

第 16 条：燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設

<目次>

1. 基本方針
 - 1.1 要求事項の整理
2. 追加要求事項に対する適合方針
 - 2.1 使用済燃料プールへの重量物落下について
 - 2.2 使用済燃料プールを監視する機能の確保について
3. 別添
 - 別添 1 使用済燃料プールへの重量物落下について
 - 別添 2 使用済燃料プール監視設備について
 - 別添 3 運用，手順説明資料
燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設
 - 別添 4 使用済燃料プールへの重量物落下に係る対象重量物の現場確認について

1. 基本方針

1.1 要求事項の整理

設置許可基準規則第 16 条並びに技術基準規則第 26 条，第 34 条及び第 47 条を第 1.1-1 表に示す。また，第 1.1-1 表において，新規制基準に伴う追加要求事項を明確化する。

第 1.1-1 表 設置許可基準規則第 16 条及び技術基準規則第 26 条，第 34 条及び第 47 条 要求事項

設置許可基準規則 第 16 条 (燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設)	技術基準規則 第 26 条 (燃料取扱設備及び燃料貯蔵設備)	備 考
<p>第十六条 発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、通常運転時に使用する燃料体又は使用済燃料（以下この条において「燃料体等」という。）の取扱施設（安全施設に係るものに限る。）を設けなければならない。</p> <p>一 燃料体等を取り扱う能力を有するものとする。</p> <p>二 燃料体等が臨界に達するおそれがないものとする。</p> <p>三 崩壊熱により燃料体等が溶融しないものとする。</p>	<p>第二十六条 通常運転時に使用する燃料体又は使用済燃料（以下この条において「燃料体等」という。）を取り扱う設備は、次に定めるところにより施設しなければならない。</p> <p>一 燃料体等を取り扱う能力を有するものであること。</p> <p>二 燃料体等が臨界に達するおそれがない構造であること。</p> <p>三 崩壊熱により燃料体等が溶融しないものであること。</p>	変更なし
一	<p>四 取扱中に燃料体等が破損しないこと。</p> <p>五 燃料体等を封入する容器は、取扱中における衝撃、熱その他の容器に加わる負荷に耐え、かつ、容易に破損しないものであること。</p>	変更なし
四 使用済燃料からの放射線に対して適切な遮蔽能力を有するものとする。	<p>六 前号の容器は、内部に燃料体等を入れた場合に、放射線障害を防止するため、その表面の線量当量率及びその表面から一メートルの距離における線量当量率がそれぞれ原子力規制委員会の定める線量当量率を超えないように遮蔽できるものであること。ただし、管理区域内においてのみ使用されるものについては、この限りでない。</p>	変更なし

設置許可基準規則 第 16 条 (燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設)	技術基準規則 第 26 条 (燃料取扱設備及び燃料貯蔵設備)	備 考
五 燃料体等の取扱中における燃料体等の落下を防止できるものとする。	七 燃料体等の取扱中に燃料体等を取り扱うための動力源がなくなった場合に、燃料体等を保持する構造を有する機器を設けることにより燃料体等の落下を防止できること。	変更なし
2 発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、燃料体等の貯蔵施設（安全施設に属するものに限る。以下この項において同じ。）を設けなければならない。 一 燃料体等の貯蔵施設は、次に掲げるものであること。 イ 燃料体等の落下により燃料体等が破損して放射性物質の放出により公衆に放射線障害を及ぼすおそれがある場合において、放射性物質の放出による公衆への影響を低減するため、燃料貯蔵設備を格納するもの及び放射性物質の放出を低減するものとする。こと。 ロ 燃料体等を必要に応じて貯蔵することができる容量を有するものとする。こと。 ハ 燃料体等が臨界に達するおそれがないものとする。こと。	2 燃料体等を貯蔵する設備は、次に定めるところにより施設しなければならない。 五 燃料体等の落下により燃料体等が破損して放射性物質が放出されることに伴い公衆に放射線障害を及ぼすおそれがある場合、放射性物質による敷地外への影響を低減するため、燃料貯蔵設備の格納施設及び放射性物質の放出を低減する発電用原子炉施設を施設すること。 三 燃料体等を必要に応じて貯蔵することができる容量を有するものであること。 一 燃料体等が臨界に達するおそれがない構造であること。	変更なし
二 使用済燃料の貯蔵施設（使用済燃料を工場等内に貯蔵する乾式キャスク（以下「キャスク」という。）を除く。）にあつては、前号に掲げるもののほか、次に掲げるものであること。 イ 使用済燃料からの放射線に対して適切な遮蔽能力を有するものとする。こと。	四 使用済燃料その他高放射性の燃料体を貯蔵する水槽（以下「使用済燃料貯蔵槽」という。）は、次に定めるところによること。 ロ 使用済燃料その他高放射性の燃料体の放射線を遮蔽するために必要な量の水があること。	変更なし

設置許可基準規則 第 16 条 (燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設)	技術基準規則 第 26 条 (燃料取扱設備及び燃料貯蔵設備)	備 考
<p>ロ 貯蔵された使用済燃料が崩壊熱により溶融しないものであって、最終ヒートシンクへ熱を輸送できる設備及びその浄化系を有するものとする。</p> <p>ハ 使用済燃料貯蔵槽（安全施設に属するものに限る。以下この項及び次項において同じ。）から放射性物質を含む水があふれ、又は漏れないものであって、使用済燃料貯蔵槽から水が漏れ出した場合において水の漏れを検知することができるものとする。</p>	<p>二 崩壊熱により燃料体等が溶融しないものであること。</p> <p>イ 放射性物質を含む水があふれ、又は漏れない構造であること。</p> <p>ハ 使用済燃料その他高放射性の燃料体の被覆が著しく腐食するおそれがある場合は、これを防止すること。</p>	
<p>ニ <u>燃料体等の取扱中に想定される燃料体等の落下時及び重量物の落下時においてもその機能が損なわれないもの</u>とする。</p>	<p>ニ <u>燃料体等の取扱中に想定される燃料体等の落下時及び重量物の落下時においてもその機能が損なわれないこと。</u></p>	追加要求事項
<p>—</p>	<p>七 取扱者以外の者がみだりに立ち入らないようにすること。</p>	変更なし

<p>設置許可基準規則 第 16 条 (燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設)</p>	<p>技術基準規則 第 34 条 (計測装置)</p>	<p>備 考</p>
<p>3 発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、使用済燃料貯蔵槽の水位及び水温並びに燃料取扱場所の放射線量を測定できる設備を設けなければならない。</p> <p>一 使用済燃料貯蔵槽の水位及び水温並びに燃料取扱場所の放射線量の異常を検知し、それを原子炉制御室に伝え、又は異常が生じた水位及び水温を自動的に制御し、並びに放射線量を自動的に抑制することができるものとする。</p> <p>二 <u>外部電源が利用できない場合においても温度、水位その他の発電用原子炉施設の状態を示す事項(以下「パラメータ」という。)を監視することができるものとする。</u></p>	<p>発電用原子炉施設には、次に掲げる事項を計測する装置を施設しなければならない。ただし、直接計測することが困難な場合は、当該事項を間接的に測定する装置を施設することをもって、これに代えることができる。</p> <p>十四 使用済燃料その他高放射性の燃料体を貯蔵する水槽の水温及び水位</p> <p>3 <u>第一項第十二号から第十四号までに掲げる事項を計測する装置(第一項第十二号に掲げる事項を計測する装置にあつては、燃料取扱設備及び燃料貯蔵設備に属するものに限る。)にあつては、外部電源が喪失した場合においてもこれらの事項を計測することができるものでなければならない。</u></p>	<p>追加要求事項</p>
<p>—</p>	<p>4 <u>第一項第一号及び第三号から第十五号までに掲げる事項を計測する装置にあつては、計測結果を表示し、記録し、及びこれを保存することができるものでなければならない。ただし、設計基準事故時の放射性物質の濃度及び線量当量率を計測する主要な装置以外の装置であつて、断続的に試料の分析を行う装置については、運転員その他の従事者が測定結果を記録し、及びこれを保存し、その記録を確認することをもって、これに代えることができる。</u></p>	<p>追加要求事項</p>

設置許可基準規則 第 16 条 (燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設)	技術基準規則 第 47 条 (警報装置等)	備 考
<p>(再掲)</p> <p>3 発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、使用済燃料貯蔵槽の水位及び水温並びに燃料取扱場所の放射線量を測定できる設備を設けなければならない。</p> <p>一 使用済燃料貯蔵槽の水位及び水温並びに燃料取扱場所の放射線量の異常を検知し、それを原子炉制御室に伝え、又は異常が生じた水位及び水温を自動的に制御し、並びに放射線量を自動的に抑制することができるものとする。</p>	<p>2 発電用原子炉施設には、使用済燃料貯蔵槽の水温の著しい上昇又は使用済燃料貯蔵槽の水位の著しい低下を確実に検知し、<u>自動的に警報する装置を施設しなければならない。</u>ただし、発電用原子炉施設が、使用済燃料貯蔵槽の水温の著しい上昇又は使用済燃料貯蔵槽の水位の著しい低下に自動的に対処する機能を有している場合は、この限りでない。</p>	<p>追加要求事項</p>

2. 追加要求事項に対する適合方針

2.1 使用済燃料プールへの重量物落下について

使用済燃料プールへ重量物が落下した場合においても、使用済燃料プールの機能が損なわれないようにするため、使用済燃料プールへの落下が想定される重量物を抽出し、抽出された重量物が基準地震動 S_s に対して使用済燃料プールへの落下を防止する設計とする。

(1) 使用済燃料プールへの落下が想定される重量物の抽出

a. 使用済燃料プール周辺の設備等の抽出

使用済燃料プール周辺の設備等について、現場確認、図面等（建屋機器配置図、機器設計仕様書、系統設計仕様書）により抽出し、抽出した設備等を類似機器ごとに項目分類を行う。なお、抽出した機器については、現場の作業実績により抽出に漏れがないことを確認している。

b. 使用済燃料プールへの落下を検討すべき重量物の抽出

上記 a. で抽出及び項目分類したものについて、項目ごとに使用済燃料プールとの離隔距離や設置方法などを考慮し、使用済燃料プールに落下するおそれがあるものを抽出する。

抽出された設備等の中から、落下エネルギーと気中落下試験時の燃料集合体の落下エネルギーを比較し、使用済燃料プールへの落下影響を検討すべき重量物を抽出する。

(2) 使用済燃料プールへの落下防止対策

a. 耐震性確保による落下防止対策

燃料取替機、原子炉建屋クレーンについて、基準地震動 S_s に対して耐震評価により壊れて落下しないことを確認し、落下防止のために必要な構造強度を有していることを確認する。

また、使用済燃料プール周辺に常設している重量物は、落下防止のために必要な構造強度を有する設計とする。

b. 設備構造上の落下防止対策

クレーンの安全機能として、フック外れ止め、ワイヤロープ二重化、フェイルセーフ機構等、設備構造上の落下防止措置が適切に講じられる設計とする。

c. 運用状況による落下防止対策

クレーン等安全規則に基づく点検、安全装置の使用、クレーンの有資格者作業等の要求事項対応による落下防止措置が適切に実施されていることを確認する。

また、燃料取替機及び原子炉建屋クレーンの使用済燃料プール外への待機運用、原子炉建屋クレーンの可動範囲制限による落下防止措置及び使用済燃料プール周りの異物混入防止対策を実施する方針について保安規定にて示す。

2.2 使用済燃料プールを監視する機能の確保について

使用済燃料プールの水位及び水温並びに燃料取扱場所の放射線量を中央制御室において監視し、異常時に警報を発信する設計とする。また、これら計測設備については非常用所内電源から受電し、外部電源が利用できない場合においても、監視できる設計とする。

別添 1

柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉
使用済燃料プールへの重量物落下について

目次

1. 新規制基準の追加要件について
 - 1.1 概要
2. 使用済燃料プールへの落下時影響評価が必要な重量物の評価フロー
3. 使用済燃料プール周辺の設備等の抽出
 - 3.1 評価フローⅠ（使用済燃料プール周辺の設備等の抽出）の考え方
 - 3.1.1 現場確認による抽出
 - 3.1.2 機器配置図等による抽出
 - 3.1.3 使用済燃料プール周辺の作業実績からの抽出
 - 3.2 評価フローⅠの抽出結果
 - 3.2.1 現場，機器配置図等による確認及び作業実績により抽出した設備等
4. 使用済燃料プールへの落下を検討すべき重量物の抽出
 - 4.1 評価フローⅡ（使用済燃料プールへの落下を検討すべき重量物の抽出）の考え方
 - 4.1.1 設置状況による抽出
 - 4.1.2 落下エネルギーによる抽出
 - 4.1.3 落下防止対策の要否判断が必要となる重量物の抽出
 - 4.2 評価フローⅡの抽出結果
 - 4.2.1 設置状況による抽出結果
 - 4.2.2 落下エネルギーによる抽出結果
 - 4.2.3 落下防止対策の要否判断が必要となる重量物の抽出結果
5. 落下防止対策の要否判断
 - 5.1 評価フローⅢ（落下防止対策の要否判断）の考え方
 - 5.2 評価フローⅢの評価
 - 5.2.1 耐震性確保による落下防止対策
 - 5.2.2 設備構造上の落下防止対策
 - 5.2.3 運用状況による落下防止対策
 - 5.3 評価フローⅢの抽出結果
 - 5.3.1 落下防止対策を実施することにより落下評価が不要となるもの
6. 重量物の評価結果

(別紙)

1. 燃料集合体落下時の使用済燃料プールライニングの健全性について
2. 使用済燃料プールと原子炉建屋オペレーティングフロアの床面上設備等との離隔概要について
3. 燃料取替機及び原子炉建屋クレーンの待機場所について
4. 原子炉建屋クレーンのインターロックについて
5. 使用済燃料プール周辺における異物混入防止エリアについて

(補足説明資料)

1. 7号炉 使用済燃料プール上部ダクトの健全性評価
2. 燃料取替機 主ホイスト（ワイヤロープ、グラップルヘッド、ブレーキ）の健全性評価について
3. 原子炉建屋クレーン 主巻（ワイヤロープ、フック、ブレーキ）の健全性評価について
4. 燃料取替機及び原子炉建屋クレーンの落下防止対策
5. 過去不具合事象に対する対応状況について
6. 新燃料の取り扱いにおける落下防止対策
7. 使用済燃料輸送容器取り扱い作業時における使用済燃料プールへの影響
8. 使用済燃料輸送容器吊具による使用済燃料輸送容器の吊り方について
9. 6号炉と7号炉における評価内容の差異について

1. 新規制基準の追加要件について

1.1 概 要

平成 25 年 7 月 8 日に施行された新規制基準のうち，下記の規則において重量物の落下時の貯蔵施設の機能に関する規制要件が新たに追加された。

このため使用済燃料プールへの落下時影響評価が必要となる重量物を抽出するとともに，新規制基準への適合状況について確認した。

なお，当該規制については，使用済燃料の貯蔵施設における機能維持が要件となっているため，柏崎刈羽 6 号及び 7 号炉使用済燃料プールのライニング健全性維持について評価した。

また，燃料集合体の落下に関する規制要件については変更されていない（安全設計審査指針 指針 49 と同じ）ため，ここでは燃料集合体以外の重量物を対象とし，燃料集合体に関しては参考として確認した。

<重量物落下に関する規制要件が新たに追加となった規則>

- a. 実用発電用原子炉及びその附属施設の位置，構造及び設備の基準に関する規則
第十六条（燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設） 第 2 項 第二号 ニ
- b. 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
第二十六条（燃料取扱設備及び燃料貯蔵設備） 第 2 項 第四号 ニ

2. 使用済燃料プールへの落下時影響評価が必要な重量物の評価フロー

使用済燃料プールへの落下時影響評価が必要な重量物について、以下のフローにより網羅的に評価した。

I. 使用済燃料プール周辺の設備等の抽出

使用済燃料プール周辺の設備等について、現場確認、図面等（建屋機器配置図、機器設計仕様書、系統設計仕様書）により抽出し、抽出した設備等を類似機器ごとに項目分類を行う。なお、抽出した機器については、現場の作業実績により抽出に漏れがないことを確認する。

II. 使用済燃料プールへの落下を検討すべき重量物の抽出

評価フロー I で抽出及び項目分類したものについて、項目ごとに使用済燃料プールとの離隔距離や設置方法などを考慮し、使用済燃料プールに落下するおそれがあるものを抽出する。

抽出された設備等の中から、落下エネルギーと気中落下試験時の燃料集合体の落下エネルギーを比較し、使用済燃料プールへの落下影響を検討すべき重量物を抽出する。

III. 落下防止対策の要否判断

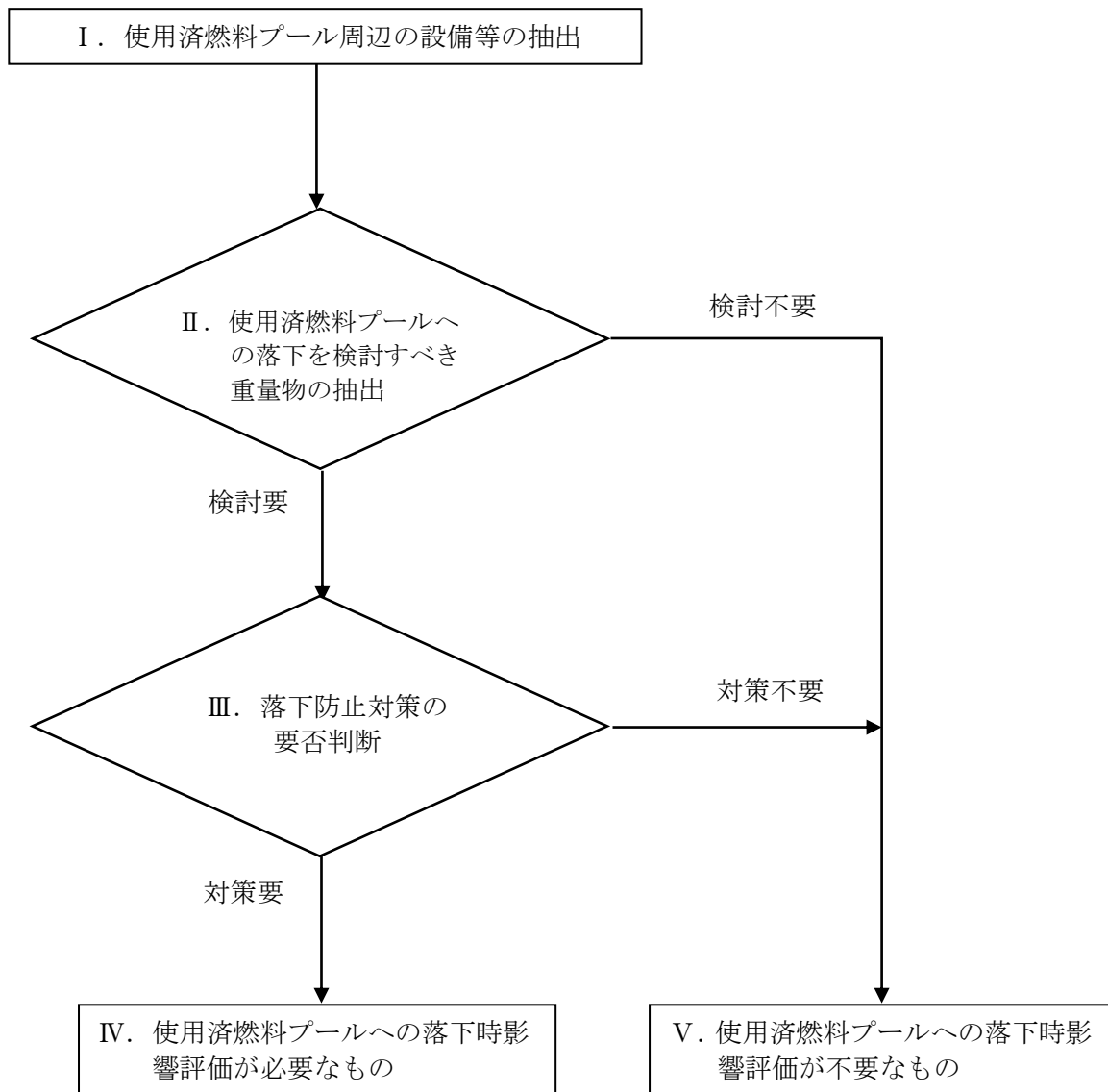
評価フロー II で抽出した設備等に対し、耐震性、設備構造及び運用状況について、適切に対応されていることを確認する。

IV. 使用済燃料プールへの落下時影響評価が必要なもの

評価フロー III で落下防止対策が必要とされた重量物は、落下時に使用済燃料プールの機能を損なうおそれがあることから、使用済燃料プールへの落下時影響評価を実施する。

V. 使用済燃料プールへの落下時影響評価が不要なもの

評価フロー II で検討不要、又は評価フロー III で対策不要としたものは、使用済燃料プールの機能を損なう重量物ではないことから、落下時影響評価は不要とする。



第2.1図 評価フロー

3. 使用済燃料プール周辺の設備等の抽出

3.1 評価フロー I（使用済燃料プール周辺の設備等の抽出）の考え方

3.1.1 現場確認による抽出

使用済燃料プール周辺の設備等に係る現場確認を実施し、「地震等により使用済燃料プールに落下するおそれがあるもの」について抽出する。

（抽出基準）

- ・使用済燃料プール周辺の設備等について、設置位置（高さ）、物量、重量、固定状況等を確認し、地震等により使用済燃料プールへの落下物となるおそれのあるもの。

3.1.2 機器配置図等※による抽出

使用済燃料プール周辺の設備等について、機器配置図や設計仕様書の図面等を用いて抽出する。

※ 建屋機器配置図

機器設計仕様書（燃料取扱機器、燃料取替機 等）

系統設計仕様書（原子炉建屋クレーン、燃料取扱及びプール一般設備 等）

（抽出基準）

- ・使用済燃料プール周辺の内挿物等現場で確認出来ない設備等について、機器配置図等にて物量、重量、配置状況等を確認し、使用済燃料プールへの落下物となるおそれのあるもの。

3.1.3 使用済燃料プール周辺の作業実績からの抽出

使用済燃料プール周辺の作業で、燃料取替機又は原子炉建屋クレーンを使用して取り扱う設備等について、作業実績に基づき抽出する。

（抽出基準）

- ・使用済燃料プール周辺の作業において、燃料取替機又は原子炉建屋クレーンを使用して取り扱う設備等。

また、使用済燃料プール周辺は、異物混入防止エリアとなっており、日常作業等における持込品については、必要最低限に制限するとともに落下防止措置を講じていることから、使用済燃料プールに落下するおそれがないため、抽出の対象外とする。

3.2 評価フロー I の抽出結果

3.2.1 現場，機器配置図等による確認及び作業実績により抽出した設備等

現場，機器配置図等による確認及び作業実績により，以下の設備等を抽出した。抽出した設備等を分類した各項目の詳細については，第 3.2.1 表及び第 3.2.2 表に示す。

【抽出した設備等の分類項目】

- ・原子炉建屋
- ・燃料取替機
- ・原子炉建屋クレーン
- ・その他クレーン類
- ・R C C V（取扱具含む）
- ・R P V（取扱具含む）
- ・内挿物（取扱具含む）
- ・プール内ラック類
- ・プールゲート類
- ・使用済燃料輸送容器（取扱具含む）
- ・電源盤類
- ・フェンス・ラダー類
- ・装置類
- ・作業機材類
- ・計器・カメラ・通信機器類
- ・試験・検査用機材類
- ・コンクリートプラグ・ハッチ類
- ・空調機
- ・その他

使用済燃料プール周辺の主な作業としては，燃料取替機又は原子炉建屋クレーンを使用した燃料集合体等の移送作業がある。燃料取替機を使用した作業としては，原子炉圧力容器と使用済燃料プール内ラック間の内挿物等の移動，使用済燃料輸送容器への使用済燃料集合体の移動並びに原子炉冷却材再循環ポンプ（以下「再循環ポンプ」という。）等の取り扱い作業を行う。原子炉建屋クレーンを使用した作業としては，使用済燃料輸送容器の移動，プラント定期検査時の設備等の配置変更，搬入及び搬出等を行う。

(1) 柏崎刈羽6号炉

柏崎刈羽6号炉の現場状況を以下に示す。



原子炉建屋オペレーティング
フロアの床面全体



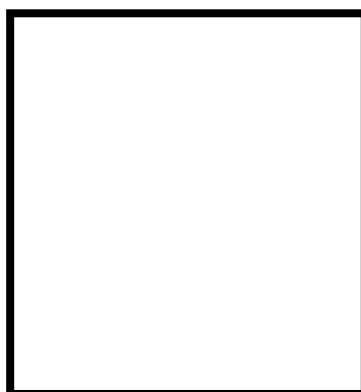
燃料取替機



使用済燃料プール上部天井



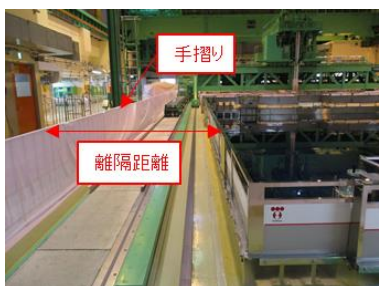
原子炉建屋クレーン



原子炉建屋オペレーティング
フロアの床面概略平面図



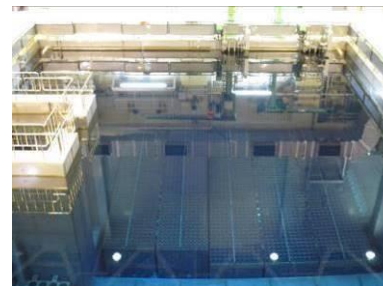
①使用済燃料プール全体



②使用済燃料プール南側側面



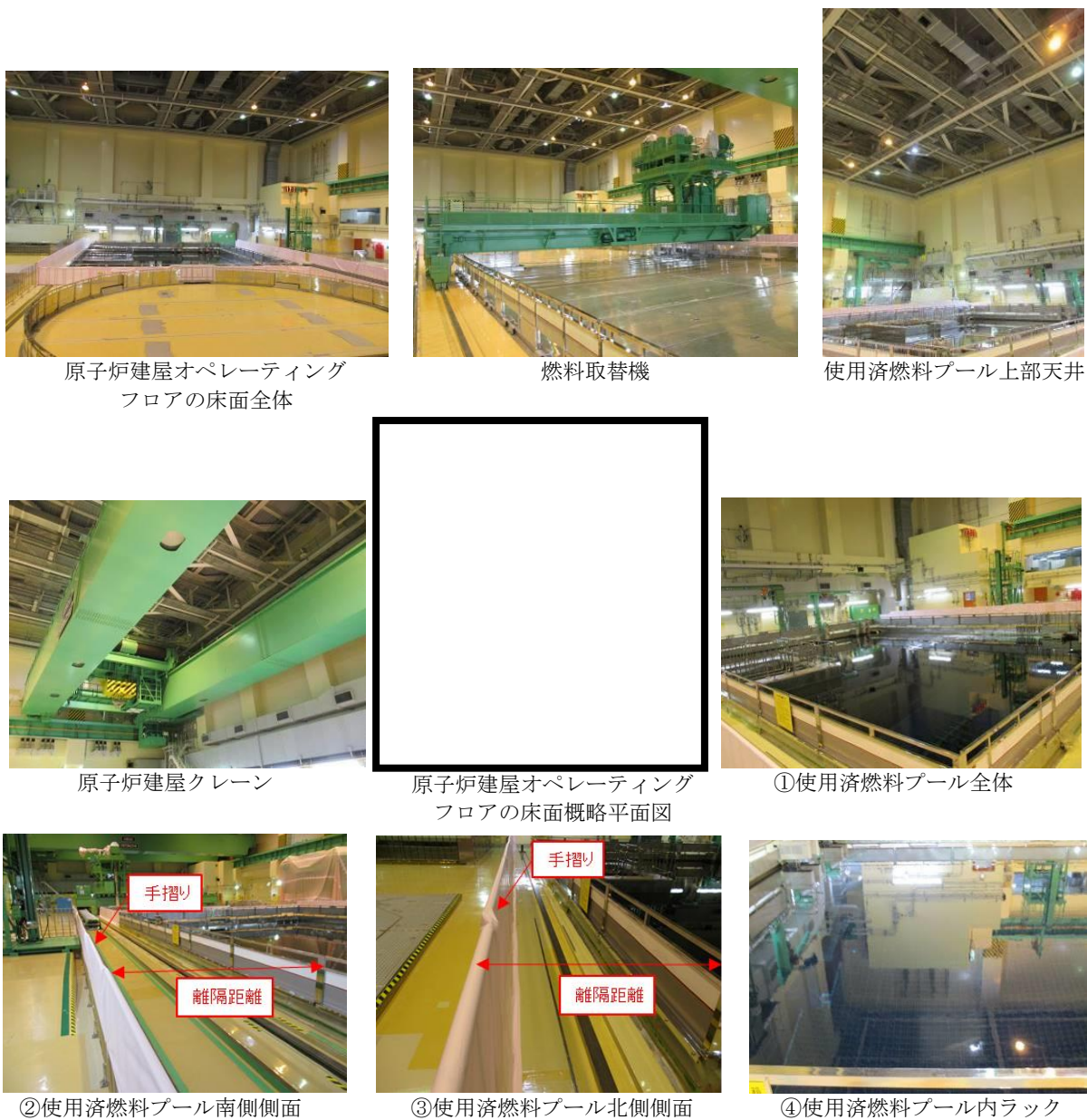
③使用済燃料プール北側側面



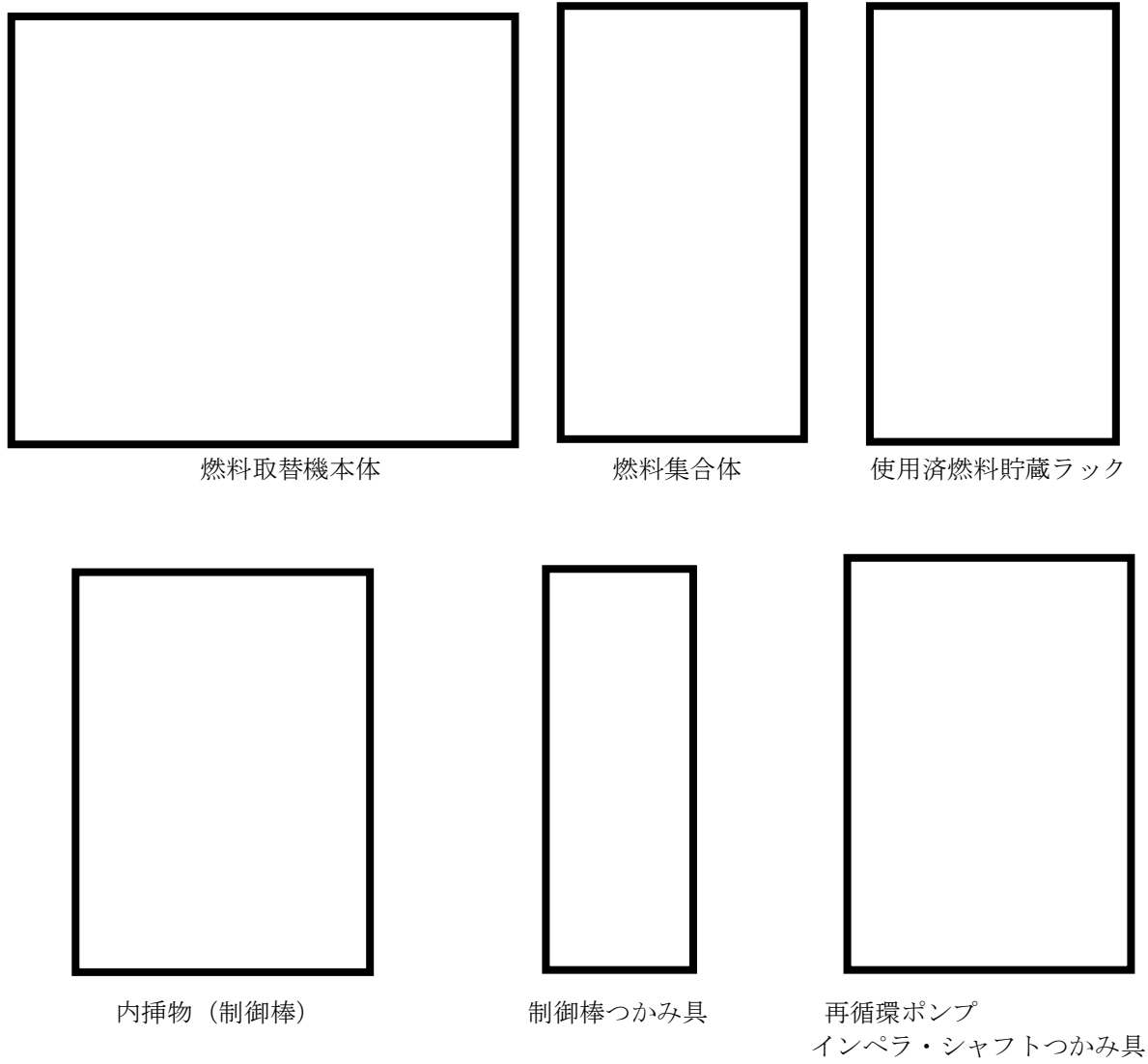
④使用済燃料プール内ラック

第3.2.1図 6号炉 原子炉建屋オペレーティングフロア 概要

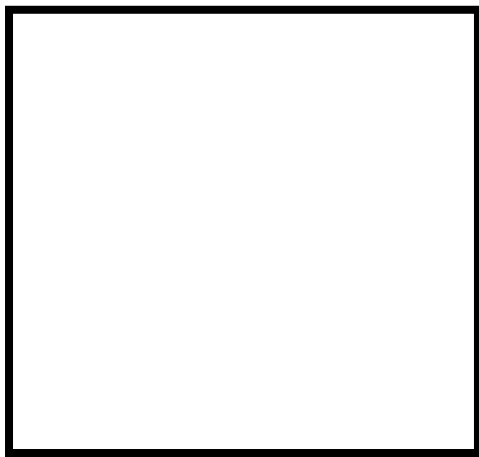
(2) 柏崎刈羽 7 号炉
 柏崎刈羽 7 号炉の現場状況を以下に示す。



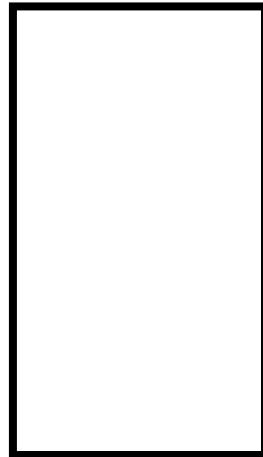
第 3. 2. 2 図 7 号炉原子炉建屋オペレーティングフロア 概要



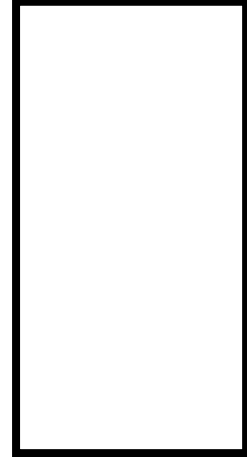
第 3.2.3 図 燃料取替機本体及び取り扱い設備（6号炉）



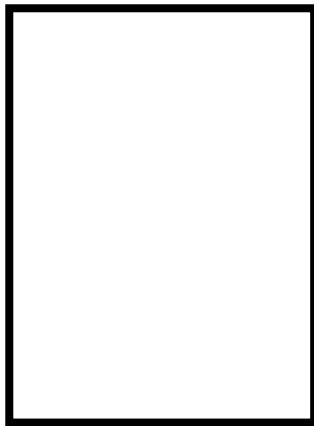
燃料取替機本体



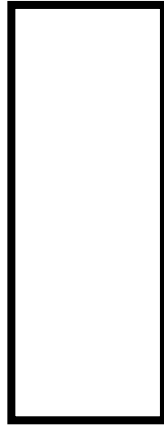
燃料集合体



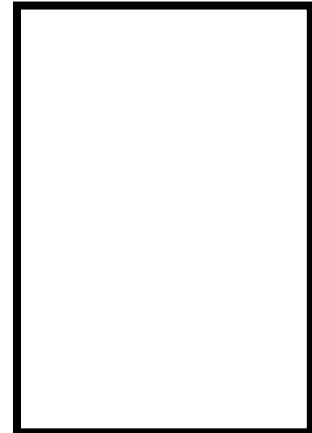
使用済燃料貯蔵ラック



内挿物（制御棒）



制御棒つかみ具

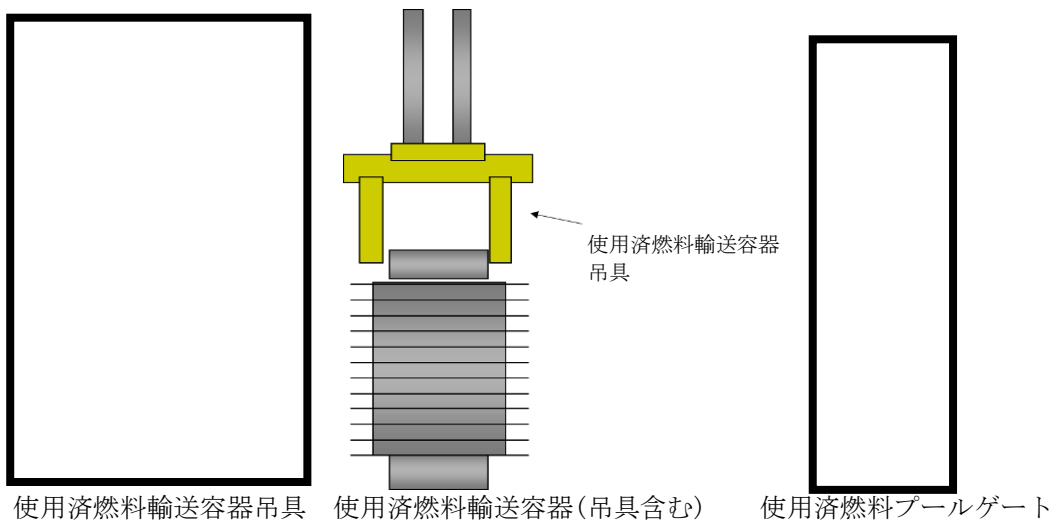


再循環ポンプ
インペラ・シャフトつかみ具

第 3.2.4 図 燃料取替機本体及び取り扱い設備（7号炉）



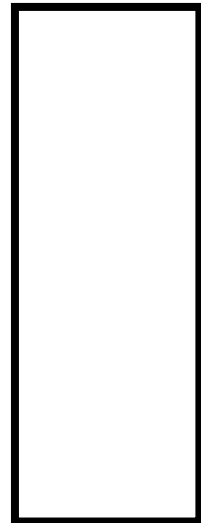
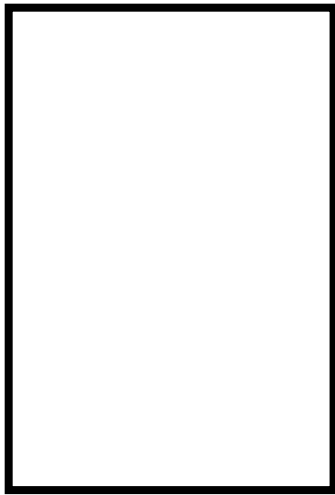
原子炉建屋クレーン



第 3.2.5 図 原子炉建屋クレーン本体及び取り扱い設備（6号炉）



原子炉建屋クレーン



使用済燃料輸送容器吊具

使用済燃料プールゲート

第 3.2.6 図 原子炉建屋クレーン本体及び取り扱い設備（7号炉）

第 3.2.1 表 評価フロー I の抽出結果（詳細）（6 号炉）（その 1）

番号	抽出項目	詳細
1	原子炉建屋	屋根トラス、耐震壁等
		照明
		クレーンランウェイガード
2	燃料取替機	燃料取替機
3	原子炉建屋クレーン	原子炉建屋クレーン
4	その他クレーン類	燃料プール用ジブクレーン
		燃料コンテナ起立台
		新燃料検査台
		機器搬出入口用ジブクレーン
5	RCCV（取扱具含む）	RCCV ヘッド（ボルト含む）
		RCCV M/I 吊具
6	RPV（取扱具含む）	RPV ヘッド(+スタッドテンション(RPVヘッド自動着脱機)+スタッドボルト)
		RPV ヘッド自動着脱機 変圧器盤
		RPV オーリング
		RPV ヘッド保温材
		圧力容器上蓋仮置除染ピット 上蓋支持台
		スタッドボルトラック
7	内挿物（取扱具含む）	ボルトスタンド
		シュラウドヘッド+気水分離器
		シュラウドヘッドボルト
		シュラウドヘッドボルトレンチ
		蒸気乾燥器
		蒸気乾燥器・気水分離器吊具
		MS ラインプラグ
		主蒸気ラインプラグ 操作ユニット
		ガイドロッド
		ガイドロッドつかみ具
		グリッドガイド
		挿入ガイド用一時保管具
		インコア挿入ガイド
		サーベランス試験片
		上部格子板
		操作ポール+その他プール工具
		再循環ポンプインペラ・シャフト
		再循環ポンプインペラ・シャフトつかみ具
		再循環ポンプ運搬用仮設レール
		再循環ポンプ仮置台
		再循環ポンプ検査水槽
		再循環ポンプ検査水槽用リール
		再循環ポンプ上部取扱接続ロッド
		再循環ポンプディフューザ・ストレッチチューブ
		再循環ポンプディフューザ・ストレッチチューブつかみ具
		再循環ポンプストレッチチューブネジ部保護具
		再循環ポンプディフューザウェアリング
再循環ポンプディフューザウェアリングつかみ具		

第 3.2.1 表 評価フロー I の抽出結果（詳細）（6 号炉）（その 2）

番号	抽出項目	詳細
7	内挿物（取扱具含む）	再循環ポンプ取扱具保管棚
		再循環ポンプモータ用上部プラグ
		LPRM 検出器
		LPRM/ドライチューブ移送具
		LPRM/ドライチューブ取扱具
		引抜き IHT 用錘
		挿入用 IHT
		LPRM 吊下げハンガ
		インコアストロングバック（原子炉内計装管搬出入装置）
		SRNM
		中性子源
		起動用中性子源ホルダ
		燃料集合体
		制御棒+燃料サポート
		制御棒・燃料サポート同時つかみ具
		制御棒
		制御棒つかみ具
		燃料チャンネル着脱機
		チャンネル
		チャンネル移動つかみ具
		チャンネル取扱具
		チャンネル取扱ブーム
		チャンネルボルトレンチ
		ブレードガイド（ダブル）
ブレードガイド（短尺）		
他号機燃料取扱グラップル（収納コンテナ含む）		
8	プール内ラック類	ブレードガイド貯蔵ラック
		チャンネル貯蔵ラック
		使用済燃料貯蔵ラック
		制御棒・破損燃料貯蔵ラック
		新燃料貯蔵ラック
		使用済 LPRM 保管ラック
		制御棒貯蔵ハンガ
		再循環ポンプインペラ・シャフト保管ラック
		再循環ポンプディフューザ・ストレッチチューブ保管ラック
9	プールゲート類	D/S プールゲート
		燃料プールゲート G1
		燃料プールゲート G2
		キャスクピットゲート G3
10	使用済燃料輸送容器 （取扱具含む）	使用済燃料輸送容器
		使用済燃料輸送容器吊具
		転倒防止架台

第 3.2.1 表 評価フロー I の抽出結果（詳細）（6 号炉）（その 3）

番号	抽出項目	詳細
11	電源盤類	照明用トランス
		照明用分電盤
		燃料チャンネル着脱機制御盤
		燃料プール状態表示盤
		作業用電源箱
		使用済燃料貯蔵プール温度中継端子箱
		機器搬出入口ハッチカバー用制御盤
		機器搬出入口ハッチカバー用ジブクレーン 作業電源箱
		無線通信設備補助増幅器
		RPV ヘッド自動着脱機電源箱
		原子炉建屋クレーン電源現場操作箱
		燃料取替機制御室空調機現場盤
		再循環ポンプ検査水槽用制御盤
		インペラ・シャフト検査装置制御盤
12	フェンス・ラダー類	手摺り
		新燃料検査台ピット用ラダー
		D/S プール用梯子
		原子炉ウェル用梯子
13	装置類	伸縮式電動ハッチ駆動装置
		PAR
		除染装置（収納コンテナ含む）
14	作業機材類	真空清掃設備清掃用具格納箱
		原子炉建屋オペレーティングフロアハッチカバー 支点用カバー収納箱
		水中テレビカメラビデオ装置
		水中テレビカメラコントローラ
		SFP 操作プラットフォーム
		横向水中照明具
		広域水中照明具
		ドロップライト
		ビューイングエイド
		水中カメラ
		燃料グループ 工具棚
		潤滑油保管棚
		保管棚 (A)
		保管棚 (B)
保管棚 (C)		
保管棚 (D)		
15	計器・カメラ・通信機器類	原子炉建屋-外気差圧（北側）発信器
		エリア放射線モニタ
		原子炉建屋-外気差圧（西側）発信器
		R/A-外気差圧計
		SGTS 排気流量発信器
		ページング

第 3.2.1 表 評価フロー I の抽出結果（詳細）（6 号炉）（その 4）

番号	抽出項目	詳細
15	計器・カメラ・通信機器類	ITV カメラ
		IAEA カメラ
		燃料取替エリア排気放射線モニタ（安全系）
		光ジャンクションボックス ch3
		原子炉建屋-外気差圧（東側）発信器
		使用済燃料貯蔵プール温度計
		使用済燃料貯蔵プール水位計
		水素濃度計
		スタックドレン配管 U シール水位計
		原子炉建屋-外気差圧（南側）発信器
		16
スタッドボルト探傷装置		
スタッドボルト用試験片		
テストウエイト（180KG 用）		
テストウエイト（300KG、480KG 用）		
再循環ポンプホイス用テストウエイト		
17	コンクリートプラグ・ハッチ類	機器搬出入口ハッチカバー
		新燃料検査台ピットカバー
		燃料把握機調整ピットカバー
		キャスク洗浄ピットカバー
		D/S カナルプラグ A
		D/S カナルプラグ B
		D/S カナルプラグ C
		原子炉ウェルシールドプラグ A
		原子炉ウェルシールドプラグ B
		原子炉ウェルシールドプラグ C
		原子炉ウェルシールドプラグ D
		原子炉ウェルシールドプラグ E
		スキマサージタンク用ハッチカバーA
		スキマサージタンク用ハッチカバーB
		新燃料貯蔵庫ハッチカバーA
		新燃料貯蔵庫ハッチカバーB
		新燃料貯蔵庫ハッチカバーC
		新燃料貯蔵庫ハッチカバーD
		新燃料貯蔵庫ハッチカバーE
		新燃料貯蔵庫ハッチカバーF
		SFP スロットプラグ A
		SFP スロットプラグ B
		SFP スロットプラグ C
SFP スロットプラグ D		
D/S プールカバーA		
D/S プールカバーB		

第 3.2.1 表 評価フロー I の抽出結果（詳細）（6 号炉）（その 5）

番号	抽出項目	詳細
17	コンクリートプラグ・ハッチ類	D/S プールカバーC
		D/S プールカバーD
		D/S プールカバーE
18	空調機	燃料取替機制御室空調機
19	その他	配管
		チェッカープレート
		非常誘導灯
		消火設備
		掲示物
		鉛ガラス
		ダクト
		トップベント
		ブローアウトパネル
		ケーブル
		放送機材
		救命用具
定期検査用資機材		

第 3.2.2 表 評価フロー I の抽出結果 (詳細) (7 号炉) (その 1)

番号	抽出項目	詳細
1	原子炉建屋	屋根トラス, 耐震壁等
		照明
		クレーンランウェイガーダ
2	燃料取替機	燃料取替機
3	原子炉建屋クレーン	原子炉建屋クレーン
4	その他クレーン類	新燃料検査台
		プール用ジブクレーン
		機器搬出入口用ジブクレーン
5	RCCV(取扱具含む)	RCCV ヘッド (ボルト含む)
		RCCV M/I 吊具
6	RPV(取扱具含む)	RPVヘッド(+スタッドテンショナ(RPVヘッド自動着脱機)+スタッドボルト)
		RPV ヘッド自動着脱機制御盤
		RPV ヘッド保温材
		RPV 上蓋除染パン 上蓋支持台
		ボルトシャンク部清掃装置
		スタッドボルトラック
		RPV オーリング
		ボルト着脱装置
		油圧装置・集塵装置 (RPV ヘッド自動着脱装置用)
		テンショナー予備品収納箱
		ボルトスタンド
7	内挿物 (取扱具含む)	シュラウドヘッド+気水分離器
		シュラウドヘッドボルト
		シュラウドヘッドボルトレンチ
		蒸気乾燥器
		D/S スリング
		MS ラインプラグ
		主蒸気ラインプラグ操作ユニット
		ガイドロッド (収納ケース含む)
		ガイドロッドつかみ具
		グリッドガイド
		インコア挿入ガイド
		挿入ガイド一時保管台
		上部格子板
		操作ポール
		ミラーアタッチメント
		計測器取扱具 (IHT)
		中性子源
		起動用中性子源立掛具
		再循環ポンプ検査水槽
		再循環ポンプ検査水槽用作業架台
		再循環ポンプ検査水槽用仮設レール
再循環ポンプ上部取扱装置保管用移動レール		
再循環ポンプ上部取扱装置保管用吊り天秤		
再循環ポンプ取扱装置仮置台		

第 3.2.2 表 評価フロー I の抽出結果 (詳細) (7 号炉) (その 2)

番号	抽出項目	詳細
7	内挿物 (取扱具含む)	インペラ・シャフトクラッド除去治具
		再循環ポンプ上部共通吊具 (保管箱含む)
		再循環ポンプ上部取扱接続ロッド
		再循環ポンプ上部プラグ
		再循環ポンプディフューザ・ストレッチチューブつかみ具
		再循環ポンプディフューザウェアリングつかみ具
		再循環ポンプインペラ・シャフト
		再循環ポンプインペラ・シャフトつかみ具
		再循環ポンプディフューザ・ストレッチチューブ
		再循環ポンプディフューザウェアリング
		燃料集合体
		他号機燃料取扱グラブブル (収納コンテナ含む)
		燃料チャンネル
		燃料チャンネル着脱機
		チャンネル移動つかみ具
		チャンネル取扱具
		チャンネル取扱ブーム
		チャンネルボルトレンチ
		制御棒
		制御棒つかみ具
		CR・FS
		CR・FS 同時つかみ具 (保管架台含む)
		LPRM 切断機
		LPRM 吊下げハンガ
		SRNM
		LPRM 検出器
		LPRM ドライチューブ移送具
		インコアマニプレーター
		ブレードガイド
		インコアストロングバック (原子炉内計装管搬出入装置)
		サーベランス試験片
		再循環ポンプ取扱具保管棚
8	プール内ラック類	使用済燃料貯蔵ラック
		制御棒・破損燃料貯蔵ラック
		新燃料貯蔵ラック
		チャンネル貯蔵ラック
		制御棒貯蔵ハンガ
		使用済 LPRM 保管ラック
		ブレードガイド貯蔵ラック
		再循環ポンプインペラ・シャフト保管ラック
		再循環ポンプディフューザ・ストレッチチューブ保管ラック
		SFP ゲート (小)
9	プールゲート類	SFP ゲート (大)
		キャスクピットゲート
		DSP ゲート

第 3.2.2 表 評価フロー I の抽出結果（詳細）（7号炉）（その3）

番号	抽出項目	詳細
10	使用済燃料輸送容器 (取扱具含む)	使用済燃料輸送容器
		使用済燃料輸送容器吊具
		転倒防止架台
11	電源盤類	機器搬出入口ハッチカバー用制御盤
		燃料チャンネル着脱機制御盤
		原子炉内 ISI 装置用制御盤
		再循環ポンプインペラ・シャフト検査台用操作盤
		ジャンクション BOX
		原子炉建屋クレーンケーブル切替箱
		原子炉建屋クレーン操作箱
		RPV ヘッド自動着脱機トランス盤
		照明用トランス
		照明用分電盤
		作業用電源箱
		原子炉建屋クレーン点検用照明電源スイッチ箱
		原子炉建屋クレーンジョイントボックス
		無線通信設備補助増幅器
12	フェンス・ラダー類	手摺り
		DSP 用梯子
		原子炉ウェル用梯子
		新燃料検査台ピット用ラダー
		SFP スロット部ブリッジ
13	装置類	伸縮式電動ハッチ駆動装置
		除染装置 (収納コンテナ含む)
		DSP ゲートエアーパーッキン供給装置
		PAR
14	作業機材類	清掃装置
		工具収納ラック A
		工具収納ラック B
		工具収納ラック C
		工具箱 (1)
		工具箱 (2)
		工具箱 (3)
		スリング類収納ハンガ
		長物類収納ラック A
		長物類収納ラック B
		ポール類収納ラック
		搬入口ハッチカバー部品収納箱
		再循環ポンプインペラ・シャフト検査台用水中 TV カメラユニット
		再循環ポンプ取扱装置用水中 TV カメラ操作ラック
		清掃油棚
		再循環ポンプ取扱機器用水中 TV カメラ
		ポータブル型気中投光式照明灯
		ビューイングエイド
燃料チャンネル着脱機テレビカメラ		

第 3.2.2 表 評価フロー I の抽出結果（詳細）（7号炉）（その4）

番号	抽出項目	詳細
14	作業機材類	燃料取替監視用テレビ装置 SFP 側テレビカメラ
		燃料取替監視用テレビ装置炉心側テレビカメラ
15	計器・カメラ・通信機器類	IAEA カメラ
		ITV カメラ
		ARM (エリアモニタ)
		プロセスモニタ
		ペーjing
		使用済燃料貯蔵プール温度計
		使用済燃料貯蔵プール水位計
		水素濃度計
		フィルタ装置出口配管 U シール水位計
		原子炉建屋-外気差圧 (南側) 発信器
		原子炉建屋-外気差圧 (西側) 発信器
		原子炉建屋-外気差圧 (東側) 発信器
		原子炉建屋-外気差圧 (北側) 発信器
		SGTS イオンチェンバ検出器
SGTS 排気流量発信器		
16	試験・検査用機材類	再循環ポンプ検査台
		シッパーキャップ (SHIPPING 検査用)
		原子炉内 ISI 装置収納庫
17	コンクリートプラグ・ハッチ類	SFP スロットプラグ (A)
		SFP スロットプラグ (B)
		SFP スロットプラグ (C)
		SFP スロットプラグ (D)
		DS スロットプラグ (A)
		DS スロットプラグ (B)
		DS スロットプラグ (C)
		D/S プールカバー
		原子炉ウェルカバー (A)
		原子炉ウェルカバー (B)
		原子炉ウェルカバー (C)
		原子炉ウェルカバー (D)
		原子炉ウェルカバー (E)
		大物搬入口ハッチカバー
		新燃料貯蔵庫カバー
		スキマサージタンク用ハッチカバーA
		スキマサージタンク用ハッチカバーB
		新燃料検査台ピットカバー
燃料把握機調整ピットカバー		
キャスク洗浄ピットカバー		
18	空調機	燃料取替機制御室空調機

第 3.2.2 表 評価フロー I の抽出結果（詳細）（7号炉）（その5）

番号	抽出項目	詳細
19	その他	配管
		チェッカープレート
		非常誘導灯
		消火設備
		掲示物
		鉛ガラス
		ダクト
		トップベント
		ブローアウトパネル
		ケーブル
		放送機材
		救命用具
		定期検査用資機材

4. 使用済燃料プールへの落下を検討すべき重量物の抽出

4.1 評価フローⅡ（使用済燃料プールへの落下を検討すべき重量物の抽出）の考え方

4.1.1 設置状況による抽出

使用済燃料プールとの離隔や設置方法等を考慮して、使用済燃料プールに落下するおそれのある設備等を検討要、それ以外の設備等を検討不要として抽出する。

なお、使用済燃料プールとの離隔は、使用済燃料プールと離隔距離が確保され、かつ、手摺りにより区画された外側に設置されていることとする。

4.1.2 落下エネルギーによる抽出

4.1.1「設置状況による抽出」にて検討要となる設備等について、落下エネルギーを算出し、気中落下試験時の燃料集合体の落下エネルギー（約 15.5kJ^{*}）を超える重量物となる設備等を検討要、それ以外の設備等を検討不要として抽出する。

※燃料集合体の気中落下を想定した場合でも使用済燃料プールライニングの健全性は確保されることから、燃料集合体と同等の落下エネルギーを選定の目安とした。詳細は、燃料集合体落下時の使用済燃料プールライニングの健全性について（別紙1）参照。

（落下エネルギーの算出方法）

$$E = m \times g \times h$$

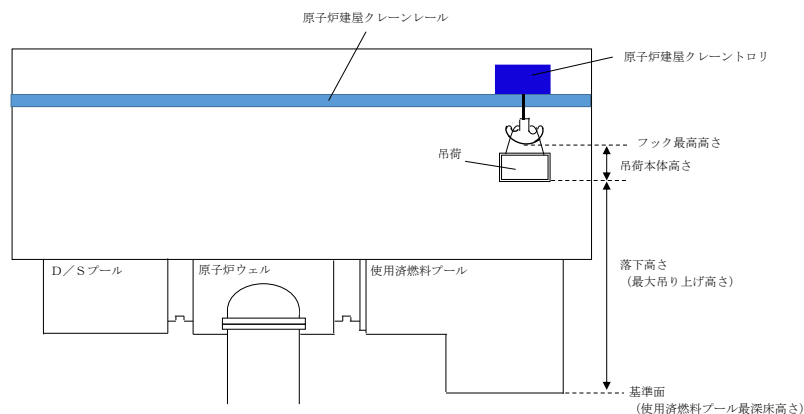
E：落下エネルギー[J]

m：質量[kg]

g：重力加速度[m/s²]

h：落下高さ[m]

ここで、落下高さは、設備等の最大吊り上げ高さ（＝「フック最高高さ」－「使用済燃料プール最深床高さ」－「吊荷本体高さ」）とし、基準面は使用済燃料プール最深床高さとする。



第4.1.1図 落下高さ算出概要

4.1.3 落下防止対策の要否判断が必要となる重量物の抽出

4.1.1「設置状況による抽出」及び4.1.2「落下エネルギーによる抽出」によ

り検討要となる重量物について，評価フローⅢで使用済燃料プールへの落下防止対策の対応状況確認が必要となる重量物として抽出する。

4.2 評価フローⅡの抽出結果

4.2.1 設置状況による抽出結果

下記項目の設備等は、使用済燃料プールの手摺りの外側に設置され、使用済燃料プールとの離隔距離が確保されているとともに、設置方法として、転倒防止対策（電源盤類、空調機については床や壁面にボルト等にて固定又は固縛）がとられており、仮に地震等により損壊・転倒したとしても使用済燃料プールまでの離隔がとれていることから、検討不要とする（詳細は、使用済燃料プールと原子炉建屋オペレーティングフロアの床面上設備等との離隔概要について（別紙2）参照）。

<検討不要の項目※>

（6号炉）

- ・RCCV（取扱具含む）
- ・電源盤類
- ・空調機

（7号炉）

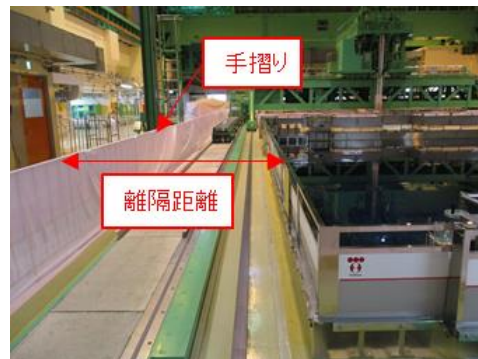
- ・RCCV（取扱具含む）
- ・電源盤類
- ・空調機

※各項目の詳細は第3.2.1表及び第3.2.2表を参照

（6号炉の状況）



原子炉建屋オペレーティングフロアの床面上設備



使用済燃料プールとの離隔の概要

（7号炉の状況）



原子炉建屋オペレーティングフロアの床面上設備



使用済燃料プールとの離隔の概要

4.2.2 落下エネルギーによる抽出結果

下記項目の設備等は，4.1.2「落下エネルギーによる抽出」に示す方法により算出した落下エネルギーが，気中落下試験時の燃料集合体の落下エネルギーより小さいことから，検討不要とする。

<検討不要の項目※>

(6号炉)

- ・作業機材類
- ・計器・カメラ・通信機器類

(7号炉)

- ・作業機材類
- ・計器・カメラ・通信機器類

※各項目の詳細は第3.2.1表及び第3.2.2表を参照

4.2.3 落下防止対策の要否判断が必要となる重量物の抽出結果

下記項目の設備等は、4.1.1「設置状況による抽出」及び4.1.2「落下エネルギーによる抽出」により検討要の重量物とする。

これらの項目の設備等は、落下により使用済燃料プールの機能を損なうおそれがあることから、後段の評価フローⅢで使用済燃料プールへの落下防止対策の対応状況確認を実施する。

<検討要の項目※>

(6号炉)

- | | |
|-------------------|-------------|
| ・原子炉建屋 | ・燃料取替機 |
| ・原子炉建屋クレーン | ・その他クレーン類 |
| ・RPV（取扱具含む） | ・内挿物（取扱具含む） |
| ・プール内ラック類 | ・プールゲート類 |
| ・使用済燃料輸送容器（取扱具含む） | ・フェンス・ラダー類 |
| ・装置類 | ・試験・検査用機材類 |
| ・コンクリートプラグ・ハッチ類 | ・その他 |

(7号炉)

- | | |
|-------------------|-------------|
| ・原子炉建屋 | ・燃料取替機 |
| ・原子炉建屋クレーン | ・その他クレーン類 |
| ・RPV（取扱具含む） | ・内挿物（取扱具含む） |
| ・プール内ラック類 | ・プールゲート類 |
| ・使用済燃料輸送容器（取扱具含む） | ・フェンス・ラダー類 |
| ・装置類 | ・試験・検査用機材類 |
| ・コンクリートプラグ・ハッチ類 | ・その他 |

※各項目の詳細は第3.2.1表及び第3.2.2表を参照

5. 落下防止対策の要否判断

5.1 評価フローⅢ（落下防止対策の要否判断）の考え方

評価フローⅡで検討要として抽出した重量物について、使用済燃料プールへの落下原因に応じて、落下防止対策を適切に実施する設計とする。

抽出した重量物に対する落下原因及び落下防止対策の整理について第5.1.1表に示す。

第5.1.1表 抽出した重量物に対する落下原因及び落下防止対策の整理

抽出した重量物※	該当する落下原因（a～d）及び落下防止対策（①～③）					
	a. 地震による重量物の破損	b. 吊荷取扱装置の故障等		c. 吊荷取扱装置の誤操作		d. 吊荷取扱設備の待機位置等
	①	②	③	②	③	③
原子炉建屋	○	—	—	—	—	—
燃料取替機	○	—	○	—	○	○
原子炉建屋クレーン	○	—	○	—	○	○
その他クレーン類	○	○	○	○	○	—
RPV（取扱具含む）	—	○	○	○	○	—
内挿物（取扱具含む）	○	○	○	○	○	—
プール内ラック類	○	○	○	○	○	—
プールゲート類	—	○	○	○	○	—
使用済燃料輸送容器（取扱具含む）	—	○	○	○	○	○
フェンス・ラダー類	—	○	○	○	○	—
装置類	—	○	○	○	○	—
試験・検査用機材類	—	○	○	○	○	—
コンクリートプラグ・ハッチ類	—	○	○	○	○	—
その他	○	—	—	—	—	—

※項目の詳細は第3.2.1表及び第3.2.2表参照

ここで、吊荷取扱設備とは、燃料取替機又は原子炉建屋クレーンであり、吊荷取扱装置とは、吊荷取扱設備に設けている安全装置等をいう。

上記の落下防止対策①～③については、具体的に以下により確認する。

① 耐震性確保による落下防止対策

燃料取替機、原子炉建屋クレーンについて、基準地震動 S_s に対して耐震評価により壊れて落下しないことを確認し、落下防止のために必要な構造強度を有していることを確認する。

また、使用済燃料プール周辺に常設している重量物は、落下防止のために必要な構造強度を有する設計とする。

② 設備構造上の落下防止対策

クレーンの安全機能として、フック外れ止め、ワイヤロープ二重化、フェイルセーフ機構等、設備構造上の落下防止措置が適切に講じられる設計とする。

③ 運用状況による落下防止対策

クレーン等安全規則に基づく点検、安全装置の使用、クレーンの有資格者作業等の要求事項対応による落下防止措置が適切に実施されていることを確認する。

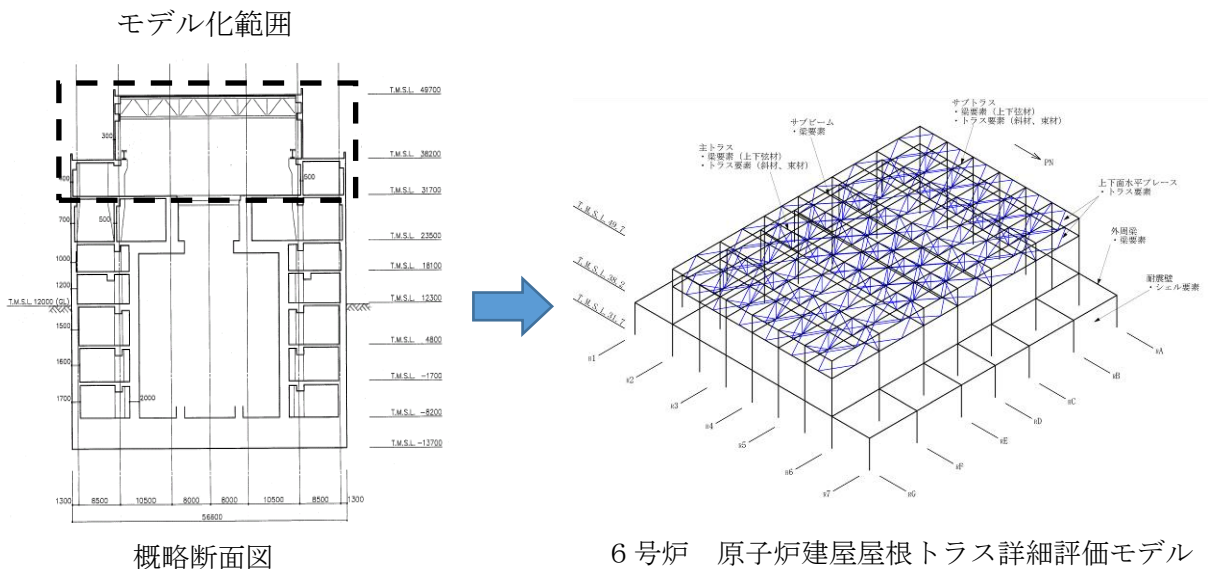
また、燃料取替機及び原子炉建屋クレーンの使用済燃料プール外への待機運用、原子炉建屋クレーンの可動範囲制限による落下防止措置及び使用済燃料プール周りの異物混入防止対策を実施する方針について保安規定にて示す。

5.2 評価フローⅢの評価

5.2.1 耐震性確保による落下防止対策

(1) 原子炉建屋及び使用済燃料プール上部にある常設設備 (6号炉)

原子炉建屋については、原子炉建屋オペレーティングフロアの床面 (T.M.S.L. 31.7m) より上部の鉄筋コンクリート造の壁及び鉄骨造の屋根トラス、屋根面水平ブレース等を線材、面材により立体的にモデル化した立体架構モデルを作成し、基準地震動 S_s に対する評価を行い、屋根トラスにおいて水平地震動と鉛直地震動を同時に考慮した発生応力が終局耐力を超えず、使用済燃料プールに落下しない設計とする。なお、屋根については鋼板 (デッキプレート) の上に鉄筋コンクリート造の床を設けた構造となっており、地震による剥落はない。原子炉建屋オペレーティングフロアの床面より上部を構成する壁は鉄筋コンクリート造の耐震壁であり、原子炉建屋オペレーティングフロアの床面より下部の耐震壁とあわせて基準地震動 S_s に対して落下しない設計とする。



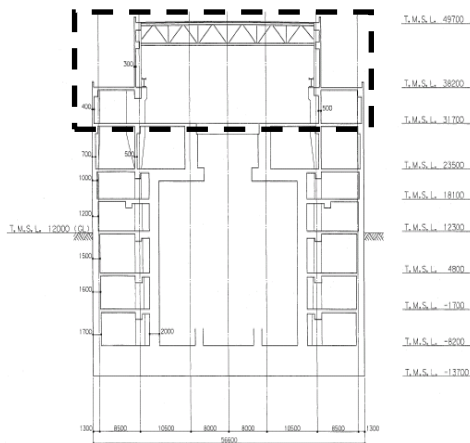
第 5.2.1 図 原子炉建屋屋根評価モデル

(7号炉)

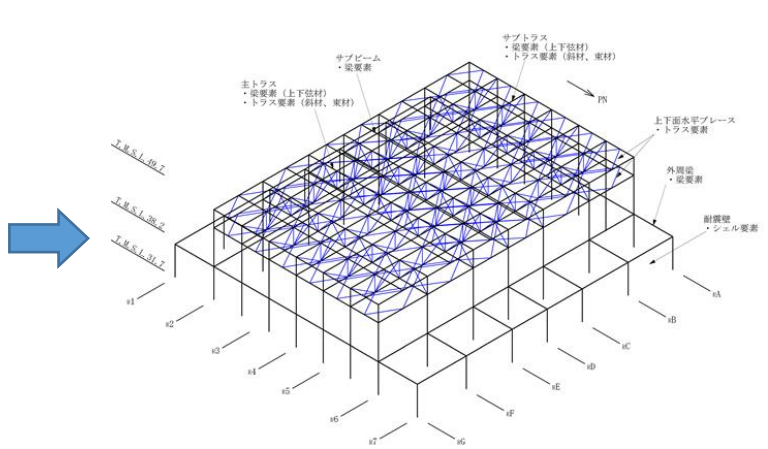
原子炉建屋については、原子炉建屋オペレーティングフロアの床面 (T.M.S.L. 31.7m) より上部の鉄筋コンクリート造の壁及び鉄骨造の屋根トラス、屋根面水平ブレース等を線材、面材により立体的にモデル化した立体架構モデルを作成し、基準地震動 S_s に対する評価を行い、屋根トラスにおいて水平地震動と鉛直地震動を同時に考慮した発生応力が終局耐力を超えず、使用済燃料プールに落下しない設計とする。なお、屋根については鋼板 (デッキプレート) の上に鉄筋コンクリート造の床を設けた構造となっており、地震による剥落はない。原子炉建屋オペレーティングフロアの床面より上部を構成する壁は鉄筋コンクリート造の耐震壁であり、原子炉建屋オペレーティングフロアの床面より下部の耐震壁とあわせて基準地震動 S_s に対して落下しない設計とする。

また、7号炉においては使用済燃料プール上部に常設のダクトが設置されており、評価フローⅡの設置状況により必要な離隔がとられていないと判断することから、使用済燃料プールの手摺りの内側エリア直上のダクトを評価対象として、基準地震動 S_s に対し落下しない設計とする (詳細は、7号炉 使用済燃料プール上部ダクトの健全性評価 (補足説明資料1) 参照)。

モデル化範囲



概略断面図



7号炉 原子炉建屋屋根トラス詳細評価モデル

第 5.2.2 図 原子炉建屋屋根評価モデル

(2) 燃料取替機

燃料取替機は、使用済燃料プール、原子炉ウェル及びD/Sピットをまたぐ走行レール上を走行する設備であり、浮き上がりによる脱線防止するため、脱線防止装置を設置している。走行及び横行レールの脱線防止装置は、レールの頭部を脱線防止装置にて抱き込む構造であり、燃料取替機の浮き上がりにより走行及び横行レールから脱線しない構造とする。

燃料取替機は、想定される最大重量の吊荷を吊った状態においても、基準地震動 S_s に対して使用済燃料プールへの落下を防止する設計とする。

燃料取替機の吊荷例を以下に示す。

- 燃料集合体
 - ブレードガイド
 - 再循環ポンプ
 - 制御棒
- 等

(6号炉)

燃料取替機本体及び走行レールの詳細図面を以下に示す。



燃料交換機本体



走行レール上面



走行レール断面

第 5.2.3 図 燃料取替機本体及び走行レール詳細

a. 燃料取替機の落下防止対策

燃料取替機は、想定される最大重量の吊荷を吊った状態においても、基準地震動 S_s に対して使用済燃料プールへの落下を防止する設計とする。

以下に、燃料取替機に対する耐震評価方法を示す。

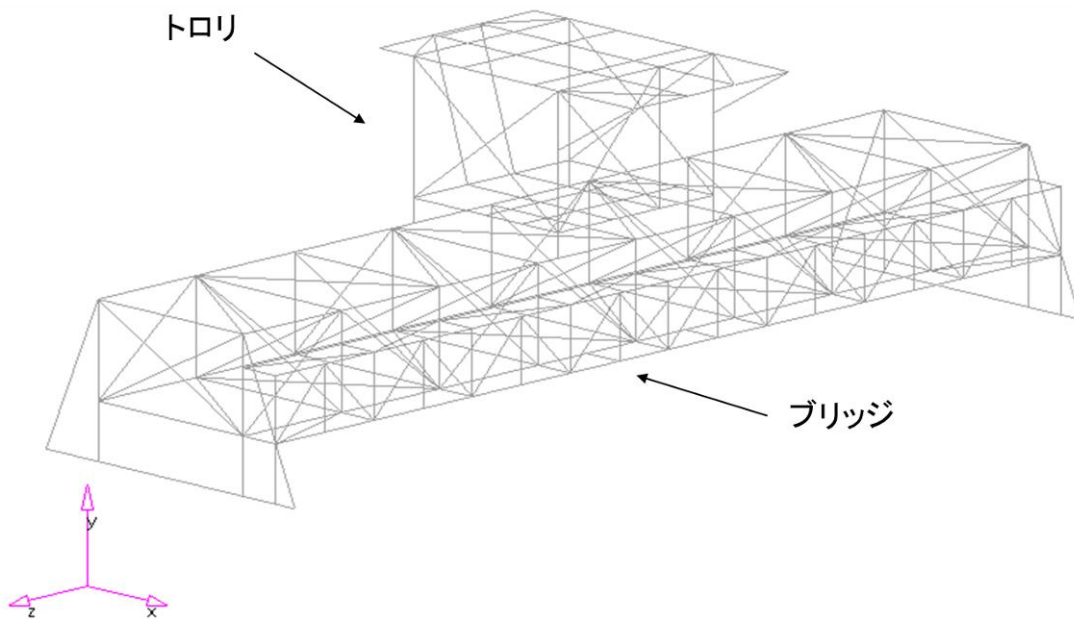
なお、耐震評価結果については、工事計画認可申請にて示す。

(a) 評価方法

解析モデルとして燃料取替機の3次元梁モデルを作成し、スペクトルモーダル解析にて評価する。

(b) 評価部材

- i. 燃料取替機本体（構造物フレーム）
- ii. トロリ脱線防止ラグ
- iii. ブリッジ脱線防止ラグ
- iv. 走行レール



第 5.2.4 図 燃料取替機 解析モデル（イメージ）

i. 燃料取替機本体（構造物フレーム）

燃料取替機本体（構造物フレーム）は、想定される最大重量の吊荷を吊った状態においても、基準地震動 S_s に対して使用済燃料プールへの落下を防止する設計とする。

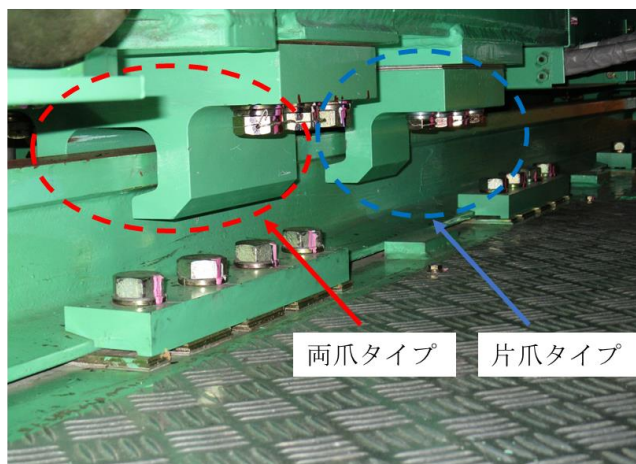
ii. トロリ脱線防止ラグ

ブリッジ上部のトロリ横行レールの頭部をトロリ脱線防止ラグ（両爪タイプ）及びトロリ脱線防止ラグ（片爪タイプ）つめ部にて両側から抱き込む構造とし、トロリが浮き上がり、横行レールから脱線しない構造としている。

これらのトロリ脱線防止ラグは、燃料取替機が想定される最大重量の吊荷を吊った状態においても、基準地震動 S_s に対して使用済燃料プールへの落下を防止する設計とする。



燃料取替機（トロリ）外観



燃料取替機（トロリ）脱線防止ラグ

トロリ脱線防止ラグ
(両爪タイプ)

トロリ脱線防止ラグ
(片爪タイプ)

第 5.2.5 図 トロリ脱線防止ラグ詳細

iii. ブリッジ脱線防止ラグ

原子炉建屋オペレーティングフロアの床面上の走行レールの頭部をブリッジ脱線防止ラグ（両爪タイプ）つめ部にて両側から抱き込む構造とし、燃料取替機が浮き上がり、走行レールから脱線しない構造とする。

ブリッジ脱線防止ラグは、燃料取替機が想定される最大重量の吊荷を吊った状態においても、基準地震動 S_s に対して使用済燃料プールへの落下を防止する設計とする。



第 5.2.6 図 ブリッジ脱線防止ラグ詳細

iv. 走行レール

走行レールは原子炉建屋オペレーティングフロアの床面に設置され、燃料取替機が想定される最大重量の吊荷を吊った状態においても、基準地震動 S_s に対して使用済燃料プールへの落下を防止する設計とする。



第 5.2.7 図 走行レール

b. 吊荷の落下防止対策

燃料取替機により、吊荷を取り扱う際、地震により吊荷が落下する事象として、ワイヤロープやフックの破断、ブレーキの滑りが考えられるため、ワイヤロープ、フック及びブレーキは、想定される最大重量の吊荷を吊った状態においても、基準地震動 S_s に対して使用済燃料プールへの落下を防止する設計とする。

以下に、ワイヤロープ、フック及びブレーキに対する耐震評価方法を示す。なお、耐震評価結果については、工事計画認可申請にて示す。

(a) 評価方法

吊荷位置（上端～下端）でワイヤロープの固有周期が変動するため、ワイヤロープの固有周期帯より、最も大きな震度を上下方向床応答スペクトルから算出し、ワイヤロープ、フック及びブレーキに作用する荷重を算出する。当該算出荷重から、各部の強度評価を行う。

(b) 評価条件

- ・ワイヤロープ、フック及びブレーキの吊荷重は、基準地震動 S_s の上下方向床応答スペクトルでの震度を用いて、ワイヤロープ長さを考慮し算出した荷重を用いる。
- ・ワイヤロープ、フック及びブレーキについて、許容値に対する発生荷重、発生応力及び負荷トルクの裕度を確認する。

評価については、重量物の吊荷作業にて使用する全てのホイスト（主ホイスト、補助ホイスト及び再循環ポンプ用ホイスト）について、ワイヤロープ、フック及びブレーキの評価を実施し、各部位における耐震性を確認する。

燃料取替機 主ホイスト（ワイヤロープ、グラップルヘッド、ブレーキ）の健全性評価について（補足説明資料2）に、主ホイストにおける評価例を示す。

(7号炉)

燃料取替機本体及び走行レールの詳細図面を以下に示す。



燃料取替機本体



走行レール上面



走行レール断面

第 5.2.8 図 燃料取替機本体及び走行レール詳細

a. 燃料取替機の落下防止対策

燃料取替機は、想定される最大重量の吊荷を吊った状態においても、基準地震動 S_s に対して使用済燃料プールへの落下を防止する設計とする。

以下に、燃料取替機に対する耐震評価方法を示す。

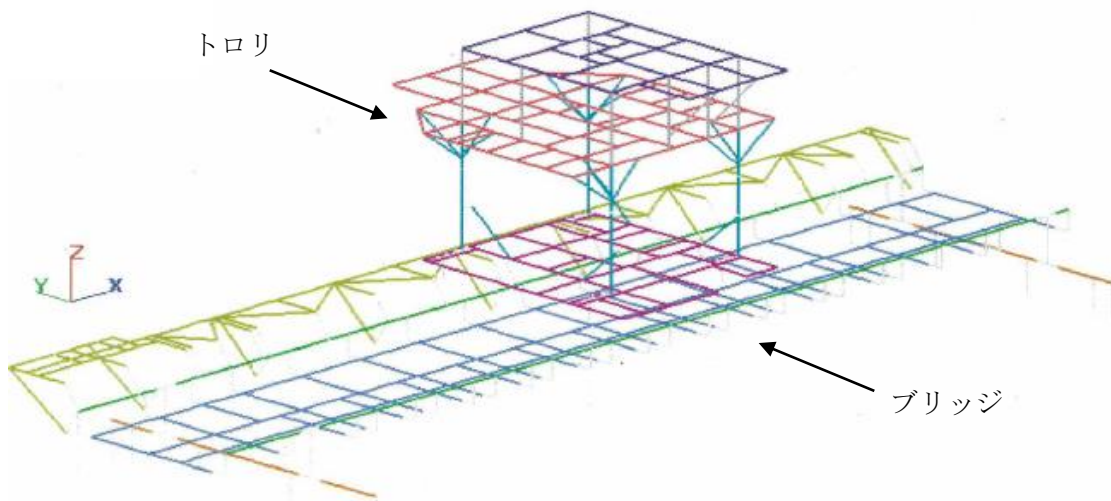
なお、耐震評価結果については、工事計画認可申請にて示す。

(a) 評価方法

解析モデルとして燃料取替機の3次元梁モデルを作成し、スペクトルモード解析にて評価する。

(b) 評価部材

- i. 燃料取替機本体（構造物フレーム）
- ii. トロリ脱線防止ラグ
- iii. ブリッジ脱線防止ラグ
- iv. 走行レール



第5.2.9 図 燃料取替機 解析モデル（イメージ）

i. 燃料取替機本体（構造物フレーム）

燃料取替機本体（構造物フレーム）は、想定される最大重量の吊荷を吊った状態においても、基準地震動 S_s に対して使用済燃料プールへの落下を防止する設計とする。

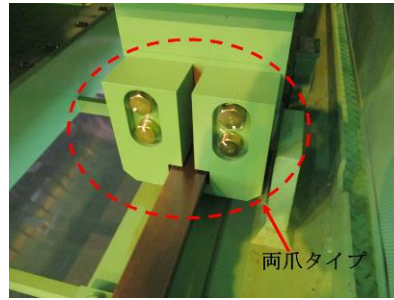
ii. トロリ脱線防止ラグ

ブリッジ上部のトロリ横行レールの頭部をトロリ脱線防止ラグ（両爪タイプ）つめ部にて両側から抱き込む構造とし，トロリが浮き上がり，横行レールから脱線しない構造とする。

トロリ脱線防止ラグは，燃料取替機が想定される最大重量の吊荷を吊った状態においても，基準地震動 S_s に対して使用済燃料プールへの落下を防止する設計とする。



燃料取替機（トロリ）外観



燃料取替機（トロリ）脱線防止ラグ



第 5.2.10 図 トロリ脱線防止ラグ詳細

iii. ブリッジ脱線防止ラグ

原子炉建屋オペレーティングフロアの床面上の走行レールの頭部をブリッジ脱線防止ラグ（両爪タイプ）つめ部にて両側から抱き込む構造とし、燃料取替機が浮き上がり、走行レールから脱線しない構造とする。

ブリッジ脱線防止ラグは、燃料取替機が想定される最大重量の吊荷を吊った状態においても、基準地震動 S_s に対して使用済燃料プールへの落下を防止する設計とする。



第 5.2.11 図 ブリッジ脱線防止ラグ詳細

iv. 走行レール

走行レールは原子炉建屋オペレーティングフロアの床面に設置され、燃料取替機が想定される最大重量の吊荷を吊った状態においても、基準地震動 S_s に対して使用済燃料プールへの落下を防止する設計とする。



第 5.2.12 図 走行レール

b. 吊荷の落下防止対策

燃料取替機により、吊荷を取り扱う際、地震により吊荷が落下する事象として、ワイヤロープやフックの破断、ブレーキの滑りが考えられるため、ワイヤロープ、フック及びブレーキは、想定される最大重量の吊荷を吊った状態においても、基準地震動 S_s に対して使用済燃料プールへの落下を防止する設計とする。

以下に、ワイヤロープ、フック及びブレーキに対する耐震評価方法を示す。
なお、耐震評価結果については、工事計画認可申請にて示す。

(a) 評価方法

吊荷位置（上端～下端）でワイヤロープの固有周期が変動するため、ワイヤロープの固有周期帯より、最も大きな震度を上下方向床応答スペクトルから算出し、ワイヤロープ、フック及びブレーキに作用する荷重を算出する。当該算出荷重から、各部の強度評価を行う。

(b) 評価条件

- ・ワイヤロープ、フック及びブレーキの吊荷重は、基準地震動 S_s の上下方向床応答スペクトルでの震度を用いて、ワイヤロープ長さを考慮し算出した荷重を用いる。
- ・ワイヤロープ、フック及びブレーキについて、許容値に対する発生荷重、発生応力及び負荷トルクの裕度を確認する。

評価については、重量物の吊荷作業にて使用する全てのホイスト（主ホイスト、補助ホイスト及び再循環ポンプ用ホイスト）について、ワイヤロープ、フック及びブレーキの評価を実施し、各部位における耐震性を確認する。

燃料取替機 主ホイスト（ワイヤロープ、グラップルヘッド、ブレーキ）の健全性評価について（補足説明資料2）に、主ホイストにおける評価例を示す。

(3) 原子炉建屋クレーン

原子炉建屋クレーンは、原子炉建屋内壁に沿って設置された走行レール上を走行するクレーンであり、浮き上がりによる脱線を防止するため、脱線防止装置を設置している。走行及び横行レールの脱線防止装置は、走行方向のランウェイガード及び横行方向のクレーン本体ガードに対し、浮き上がり代を設ける構造であり、クレーンの浮き上がりにより走行及び横行レールから脱線しない構造とする。

原子炉建屋クレーンは、想定される最大重量の吊荷を吊った状態においても、基準地震動 S_s に対して使用済燃料プールへの落下を防止する設計とする。

原子炉建屋クレーンの吊荷例を以下に示す。

- 使用済燃料輸送容器
- プールゲート
- 燃料集合体 等

(6号炉)

原子炉建屋クレーン本体の詳細図面を以下に示す。



第 5.2.13 図 原子炉建屋クレーン本体

a. 原子炉建屋クレーンの落下防止対策

原子炉建屋クレーンは、下部に設置された上位クラス施設である使用済燃料プールに対して、波及的影響を及ぼさないこととし、想定される最大重量の吊荷を吊った状態においても、基準地震動 S_s に対して使用済燃料プールへの落下を防止する設計とする。

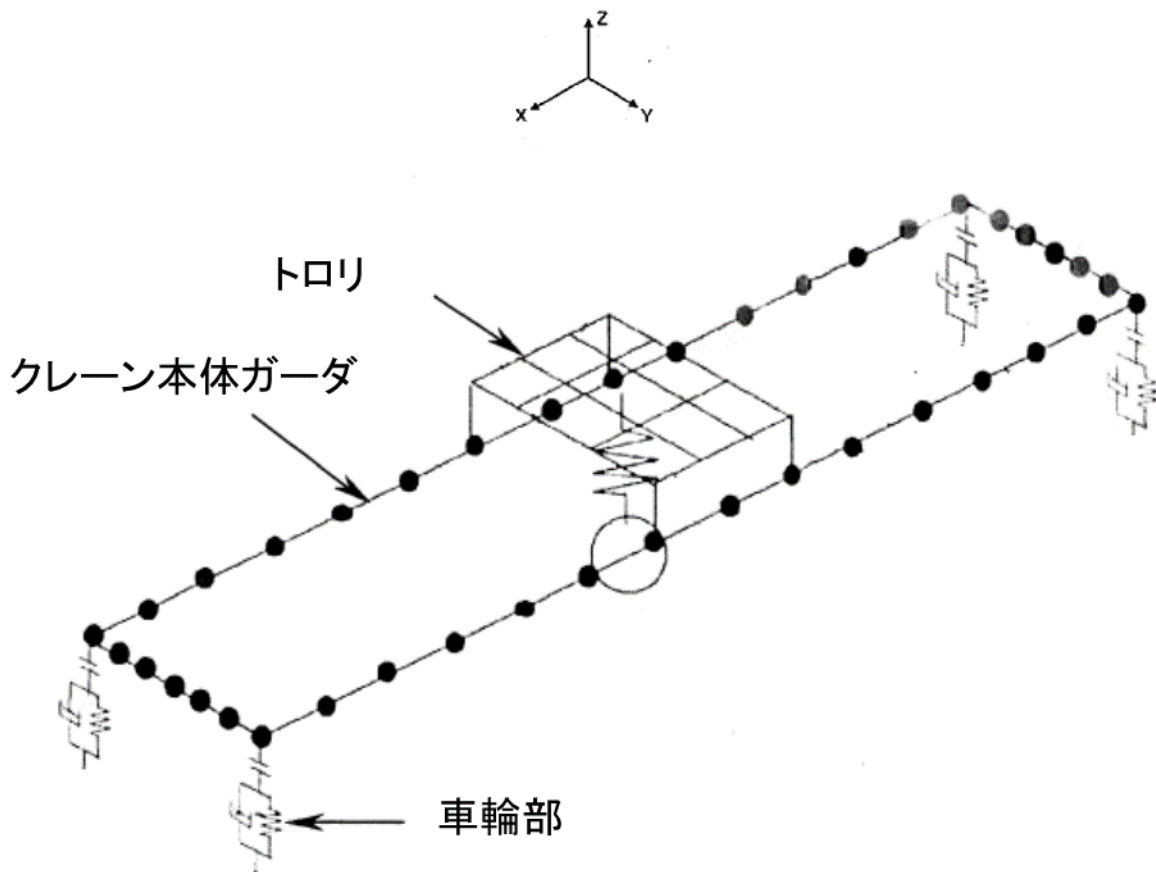
なお、耐震評価結果については、工事計画認可申請にて示す。

(a) 評価方法

解析モデルとして原子炉建屋クレーンの3次元梁モデルを作成し、時刻歴解析にて評価する。

(b) 評価部材

- i. クレーン本体ガード
- ii. 脱線防止ラグ
- iii. トロリストッパ



第5.2.14図 原子炉建屋クレーン 解析モデル (イメージ)

i. クレーン本体ガーダ

原子炉建屋クレーン本体ガーダは、原子炉建屋クレーンが想定される最大重量の吊荷を吊った状態においても、基準地震動 S_s に対して使用済燃料プールへの落下を防止する設計とする。

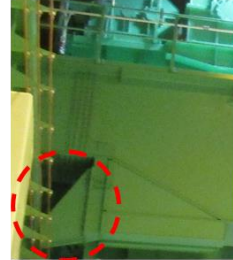
ii. 脱線防止ラグ

脱線防止ラグは、ランウェイガーダに対し浮き上がり代を設ける構造とすることで、原子炉建屋クレーンが浮き上がり、ランウェイガーダから脱落することを防止するとともに、ランウェイガーダ上の走行レールから脱線しない構造とする。

脱線防止ラグは、原子炉建屋クレーンが想定される最大重量の吊荷を吊った状態においても、基準地震動 S_s に対して使用済燃料プールへの落下を防止する設計とする。



原子炉建屋クレーン外観



走行脱線防止ラグ

第5.2.15図 原子炉建屋クレーン本体及び脱線防止ラグ

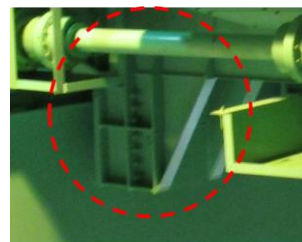
iii. トロリストoppa

トロリストoppaは、クレーン本体ガーダに対し浮き上がり代を設ける構造とすることで、トロリが浮き上がり、クレーン本体ガーダから脱落することを防止するとともに、クレーン本体ガーダ上の横行レールから脱線しない構造とする。

トロリストoppaは、原子炉建屋クレーンが想定される最大重量の吊荷を吊った状態においても、基準地震動Ssに対して使用済燃料プールへの落下を防止する設計とする。



原子炉建屋クレーン外観



トロリストoppa

第5.2.16図 トロリ本体及びトロリストoppa

b. 吊荷の落下防止対策

原子炉建屋クレーンにより、吊荷を取り扱う際、地震により吊荷が落下する事象として、ワイヤロープやフックの破断、ブレーキの滑りが考えられるため、ワイヤロープ、フック及びブレーキは、想定される最大重量の吊荷を吊った状態においても、基準地震動 S_s に対して使用済燃料プールへの落下を防止する設計とする。

以下に、ワイヤロープ、フック及びブレーキに対する耐震評価方法を示す。
なお、耐震評価結果については、工事計画認可申請にて示す。

(a) 評価方法

原子炉建屋クレーン本体評価モデルをベースとし、ワイヤ部に非線形ばね要素を設定した時刻歴解析を実施し、全時刻での発生荷重の最大値から、クレーン吊具各部の強度評価を実施する。

(b) 評価条件

- ・ワイヤロープ、フック及びブレーキの吊荷重は、時刻歴解析から算出した荷重を用いる。
- ・ワイヤロープ、フック及びブレーキについて、許容値に対する発生荷重、発生応力及び負荷トルクの裕度を確認する。

評価については、重量物の吊荷作業にて使用する主巻、補巻及び補助ホイストについて、ワイヤロープ、フック及びブレーキの評価を実施し、各部位における耐震性を確認する。

原子炉建屋クレーン 主巻（ワイヤロープ、フック、ブレーキ）の健全性評価について（補足説明資料3）に、主巻における評価例を示す。

(7号炉)

原子炉建屋クレーン本体の詳細図面を以下に示す。



第 5. 2. 17 図 原子炉建屋クレーン本体

a. 原子炉建屋クレーンの落下防止対策

原子炉建屋クレーンは、下部に設置された上位クラス施設である使用済燃料プールに対して、波及的影響を及ぼさないこととし、想定される最大重量の吊荷を吊った状態においても、基準地震動 S_s に対して使用済燃料プールへの落下を防止する設計とする。

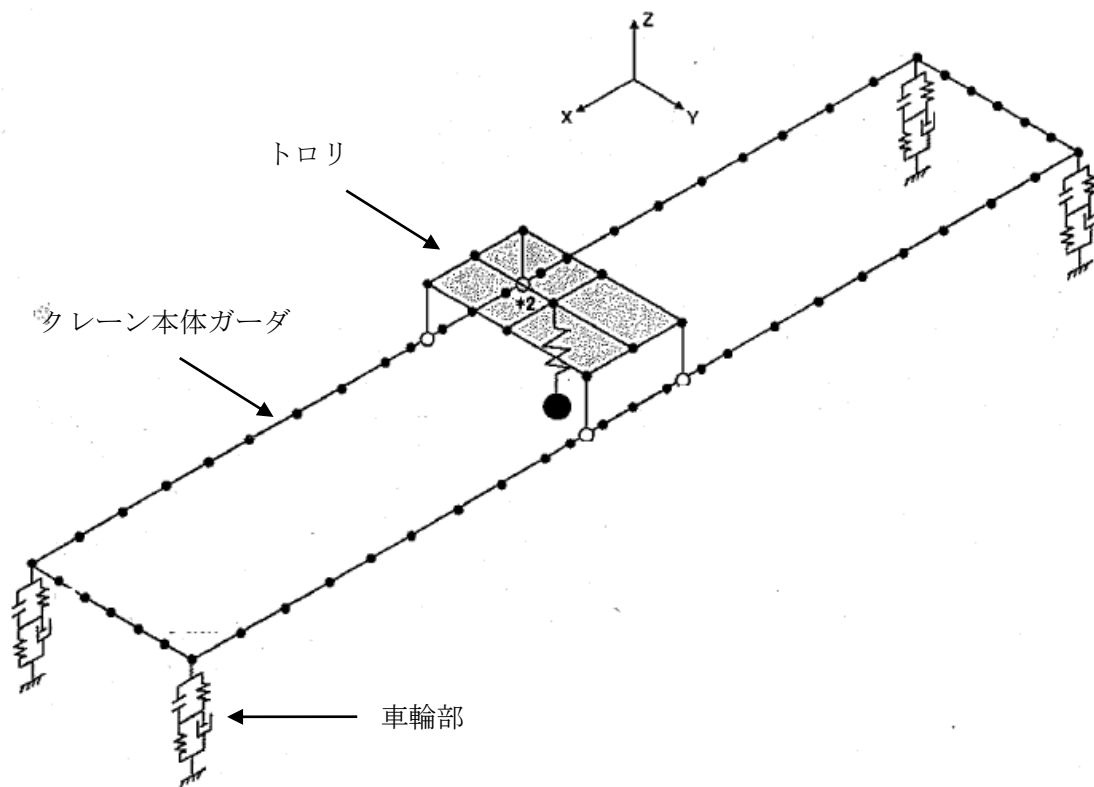
なお、耐震評価結果については、工事計画認可申請にて示す。

(a) 評価方法

解析モデルとして原子炉建屋クレーンの3次元梁モデルを作成し、時刻歴解析にて評価する。

(b) 評価部材

- i. クレーン本体ガーダ
- ii. 脱線防止ラグ
- iii. トロリストッパ



第5.2.18図 原子炉建屋クレーン 解析モデル (イメージ)

i. クレーン本体ガーダ

原子炉建屋クレーン本体ガーダは、原子炉建屋クレーンが想定される最大重量の吊荷を吊った状態においても、基準地震動 S_s に対して使用済燃料プールへの落下を防止する設計とする。

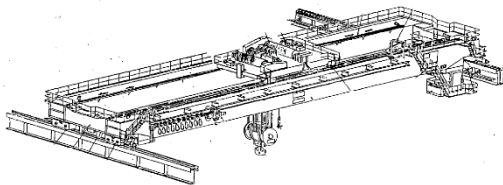
ii. 脱線防止ラグ

脱線防止ラグは、ランウェイガーダに対し浮き上がり代を設ける構造とすることで、原子炉建屋クレーンが浮き上がり、ランウェイガーダから脱落することを防止するとともに、ランウェイガーダ上の走行レールから脱線しない構造とする。

脱線防止ラグは、原子炉建屋クレーンが想定される最大重量の吊荷を吊った状態においても、基準地震動 S_s に対して使用済燃料プールへの落下を防止する設計とする。



原子炉建屋クレーン外観



原子炉建屋クレーン本体



脱線防止ラグ

第5.2.19図 原子炉建屋クレーン本体及び脱線防止ラグ

iii. トロリストoppa

トロリストoppaは、クレーン本体ガーダに対し浮き上がり代を設ける構造とすることで、トロリが浮上り、クレーン本体ガーダから脱落することを防止するとともに、クレーン本体ガーダ上の横行レールから脱線しない構造とする。

トロリストoppaは、原子炉建屋クレーンが想定される最大重量の吊荷を吊った状態においても、基準地震動Ssに対して使用済燃料プールへの落下を防止する設計とする。

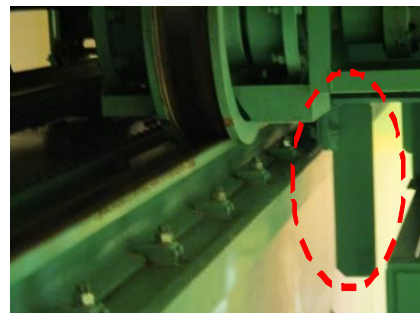
クレーン本体ガーダ



原子炉建屋クレーン外観



トロリ本体



トロリストoppa

第5.2.20図 トロリ本体及びトロリストoppa

b. 吊荷の落下防止対策

原子炉建屋クレーンにより、吊荷を取り扱う際、地震により吊荷が落下する事象として、ワイヤロープやフックの破断、ブレーキの滑りが考えられるため、ワイヤロープ、フック及びブレーキは、想定される最大重量の吊荷を吊った状態においても、基準地震動 S_s に対して使用済燃料プールへの落下を防止する設計とする。

以下に、ワイヤロープ、フック及びブレーキに対する耐震評価方法を示す。
なお、耐震評価結果については、工事計画認可申請にて示す。

(a) 評価方法

原子炉建屋クレーン本体評価モデルをベースとし、ワイヤ部に非線形ばね要素を設定した時刻歴解析を実施し、全時刻での発生荷重の最大値から、クレーン吊具各部の強度評価を実施する。

(b) 評価条件

- ・ワイヤロープ、フック及びブレーキの吊荷重は、時刻歴解析から算出した荷重を用いる。
- ・ワイヤロープ、フック及びブレーキについて、許容値に対する発生荷重、発生応力及び負荷トルクの裕度を確認する。

評価については、重量物の吊荷作業にて使用する主巻、補巻及び補助ホイストについて、ワイヤロープ、フック及びブレーキの評価を実施し、各部位における耐震性を確認する。

原子炉建屋クレーン 主巻（ワイヤロープ、フック、ブレーキ）の健全性評価について（補足説明資料3）に、主巻における評価例を示す。

5.2.2 設備構造上の落下防止対策

(1) 燃料取替機

使用済燃料プール上において、燃料取替機で取り扱う吊荷の作業を行う際に、使用済燃料プールに吊荷が落下するのを防止する対策を以下に示す。

a. 駆動電源の喪失対策

燃料取替機は、動力電源喪失時に自動的にブレーキがかかる設計とする。動力電源喪失により非励磁となった場合のブレーキ機能について以下に示す。

(a) 動力電源喪失時のブレーキ機能について

非励磁時のブレーキ機能の概要を第 5.2.21 図及び第 5.2.22 図に示す。

燃料取替機のブレーキは、動力電源喪失時においても第 5.2.21 図及び第 5.2.22 図の①、②に示すように、スプリングにより機械的にブレーキ力を維持するフェイルセーフ設計とする。

※非励磁時のブレーキ機能について

- ① 制御電源が落ち、マグネット(青塗り部)が非励磁となると、アーマチュア(赤塗り部)との間に吸引力が喪失する。
- ② ブレーキスプリング(緑塗り部)の力によりアーマチュアがインナーディスク及びアウターディスク(黄色部)を押さえつける。



第 5.2.21 図 直流電磁ブレーキの概要 (6号炉)

※非励磁時のブレーキ機能について

- ① 制御電源が落ち、マグネット(青塗り部)が非励磁となると、アーマチュア(赤塗り部)との間に吸引力が喪失する。
- ② ブレーキスプリング(緑塗り部)の力によりアーマチュアがブレーキライニング(黄色部)をブレーキディスク(紫色部)に押しつける。

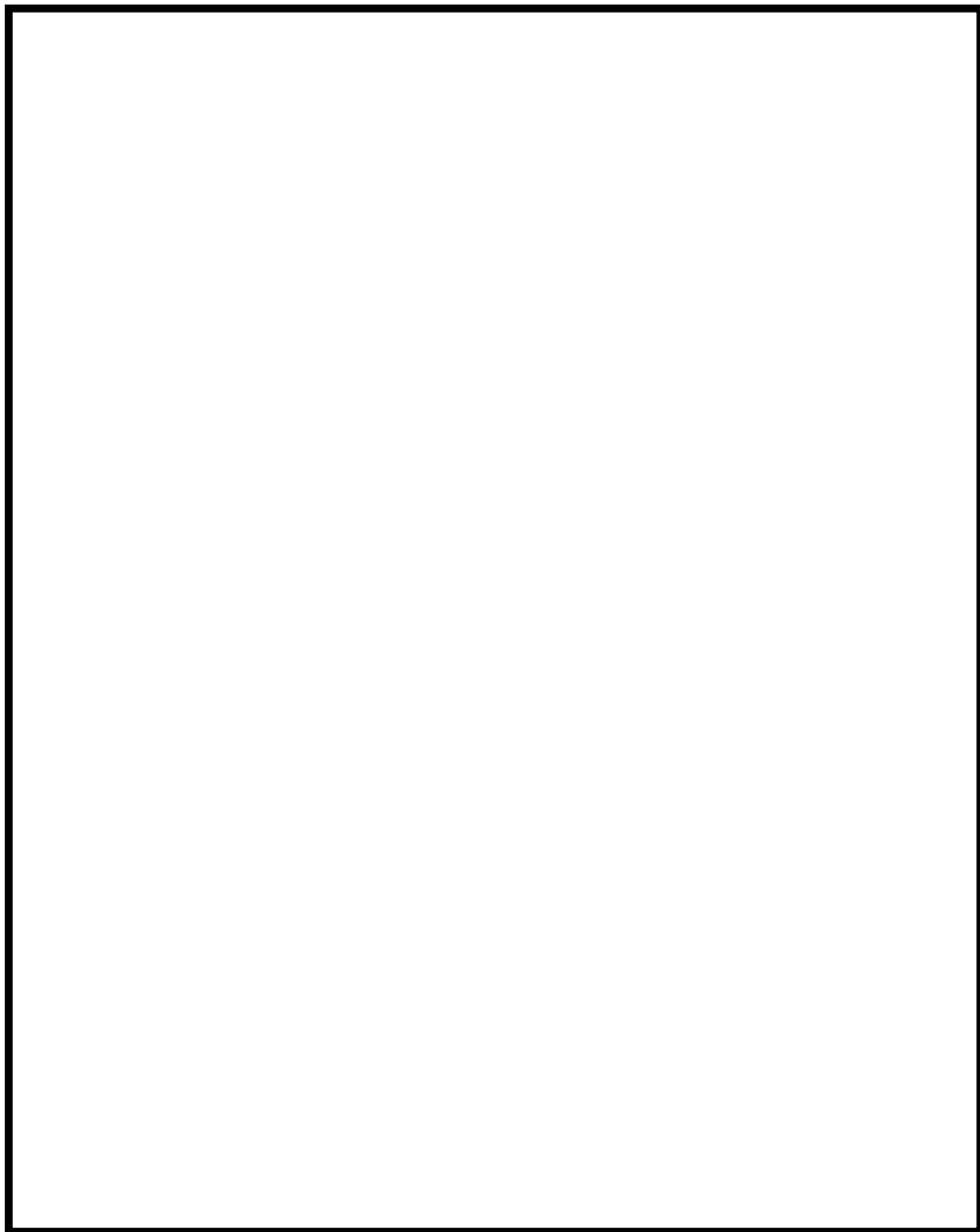


第 5.2.22 図 直流電磁ブレーキの概要 (7号炉)

- (b) 駆動用空気喪失時のブレーキ機能について
燃料つかみ具機構の概要について第 5. 2. 23 図に示す。

燃料つかみ具機構の駆動用空気喪失時のブレーキ機能を以下に示す。

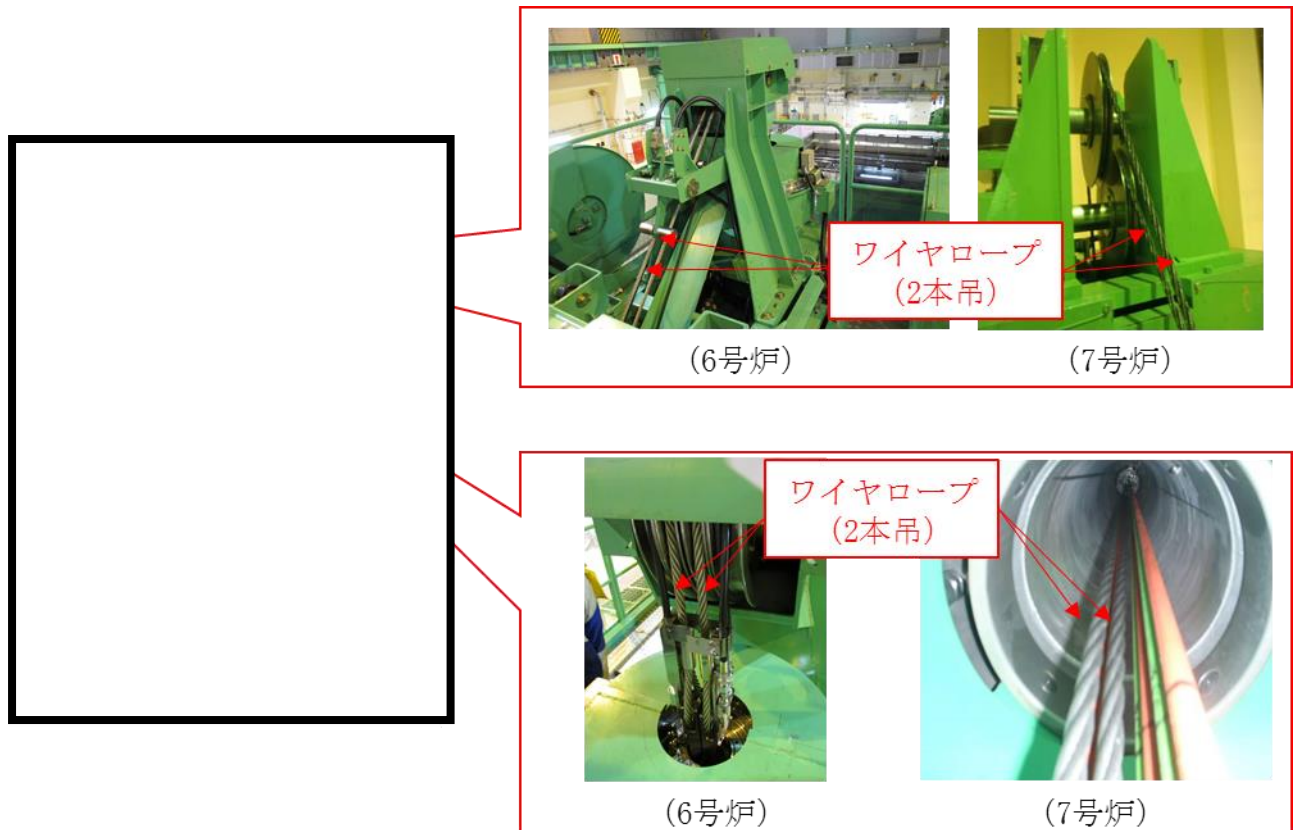
- ①燃料つかみ具の操作用圧縮空気が喪失した場合でも、フックがつかみ方向に動作するようバネを内蔵するフェイルセーフ設計とする。
- ②燃料が吊られている状態では、メカニカルインターロック機構により、燃料集合体は外れない設計とする。
- ③燃料つかみ具に燃料集合体の荷重があってもフック閉信号が出ていない場合には、燃料集合体を確実につかんでいないものとして吊り上げができないようインターロックを設ける。



第 5. 2. 23 図 燃料つかみ具機構概要

b. ワイヤロープ2重化対策

ワイヤロープを2重化することで、仮にワイヤロープが1本切れた場合でも、残りのワイヤロープで重量物が落下せず、安全に保持できる設計とする。



第 5.2.24 図 燃料取替機ワイヤロープ2重化構造

c. 速度制限

燃料取替機は、操作員からの入力指示に従い、計算機システムから駆動制御装置に運転指令を与え、一連の燃料取替え作業、再循環ポンプ取り扱い作業の一部を自動的に行える機能を有しており、この駆動を制御するための駆動制御装置及び駆動制御装置に指令を与える判断装置としての計算機システムにより、速度制限を行い、誤操作等による吊荷の振れを抑制し、吊荷の落下を防止している。

具体的には、運転員の入力指示に従い、計算機システムが安全な移送ルート、及び速度パターンを決定し、運転指令信号を出力することで、ブリッジ等を駆動し、速度制限による運転が行われる。このほか、手動による操作も可能であり、本操作時においても運転速度は制限され、誤操作等による吊荷の振れを抑制し、吊荷の落下を防止する設計とする。

各運転モードにおける運転速度を第 5.2.1 表及び第 5.2.2 表に示す。

第 5.2.1 表 運転速度（6号炉） 単位：m/min

運転モード	速度設定	ブリッジ	トロリ	主ホイスト	再循環ポンプ用 ホイスト
自動 半自動 手動	高速 1				
	高速 2				
	低速				
	微速				

注記) ① 速度設定が「高速 1」におけるブリッジ運転速度は、自動/半自動時のみを示す。

② 補助ホイストについては、ペンダントにより、高速（m/min）、低速（m/min）の選択が可能。ただし、高速選択時においても起動時の 3 秒は衝撃緩和のため低速となる。

第 5.2.2 表 運転速度（7号炉） 単位：m/min

運転モード	速度設定	ブリッジ	トロリ	主ホイスト	再循環ポンプ用 ホイスト
手動	3ノッチ				
	1ノッチ				
	低速				
自動・半自動	—				

注記) ① () 内は、再循環ポンプ用ホイスト取り扱い時の運転速度を示す。

② 補助ホイストについては、ペンダントにより、高速（m/min）、低速（m/min）の選択が可能。

d. 過巻防止

主ホイスト、補助ホイスト及び再循環ポンプ用ホイスト巻上装置には、過度の巻上げが発生すると巻上げ動作を自動停止させるために、過巻防止装置（リミットスイッチ）を設けており、過巻による吊荷の落下を防止する設計とする。

(2) 原子炉建屋クレーン

使用済燃料プール上において、原子炉建屋クレーンで取り扱う吊荷の作業を行う際に、使用済燃料プールに吊荷が落下するのを防止する対策を以下に示す。

a. 駆動電源の喪失対策

原子炉建屋クレーンは、動力電源喪失時に自動的にブレーキがかかる設計とする。動力電源喪失により非励磁となった場合のブレーキ機能について以下に示す。

(a) 動力電源喪失時のブレーキ機能について

非励磁時のブレーキ機能の概要を第 5.2.25 図及び第 5.2.26 図に示す。

原子炉建屋クレーンのブレーキは、動力電源喪失時においても第 5.2.25 図及び第 5.2.26 図の①、②に示すように、スプリングにより機械的にブレーキ力を維持するフェイルセーフ設計とする。

※非励磁時のブレーキ機能について

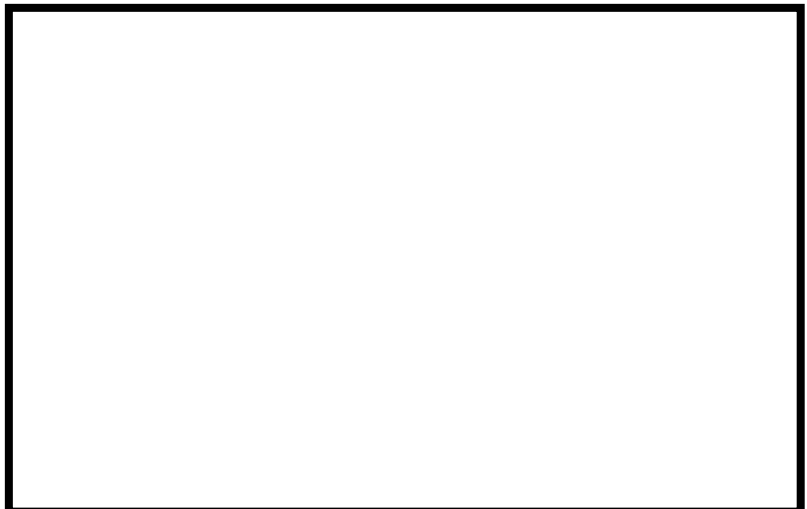
- ① 制御電源が落ち、電磁石コイルが非励磁となると、バネ(赤塗り部)の力によりブレーキドラム(黄色部)をブレーキライニング(青部)が挟み込み、強力な制動力を発生する。



第 5.2.25 図 直流電磁ブレーキ構造の概要 (6号炉)

※非励磁時のブレーキ機能について

- ① 制御電源が落ち、電磁石コイルが非励磁となると、バネ(赤塗り部)の力によりブレーキドラム(黄色部)をブレーキライニング(青部)が挟み込み、強力な制動力を発生する。

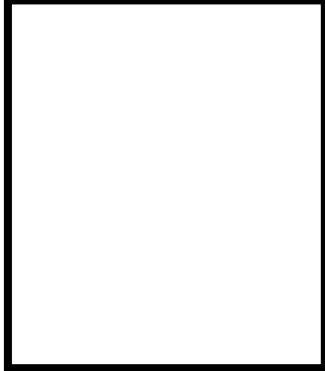


第 5.2.26 図 直流電磁ブレーキ構造の概要 (7号炉)

b. ワイヤロープ2重化対策及びフックの外れ止め金具

ワイヤロープを2重化することで、仮にワイヤロープが1本切れた場合でも、残りのワイヤロープで重量物が落下せず、安全に保持できる構造とする。

また、フックには、外れ止め金具を装備し、フックからワイヤロープが外れて重量物が落下しない設計とする。



二重ドラム方式の巻上げ機



主巻フック構造

第 5. 2. 27 図 ワイヤロープ 2 重化構造及び主巻フック構造（6号炉）



二重ドラム方式の巻上げ機



主巻フック構造

第 5. 2. 28 図 ワイヤロープ 2 重化構造及び主巻フック構造（7号炉）

c. 速度制限

6号炉における原子炉建屋クレーンは、運転室からの操作と無線操作による運転が可能であり、運転室で操作する場合は、ステップレスな速度制御運転が可能であり、無線操作による運転では、高速、中速、低速の3段階速度で運転が可能な設計とする。

各運転操作における運転速度を第5.2.3表に示す。

第5.2.3表 運転速度（6号炉）

単位：m/min

運転操作	運転室操作		無線操作		
	ステップレス	1速	1速	2速	3速
主巻上					
補巻上					
横行					
走行					
補助ホイスト巻上					
補助ホイスト横行					

注記) ① () 内数値は、無負荷時最高速度

② 補助ホイストは運転室操作及び無線操作において、1速での運転が可能。

7号炉における原子炉建屋クレーンは、運転室からの操作とクレーンから懸垂された押ボタンスイッチによるペンダント操作が可能であり、運転室で操作する場合は、低速－高速の切替え運転が可能であり、ペンダント操作による運転では、可変抵抗器により10段階速度で運転が可能な設計とする。

各運転操作における運転速度を第5.2.4表に示す。

第5.2.4表 運転速度（7号炉）

単位：m/min

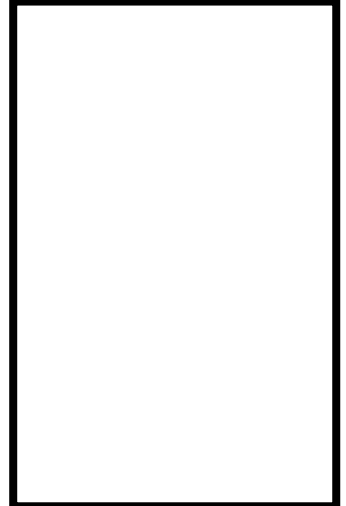
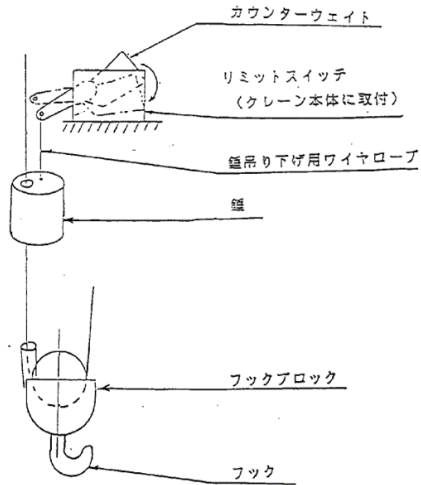
運転操作	運転室操作		ペンダント操作
	高速	低速	速度／可変抵抗器目盛
主巻上			
補巻上			
横行			
走行			
補助ホイスト巻上			
補助ホイスト横行			

運転室操作、無線操作又はペンダント操作における各設備操作の運転速度制限により、誤操作等による吊荷の振れを抑制し、吊荷の落下を防止している。

d. 過巻防止

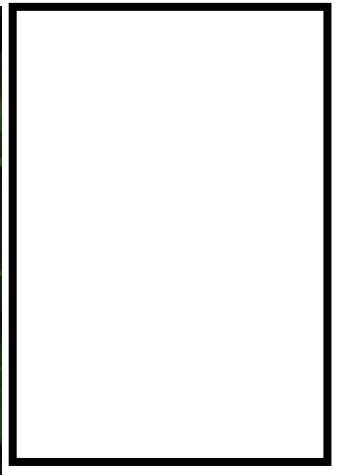
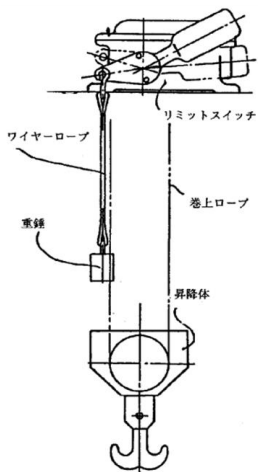
主巻上、補巻上、補助ホイスト巻上装置には、過度の巻上げが発生すると巻上げ動作を自動停止させるために、過巻防止装置（リミットスイッチ）を設けることにより、過巻による吊荷の落下を防止する設計とする。

各リミットスイッチは、第5.2.29図、第5.2.30図、第5.2.31図及び第5.2.32図に示すとおりであり、リミットスイッチを機械的に動作させることで、インターロックが動作する設計とする。



第 5.2.29 図 過巻防止用リミットスイッチ（主巻，補巻上装置）（6号炉）

第 5.2.30 図 過巻防止用リミットスイッチ（補助ホイスト巻上装置）（6号炉）



第 5.2.31 図 過巻防止用リミットスイッチ（主巻，補巻上装置）（7号炉）

第 5.2.32 図 過巻防止用リミットスイッチ（補助ホイスト巻上装置）（7号炉）

5.2.3 運用状況による落下防止対策

(1) 法令点検等による落下防止措置

クレーン等安全規則には、点検の実施や玉掛け作業は有資格者が実施することなどが規定されている。原子炉建屋クレーンによる使用済燃料輸送容器等重量物の移送作業においても、この規定に基づく作業前点検等を行い、クレーンや玉掛け用具の故障や不具合によって取り扱い工具などが使用済燃料プールに落下することを防止する。

また、燃料取替機においても、作業前点検等を実施することにより、原子炉建屋クレーン同様、取り扱い工具などが使用済燃料プールに落下することを防止する。

クレーン等安全規則（抜粋）

（定期自主検査）

第三十四条 事業者は、クレーンを設置した後、一年以内ごとに一回、定期的に、当該クレーンについて自主検査を行わなければならない。ただし、一年をこえる期間使用しないクレーンの当該使用しない期間においては、この限りでない。

2 事業者は、前項ただし書のクレーンについては、その使用を再び開始する際に、自主検査を行わなければならない。

3 事業者は、前二項の自主検査においては、荷重試験を行わなければならない。ただし、次の各号のいずれかに該当するクレーンについては、この限りでない。

一 当該自主検査を行う日前二月以内に第四十条第一項の規定に基づく荷重試験を行ったクレーン又は当該自主検査を行う日後二月以内にクレーン検査証の有効期間が満了するクレーン

二 発電所、変電所等の場所で荷重試験を行うことが著しく困難なところに設置されており、かつ、所轄労働基準監督署長が荷重試験の必要がないと認めたクレーン

4 前項の荷重試験は、クレーンに定格荷重に相当する荷重の荷をつつて、つり上げ、走行、旋回、トロリの横行等の作動を定格速度により行なうものとする。

第三十五条 事業者は、クレーンについて、一月以内ごとに一回、定期的に、次の事項について自主検査を行わなければならない。ただし、一月をこえる期間使用しないクレーンの当該使用しない期間においては、この限りでない。

一 巻過防止装置その他の安全装置、過負荷警報装置その他の警報装置、ブレーキ及びクラッチの異常の有無

二 ワイヤロープ及びつりチェーンの損傷の有無

三 フック、グラブバケット等のつり具の損傷の有無

四 配線、集電装置、配電盤、開閉器及びコントローラーの異常の有無

五 ケーブルクレーンにあつては、メインロープ、レールロープ及びガイロープを緊結している部分の異常の有無並びにウインチの据付けの状態

2 事業者は、前項ただし書のクレーンについては、その使用を再び開始する際に、同項各号に掲げる事項について自主検査を行わなければならない。

（作業開始前の点検）

第三十六条 事業者は、クレーンを用いて作業を行うときは、その日の作業を開始する前に、次の事項について点検を行わなければならない。

一 巻過防止装置、ブレーキ、クラッチ及びコントローラーの機能

二 ランウェイの上及びトロリが横行するレールの状態

三 ワイヤロープが通っている箇所の状態

(作業開始前の点検)

第二百二十条 事業者は、クレーン、移動式クレーン又はデリックの玉掛用具であるワイヤロープ、つりチェーン、繊維ロープ、繊維ベルト又はフック、シャックル、リング等の金具（以下この条において「ワイヤロープ等」という。）を用いて玉掛けの作業を行なうときは、その日の作業を開始する前に当該ワイヤロープ等の異常の有無について点検を行わなければならない。

- 2 事業者は、前項の点検を行なった場合において、異常を認めたときは、直ちに補修しなければならない。

(就業制限)

第二百二十一条 事業者は、令第二十条第十六号に掲げる業務*（制限荷重が一トン以上の揚貨装置の玉掛けの業務を除く。）については、次の各号のいずれかに該当する者でなければ、当該業務に就かせてはならない。

- 一 玉掛け技能講習を修了した者
- 二 職業能力開発促進法（昭和四十四年法律第六十四号。以下「能開法」という。）第二十七条第一項の準則訓練である普通職業訓練のうち、職業能力開発促進法施行規則（昭和四十四年労働省令第二十四号。以下「能開法規則」という。）別表第四の訓練科の欄に掲げる玉掛け科の訓練（通信の方法によって行うものを除く。）を修了した者
- 三 その他厚生労働大臣が定める者

※令第二十条第十六号に掲げる業務とは、つり上げ荷重が一トン以上のクレーンの玉掛けの業務が含まれる。

(2) 吊荷取扱設備の待機場所等による落下防止措置

燃料取替機及び原子炉建屋クレーンは、通常時、使用済燃料プール上への待機配置を行わないこととし、使用済燃料プール上に落下することを防止する。

また、原子炉建屋クレーンを使用した吊荷作業時においては、可動範囲をインターロックにより制限することで、吊荷等が使用済燃料プールに落下することを防止する。

別紙3に燃料取替機及び原子炉建屋クレーンにおける待機場所について示すとともに、別紙4に原子炉建屋クレーンのインターロックについて示す。

(3) 異物混入防止対策による落下防止措置

使用済燃料プール周辺は、異物混入防止エリアを設置することで、異物混入による使用済燃料プールの損傷を未然に防止する。作業員による当該エリアでの物品の持込み、持出しについては専任監視員による確認等を行い、日常作業等における持込品を制限することで、落下防止対策を図る。

また、当該エリアの出入口は、原則1箇所とし、管理レベルの向上を図る。別紙5に、使用済燃料プール周辺における異物混入防止エリアについて示す。

5.3 評価フローⅢの抽出結果

5.3.1 落下防止対策を実施することにより落下評価が不要となるもの

評価フローⅡで検討要となった重量物について，5.2.1「耐震性確保による落下防止対策」，5.2.2「設備構造上の落下防止対策」，及び5.2.3「運用状況による落下防止対策」を実施することで，使用済燃料プールへの落下時影響評価は不要とする。

6. 重量物の評価結果

(1) 評価結果

使用済燃料プールへの落下時影響評価が必要な重量物の評価結果について、6号炉の整理表を第7.1表に、7号炉の整理表を第7.2表に示す。(抽出した設備等の配置、重量及び落下高さは、現場、機器配置図等の確認及び作業実績により確認した。)

(2) まとめ

今回新たに追加された重量物落下に関する規制要件への適合状況を確認するため、「2. 使用済燃料プールへの落下時影響評価が必要な重量物の評価フロー」に基づき、落下時影響評価が必要な重量物を抽出した。

評価フローⅠ及び評価フローⅡにおいて、使用済燃料プールへの落下により使用済燃料プールの機能を損なうおそれがある重量物として、原子炉建屋(屋根トラス、耐震壁等)、燃料取替機、原子炉建屋クレーン及び吊荷等の設備等を抽出した。

評価フローⅢにおいて、設備構造上の落下防止措置の確認及び運用状況の確認を実施し、落下防止対策が適切に実施されていることを確認した。また、耐震評価による確認として、基準地震動 S_s に対して落下防止のために必要な構造強度を有する設計とする。

7号炉の使用済燃料プール上部の原子炉区域・タービン区域換気空調系のダクトについては、耐震評価及び落下時影響評価を実施し、基準地震動 S_s に対して落下防止のために必要な構造強度を有する設計であることを確認した。

以上のことから、今回新たに追加された重量物落下に関する規制要件について、適合性を示すことが可能である。

今後、新たに使用済燃料プール周辺に設置する、又は取り扱う設備等については、「2. 使用済燃料プールへの落下時影響評価が必要な重量物の評価フロー」に基づき、使用済燃料プールへの落下時影響評価の要否判定を行い、評価が必要となったものに対しては落下時影響評価を行い、必要に応じて適切な落下防止対策を実施する。

第 7.1 表 使用済燃料プールへの落下時影響評価が必要な重量物の評価に関する整理表（6号炉）

番号	抽出した設備等	評価フローⅡ					評価フローⅢ					選定結果※	落下時の影響評価	
		評価① 配置	評価②				評価③							
			重量	落下高さ	落下エネルギー	選定結果	a. 地震による重量物の破損 対策①	b. 吊荷取扱装置の故障等 対策②	c. 吊荷取扱装置の誤操作 対策③	d. 吊荷取扱設備の待機位置等 対策③				
1	原子炉建屋	×	特定不可	～約50m	—	×	○ 耐震評価	—	—	—	—	—	○	—
2	燃料取替機	×	約47000kg	約12m	約6MJ	×	○ 耐震評価	—	○ 点検	—	○ 有資格者作業	○ 使用済燃料貯蔵プール外待機	○	—
3	原子炉建屋クレーン	×	約320000kg	約20m	約63MJ	×	○ 耐震評価	—	○ 点検	—	○ 有資格者作業	○ 使用済燃料貯蔵プール外待機	○	—
4	その他クレーン類	×	約1100kg	約18m	約195kJ	×	○ 耐震評価	○ ワイヤロープ二重化, フェイルセーフ機構	○ 点検	○ 速度制限, 過巻防 止, フック外れ止め	○ 有資格者作業	—	○	—
5	RCCV(取扱具含む)	○	—	—	—	○	—	—	—	—	—	—	—	—
6	RPV(取扱具含む)	×	約2920kg	約20m	約573kJ	×	—	○ ワイヤロープ二重化, フェイルセーフ機構	○ 点検	○ 速度制限, 過巻防 止, フック外れ止め	○ 有資格者作業	—	○	—
7	内挿物(取扱具含む)	×	約2150kg	約5m	約106kJ	×	—	○ ワイヤロープ二重化, フェイルセーフ機構	○ 点検	○ 速度制限, 過巻防 止, フック外れ止め	○ 有資格者作業	—	○	—
8	プール内ラック類	×	約700kg	約4m	約28kJ	×	○ 耐震評価	○ ワイヤロープ二重化, フェイルセーフ機構	○ 点検	○ 速度制限, 過巻防 止, フック外れ止め	○ 有資格者作業	—	○	—
9	プールゲート類	×	約5600kg	約13m	約714kJ	×	—	○ ワイヤロープ二重化, フェイルセーフ機構	○ 点検	○ 速度制限, 過巻防 止, フック外れ止め	○ 有資格者作業	—	○	—
10	使用済燃料輸送容器 (取扱具含む)	×	約119000kg	約15m	約18MJ	×	—	○ ワイヤロープ二重化, フェイルセーフ機構	○ 点検	○ 速度制限, 過巻防 止, フック外れ止め	○ 有資格者作業	○ 可動範囲制限	○	—
11	電源盤類	○	—	—	—	○	—	—	—	—	—	—	—	—
12	フェンス・ラダー類	×	約200kg	約13m	約26kJ	×	—	○ ワイヤロープ二重化, フェイルセーフ機構	○ 点検	○ 速度制限, 過巻防 止, フック外れ止め	○ 有資格者作業	—	○	—
13	装置類	×	約2200kg	約19m	約410kJ	×	—	○ ワイヤロープ二重化, フェイルセーフ機構	○ 点検	○ 速度制限, 過巻防 止, フック外れ止め	○ 有資格者作業	—	○	—
14	作業機材類	×	約30kg	約20m	約6kJ	○	—	—	—	—	—	—	—	—
15	計器・カメラ・通信機器類	×	約110kg	約4m	約5kJ	○	—	—	—	—	—	—	—	—
16	試験・検査用機材類	×	約1500kg	約12m	約177kJ	×	—	○ ワイヤロープ二重化, フェイルセーフ機構	○ 点検	○ 速度制限, 過巻防 止, フック外れ止め	○ 有資格者作業	—	○	—
17	コンクリートプラグ・ハッチ類	×	約10100kg	約19m	約2MJ	×	—	○ ワイヤロープ二重化, フェイルセーフ機構	○ 点検	○ 速度制限, 過巻防 止, フック外れ止め	○ 有資格者作業	—	○	—
18	空調機	○	—	—	—	○	—	—	—	—	—	—	—	—
19	その他	×	約150kg	約12m	約18kJ	×	○ 耐震評価	—	—	—	—	—	○	—

【凡例の説明】○：次ステップの評価は不要 ×：次ステップの評価が必要 —：対象外または評価不要
 【評価フローⅡによる評価基準】
 ・評価①：設置状況等により、使用済燃料プールへの落下が想定されない設備等は「○」、落下が想定される設備等は「×」
 ・評価②：模擬燃料集合体の落下エネルギー＝15,504kJ(310kg×5.1m×9.80665m/s²)以上の場合は「×」、未滿の場合は「○」
 ・選定結果：評価①もしくは②が「○」であれば選定結果を「○」、落下時影響評価は「不要」。選定結果が「×」の場合、評価フローⅢによる評価を実施。
 【評価フローⅢによる評価基準】
 ・評価③：a.b.c.d.の落下原因に対して適切な落下防止措置が確認された場合は「○」、それ以外は「×」
 ・選定結果：a.b.c.d.の項目すべてが「○」であれば評価フローⅢの選定結果を「○」、落下時の影響評価は「不要」。a.b.c.d.の項目の一つでも「×」があれば選定結果を「×」、落下時の影響評価を「必要」。
 ※耐震評価による確認をもって、選定結果を「○」とし、落下時の影響評価を不要とする。

第 7.2 表 使用済燃料プールへの落下時影響評価が必要な重量物の評価に関する整理表（7号炉）

番号	抽出した設備等	評価フローⅠ				評価フローⅡ				評価フローⅢ				選定結果	落下時の影響評価
		配置	重量	落下高さ	落下エネルギー	選定結果	評価③								
							a. 地震による重量物の破損対策①	b. 吊荷取扱装置の故障等対策②	c. 吊荷取扱装置の誤操作対策②	d. 吊荷取扱装置の待機位置等対策③					
1	原子炉建屋	×	特定不可	～約50m	—	×	○ 耐震評価	—	—	—	—	—	—	○	—
2	燃料取替機	×	約49000kg	約12m	約6MJ	×	○ 耐震評価	—	○ 点検	—	○ 有資格者作業	○ 使用済燃料貯蔵プール外待機	—	○	—
3	原子炉建屋クレーン	×	約27000kg	約20m	約53MJ	×	○ 耐震評価	—	○ 点検	—	○ 有資格者作業	○ 使用済燃料貯蔵プール外待機	—	○	—
4	その他クレーン類	×	約1100kg	約17m	約184kJ	×	○ 耐震評価	○ ワイヤロープ二重化、フェイルセーフ機構	○ 点検	○ 速度制限、過巻防止、フック外れ止め	○ 有資格者作業	—	—	○	—
5	RCCV(取扱具含む)	○	—	—	—	○	—	—	—	—	—	—	—	—	—
6	RPV(取扱具含む)	×	約3500kg	約16m	約550kJ	×	—	○ ワイヤロープ二重化、フェイルセーフ機構	○ 点検	○ 速度制限、過巻防止、フック外れ止め	○ 有資格者作業	—	—	○	—
7	内挿物(取扱具含む)	×	約870kg	約12m	約103kJ	×	○ 耐震評価	○ ワイヤロープ二重化、フェイルセーフ機構	○ 点検	○ 速度制限、過巻防止、フック外れ止め	○ 有資格者作業	—	—	○	—
8	プール内ラック類	×	約1060kg	約5m	約52kJ	×	○ 耐震評価	○ ワイヤロープ二重化、フェイルセーフ機構	○ 点検	○ 速度制限、過巻防止、フック外れ止め	○ 有資格者作業	—	—	○	—
9	プールゲート類	×	約2300kg	約13m	約294kJ	×	—	○ ワイヤロープ二重化、フェイルセーフ機構	○ 点検	○ 速度制限、過巻防止、フック外れ止め	○ 有資格者作業	—	—	○	—
10	使用済燃料輸送容器(取扱具含む)	×	約11900kg	約16m	約19MJ	×	—	○ ワイヤロープ二重化、フェイルセーフ機構	○ 点検	○ 速度制限、過巻防止、フック外れ止め	○ 有資格者作業	○ 可動範囲制限	—	○	—
11	電源盤類	○	—	—	—	○	—	—	—	—	—	—	—	—	—
12	フェンス・ラダー類	×	約220kg	約20m	約44kJ	×	—	○ ワイヤロープ二重化、フェイルセーフ機構	○ 点検	○ 速度制限、過巻防止、フック外れ止め	○ 有資格者作業	—	—	○	—
13	装置類	×	約2200kg	約18m	約389kJ	×	—	○ ワイヤロープ二重化、フェイルセーフ機構	○ 点検	○ 速度制限、過巻防止、フック外れ止め	○ 有資格者作業	—	—	○	—
14	作業機材類	×	<100kg	約12m	約12kJ	○	—	—	—	—	—	—	—	—	—
15	計器・カメラ・通信機器類	×	約42kg	約4m	約2kJ	○	—	—	—	—	—	—	—	—	—
16	試験・検査用機材類	×	約500kg	約19m	約94kJ	×	—	○ ワイヤロープ二重化、フェイルセーフ機構	○ 点検	○ 速度制限、過巻防止、フック外れ止め	○ 有資格者作業	—	—	○	—
17	コンクリートブラグ・ハッチ類	×	約10000kg	約19m	約2MJ	×	—	○ ワイヤロープ二重化、フェイルセーフ機構	○ 点検	○ 速度制限、過巻防止、フック外れ止め	○ 有資格者作業	—	—	○	—
18	空調機	○	—	—	—	○	—	—	—	—	—	—	—	—	—
19	その他	×	約270kg	約24m	約64kJ	×	○ 耐震評価	—	—	—	—	—	—	○	—

【凡例の説明】○:次ステップの評価は不要 ×:次ステップの評価が必要 —:対象外または評価不要

【評価フローⅡによる評価基準】 ・評価① :設置状況等により、使用済燃料プールへの落下が想定されない設備等は「○」、落下が想定される設備等は「×」

・評価② :模擬燃料集合体の落下エネルギー＝15,504kJ(310kg×5.1m×9.80665m/s²) 以上の場合は「×」、未満の場合は「○」

・選定結果:評価①もしくは②が「○」であれば選定結果を「○」、落下時影響評価は「不要」。選定結果が「×」の場合は評価フローⅢによる評価を実施。

【評価フローⅢによる評価基準】 ・評価③ :a.b.c.d.の落下原因に対して適切な落下防止措置が確認された場合は「○」、それ以外は「×」

・選定結果:a.b.c.d.の項目すべてが「○」であれば評価フローⅢの選定結果を「○」、落下時の影響評価は「不要」。a.b.c.d.の項目の一つでも「×」があれば選定結果を「×」、落下時の影響評価を「必要」。

※耐震評価による確認をもって、選定結果を「○」とし、落下時の影響評価を不要とする。

燃料集合体落下時の使用済燃料プールライニングの健全性について

燃料の貯蔵設備については、「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」の指針 49 に以下の記載がある。

指針 49. 燃料の貯蔵設備及び取扱設備

- | |
|--|
| <p>2. 使用済燃料の貯蔵設備及び取扱設備は、前項の各号に掲げる事項のほか、次の各号に掲げる事項を満足する設計であること。</p> <p>(4) 貯蔵設備は、燃料集合体の取扱い中に想定される落下時においても、その安全機能が損なわれるおそれがないこと。</p> |
|--|

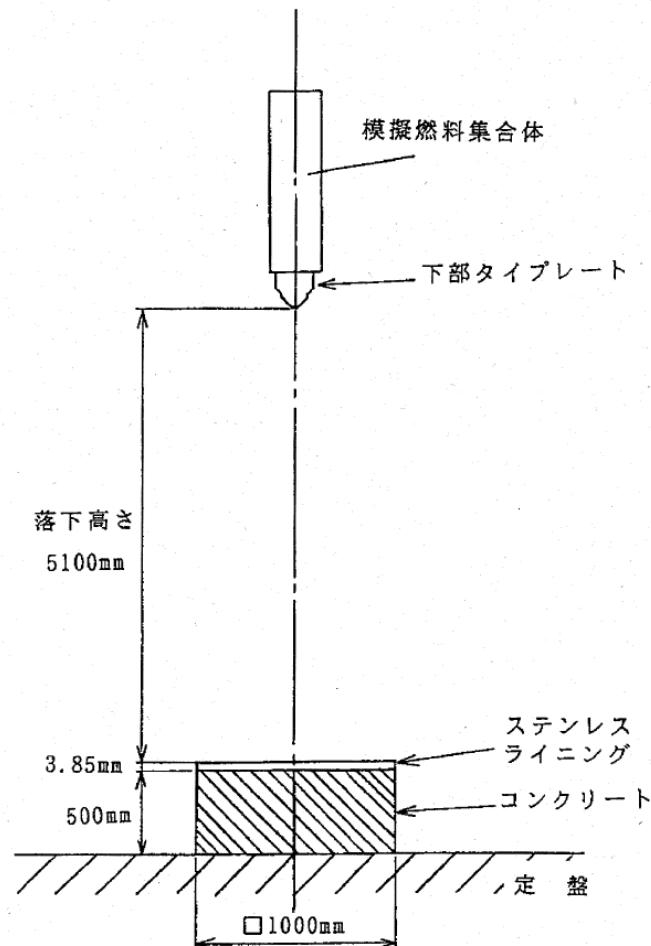
使用済燃料プールへの燃料集合体落下については、模擬燃料集合体を用いた気中落下試験を実施し、万一の燃料集合体の落下を想定した場合においても、ライニングが健全性を確保することを確認している^{※1}。

試験結果としては、ライニングの最大減肉量は初期値3.85mmに対して0.7mmであった。また、落下試験後のライニング表面の浸透探傷試験の結果は、割れ等の有害な欠陥は認められず、燃料落下後のライニングは健全であることが確認された。

※1 「沸騰水型原子力発電所 燃料集合体落下時の燃料プールライニングの健全性について」 (HLR-050)

第1図は、気中による模擬燃料集合体の落下試験の方法を示したものである。

水中の燃料集合体重量（内挿物を含む）は、本試験で使用した模擬燃料集合体の重量未満であり、燃料集合体の高さについても、本試験の落下高さ未満となっている。また、燃料集合体の落下時は、水の抵抗による減速効果が期待できることから、この試験は保守的な評価結果となっている。



第1図 模擬燃料集合体落下試験方法

第1図に示す落下試験における模擬燃料集合体重量は、燃料チャンネルボックスを含めた状態で310kgと保守的^{※2}であり、燃料落下高さは燃料取替機による燃料移送高さを考慮し、5.1mと安全側である。

※2 柏崎刈羽6号及び7号炉にて取り扱っている燃料集合体重量（燃料チャンネルボックス含む）は、310kg未満である。

使用済燃料プールと原子炉建屋オペレーティングフロアの床面上設備等との
離隔概要について

評価フローⅡにおける「設置状況による抽出」にて「検討不要」とした各項目の設備等については、使用済燃料プールの手摺りの外側にて設置、保管及び取り扱う設備等であり、使用済燃料プールと離隔距離を確保し、使用済燃料プールへ落下するおそれはない。

また、電源盤類、空調機については、離隔距離を確保し配置されていることに加え、床や壁面にボルト等にて固定又は固縛されている設備等であることから、使用済燃料プールへ落下することはない。

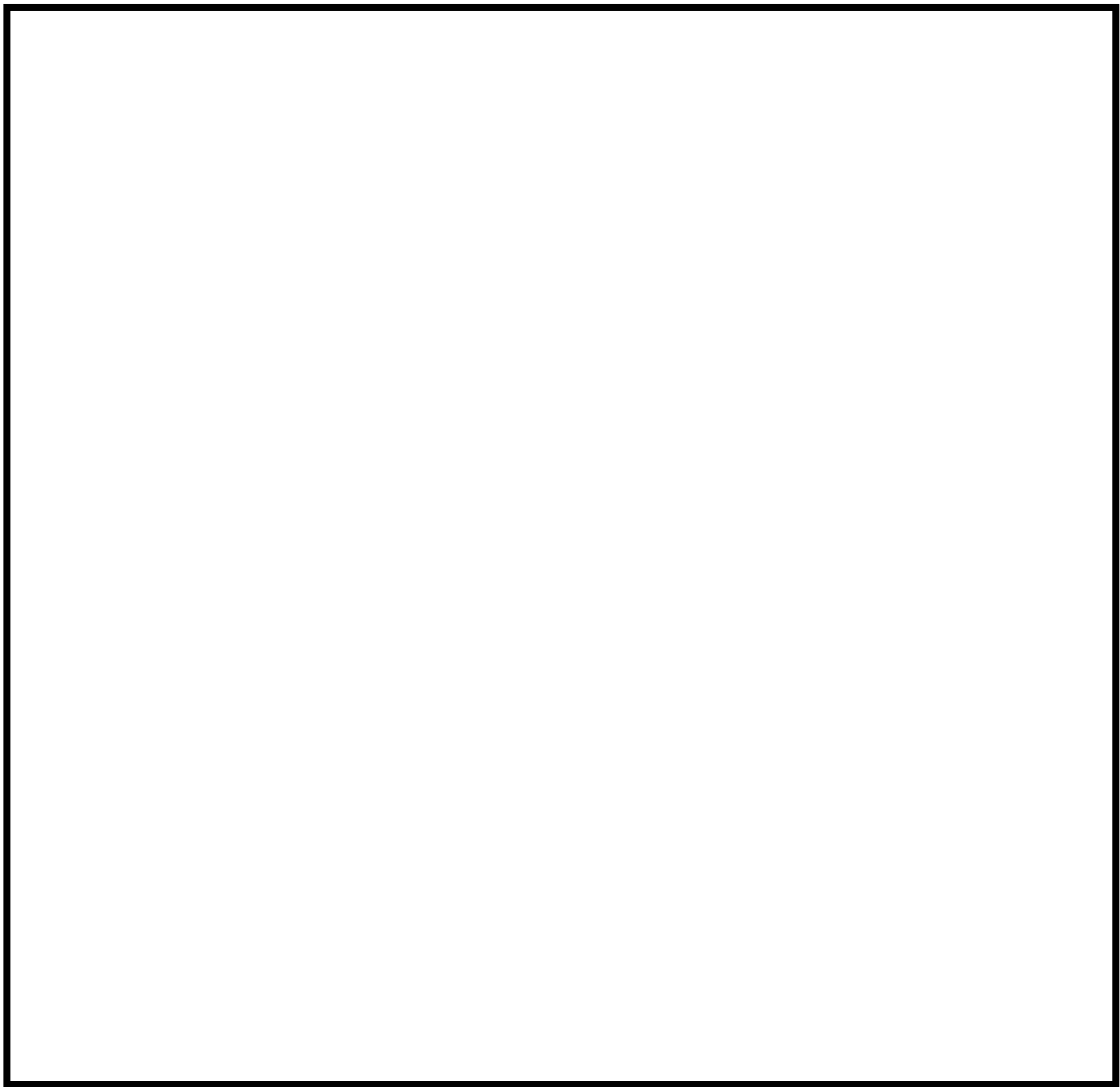
第1表に、評価フローⅡにおける「設置状況による抽出」にて検討不要とした設備等の落下防止分類を示し、第1図にこれら設備等と使用済燃料プールとの配置関係を示す。

第1表 評価フローⅡにおける「設置状況による抽出」にて検討不要とした設備等の落下防止分類（6号炉の例）

抽出項目	No.	詳細	落下防止分類
RCCV（取扱具含む）	1	RCCV ヘッド（ボルト含む）	①
	2	RCCV M/I 吊具	①
電源盤類	3	照明用トランス	①, ②
	4	照明用分電盤	①, ②
	5	燃料チャンネル着脱機制御盤	①, ②
	6	燃料プール状態表示盤	①, ②
	7	作業用電源箱	①, ②
	8	使用済燃料貯蔵プール温度中継端子箱	①, ②
	9	機器搬出入口ハッチカバー用制御盤	①, ②
	10	機器搬出入口ハッチカバー用ジブクレーン 作業電源箱	①, ②
	11	無線通信設備補助増幅器	①, ②
	12	RPV ヘッド自動着脱機電源箱	①, ②
	13	原子炉建屋クレーン電源現場操作箱	①, ②
	14	燃料取替機制御室空調機現場盤	①, ②
	15	再循環ポンプ検査水槽用制御盤	①, ②
	16	インペラ・シャフト検査装置制御盤	①, ②
空調機	17	燃料取替機制御室空調機	①, ②

【落下防止分類】

- ① 使用済燃料プールから離隔距離を確保した手摺り外側にて設置、保管及び取り扱い
- ② 床や壁面への固定又は固縛



第1図 使用済燃料プールと周辺設備の配置図（6号炉の例）



ロープによる固縛



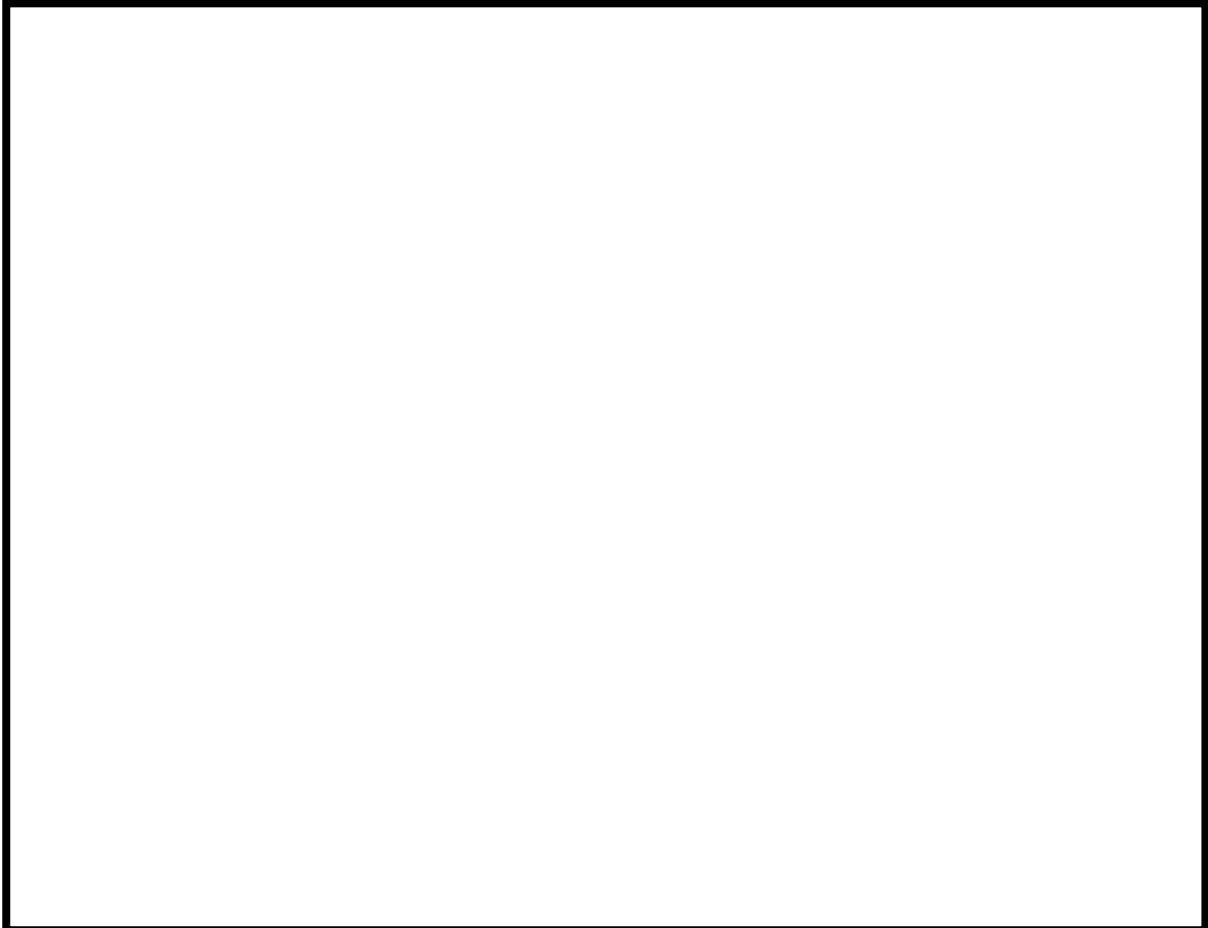
ボルトによる壁面固定



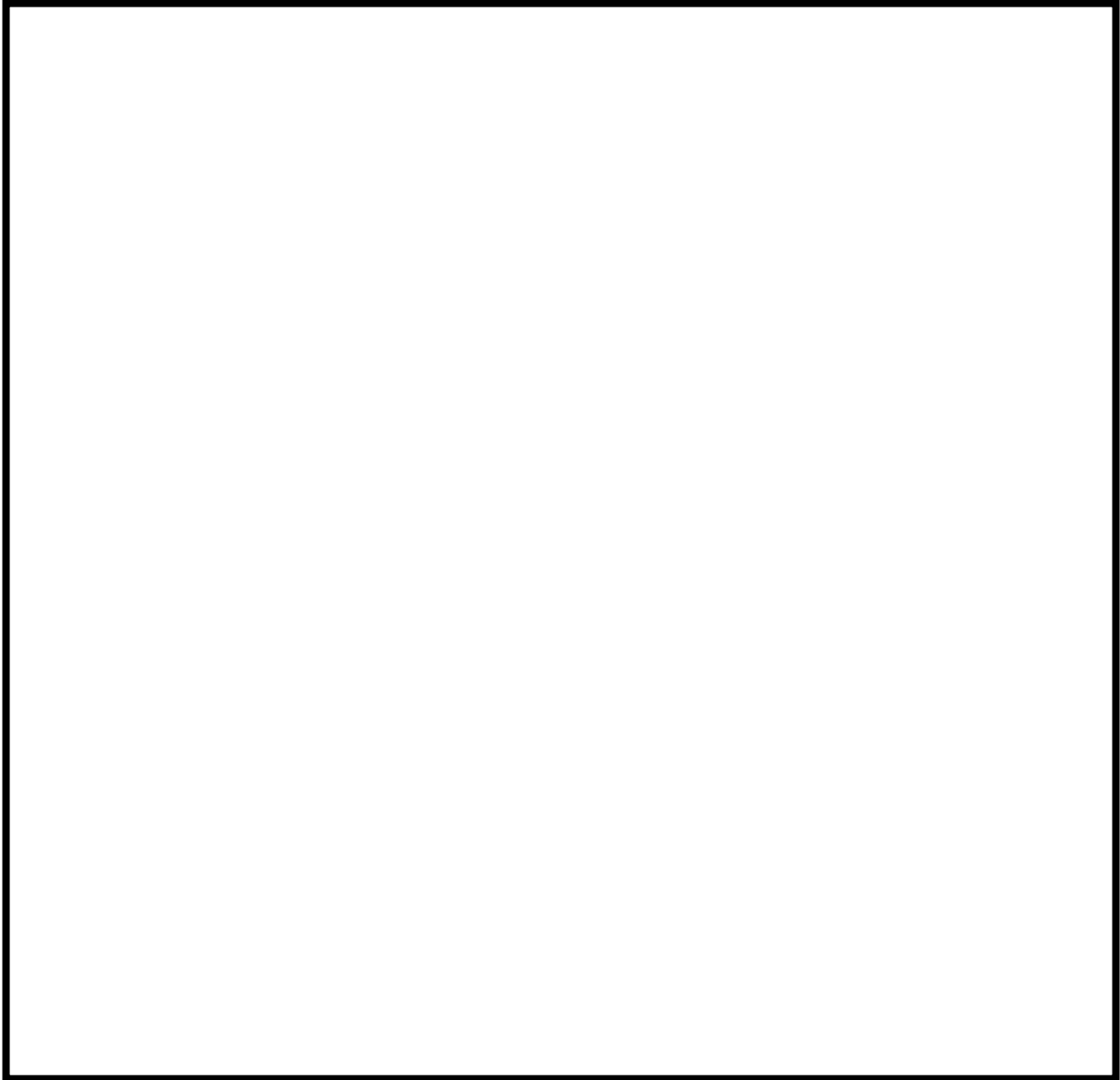
燃料取替機及び原子炉建屋クレーンの待機場所について

燃料取替機及び原子炉建屋クレーンは、通常時、使用済燃料プール上へ待機配置しない運用とすることで、使用済燃料プールへの落下は防止される。

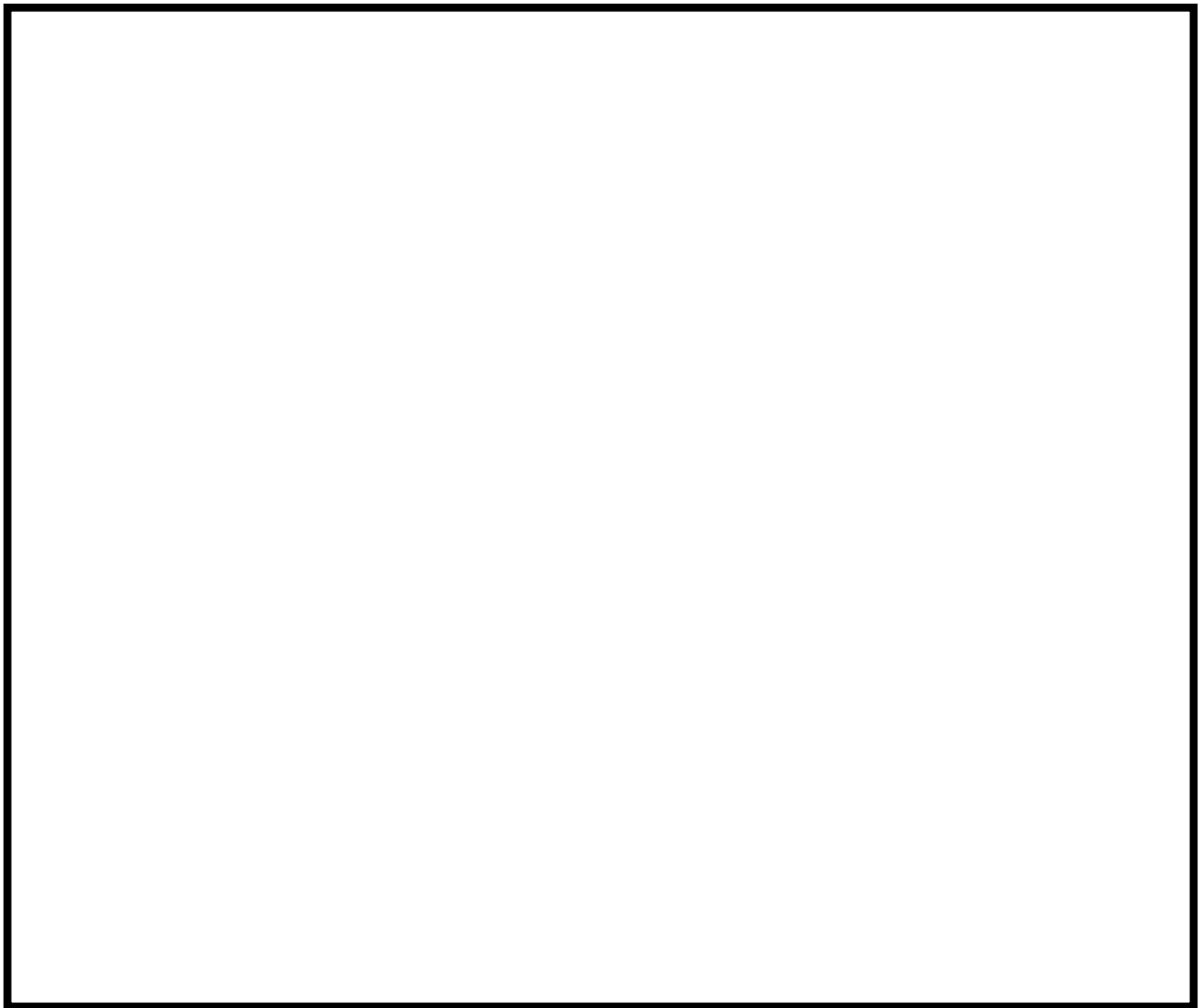
以下に、柏崎刈羽 6 号及び 7 号炉における燃料取替機及び原子炉建屋クレーンの通常時待機範囲を示す。



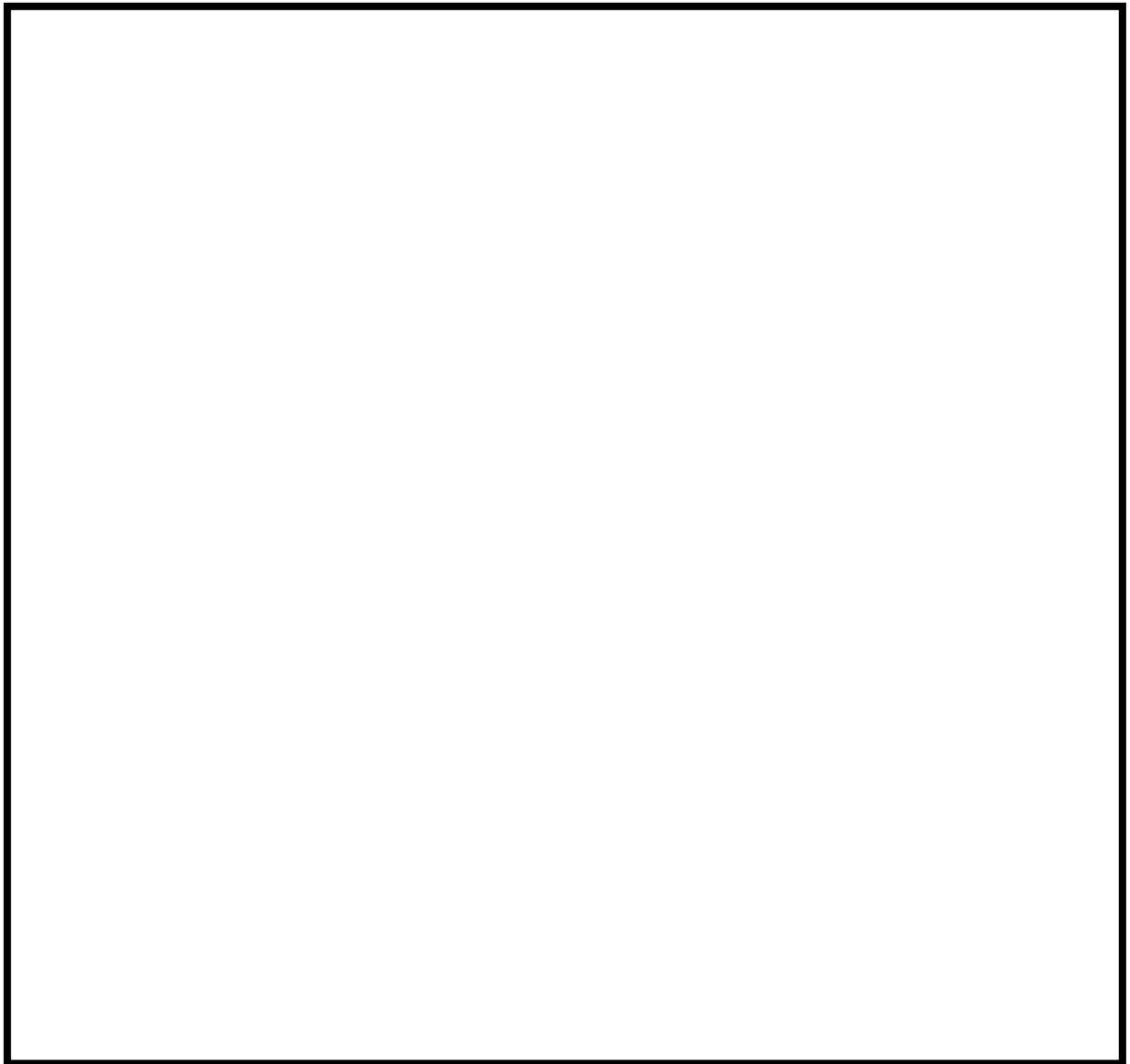
第 1 図 燃料取替機 待機範囲 (6 号炉)



第2図 燃料取替機 待機範囲（7号炉）



第3図 原子炉建屋クレーン待機範囲（6号炉）



第4図 原子炉建屋クレーン待機範囲（7号炉）

原子炉建屋クレーンのインターロックについて

原子炉建屋クレーンは、使用済燃料プール上を重量物及び使用済燃料輸送容器が走行及び横行できないように可動範囲を制限するインターロックを設ける。

原子炉建屋クレーン走行及び横行レールは原子炉建屋オペレーティングフロアの上を走行及び横行できるよう敷設し、重量物及び使用済燃料輸送容器の移送を行う際には、重量物及び使用済燃料輸送容器が使用済燃料プール上を通過しないよう、レールに沿って設置されたリミットスイッチ及びインターロックによる可動範囲の制限により、使用済燃料プールへの重量物及び使用済燃料輸送容器の落下を防止する設計とする。

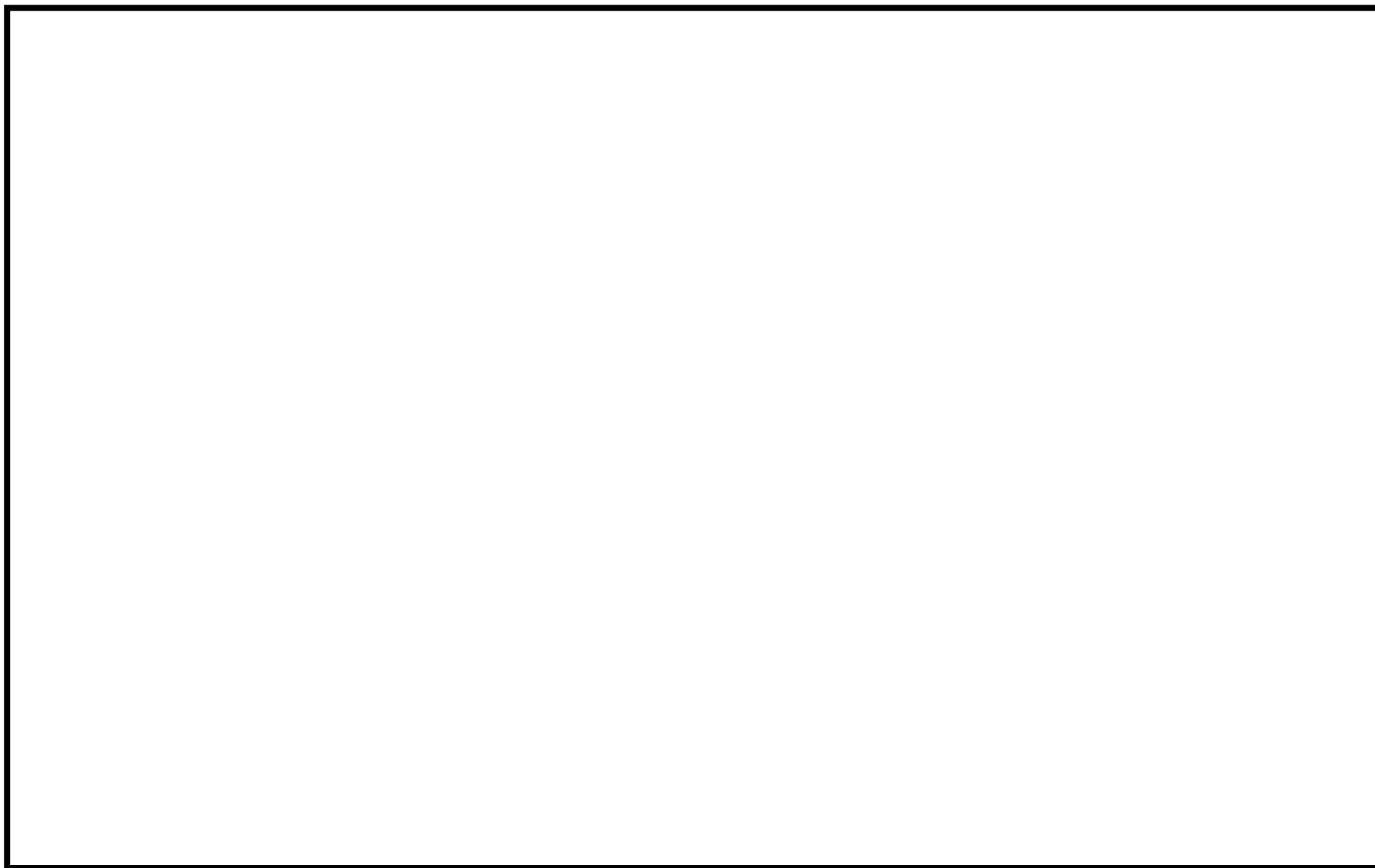
原子炉建屋クレーンの走行又は横行リミットスイッチの構造を第1図及び第2図に示す。また、原子炉建屋クレーンの重量物及び使用済燃料輸送容器移送のインターロックによる可動範囲とリミットスイッチ展開図の関係を第3～6図に示す。リミットスイッチは、原子炉建屋クレーンがレバーを機械的に動作させることで、インターロックが動作する設計とする。



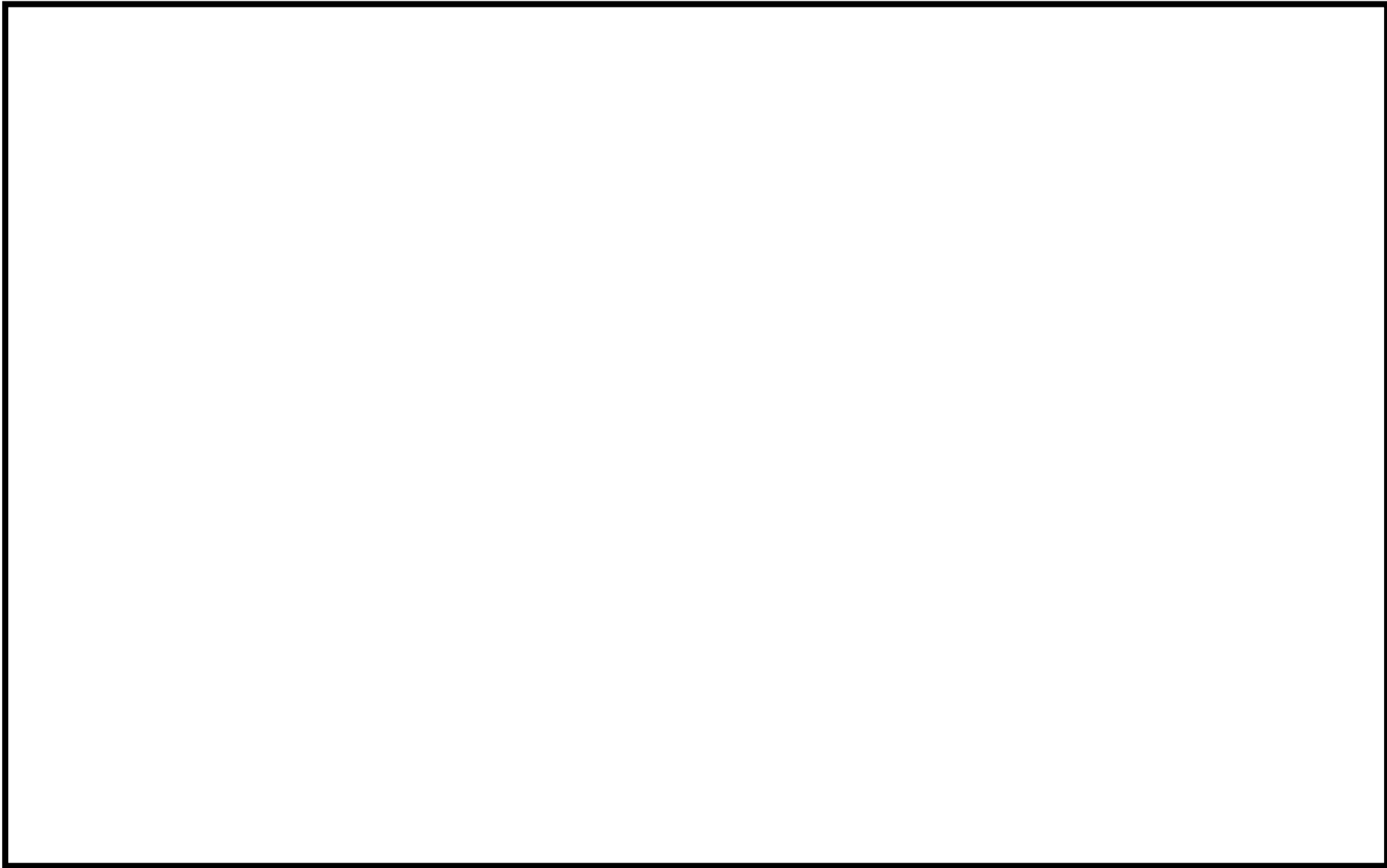
第1図 原子炉建屋クレーンの走行又は横行リミットスイッチ（6号炉）



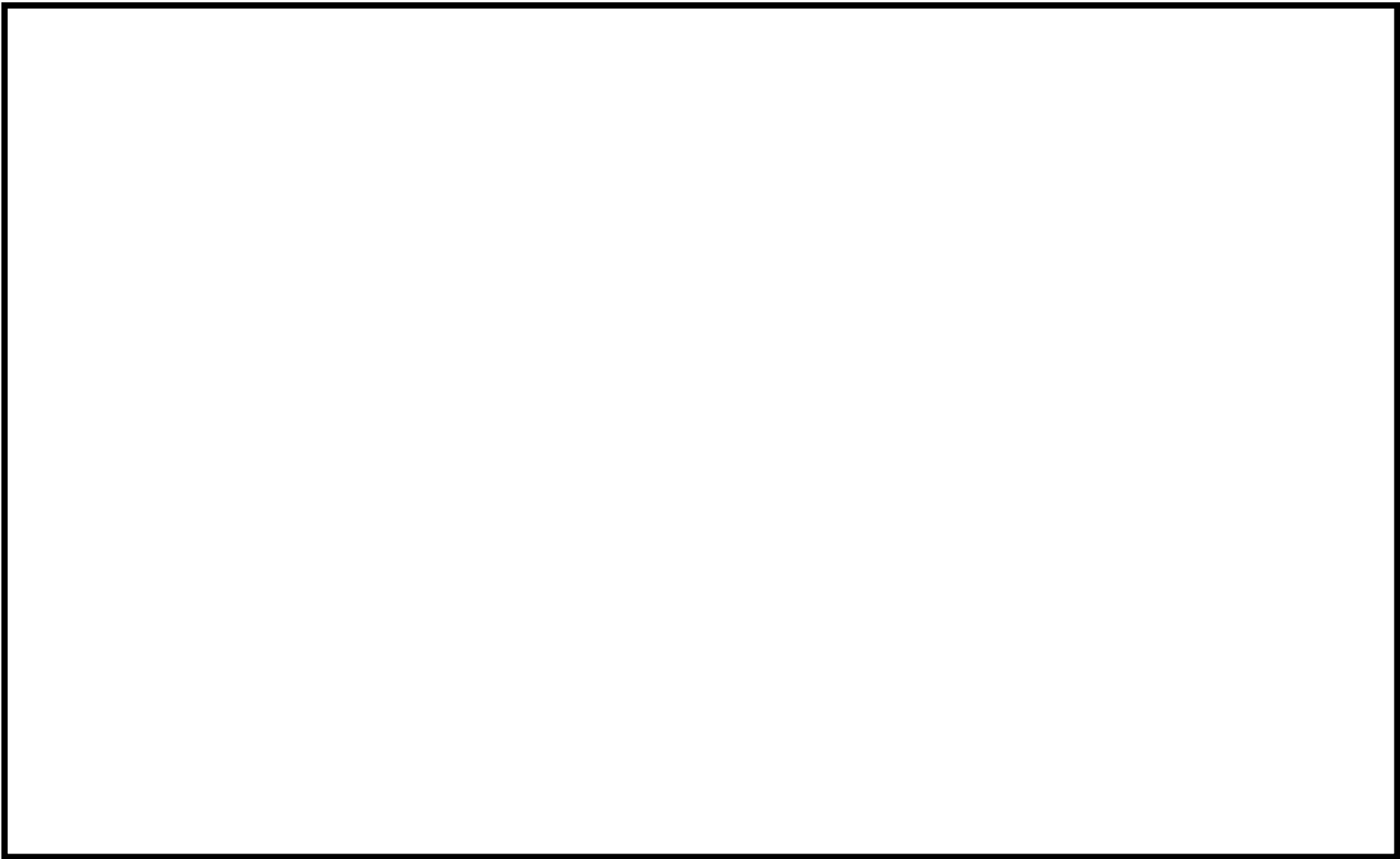
第2図 原子炉建屋クレーンの走行又は横行リミットスイッチ（7号炉）



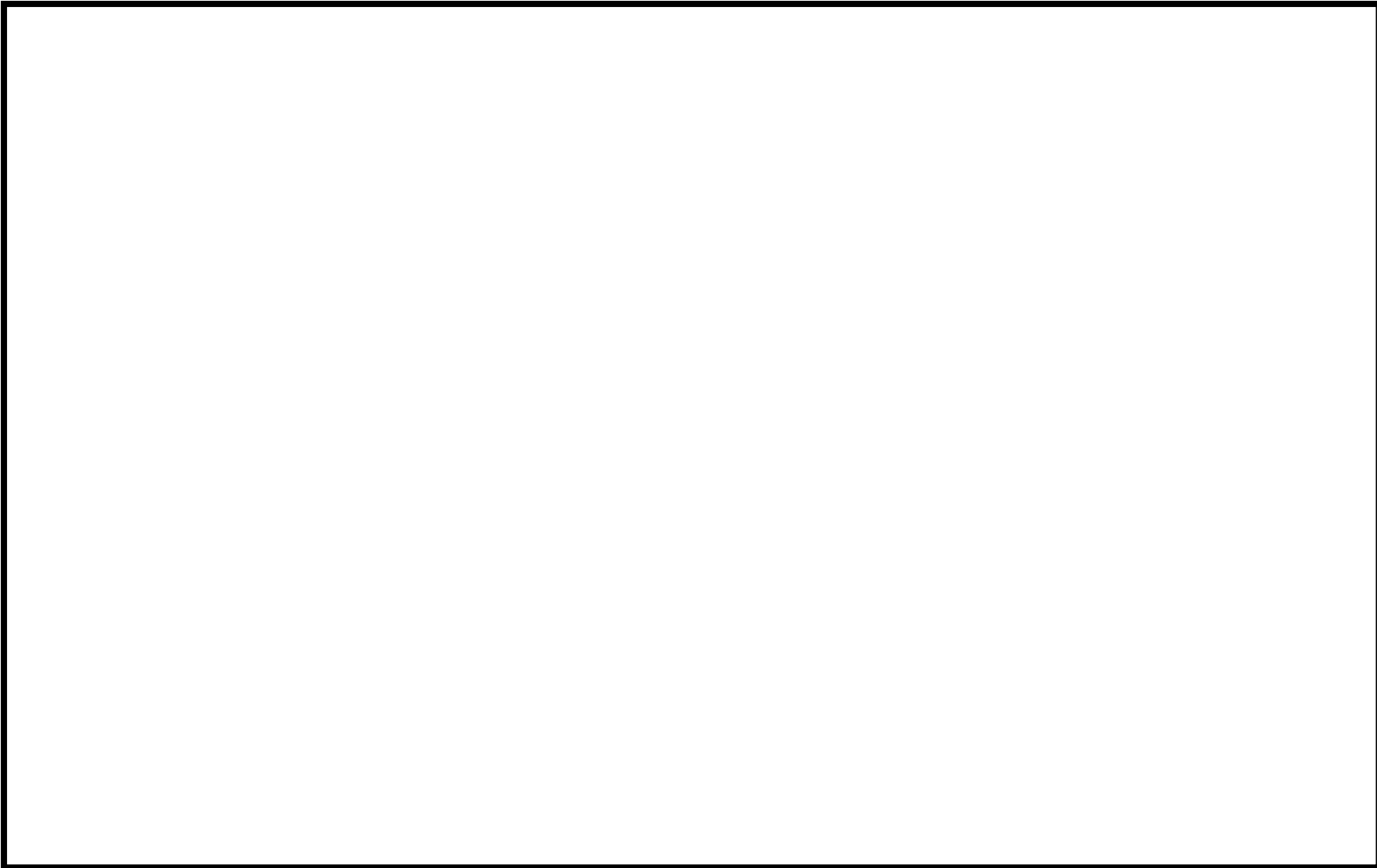
第3図 原子炉建屋クレーンのインターロックによる重量物移送時可動範囲とリミットスイッチ展開図（6号炉）



第4図 原子炉建屋クレーンのインターロックによる使用済燃料輸送容器移送時可動範囲とリミットスイッチ展開図（6号炉）



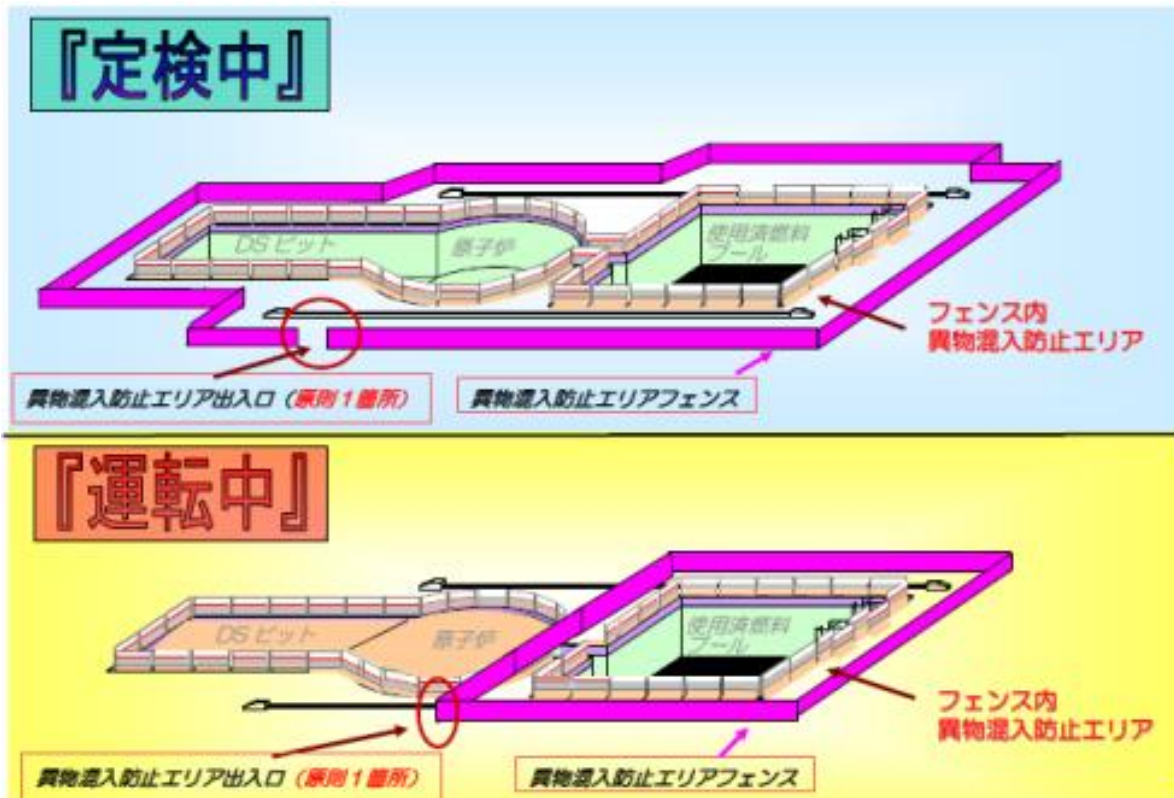
第5図 原子炉建屋クレーンのインターロックによる重量物移送時可動範囲とリミットスイッチ展開図（7号炉）



第6図 原子炉建屋クレーンのインターロックによる使用済燃料輸送容器移送時可動範囲とリミットスイッチ展開図（7号炉）

使用済燃料プール周辺における異物混入防止エリアについて

柏崎刈羽 6 号及び 7 号炉における使用済燃料プール周りは, 第 1 図に示すとおり, 定期検査中及び運転中において, 使用済燃料プールと離隔距離を確保した手摺り (フェンス) により異物混入防止エリアを設定し, 異物等の持ち込みを制限することで, 使用済燃料プールへの異物混入による損傷を未然に防止している。



第 1 図 原子炉建屋オペレーティングフロアの床面 異物混入防止エリア設置概要 (定期検査中・運転中)

7号炉 使用済燃料プール上部ダクトの健全性評価

1. 概要

7号炉の使用済燃料プール上部には、「その他」項目のダクト（原子炉区域・タービン区域換気空調系）が設置されている。

当該ダクトについては、基準地震動 S_s を用いた耐震評価を実施するとともに、仮に当該ダクトが落下した場合における、使用済燃料プールライニングの健全性への落下時影響評価を実施する。

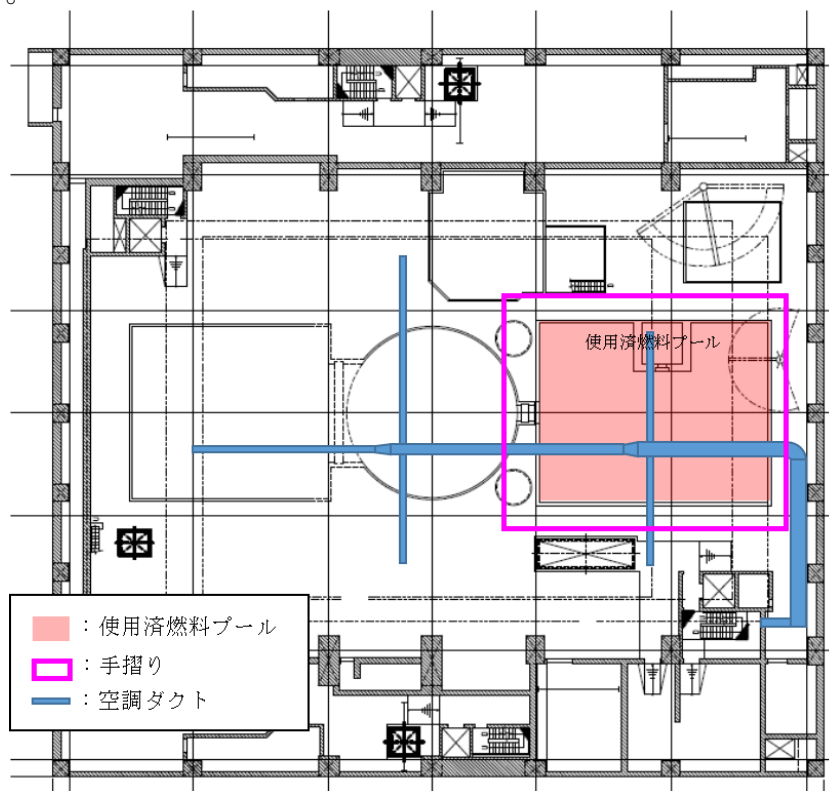
第1図に上記ダクトの使用済燃料プール上部への設置状況を示す。



第1図 使用済燃料プール上部のダクト 設置状況（7号炉）

2. 耐震評価

本評価の対象範囲は、第2図に示すとおり、使用済燃料プールから離隔距離を確保した手摺りの内側の使用済燃料プール上部のダクト、及び当該ダクトを支持するダクトサポートとし、当該ダクトに対して基準地震動 S_s を用いた耐震評価を実施する。



第2図 7号炉 原子炉建屋オペレーティングフロア上部 ダクト配置図

(1) 評価条件

① 荷重条件

評価に用いる地震動は、原子炉建屋のフロアレベルの最高レベルとなる T. M. S. L. 49700 (当該ダクト設置レベルは T. M. S. L. 47100) とし、本地震動の水平方向と鉛直方向の発生荷重 (モーメント及び反力) の組合せとして下記の動的及び静的解析のいずれか大きくなる結果を採用する。

評価対象	動的解析	静的解析
ダクト	SRSS ^{※1}	1.2ZPA ^{※2} 解析による絶対値和
ダクトサポート	SRSS ^{※1}	1.2ZPA ^{※2} 解析による絶対値和

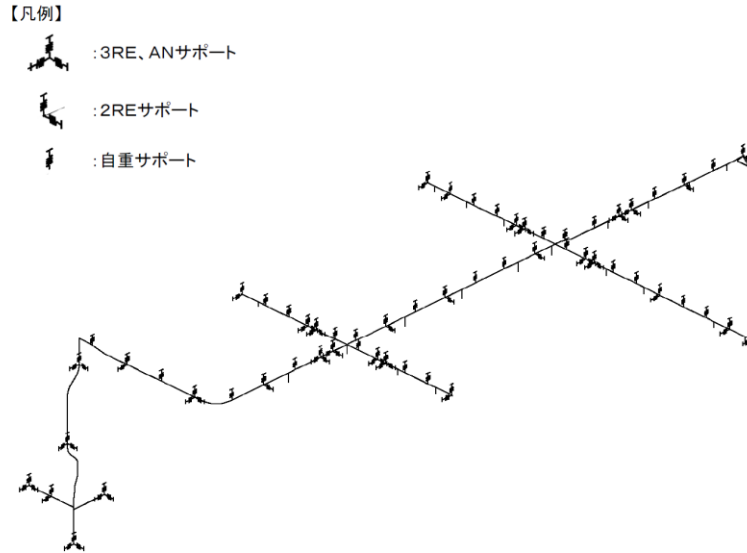
※1 : $SRSS = \sqrt{\{(水平震度)^2 + (鉛直震度 + 1.0)^2\}}$

※2 : 1.2ZPA = S_a 波の 1.2 倍

②ダクト評価

ダクト評価として、第2図に示す範囲を多質点連続梁モデルとし、解析から曲げモーメントを求め、許容座屈曲げモーメントに対する評価を実施した。

ダクト及びダクトサポート解析モデルを第3図に示す。



第3図 ダクト及びダクトサポート解析モデル

評価においては、ダクトが基準地震動 S_s に対して機能維持すること（換気機能及び支持機能を維持すること）を評価した。

なお、許容座屈曲げモーメントは下記の算出式を用い、評価結果は(裕度) = (許容座屈曲げモーメント) / (ダクトに発生する曲げモーメント (解析結果)) で示す。安全係数は設計裕度として $S = \square$ を用いた。

$$M = S \cdot M_T \cdot \gamma$$

$$M_T = \lambda \cdot \frac{\pi \cdot t \cdot I}{\sqrt{1 - \nu^2} \cdot b^2} \cdot \sqrt{E \cdot \sigma_y}$$

- M : 許容座屈曲げモーメント
- S : 座屈曲げモーメントの安全係数
- γ : 座屈限界曲げモーメントの安全係数
- M_T : 座屈限界曲げモーメント
- λ : 座屈限界曲げモーメントの補正係数
- π : 円周率
- t : ダクト板厚
- I : 断面二次モーメント
- ν : ポアソン比
- b : ダクト幅
- E : 縦弾性係数
- σ_y : 降伏応力

③サポート評価

サポート評価においても、限界評価として供用状態を D_s (F 値 = $\min(1.2S_y, 0.7S_u)$ *) とし、ダクト解析による支持点反力にて解析評価を実施した。評価結果は(裕度) = (許容応力 F 値) / (ダクトサポートに発生する応力(解析結果)) で示す。

※JEAC4601-2008 原子力発電所耐震設計技術規程における、その他支持構造物に対する許容応力算出の際の F 値の規定

(2) 評価結果

ダクト及びダクトサポートの耐震評価の結果、発生する最大の曲げモーメント及び応力は基準地震動に対して裕度を確保しており落下することはない。評価結果を第1表に示すとともに、第4図に、ダクト及びダクトサポートに発生する最大の曲げモーメント及び応力発生箇所を示す。

第1表 ダクト及びダクトサポートに発生する最大の曲げモーメント及び
応力の裕度

対象設備	裕度	判定基準
ダクト		
ダクトサポート		



第4図 ダクト及びダクトサポートにおける最大の曲げモーメント及び
応力発生箇所

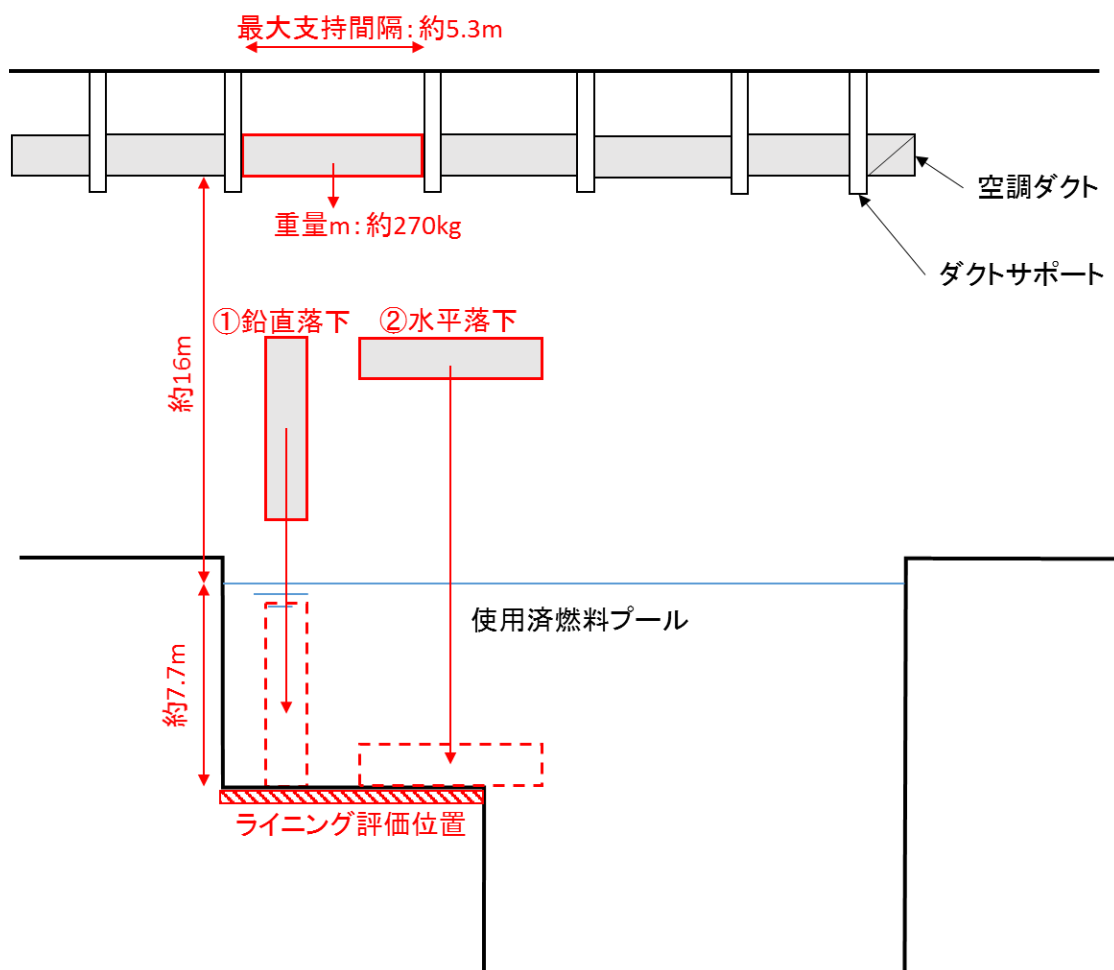
3. 落下時影響評価

ダクトは中空の形状であり、表面積が広いので、水中では水の抵抗を受け易い。そのため、当該ダクトが使用済燃料プールに落下した場合、水中での浮力及び水の抵抗により落下エネルギーは消費され、使用済燃料プールライニングへの影響は軽微なものになると考えられる。

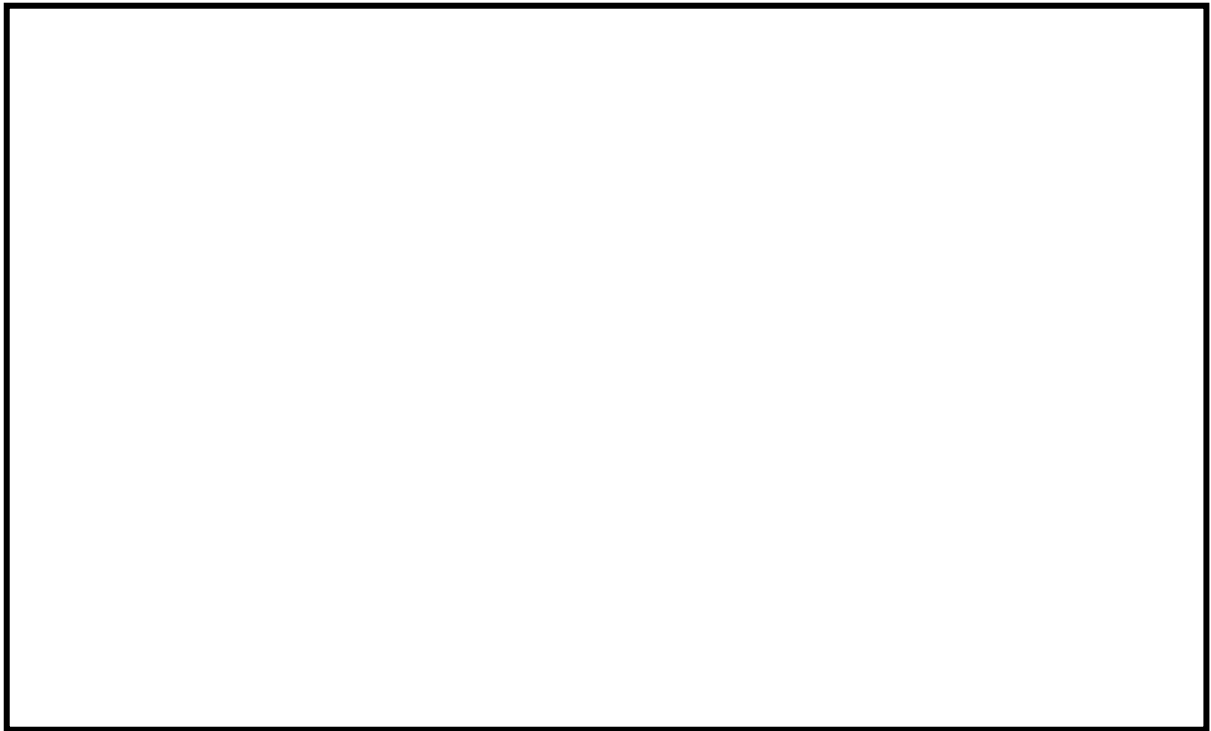
本評価では、最大支持間隔のダクトが自由落下した場合における、落下時影響評価を実施する。

ダクト落下時影響評価のイメージを第5図に、ダクト落下速度の時間変化のグラフを第6図（鉛直落下）及び第7図（水平落下）に示す。

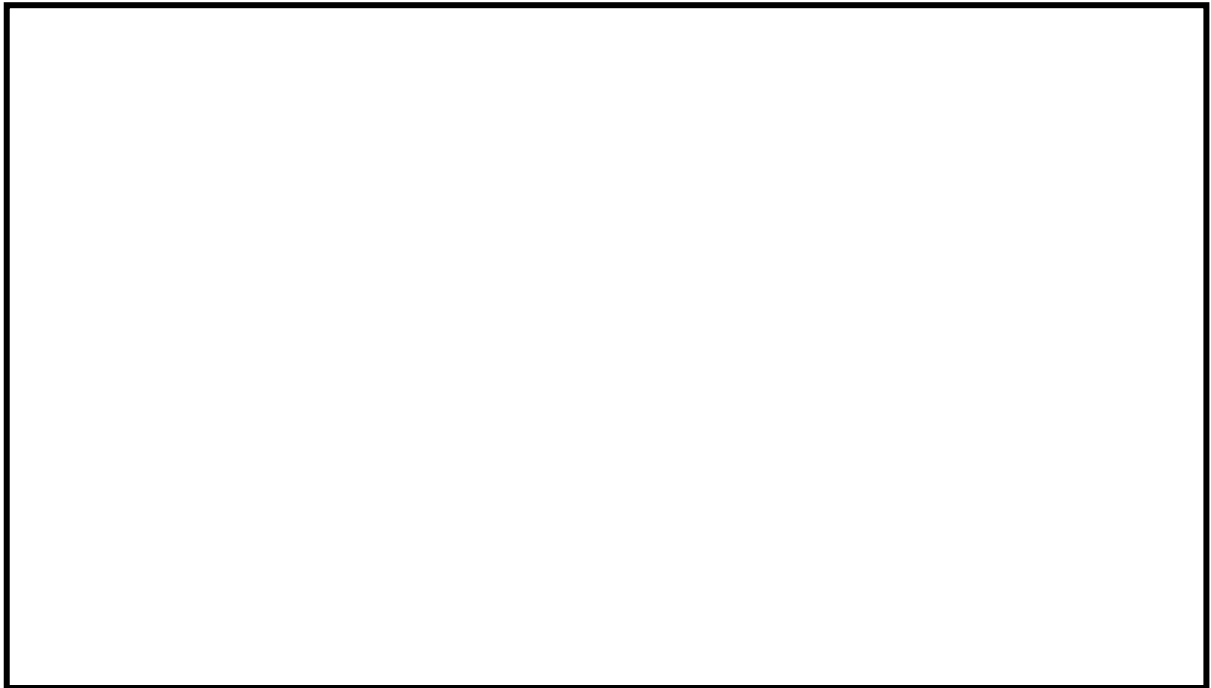
当該ダクトが落下した場合の使用済燃料プールライニング到達時の速度エネルギーは、水の浮力と抵抗のみを考慮すると、①鉛直落下した場合、②水平落下した場合のどちらの条件においても、気中落下試験時の燃料集合体の「落下エネルギー（約15.5kJ）」未満となることから、当該ダクトが落下した場合においても使用済燃料プールライニングの健全性は確保されるものと判断する。



第5図 ダクトの使用済燃料プールへの落下評価（イメージ）



第6図 鉛直落下した場合のダクト落下速度の時間変化



第7図 水平落下した場合のダクト落下速度の時間変化

4. まとめ

7号炉の使用済燃料プール上部ダクトに対して、耐震評価及び使用済燃料プールへの落下時影響評価を実施し、当該ダクトは基準地震動 S_s に対して落下しないことを確認したとともに、仮に落下した場合においても、使用済燃料プールライニングの健全性は確保されることを確認した。

燃料取替機 主ホイスト（ワイヤロープ、グラップルヘッド、ブレーキ）の
健全性評価について

1. 評価方法

吊荷位置（上端～下端）でワイヤロープの固有周期が変動するため、ワイヤロープの固有周期帯より、最も大きな震度を上下方向床応答スペクトルから算出し、各部に作用する荷重を算出する。当該算出荷重から、各部の強度評価を実施する。

2. 評価条件

評価用地震動：基準地震動 S_s

方向：鉛直

吊荷重量：定格荷重

吊荷位置：上下方向床応答スペクトルとワイヤロープの固有周期を考慮した位置

3. 評価結果

燃料取替機 主ホイスト（ワイヤロープ、グラップルヘッド、ブレーキ）の健全性評価結果の裕度整理表について第1表及び第2表に示す。

第1表 燃料取替機 主ホイスト各部 裕度整理表（6号炉）

設備	部位		裕度	判定基準値
燃料取替機	ワイヤロープ※1			
	グラップル ヘッド	フック※1		
		シャフト※1		
	ブレーキ※1			

第2表 燃料取替機 主ホイスト各部 裕度整理表（7号炉）

設備	部位		裕度	判定基準値
燃料取替機	ワイヤロープ※1			
	グラップル ヘッド	フック※1		
		シャフト※1		
	ブレーキ※1			

※1 燃料取替機のワイヤロープ及びグラップルヘッドの構造については第5.2.23図、ブレーキの構造については第5.2.21図及び第5.2.22図参照。

※2 本評価結果は、静的荷重によるものであり、地震動による吊荷の衝撃荷重等は考慮していない。

原子炉建屋クレーン 主巻（ワイヤロープ、フック、ブレーキ）の
健全性評価について

1. 評価方法

原子炉建屋クレーン本体評価モデルをベースとし、ワイヤロープ部に非線形ばね要素を設定した時刻歴解析を実施し、全時刻での発生荷重の最大値から、クレーン吊具各部の強度評価を実施する。

2. 評価条件

評価用地震動：基準地震動 S_s

方向：水平、鉛直

吊荷重量：定格荷重

吊荷位置：上端

トロリ位置：ブリッジ中央

3. 評価結果

原子炉建屋クレーン 主巻（ワイヤロープ、フック、ブレーキ）の健全性評価結果の裕度整理表について第1表及び第2表に示す。

第1表 原子炉建屋クレーン 主巻各部 裕度整理表（6号炉）

設備	部位	裕度	判定基準値
原子炉建屋クレーン	ワイヤロープ※1		
	フック※1		
	ブレーキ※1		

第2表 原子炉建屋クレーン 主巻各部 裕度整理表（7号炉）

設備	部位	裕度	判定基準値
原子炉建屋クレーン	ワイヤロープ※1		
	フック※1		
	ブレーキ※1		

※1 原子炉建屋クレーンのワイヤロープ及びフックの構造については第5.2.27図及び第5.2.28図、ブレーキの構造については第5.2.25図及び第5.2.26図参照。

※2 ブレーキについて、制動力を上回る負荷トルクが発生し、スリップすることが考えられるが、地震による加速度は交番加速度であり、スリップは一時的なものと考えられ、大きく落下することはない。なお、基準地震動 S_s 時における定格荷重での滑り量としては、約 cm 程度であることを確認している。

燃料取替機及び原子炉建屋クレーンの落下防止対策

○燃料取替機

燃料取替機は、走行及び横行レールからの浮き上がりによる脱線を防止するため、脱線防止装置を設置しており、走行及び横行レールの脱線防止装置は、レールの頭部を脱線防止装置にて抱き込む構造であり、燃料取替機の浮き上がりにより走行及び横行レールから脱線しない構造とする。

なお、走行及び横行レールには、走行又は横行方向に対する脱線を防止するため、ストoppaが設置されているが、地震時等に走行及び横行レール上を燃料取替機又はトロリが滑り、仮に本ストoppaが損傷したとしても、走行レールについては、燃料取替機の幅より建屋壁面との離隔距離の幅の方が短いことから、燃料取替機がレールから脱線するおそれはなく、横行レールについては、燃料取替機ブリッジ上部にレールが敷設されており、トロリが脱線したとしても走行レール外側（使用済燃料プールエリア外）へ脱線することから、使用済燃料プールに落下することはない。



第1図 燃料取替機走行レールと壁面距離（6号炉）



第2図 燃料取替機走行レールと壁面距離（7号炉）

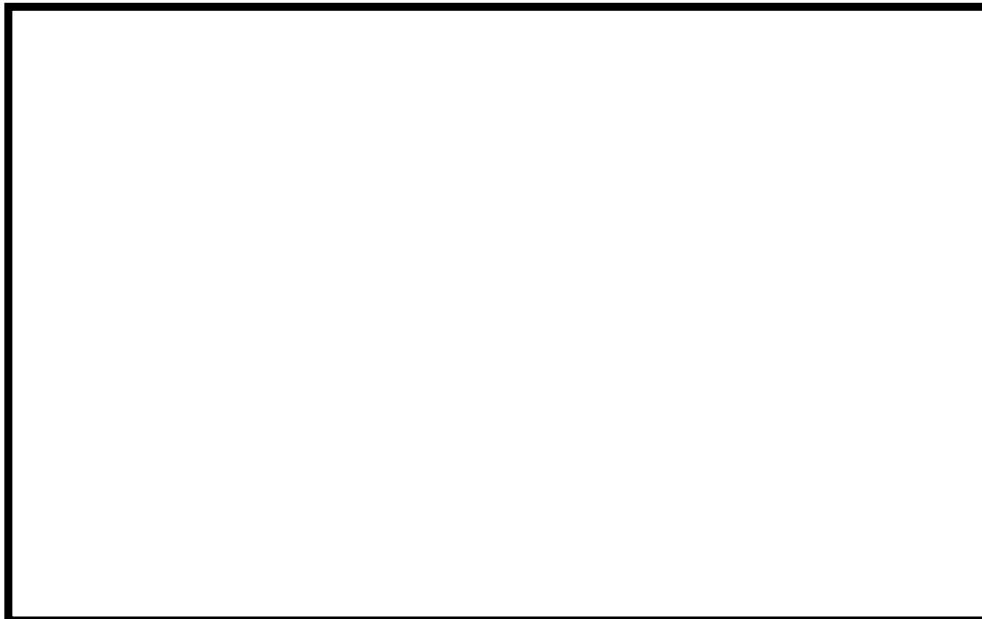
○原子炉建屋クレーン

原子炉建屋クレーンは、走行及び横行レールからの浮き上がりによる脱線を防止するため、脱線防止装置を設置しており、走行及び横行レールの脱線防止装置は、走行方向のランウェイガード及び横行方向のクレーン本体ガードに対し、浮き上がり代を設ける構造とし、クレーンの浮き上がりにより走行及び横行レールから脱線しない構造とする。

なお、走行及び横行レールには、走行又は横行方向への脱線を防止するため、ストoppaが設置されているが、地震時等に走行及び横行レール上を原子炉建屋クレーン又はトロリが滑り、仮に本ストoppaが損傷したとしても、走行及び横行レールと建屋壁面との離隔距離より、原子炉建屋クレーン又はトロリが走行及び横行レールから脱線するおそれはなく、使用済燃料プールに落下することはない。



第3図 原子炉建屋クレーン走行及び横行レールと壁面距離（6号炉）



第4図 原子炉建屋クレーン走行及び横行レールと壁面距離（7号炉）

過去不具合事象に対する対応状況について

1. 女川原子力発電所1号炉及び福島第二原子力発電所3号炉 原子炉建屋天井クレーン走行部損傷事象について

1. 1 事象概要

女川原子力発電所1号炉の原子炉建屋天井クレーンについて、平成23年9月12日に東北地方太平洋沖地震後の走行確認を実施していたところ、異音が確認された。その後の詳細点検において、走行部内部の軸受が損傷していることが確認された（第1図参照）。原因調査の結果、事象の原因は以下のとおりであった。

- ・東北地方太平洋沖地震に伴う軸方向の地震荷重により軸受つば部が損傷した。
- ・損傷した軸受つば部の破片が、軸受コロに挟まれ、その後の当該クレーンの異音調査のための走行に伴い、軸受の損傷が拡大した。

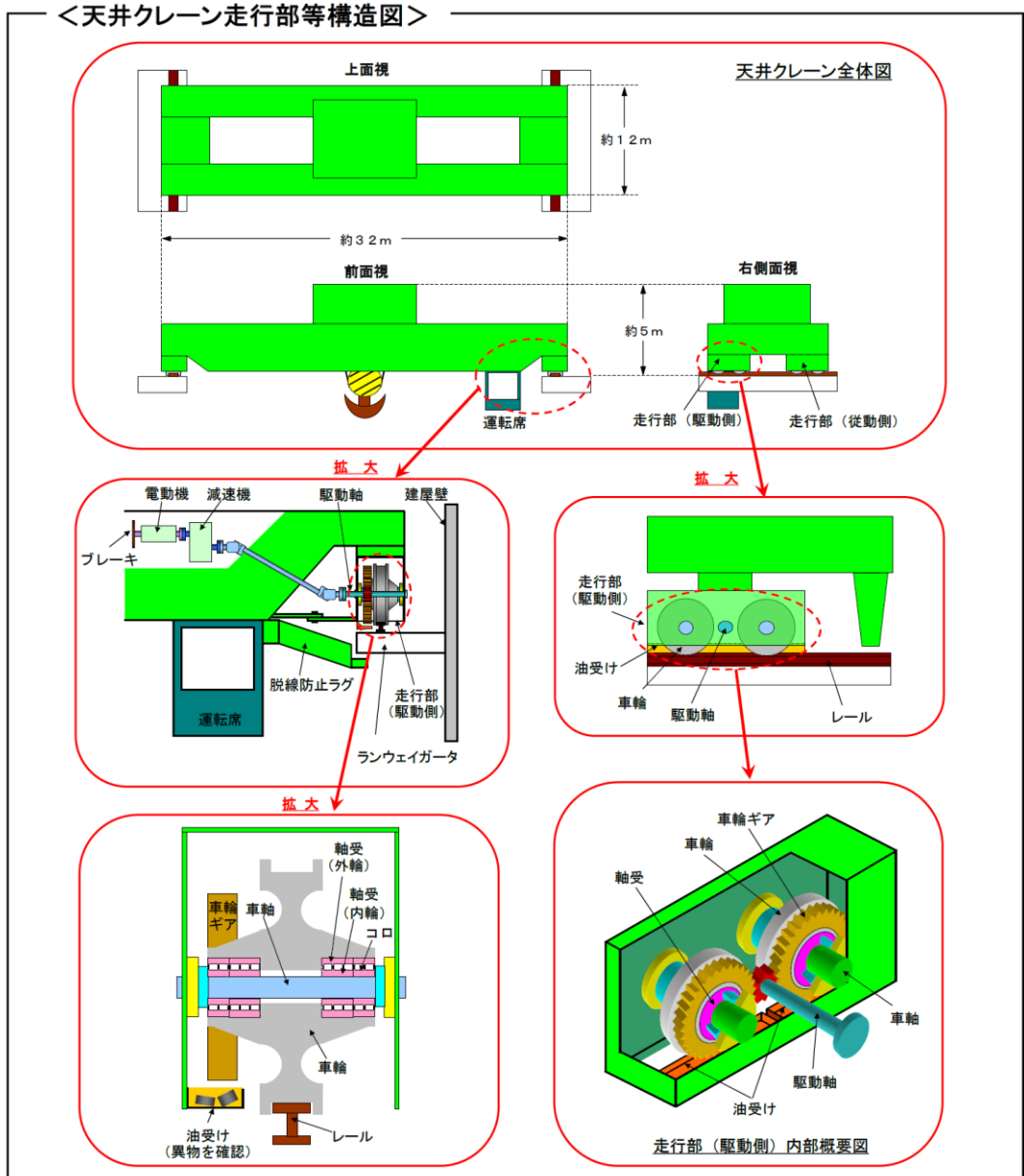
また、本事象の再発防止対策として、女川原子力発電所1号炉では、当該走行部を含む全ての走行部について、軸方向の荷重影響を受けにくい軸受を採用した新品の走行部に交換している（第2図参照）。

なお、東北地方太平洋沖地震に伴う類似の事象は福島第二原子力発電所3号炉においても確認されている（第3図参照）。

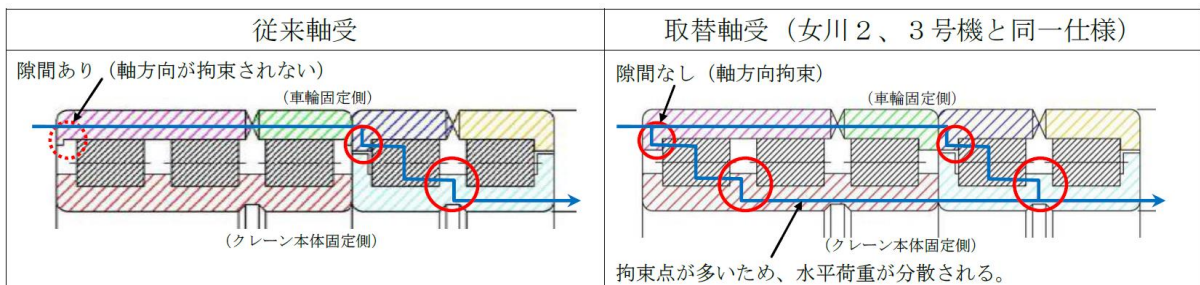
1. 2 柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉への水平展開の必要性について

以下の観点から、本事象の柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉への水平展開は不要と判断している。

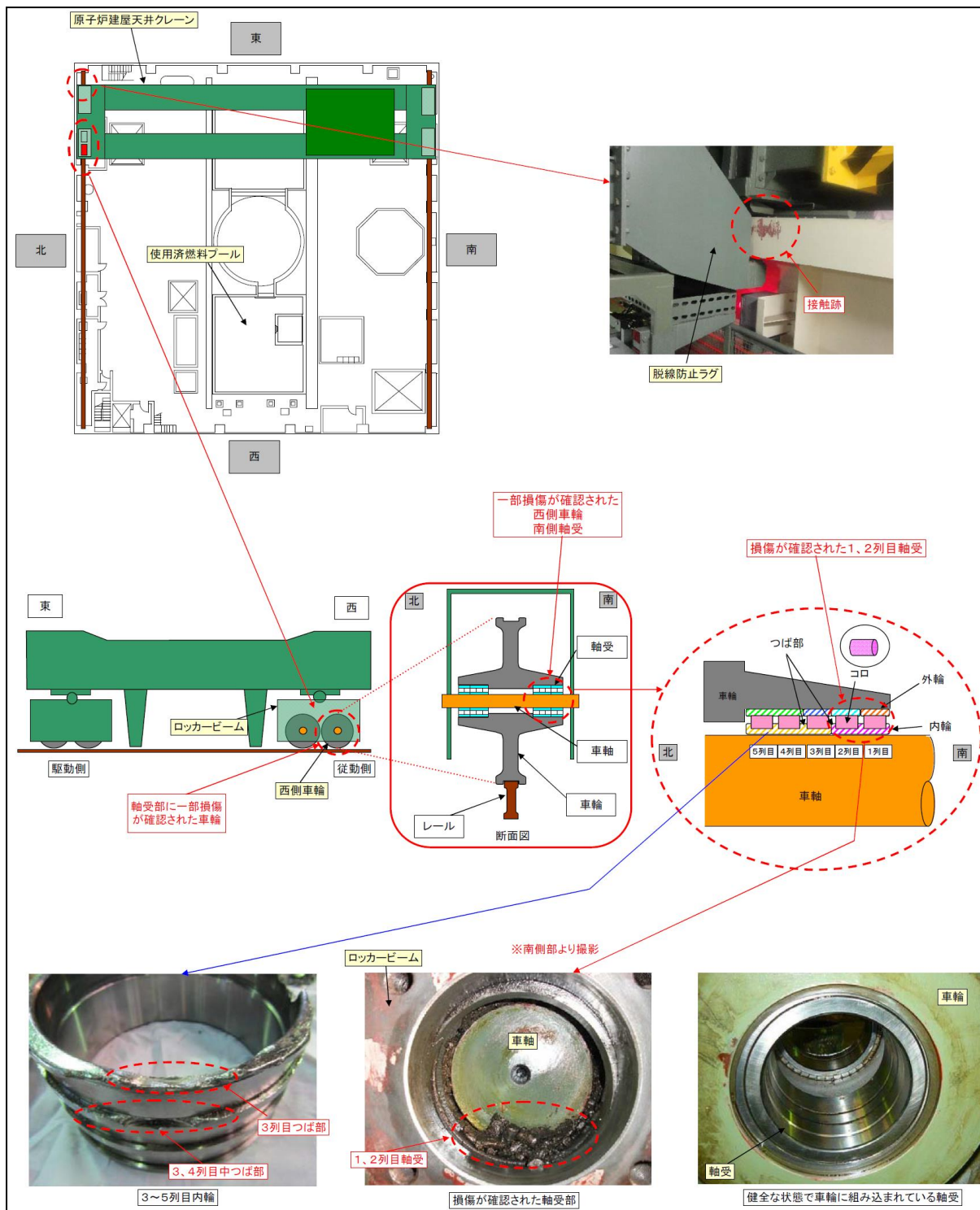
- ・本事象は、原子炉建屋天井クレーン走行部の軸受の一部が損傷していたものであるが、仮に全ての走行部軸受が機能喪失したとしても、柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉の原子炉建屋クレーンは脱線防止ラグがあることから、ランウェイ上から落下することはない。
- ・柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉の原子炉建屋クレーン走行部の軸受については、月次点検や年次点検時に行う走行確認で異常を検知することが可能であり、異常が検知された場合に当該部を交換することで復旧可能である。



第1図 女川原子力発電所1号炉 原子炉建屋天井クレーン走行部等構造図
(平成25年11月21日 東北電力株式会社プレス資料から抜粋)



第2図 女川原子力発電所1号炉 従来軸受と取替え軸受の比較
(平成25年11月21日 東北電力株式会社プレス資料から抜粋)



第3図 福島第二原子力発電所3号炉 原子炉建屋クレーンの損傷状況について
(平成25年12月25日 当社プレス資料から抜粋)

2. 柏崎刈羽原子力発電所6号炉 原子炉建屋クレーン走行伝動用継手部の破損事象について

2. 1 事象概要

柏崎刈羽原子力発電所6号炉の原子炉建屋クレーンについて、平成19年7月24日に新潟県中越沖地震後の設備点検を実施していたところ、走行伝動用継手（以下、ユニバーサルジョイントという。）が南側走行装置と北側走行装置の両側で破損していることを確認した（第4図参照）。原因調査の結果、事象の原因は以下のとおりであった。

- ・地震発生時、原子炉建屋クレーンは停止している状態であり、走行車輪はブレーキ（電動機側に設置されている）が掛かっている状態であった。
- ・地震動により強制的にクレーン走行方向の力が発生し、走行車輪に回転しようとする力が作用したが、電動機側の回転を阻止する力（ブレーキ）の相反する作用により、走行車輪と電動機をつなぐユニバーサルジョイントに過大なトルクが発生し、破損に至った*。

※6号炉の原子炉建屋クレーンは、摺動痕から、ブレーキが効かない状態で、約30cm程度移動したものと推定される。

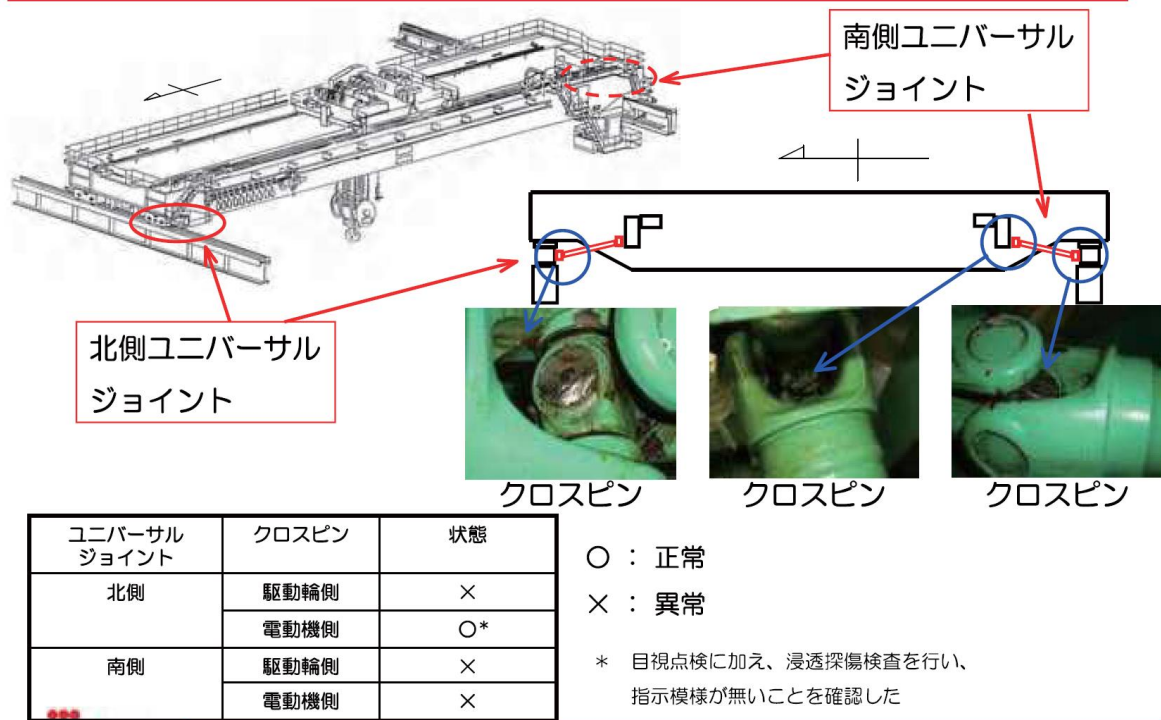
2. 2 柏崎刈羽原子力発電所6号炉の再発防止対策及び7号炉への水平展開の必要性について

本事象の再発防止対策については、以下の観点から不要と考えられるものの、クレーンの早期復旧を目的に、現在ではユニバーサルジョイント一式の予備品を保有しておくこととしている。

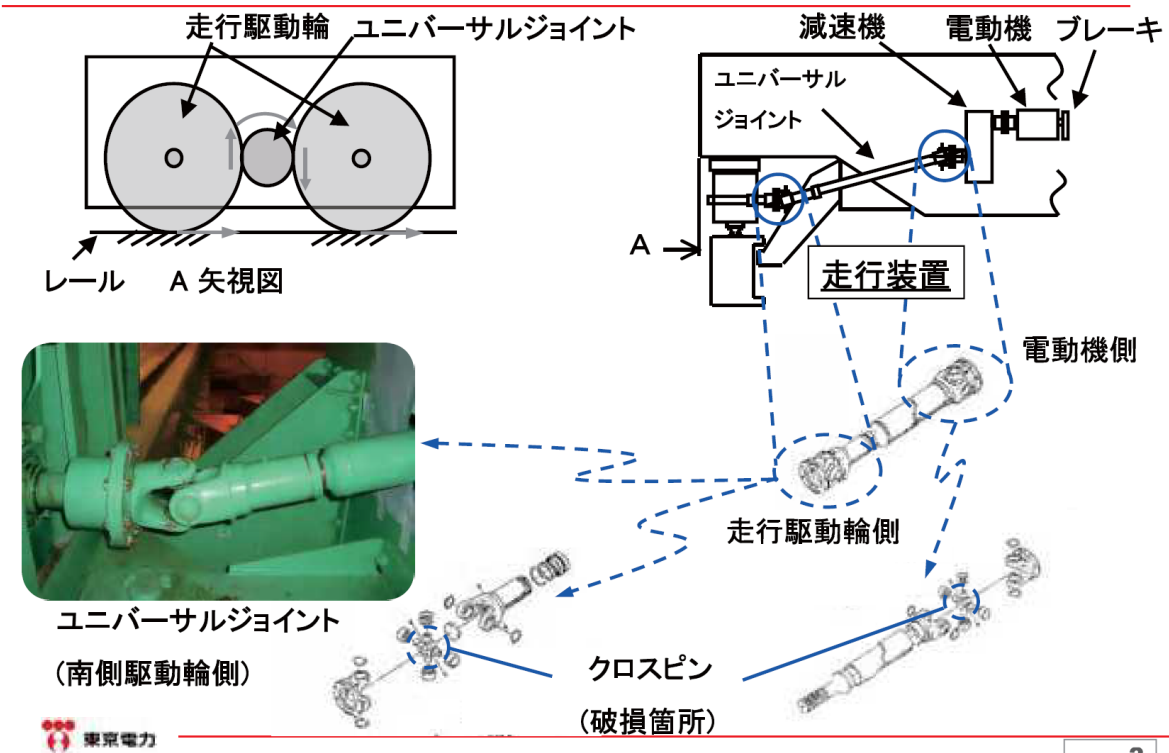
- ・ユニバーサルジョイントは、原子炉建屋クレーン車輪への回転エネルギーを伝える走行機能を有するものであるが、当該部品が機能喪失した場合においても、原子炉建屋クレーンには脱線防止ラグが設置されており、脱線防止ラグが有する機能への影響はないことから、原子炉建屋クレーンはランウェイガード上から落下することはない。
- ・当該部品が損傷することで、発生応力が緩和され減速機や電動機等の重要部品の損傷が回避された側面がある。

なお、設備構造上の違いから7号炉の原子炉建屋クレーンはユニバーサルジョイントを使用していないため、上記観点も考慮し、水平展開は不要と判断している。

事象の概要 (1)



事象の概要 (2)



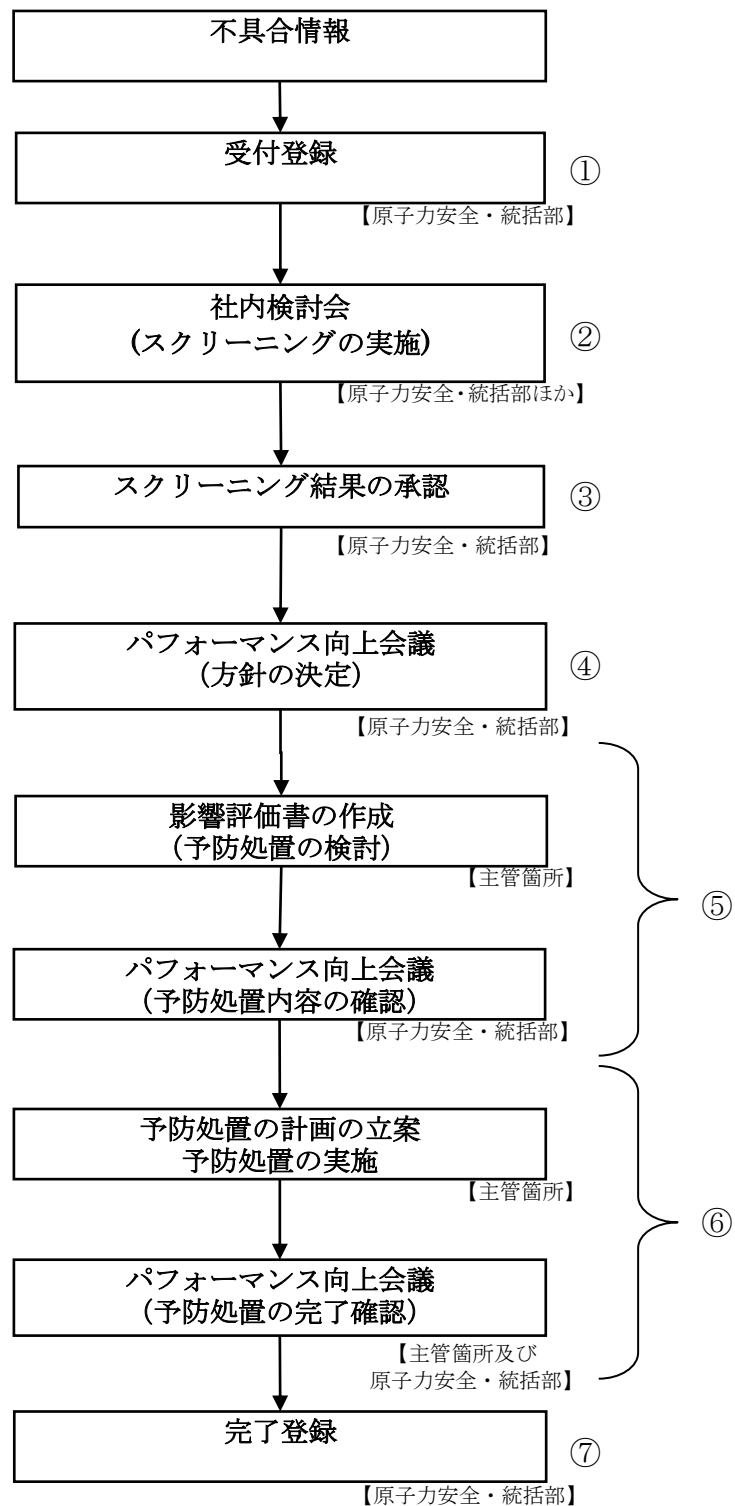
第4図 柏崎刈羽原子力発電所6号炉 原子炉建屋クレーンの損傷状況について (平成20年9月25日 当社プレス資料から抜粋)

3. その他不具合事象に対する対応状況について

原子炉建屋クレーンに限らず、社外で発生した不具合事象については、海外情報を含め、WANO, 原子力安全推進協会, BWR 事業者協議会等を通じて情報を収集している。入手した情報については、社内要領に従い、社内検討会にてスクリーニングを行い、対応が必要と判断された案件については、当社における現状調査や予防処置の検討を実施することとしている。不具合情報の処理フローについて第5図に示す。

処理方法の詳細については以下のとおり。(下記番号とフロー図内の番号が対応)

- ① 原子力安全・統括部は入手した海外情報について、データベースに登録する。
- ② 原子力安全・統括部は本社主管部並びに各発電所とともに登録された情報についてスクリーニングを実施する。
- ③ 原子力安全・統括部はスクリーニング結果についてデータベースに登録し、原子力安全・統括部長の承認を得る。
- ④ 原子力安全・統括部は検討要と判断された情報について、本社パフォーマンス向上会議に諮り、その後の対応方針について協議する。
- ⑤ 本社主管部は予防処置を検討の上、影響評価書を作成し、パフォーマンス向上会議の確認を得る。
- ⑥ 予防処置実施箇所は予防処置を実施し完了したものについて不適合報告書を作成し、パフォーマンス向上会議に報告する。
- ⑦ 原子力安全・統括部は予防処置が完了したことを確認しデータベースに完了登録する。

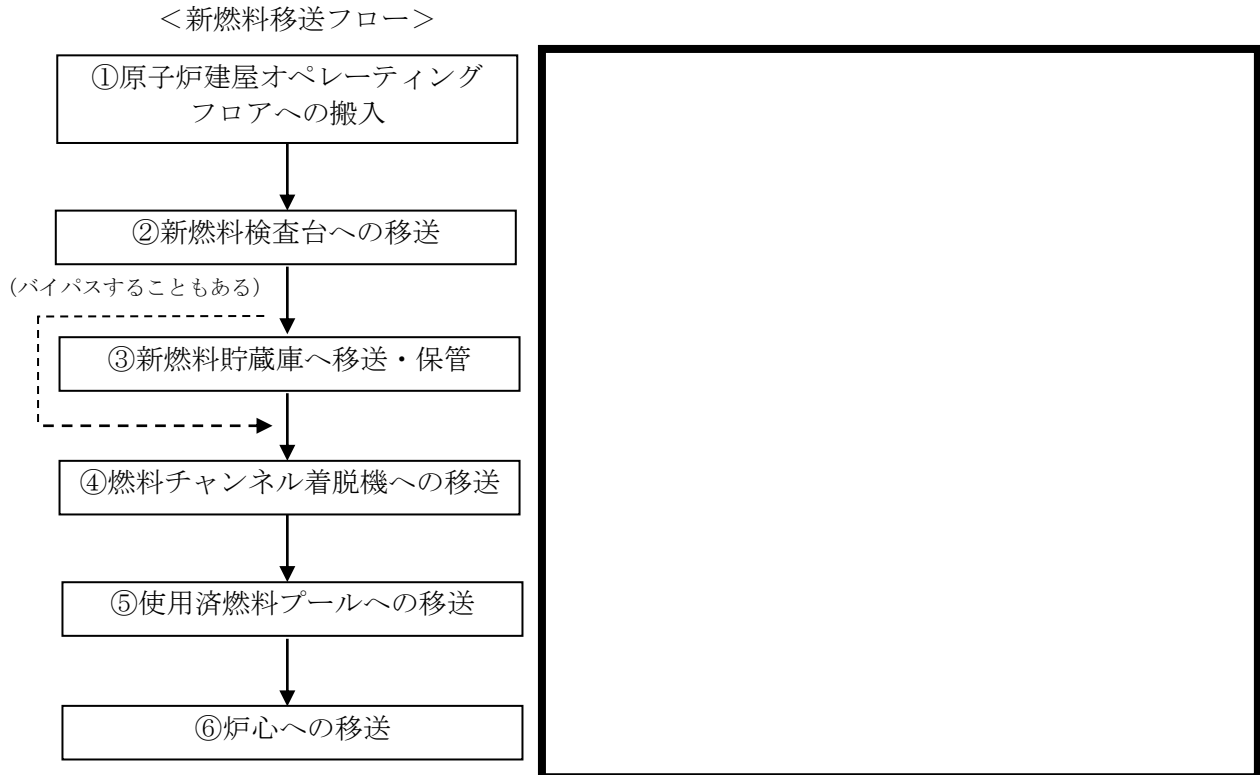


第5図 不具合情報の処理フロー

新燃料の取り扱いにおける落下防止対策

新燃料は、原子炉建屋クレーン及び燃料取替機にて取り扱い、原子炉建屋内に搬入後、検査を行い、新燃料貯蔵庫又は使用済燃料プール内へ保管され、燃料装荷の際に炉心へと移送する。

新燃料の取り扱いに係る移送フロー及び経路（例）を第1図に示す。



第1図 新燃料の取り扱いに係る経路（例）

第1図に示すとおり、原子炉建屋クレーンによる新燃料移送時においては、燃料チャンネル着脱機^{*}に装荷する際を除き、可能な限り使用済燃料プール上を移送しない運用とすることで、新燃料の使用済燃料プールへの落下を防止する設計とする。

原子炉建屋クレーンは、動力電源喪失時においても自動的にブレーキがかかるフェイルセーフ機構を有しているとともに、フックには外れ止め金具を装備することで、新燃料の落下を防止する構造とし、速度制限、過巻防止用のリミットスイッチにより、誤操作等による新燃料の落下を防止する設計とする。

炉心への燃料装荷の際には、燃料取替機による新燃料移送作業を行うこととなるが、燃料取替機についても、動力電源喪失時等における種々のインターロックが設けられており、新燃料の落下を防止する設計とする。

^{*}燃料チャンネル着脱機は、新燃料を原子炉建屋クレーンから燃料取替機へ受け渡す中継作業時に使用。

使用済燃料輸送容器取り扱い作業時における使用済燃料プールへの影響

使用済燃料輸送容器の取り扱い作業には、原子炉建屋クレーンを使用する。
作業概要を第1図に示す。

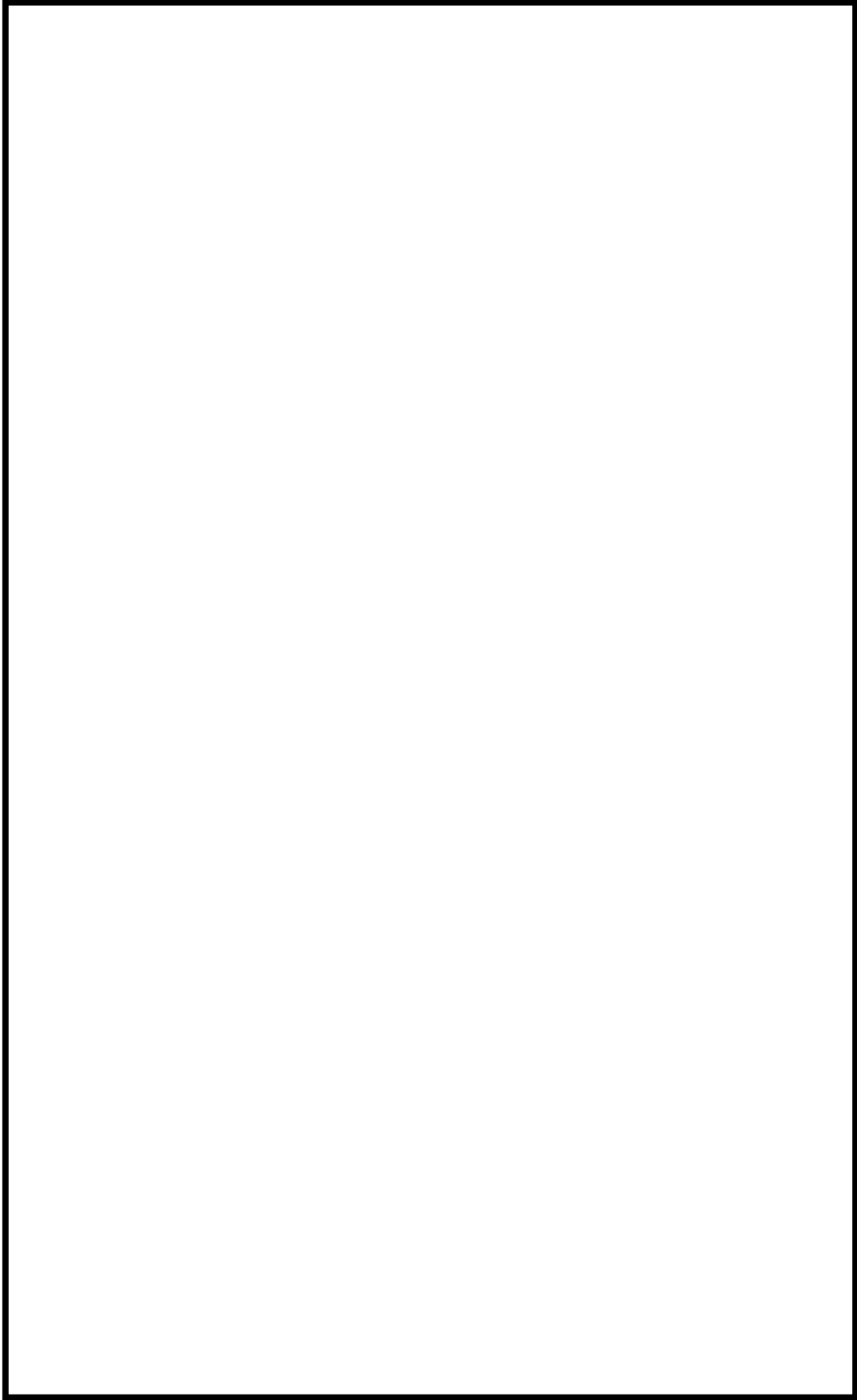
使用済燃料輸送容器の取扱い作業は、第1図に示すとおり、機器搬出入口ハッチから原子炉建屋オペレーティングフロアへ使用済燃料輸送容器の移送を行い、除染ピット及びキャスクピットにて燃料の装荷作業が行われる。

本作業時における原子炉建屋クレーンの運転は、使用済燃料輸送容器が使用済燃料プール上を通過することがないように、インターロック（使用済燃料輸送容器移送モード）運転を行うことで、使用済燃料プールへの使用済燃料輸送容器の落下を防止する設計とする。

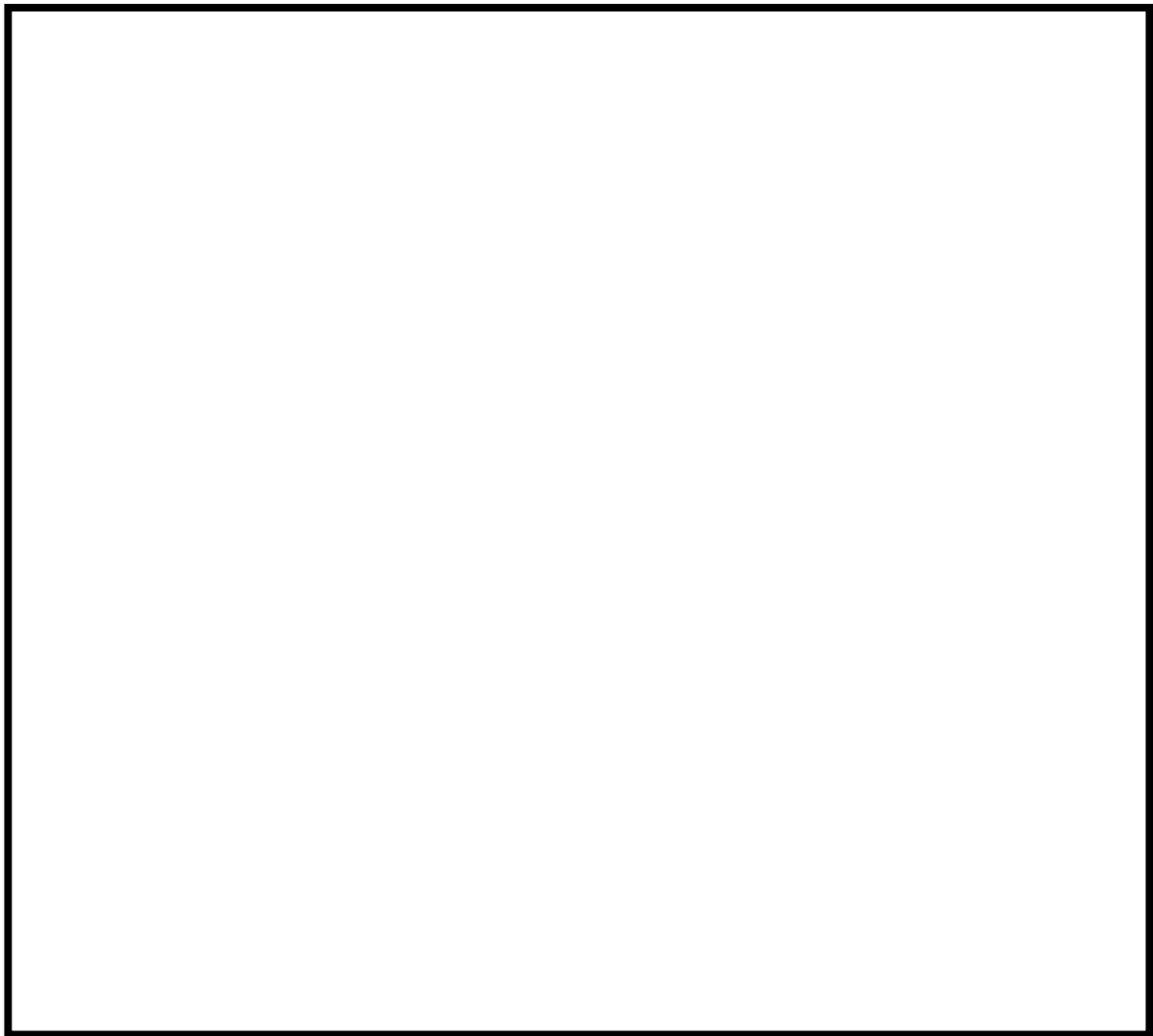
また、原子炉建屋クレーンはインターロックによる運転のほか、動力電源喪失時に自動的にブレーキがかかる機能を有し、フックには外れ止め金具を装備し、速度制限、過巻防止用のリミットスイッチも設けることから、使用済燃料輸送容器の落下を防止する設計とする。

なお、キャスクピットでの使用済燃料輸送容器取扱い時に、仮に地震等にて原子炉建屋クレーンの各ブレーキ（横行、走行、巻上下）の機能が喪失した場合、使用済燃料輸送容器は横行、走行方向及び鉛直方向に滑るおそれがあるが、第1図に示すとおり、使用済燃料輸送容器をキャスクピットにて取り扱う際には、キャスクピットを使用済燃料プールと隔離して、キャスクピット単独で水抜き等を実施するためのキャスクピットゲートが設置され、使用済燃料輸送容器が横行、走行方向に滑り^{※1}、鉛直方向に滑った^{※2}としても使用済燃料輸送容器は使用済燃料プールの通常水位以下に落下することはないことから、使用済燃料プール水位維持のためのライニング健全性は維持される。

- ※1 過去事例にて、中越沖地震時、6号炉の原子炉建屋クレーンは摺動痕から、ブレーキが効かない状態で、約30cm移動したものと推定され、インターロック（使用済燃料輸送容器移送モード）運転による可動範囲から、使用済燃料輸送容器取り扱い時に使用済燃料輸送容器がキャスクピット外の使用済燃料プールに落下することはない。
- ※2 鉛直方向ブレーキについて、制動力を上回る負荷トルクが発生した場合の滑り量は、基準地震動Ss時の評価結果において、約□cmであることを確認している。



第1図 使用済燃料輸送容器取り扱い作業フロー



第2図 キャスクピット寸法及び使用済燃料輸送容器との距離関係

使用済燃料輸送容器吊具による使用済燃料輸送容器の吊り方について

使用済燃料輸送容器は、原子炉建屋クレーンに使用済燃料輸送容器吊具を取り付けて移送する。現場での使用状況を第1図に示す。

使用済燃料輸送容器を移送する場合、使用済燃料輸送容器は4か所の使用済燃料輸送容器トラニオンを使用済燃料輸送容器吊具で支持することとする。また、使用済燃料輸送容器吊具と原子炉建屋クレーンは、使用済燃料輸送容器吊具の支持ピンとクレーンフックで固定することに加えて、使用済燃料輸送容器吊具の安全板と原子炉建屋クレーンにおいても補助的に固定することにより、使用済燃料輸送容器吊具とクレーンフックの固定を二重化する。



第1図 使用済燃料輸送容器吊具の現場での使用状況
(7号炉の原子炉建屋クレーンを使用する場合)



第2図 使用済燃料輸送容器吊具の構造図
(6号炉の原子炉建屋クレーンを使用する場合)

6号炉と7号炉における評価内容の差異について

	評価項目	差異の内容		備考
		6号炉	7号炉	
I. 使用済燃料プール周辺の設備等の抽出	現場確認による抽出	—	—	—
	機器配置図等による抽出	—	—	—
	使用済燃料プール周辺の作業実績からの抽出	—	—	—
II. 使用済燃料プールへの落下を検討すべき重量物の抽出	設置状況による抽出結果	—	—	—
	落下エネルギーによる抽出結果	—	—	—
	落下防止対策の要否判断が必要となる重量物の抽出結果	—	—	—
III. 落下防止対策の要否判断	耐震性確保による落下防止対策（原子炉建屋）	使用済燃料プール上部にダクトなし	使用済燃料プール上部にダクトあり	7号炉の使用済燃料プール上部ダクトに対して、基準地震動 Ss を用いた耐震評価及び落下時影響評価を実施することにより、使用済燃料プールライニングの健全性が確保されることを確認
	耐震性確保による落下防止対策（燃料取替機）	—	—	—
	耐震性確保による落下防止対策（原子炉建屋クレーン）	—	—	—
	設備構造上の落下防止対策	—	—	—
	運用状況による落下防止対策	—	—	—

凡例) 「—」は差異なしを示す。

柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉

使用済燃料プール監視設備について

目 次

1. 使用済燃料プール監視設備（設計基準対象施設）
 - 1.1 概要
 - 1.2 使用済燃料プール監視設備（設計基準対象施設）について
 - 1.3 使用済燃料プール監視設備（設計基準対象施設）の計測結果の記録及び保存について
 - 1.4 使用済燃料プール監視設備（設計基準対象施設）の電源構成について
 - 1.5 使用済燃料プール監視設備（設計基準対象施設）の設置場所について

(別紙 1) 各計測装置の記録及び保存について

(別紙 2) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）について

(別紙 3) 警報設定値について

1. 使用済燃料プール監視設備（設計基準対象施設）

1.1 概要

平成 25 年 7 月 8 日に施行された新規制基準のうち、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（以下、設置許可基準規則）」第十六条第 3 項（燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設）において、『使用済燃料貯蔵槽の水位及び水温並びに燃料取扱場所の放射線量を測定できる設備』の設置が要求されている。

このため、使用済燃料プールの水位及び水温並びに燃料取扱場所の放射線量を監視する、設計基準対象施設である使用済燃料プール監視設備について、以下のとおり基準適合性を確認した。

1.2 使用済燃料プール監視設備（設計基準対象施設）について

設置許可基準規則第十六条第 3 項にて要求されている『使用済燃料貯蔵槽の水位及び水温並びに燃料取扱場所の放射線量を測定できる設備』については、使用済燃料貯蔵プール水位、使用済燃料貯蔵プールライナ漏えい検出、燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度、使用済燃料貯蔵プール温度、使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）、燃料貯蔵プールエリア放射線モニタ、原子炉区域換気空調系排気放射線モニタ、燃料取替エリア排気放射線モニタを設置している。また使用済燃料プールの水位低下、上昇及び温度上昇並びに燃料取扱場所の放射線量の異常を検知し、中央制御室に警報を発信する機能を有している。（第 1.2.1 表及び第 1.2.2 表参照）

さらに、外部電源が利用できない場合においても、『発電用原子炉施設の状態を示す事項（以下「パラメータ」という。）』として、使用済燃料プールの水位及び水温並びに燃料取扱場所の放射線量を監視する、使用済燃料貯蔵プール水位、使用済燃料貯蔵プールライナ漏えい検出、燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度、使用済燃料貯蔵プール温度、使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）、燃料貯蔵プールエリア放射線モニタ、原子炉区域換気空調系排気放射線モニタ、燃料取替エリア排気放射線モニタについて、非常用所内電源設備からの電源供給により監視可能であるとともに、測定結果については、表示し、記録し、これを保存することとしている。

第 1.2.1 表 使用済燃料プール監視設備（設計基準対象施設）の一覧

名称	検出器種類	測定範囲の考え方	測定範囲	警報設定値	設置場所	個数	耐震重要度分類
使用済燃料貯蔵プール水位	フロート式	水位が通常水位（6号炉：T.M.S.L. 31395mm, 7号炉：T.M.S.L. 31390mm）近傍であること。	—	6号炉 水位低 通常水位-162mm(T.M.S.L. 31233mm) 水位高 通常水位+32mm(T.M.S.L. 31427mm) 7号炉 水位低 通常水位-250mm(T.M.S.L. 31140mm) 水位高 通常水位+109mm(T.M.S.L. 31499mm)	原子炉建屋 4 階	6号炉:1 7号炉:1	C
使用済燃料貯蔵プールライナ漏えい検出	フロート式	使用済燃料プールライナ部からの漏えいを検知できること。	—	6号炉 ドレン止め弁(T.M.S.L. 12696mm)+523mm(T.M.S.L. 13219mm) 7号炉 ドレン止め弁(T.M.S.L. 12657mm)+650mm(T.M.S.L. 13307mm)	原子炉建屋 1 階	6号炉:1 7号炉:1	B
燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度	熱電対	燃料プール冷却浄化系の系統よりプール温度は 52℃以下に維持されており、使用済燃料プールの水が通常温度より高くなったことを検出するため、プール水の最高許容温度（65℃）に余裕を見た温度としている。	0～100℃	6号炉 温度高 57℃ 7号炉 温度高 55℃	原子炉建屋 2 階	6号炉:1 7号炉:1	C
使用済燃料貯蔵プール温度	熱電対		0～100℃	6号炉 温度高 57℃ 7号炉 温度高 55℃	原子炉建屋 4 階	6号炉:1 7号炉:1	C
使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA広域）	熱電対	使用済燃料プール上端近傍からプール下端まで計測できる。	水位： 6号炉 T.M.S.L. 20180 ～ 31170mm 7号炉 T.M.S.L. 20180 ～ 31123mm 温度：0～150℃	6号炉 水位低 通常水位-225mm(T.M.S.L. 31170mm) 温度高 57℃ 7号炉 水位低 通常水位-267mm(T.M.S.L. 31123mm) 温度高 55℃	原子炉建屋 4 階	6号炉:1 7号炉:1	C (Ss) ※

※基準地震動 Ss による地震力に対して、機能を維持する設計とする。

第 1.2.2 表 使用済燃料プール監視設備（設計基準対象施設）の一覧

名称	検出器種類	測定範囲の考え方	測定範囲	警報設定値	設置場所	個数	耐震重要度分類
燃料貯蔵プール エリア放射線モニタ	半導体式	使用済燃料プールの遮蔽設計区分はFとなり（遮蔽設計区分 F \geq 1mSv/h）1mSv/h 以上が計測できる設定とする。	1 \sim 10 ⁴ mSv/h	5.0 \times 10 ⁰ mSv/h	原子炉建屋 4 階	6 号炉:2 7 号炉:2	C
燃料取替エリア 排気放射線モニタ	半導体式	燃料取扱場所の放射能レベルを連続的に監視し、非常用ガス処理系を起動する設定値であるバックグラウンドの 10 倍以上が計測できる範囲とする。	10 ⁻³ \sim 10mSv/h	高高 バックグラウンドの 10 倍 高 バックグラウンドの 5 倍	原子炉建屋 4 階	6 号炉:4 7 号炉:4	S
原子炉区域換気 空調系排気放射線モニタ	半導体式	原子炉区域から放出される換気空調系排気を連続的に監視し、非常用ガス処理系を起動する設定値であるバックグラウンドの 10 倍以上が計測できる範囲とする。	10 ⁻⁴ \sim 1mSv/h	高高 バックグラウンドの 10 倍 高 バックグラウンドの 5 倍	6 号炉： 原子炉建屋中 4 階 7 号炉： 原子炉建屋 3 階	6 号炉:4 7 号炉:4	S

(1) 使用済燃料貯蔵プール水位

○計測目的：使用済燃料プールの通常補給レベルの監視及び基準水位レベル（6号炉 T.M.S.L. 31395mm，7号炉 T.M.S.L. 31390mm）からの水位の異常な低下及び上昇の早期監視。

○構成概略：フロート式水位検出器で検出された使用済燃料プールの水位は，所定の警報設定値に達した場合，水位低及び水位高の検出信号が，中央制御室に発信され，警報が発せられるとともに，プロセス計算機からタイプライタに出力し記録する。

○警報設定：

水位高：使用済燃料プール水位の異常な上昇によって原子炉建屋オペレーティングフロアへプール水が溢れるのを事前に検知する設定値を設ける。

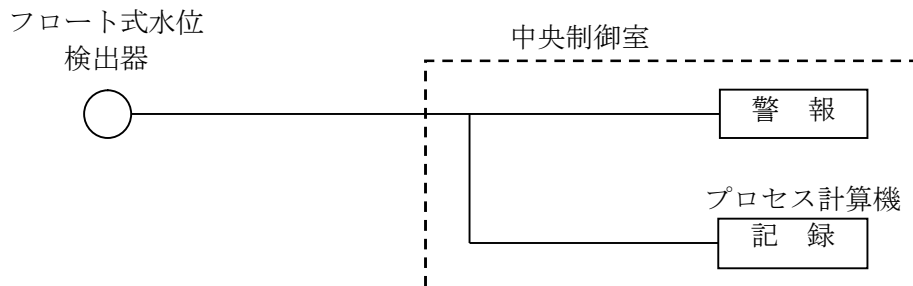
6号炉：通常水位 +32mm (T.M.S.L. 31427mm)

7号炉：通常水位 +109mm (T.M.S.L. 31499mm)

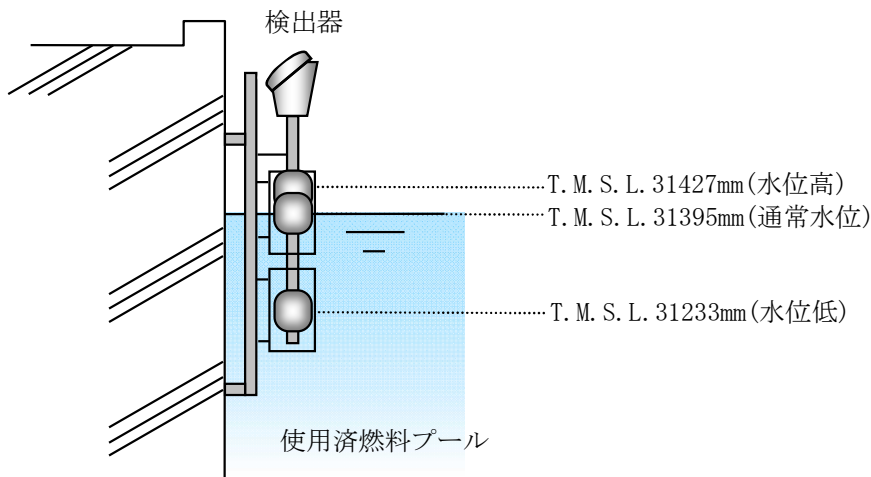
水位低：燃料プール冷却浄化系ポンプが停止した場合の水位低下を考慮し，想定していない異常な水位低下を早期に検知するため燃料プール冷却浄化系ポンプが停止した場合の水位より下に設定値を設ける。

6号炉：通常水位 -162mm (T.M.S.L. 31233mm)

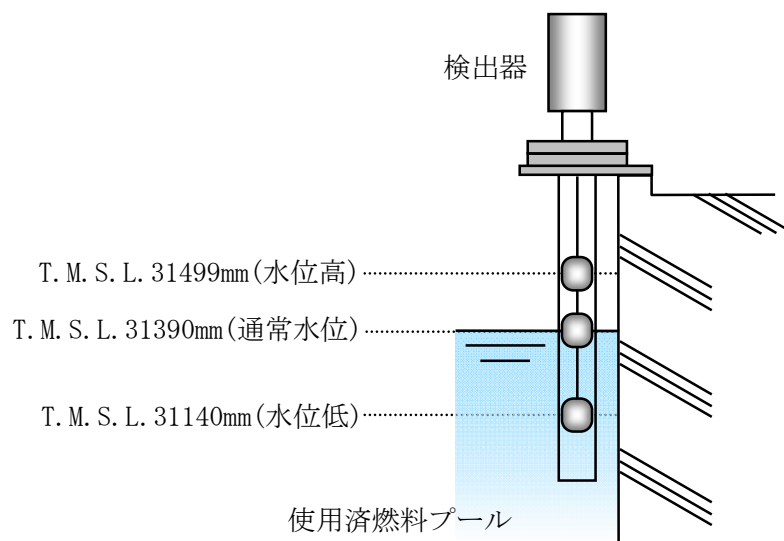
7号炉：通常水位 -250mm (T.M.S.L. 31140mm)



第 1.2.1 図 使用済燃料貯蔵プール水位の概略構成図



第 1.2.2 図 使用済燃料貯蔵プール水位の警報設定値（6号炉）



第 1. 2. 3 図 使用済燃料貯蔵プール水位の警報設定値 (7 号炉)

(設備仕様)

個 数 : 6 号炉 1 個
7 号炉 1 個

設置場所 : 原子炉建屋 4 階

警報設定値 : 6 号炉

水位高:通常水位 +32mm (T. M. S. L. 31427mm)
水位低:通常水位 -162mm (T. M. S. L. 31233mm)

7 号炉

水位高:通常水位+109mm (T. M. S. L. 31499mm)
水位低:通常水位 -250mm (T. M. S. L. 31140mm)

一括警報 : FPC (A)

個別警報 : 燃料プール水位低, 燃料プール水位高

(2) 使用済燃料貯蔵プールライナ漏えい検出

○計測目的：使用済燃料プールライナからの漏えいの早期監視。

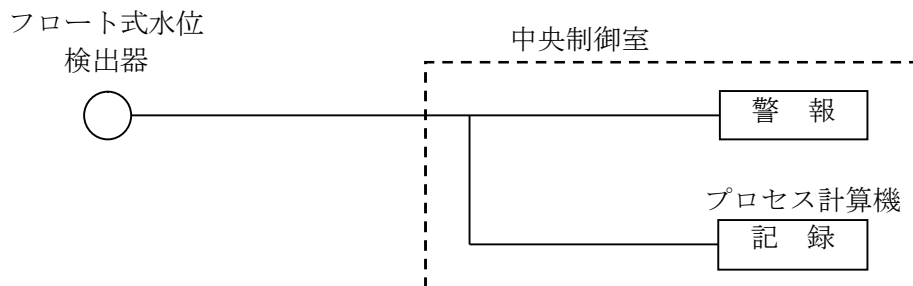
使用済燃料プールライナから漏えいがある場合、漏えいしたプール水は使用済燃料プールライナドレン漏えい検出系配管を通じドレン溜にたまる。このドレン水位を検出することで使用済燃料プールライナからの漏えいを監視する。

○構成概略：使用済燃料プールライナドレン漏えい検出系配管を通じドレン溜にたまった漏えい水をフロート式水位検出器で検出し、使用済燃料プールライナからの漏えい量が、所定の警報設定値に達した場合、漏えい水検出信号を中央制御室に発し、警報が発せられるとともに、プロセス計算機からタイプライタに出力し記録を行う。

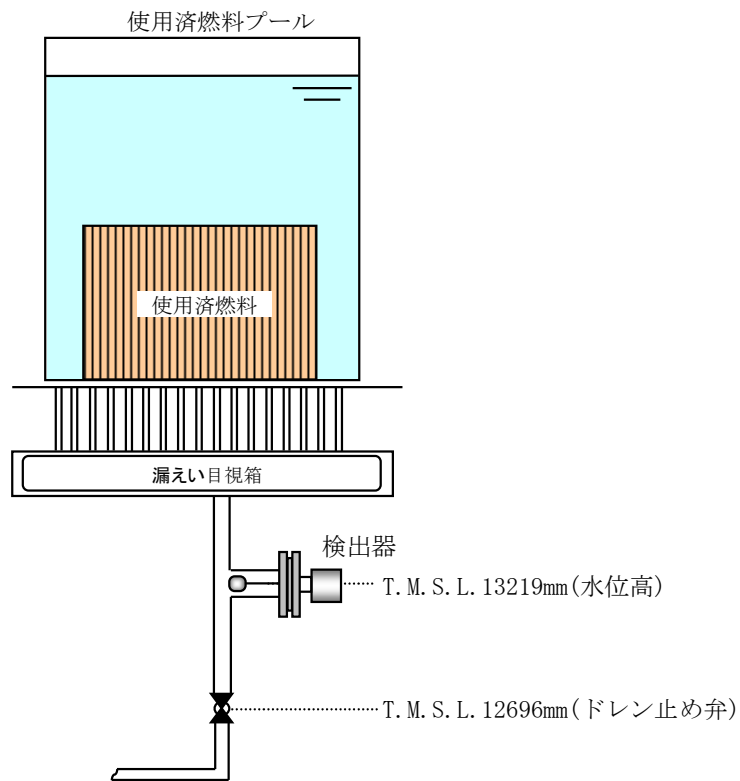
○警報設定：使用済燃料貯蔵プールライナ漏えい検出は、漏えい水検出器の下流側に設けたドレン止め弁からの水位により早期に漏えいを検出する。

6号炉はドレン止め弁(T. M. S. L. 12696mm)より
+523mm(T. M. S. L. 13219mm)，

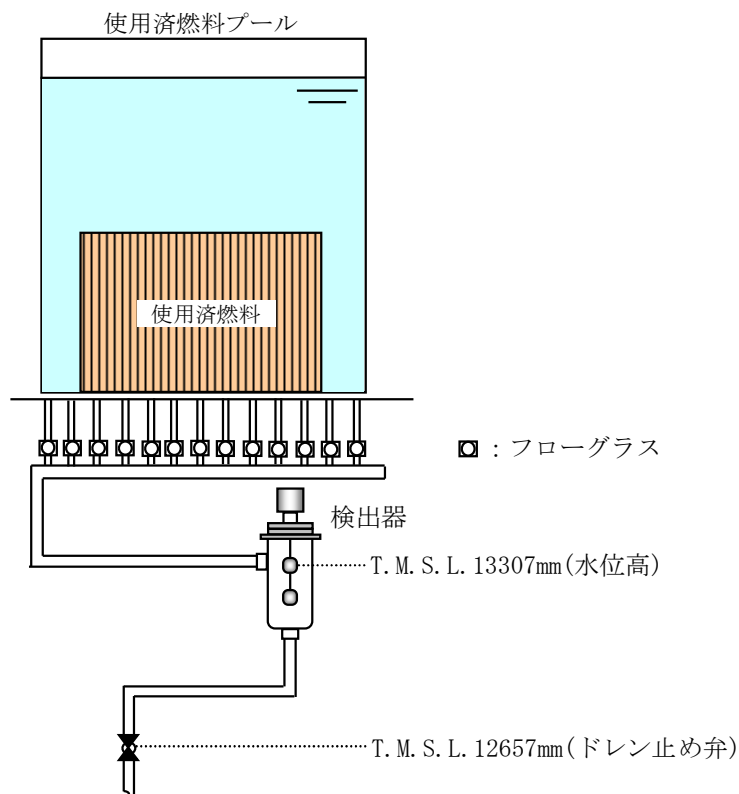
7号炉はドレン止め弁(T. M. S. L. 12657mm)より
+650mm(T. M. S. L. 13307mm)としている。



第 1. 2. 4 図 使用済燃料貯蔵プールライナ漏えい検出の概略構成図



第 1.2.5 図 使用済燃料貯蔵プールライナ漏えい検出の警報設定値 (6号炉)



第 1.2.6 図 使用済燃料貯蔵プールライナ漏えい検出の警報設定値 (7号炉)

(設備仕様)

個 数 : 6号炉 1個
7号炉 1個
設置場所 : 原子炉建屋1階
警報設定値 : 6号炉
ドレン止め弁(T. M. S. L. 12696mm)より
+523mm(T. M. S. L. 13219mm)
7号炉
ドレン止め弁(T. M. S. L. 12657mm)より
+650mm(T. M. S. L. 13307mm)
一括警報 : FPC (A)
個別警報 : 燃料プールライナドレン漏えい大

(3) 使用済燃料貯蔵プール温度及び燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度

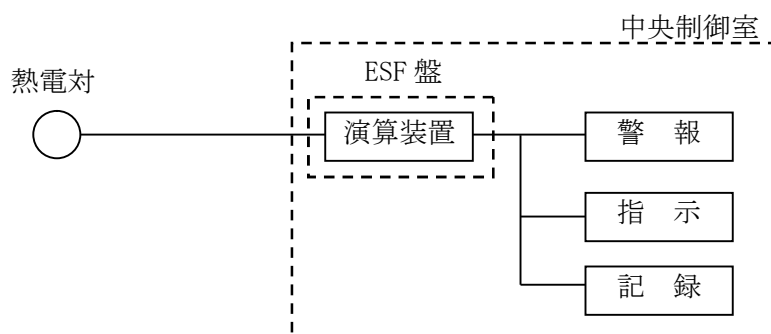
○計測目的：使用済燃料プール温度の異常な上昇の監視及び冷却状況の把握。

○構成概略：6号炉使用済燃料貯蔵プール温度及び燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度は、使用済燃料プール水温を熱電対により検出し、熱電対からの起電力を、ESF盤内の演算装置において温度信号に変換する処理を行った後、中央制御室に指示及び記録されるとともに、所定の警報設定値に達した場合、温度高の検出信号が発信され、中央制御室に警報が発せられる。

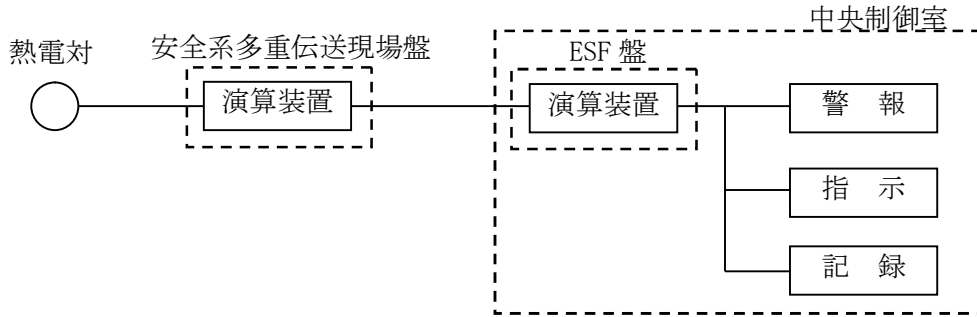
7号炉使用済燃料貯蔵プール温度及び燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度は、使用済燃料プール水温を熱電対により検出し、熱電対からの起電力を、安全系多重伝送現場盤内の演算装置を経由し、ESF盤内の演算装置において温度信号に変換する処理を行った後、中央制御室に指示及び記録されるとともに、所定の警報設定値に達した場合、温度高の検出信号が発信され、中央制御室に警報が発せられる。

○計測範囲：冷却水の過熱状態を監視できるよう、0～100℃の温度計測を可能としている。

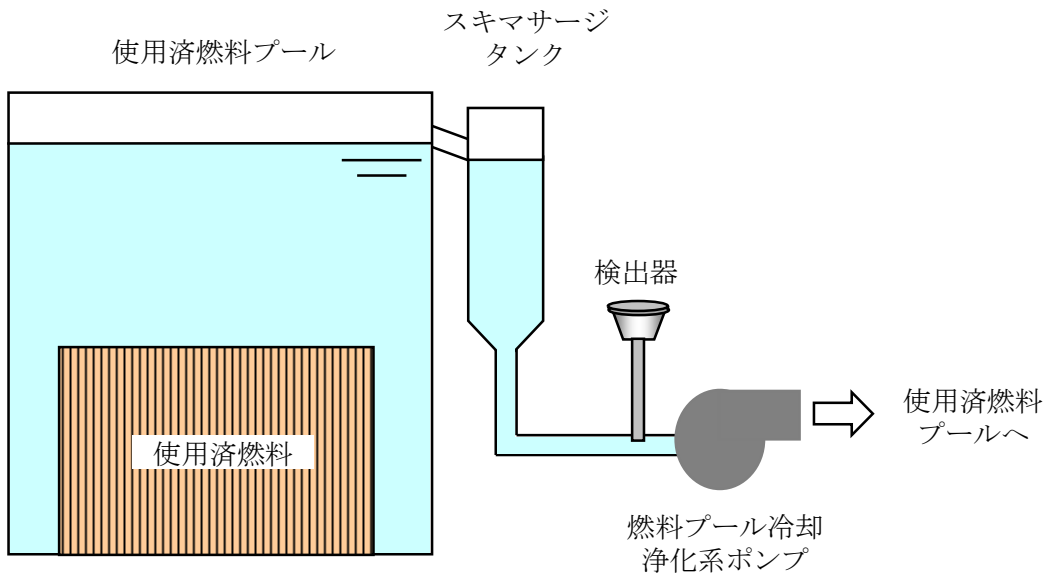
○警報設定：使用済燃料貯蔵プール温度及び燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度の設定値は、燃料プール冷却浄化系の系統よりプール温度は52℃以下に維持されており、使用済燃料プール水が通常温度より高くなったことを検出するため、プール水の最高許容温度(65℃)に余裕を見た温度(6号炉：57℃、7号炉：55℃)としている。



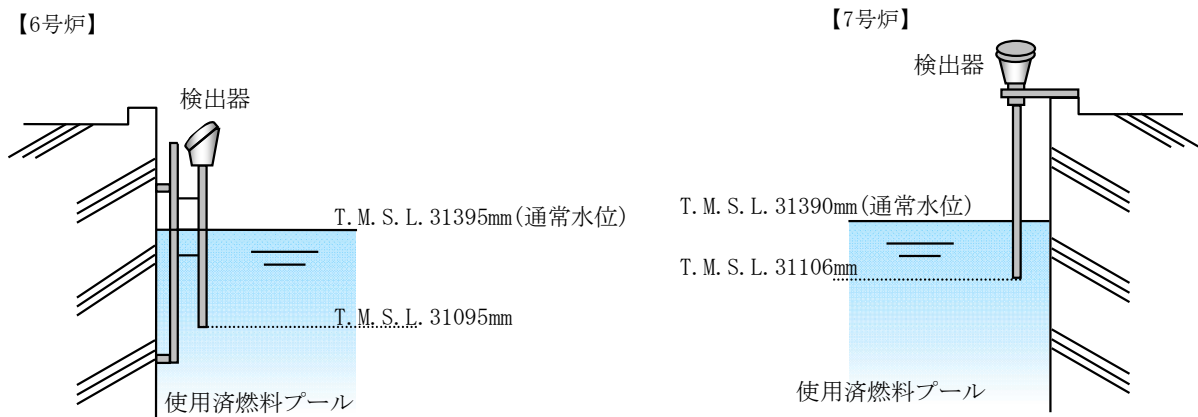
第 1.2.7 図 6号炉使用済燃料貯蔵プール温度及び燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度の概略構成図



第 1. 2. 8 図 7 号炉使用済燃料貯蔵プール温度及び燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度の概略構成図



第 1. 2. 9 図 燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度の設置図



第 1. 2. 10 図 使用済燃料貯蔵プール温度の設置図

(設備仕様)

計測範囲 : 0~100℃

個数 : 6号炉 2個

7号炉 2個

設置場所 : 原子炉建屋 2 階 (燃料プール冷却浄化系ポンプ入口
温度)

原子炉建屋 4 階 (使用済燃料貯蔵プール温度)

警報設定値 : 6号炉 温度高 57℃

7号炉 温度高 55℃

一括警報 : FPC (A)

個別警報 : FPC ポンプ入口温度高

使用済燃料貯蔵プール水温度高

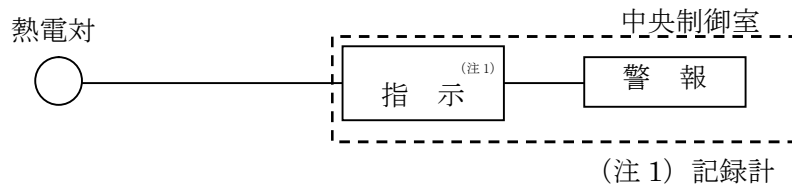
(4) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)

○計測目的 (水位) : 使用済燃料プール水位の異常な低下の監視。

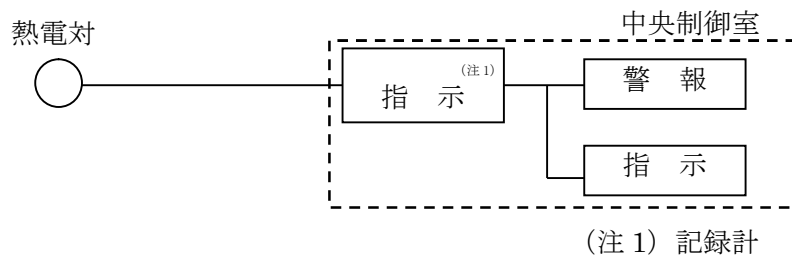
○計測目的 (温度) : 使用済燃料プール温度の異常な上昇の監視及び冷却状況の把握。

○構成概略 : 使用済燃料貯蔵プール温度 (SA 広域) の検出信号は、熱電対からの起電力を、中央制御室の指示部にて温度信号に変換する処理を行った後、使用済燃料貯蔵プール温度 (SA 広域) を中央制御室に指示し、記録する。また、所定の警報設定値に達した場合に警報が発せられる。

使用済燃料貯蔵プール水位 (SA 広域) は、T.M.S.L. 20180mm から 15 箇所に設置した液相及び気相の熱電対からの起電力を、中央制御室の指示部にて水位信号へ変換する処理を行った後、使用済燃料貯蔵プール水位 (SA 広域) を中央制御室に指示し、記録する。気相と液相の差温度を確認することにより間接的に水位を監視することができる。また、所定の警報設定値に達した場合に警報が発せられる。



第 1.2.11 図 使用済燃料貯蔵プール温度 (SA 広域)



第 1.2.12 図 使用済燃料貯蔵プール水位 (SA 広域)

○計測範囲 (水位) : 使用済燃料プール上端近傍からプール下端まで計測を可能としている。

なお、基準地震動 S_s によるスロッシングを考慮した溢水時 (通常水位から約 2.9m 低下) においても計測可能な範囲としている。

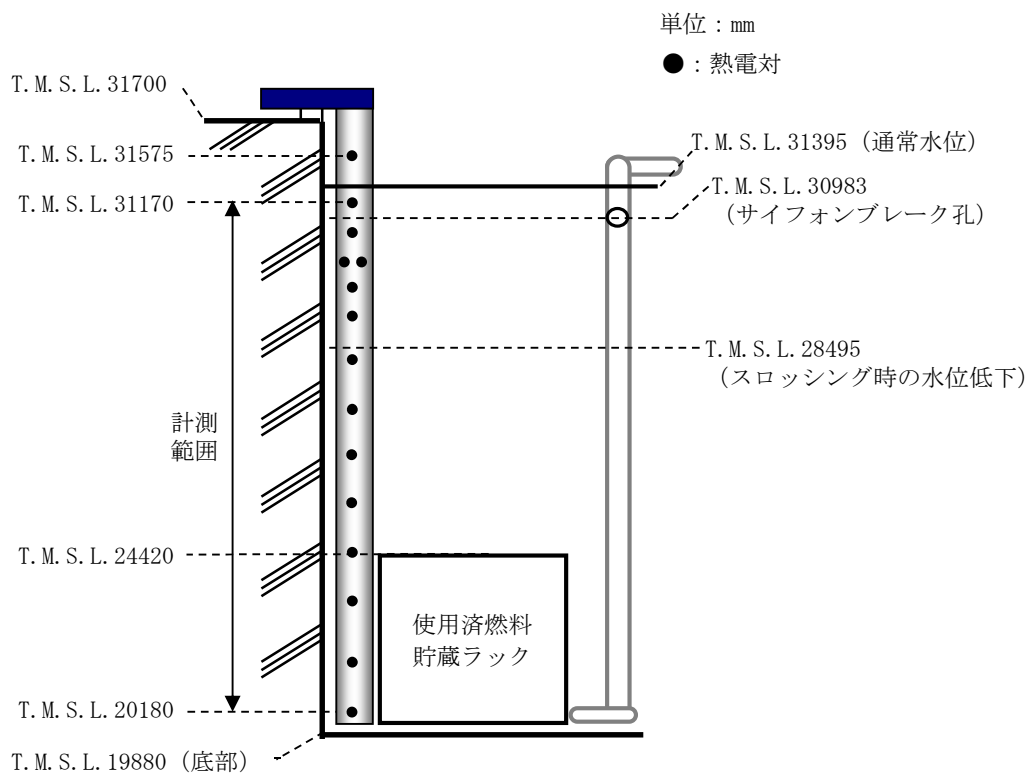
○計測範囲 (温度) : 冷却水の過熱状態を監視できるよう、0~150°Cの温度計測を可能としている。

○警報設定（水位）：水位低：使用済燃料貯蔵プール水位（SA 広域）の設定値は、燃料プール冷却浄化系ポンプが停止した場合の水位低下を考慮し、想定していない異常な水位低下を早期に検知するため燃料プール冷却浄化系ポンプが停止した場合の水位より下に設定値を設ける。

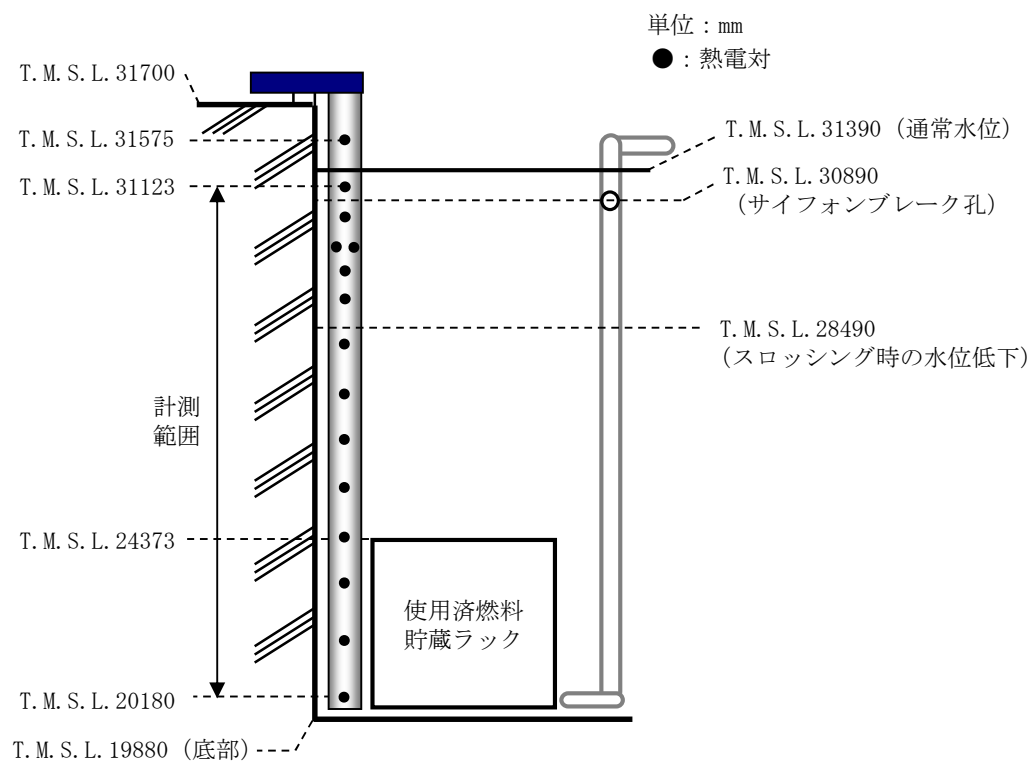
6 号炉：通常水位-225mm（T.M.S.L. 31170mm）

7 号炉：通常水位-267mm（T.M.S.L. 31123mm）

○警報設定（温度）：使用済燃料貯蔵プール温度（SA 広域）の設定値は、燃料プール冷却浄化系の系統よりプール温度は 52℃以下に維持されており、使用済燃料プールの水が通常温度より高くなったことを検出するため、プール水の最高許容温度（65℃）に余裕を見た温度（6 号炉：57℃，7 号炉：55℃）としている。



第 1. 2. 13 図 6 号炉使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)



第 1. 2. 14 図 7 号炉使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)

(設備仕様)

計測範囲 : 【水位】
6号炉 : T. M. S. L. 20180 ~ 31170mm
7号炉 : T. M. S. L. 20180 ~ 31123mm
【温度】
6号及び7号炉 : 0~150℃

個数 : 6号炉 1個 (検出点 14箇所)
7号炉 1個 (検出点 14箇所)

設置場所 : 原子炉建屋4階

警報設定値 : 6号炉
水位低 : 通常水位 -225mm (T. M. S. L. 31170mm)
温度高 : 57℃ (T. M. S. L. 29920mm)

7号炉
水位低 : 通常水位 -267mm (T. M. S. L. 31123mm)
温度高 : 55℃ (T. M. S. L. 29873mm)

個別警報 : SFP (広域) 水位低, SFP (広域) 温度高

(5) 燃料貯蔵プールエリア放射線モニタ

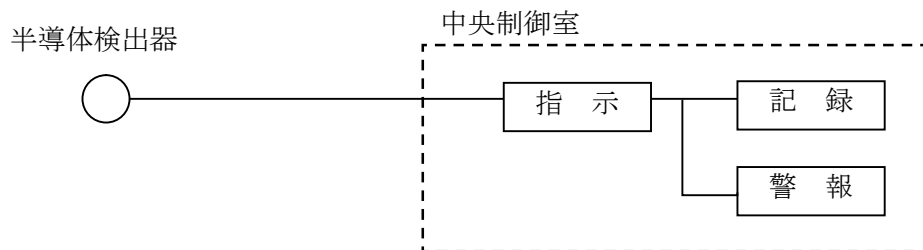
○計測目的：通常時及び燃料取扱事故（燃料集合体の落下）時において燃料取扱場所の放射線量について変動する可能性のある範囲を測定し監視する。

○構成概略：6号炉燃料貯蔵プールエリア放射線モニタは放射線量率を、半導体検出器を用いてパルス信号として検出する。検出したパルス信号を中央制御室の指示部にて放射線量率信号へ変換する処理を行った後、放射線量率は中央制御室に指示及び記録されるとともに、所定の警報設定値に達した場合、放射線レベル高の検出信号が発信され、中央制御室に警報が発せられる。

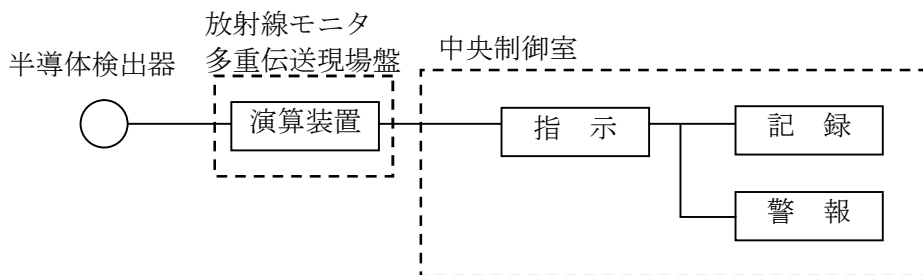
7号炉燃料貯蔵プールエリア放射線モニタは放射線量率を、半導体検出器を用いてパルス信号として検出する。検出したパルス信号を放射線モニタ多重伝送現場盤内の演算装置において放射線量率信号へ変換する処理を行った後、放射線量率は中央制御室に指示及び記録されるとともに、所定の警報設定値に達した場合、放射線レベル高の検出信号が発信され、中央制御室に警報が発せられる。

○計測範囲：燃料貯蔵プールエリア放射線モニタの計測範囲の計測下限値は、使用済燃料プールの遮蔽設計区分はFとなり（遮蔽設計区分 F \geq 1mSv/h）1mSv/h以上が計測できる設定とする。検出器は4デカードまでの測定が可能であり、当該エリアモニタの計測範囲は、 $1 \sim 10^4$ mSv/hの放射線量率を計測可能とする。

○警報設定：事故等による放射線量の上昇を検知するため、警報設定値は、5mSv/hとしている。



第 1. 2. 15 図 6号炉燃料貯蔵プールエリア放射線モニタの概略構成図



第 1. 2. 16 図 7号炉燃料貯蔵プールエリア放射線モニタの概略構成図

(設備仕様)

計測範囲 : $1 \sim 10^4 \text{mSv/h}$
個数 : 6号炉 2個
 7号炉 2個
設置場所 : 原子炉建屋4階
警報設定値 : $5.0 \times 10^0 \text{mSv/h}$
一括警報 : 放射線モニタ高／高高
個別警報 : 原子炉建屋放射線レベル高

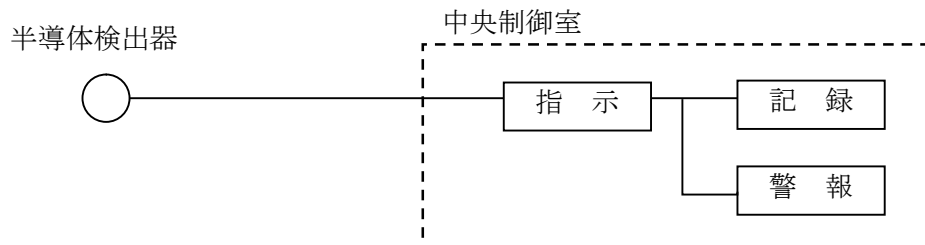
(6) 燃料取替エリア排気放射線モニタ

○計測目的：燃料取扱場所での燃料取扱事故（燃料集合体の落下）時により放出される核分裂生成物を検出し，原子炉建屋の通常換気空調系を停止するとともに，非常用ガス処理系に切り替えるため，燃料取替エリア排気の放射線量を監視する。

○構成概略：使用済燃料プールエリアの放射線量率を，半導体検出器を用いてパルス信号として検出する。検出したパルス信号を中央制御室の指示部にて放射線量率信号へ変換する処理を行った後，放射線量率は中央制御室に指示及び記録されるとともに，所定の警報設定値に達した場合，放射線量高又は高高の検出信号が発信され，中央制御室に警報が発せられる。また高高信号で非常用ガス処理系を起動する。

○計測範囲：燃料取扱場所の放射線量を連続的に監視し，異常な上昇を検知した場合に，原子炉建屋の通常換気空調系を停止するとともに，非常用ガス処理系を起動する設定値であるバックグラウンドの 10 倍以上が計測できる範囲とする。

○警報設定：事故等による放射線量の上昇を検知するため，警報設定値は，バックグラウンドの 5 倍及び 10 倍としている。



第 1. 2. 17 図 燃料取替エリア排気放射線モニタ

(設備仕様)

計測範囲	：	10 ⁻³ ~10mSv/h
個数	：	6号炉 4個 7号炉 4個
設置場所	：	原子炉建屋4階
警報設定値	：	高高 バックグラウンドの10倍 高 バックグラウンドの5倍
一括警報	：	高高 燃取床放射能高高 高 放射線モニタ高/高高
個別警報	：	高高 燃料取替エリア排気放射能高高 高 燃料取替エリア排気放射能高

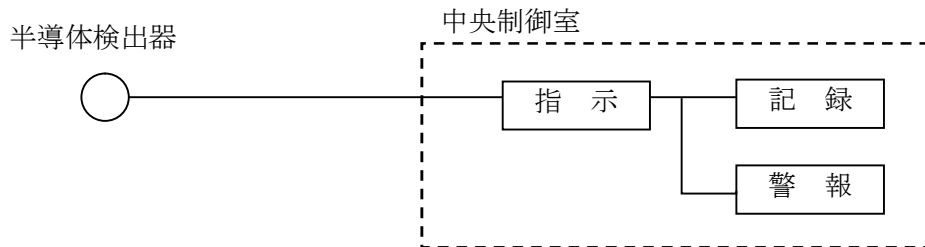
(7) 原子炉区域換気空調系排気放射線モニタ

○計測目的：燃料取扱場所での燃料取扱事故（燃料集合体の落下）時により放出される核分裂生成物を検出し、原子炉建屋の通常換気空調系を停止するとともに、非常用ガス処理系に切り替えるため、原子炉区域換気空調系排気の放射線量を監視する。

○構成概略：原子炉区域換気空調系の放射線量率を、半導体検出器を用いてパルス信号として検出する。検出したパルス信号を中央制御室の指示部にて放射線量率信号へ変換する処理を行った後、放射線量率は中央制御室に指示及び記録されるとともに、所定の警報設定値に達した場合、放射線量高又は高高の検出信号が発信され、中央制御室に警報が発せられる。また、高高信号で非常用ガス処理系を起動する。

○計測範囲：原子炉区域から放出される換気空調系排気を連続的に監視し、放射線量の異常な上昇を検知した場合に、原子炉建屋の通常換気空調系を停止するとともに、非常用ガス処理系を起動する設定値であるバックグラウンドの10倍以上が計測できる範囲とする。

○警報設定：事故等による放射線量の上昇を検知するため、警報設定値は、バックグラウンドの5倍及び10倍としている。



第 1. 2. 18 図 原子炉区域換気空調系排気放射線モニタ

(設備仕様)

- 計測範囲： 10^{-4} ～1mSv/h
個数：6号炉 4個
7号炉 4個
設置場所：6号炉 原子炉建屋中4階
7号炉 原子炉建屋3階
警報設定値：高高 バックグラウンドの10倍
高 バックグラウンドの5倍
一括警報：高高 R/B放射能高高
高 放射線モニタ高/高高
個別警報：高高 原子炉区域換気空調系排気放射線モニタ高高
高 原子炉区域換気空調系排気放射線モニタ高

1.3 使用済燃料プール監視設備（設計基準対象施設）の計測結果の記録及び保存について

「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」第三十四条において使用済燃料プールの温度、水位及び燃料取扱場所の放射線量について、「表示、記録、保存」が追加要求されており、柏崎刈羽原子力発電所原子炉施設保安規定 第11章記録及び報告 第120条に定める保安に関する記録及び社内マニュアルに基づき保存期間等を定めて保管することとしている。

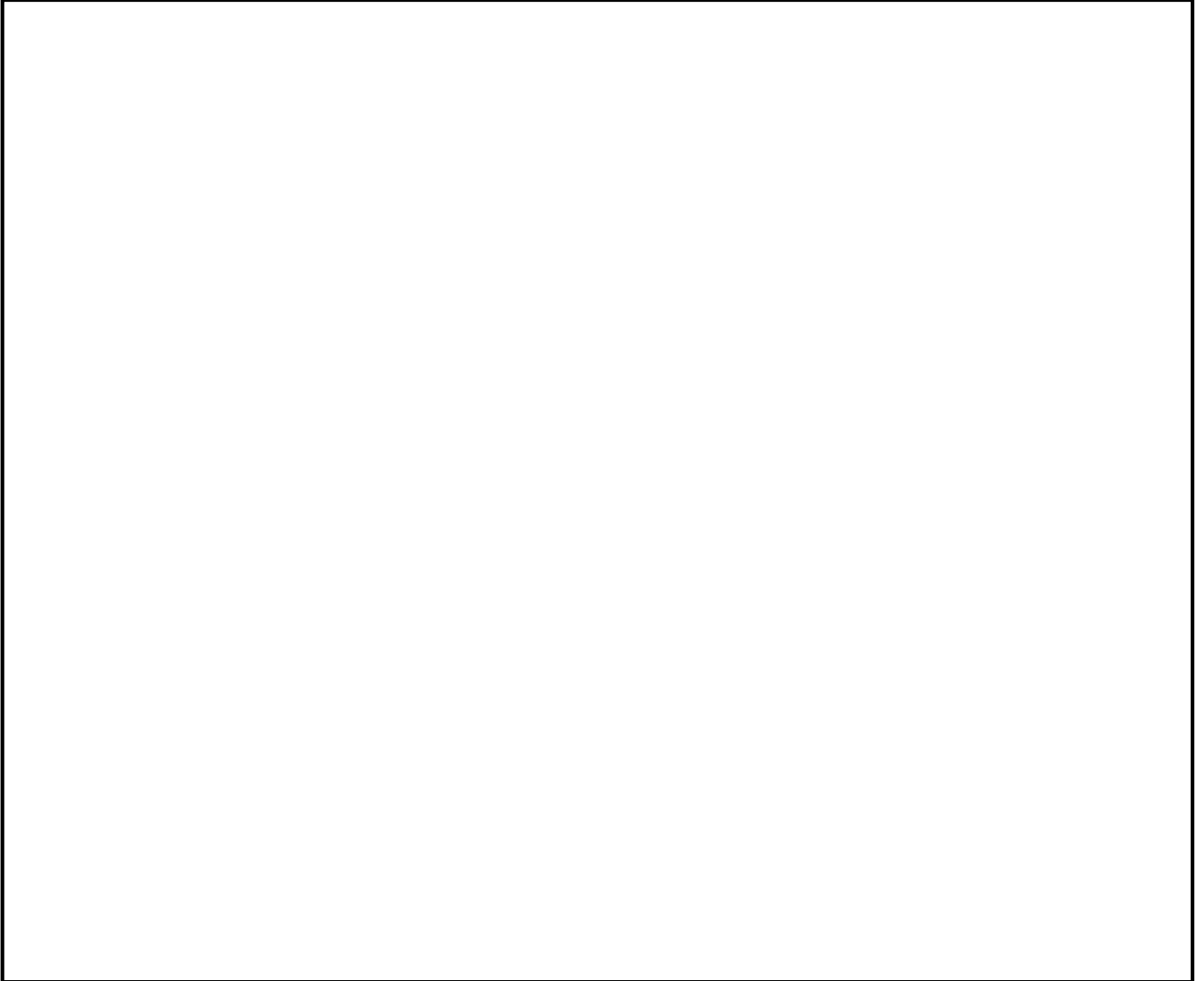
第1.3.1表 使用済燃料プール監視設備の記録保管期間

要求項目	計測装置	記録方法	保存期間
十二 管理区域内において人が常時立ち入る場所その他放射線管理を特に必要とする場所（燃料取扱場所その他の放射線業務従事者に対する放射線障害の防止のための措置を必要とする場所をいう。）の線量当量率	燃料貯蔵プールエリア放射線モニタ	記録紙	10年
	原子炉区域換気空調系排気放射線モニタ 燃料取替エリア排気放射線モニタ	記録紙	5年
十四 使用済燃料その他の高放射性の燃料体を貯蔵する水槽の水温及び水位	使用済燃料貯蔵プール水位	日常点検表	5年
	使用済燃料貯蔵プール温度	日常点検表	5年

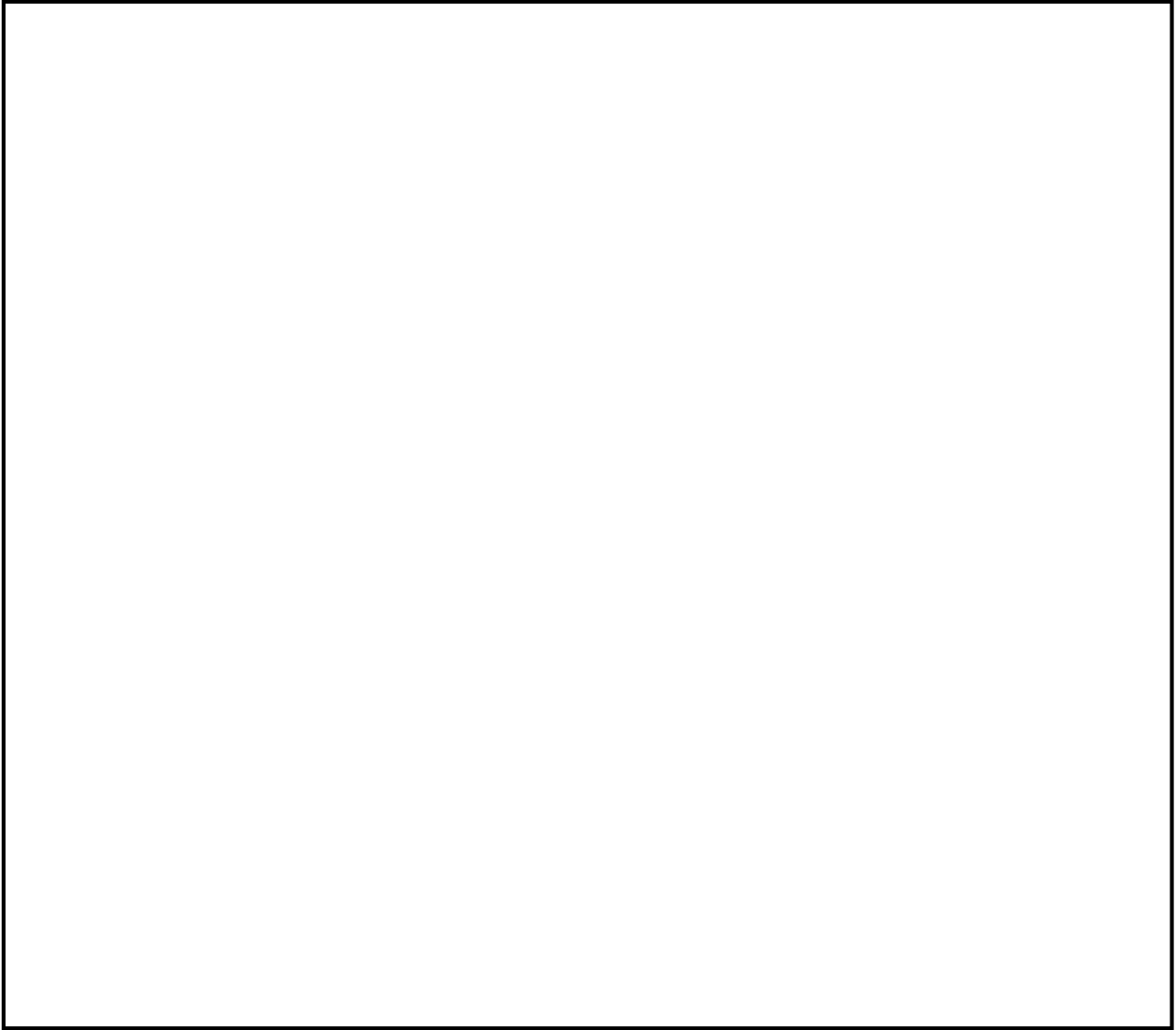
1.4 使用済燃料プール監視設備（設計基準対象施設）の電源構成について

外部電源が利用できない場合においても使用済燃料プールの水位、温度及び燃料取扱場所の放射線量を監視することが要求されていることから使用済燃料プール監視設備は、非常用所内電源設備より受電し、外部電源が喪失した場合においても計測できるようにしている。（第十六条 第3項）

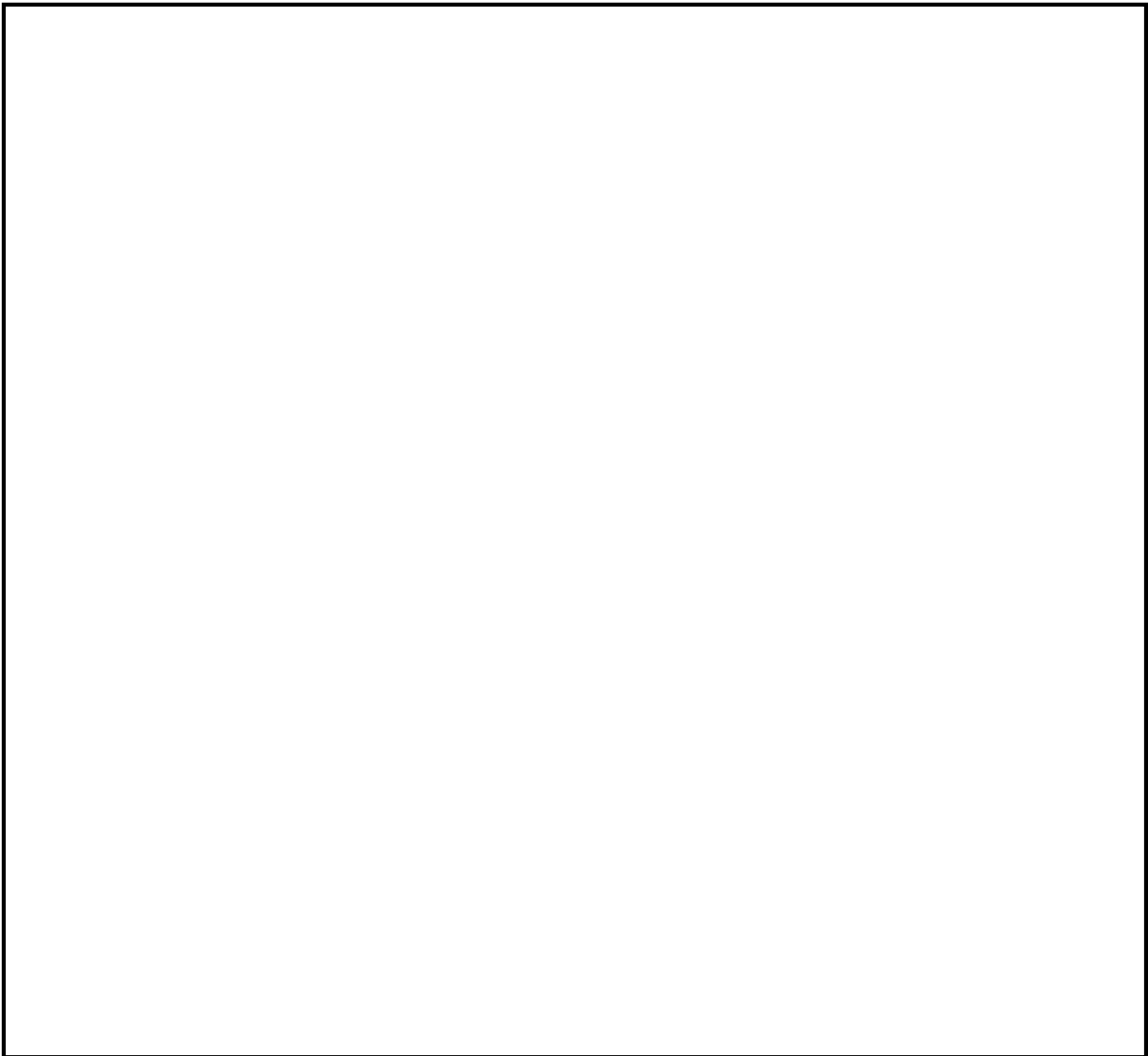
- 1.5 使用済燃料プール監視設備（設計基準対象施設）の設置場所について
- (1) 6号炉の使用済燃料プール監視設備
第1.5.1図に6号炉使用済燃料プール監視設備の設置場所を示す。



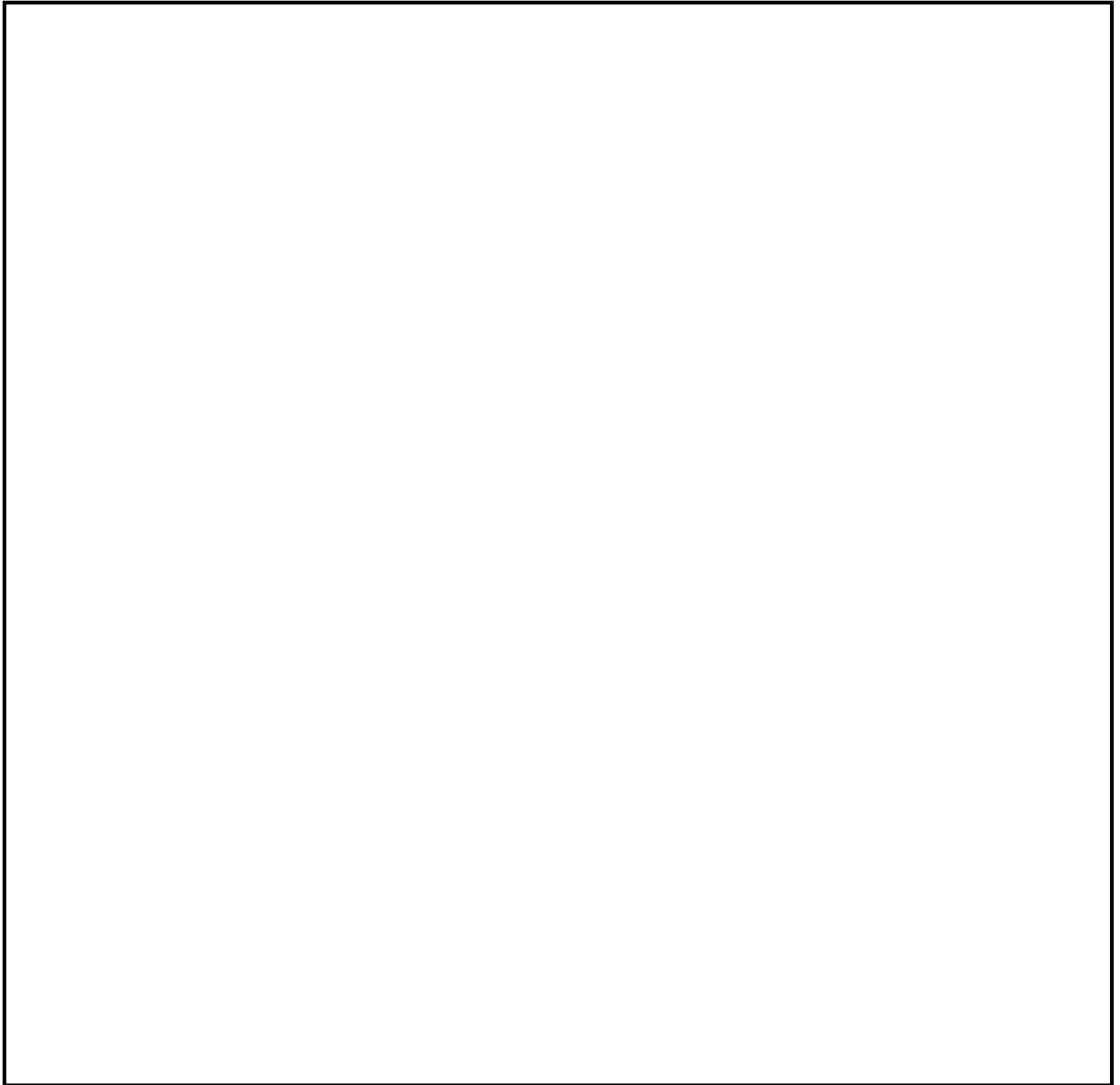
第1.5.1図 6号炉使用済燃料プール監視設備の設置場所(1/4)



第 1.5.1 図 6 号炉使用済燃料プール監視設備の設置場所 (2/4)

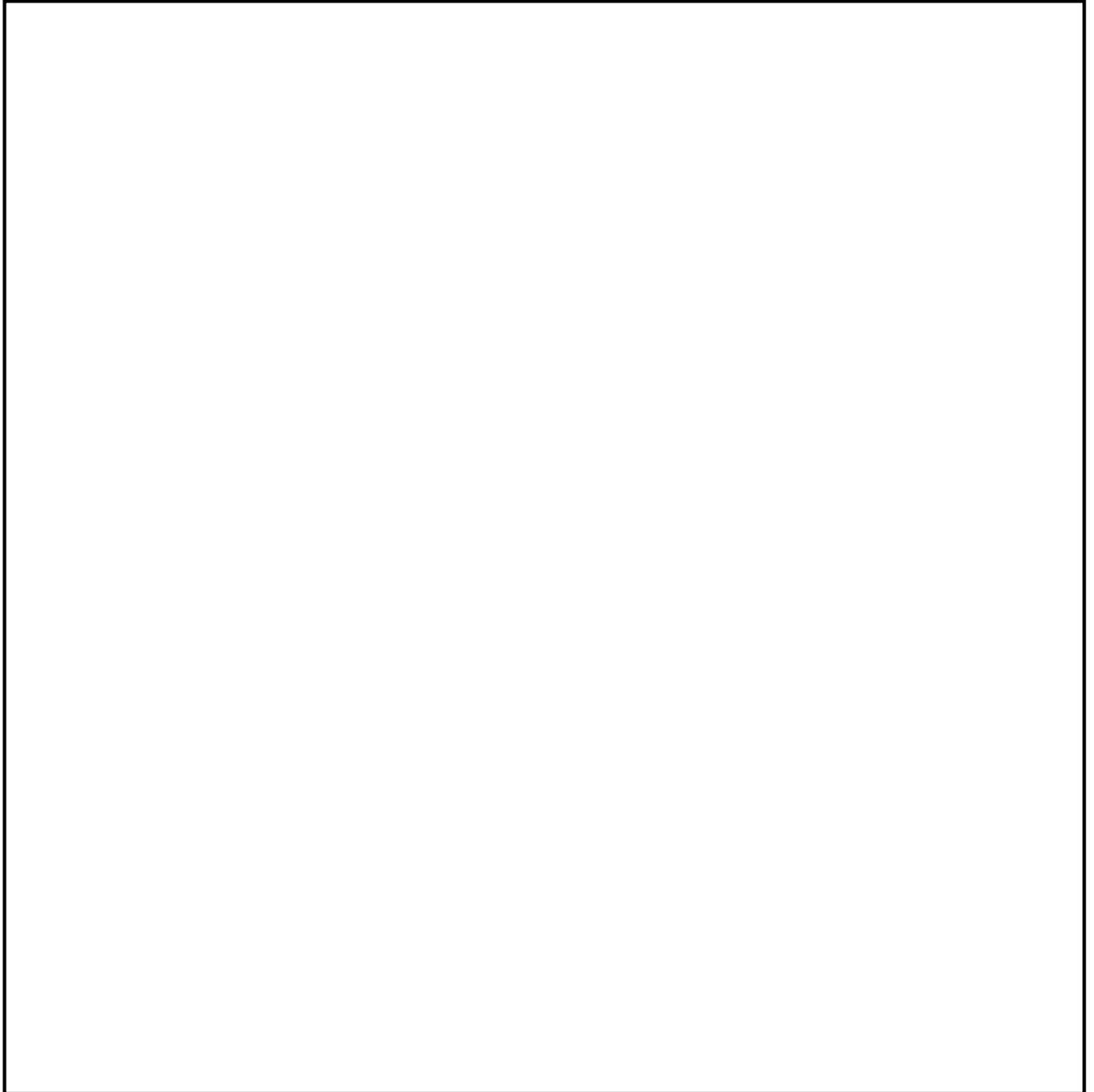


第 1.5.1 図 6 号炉使用済燃料プール監視設備の設置場所 (3/4)

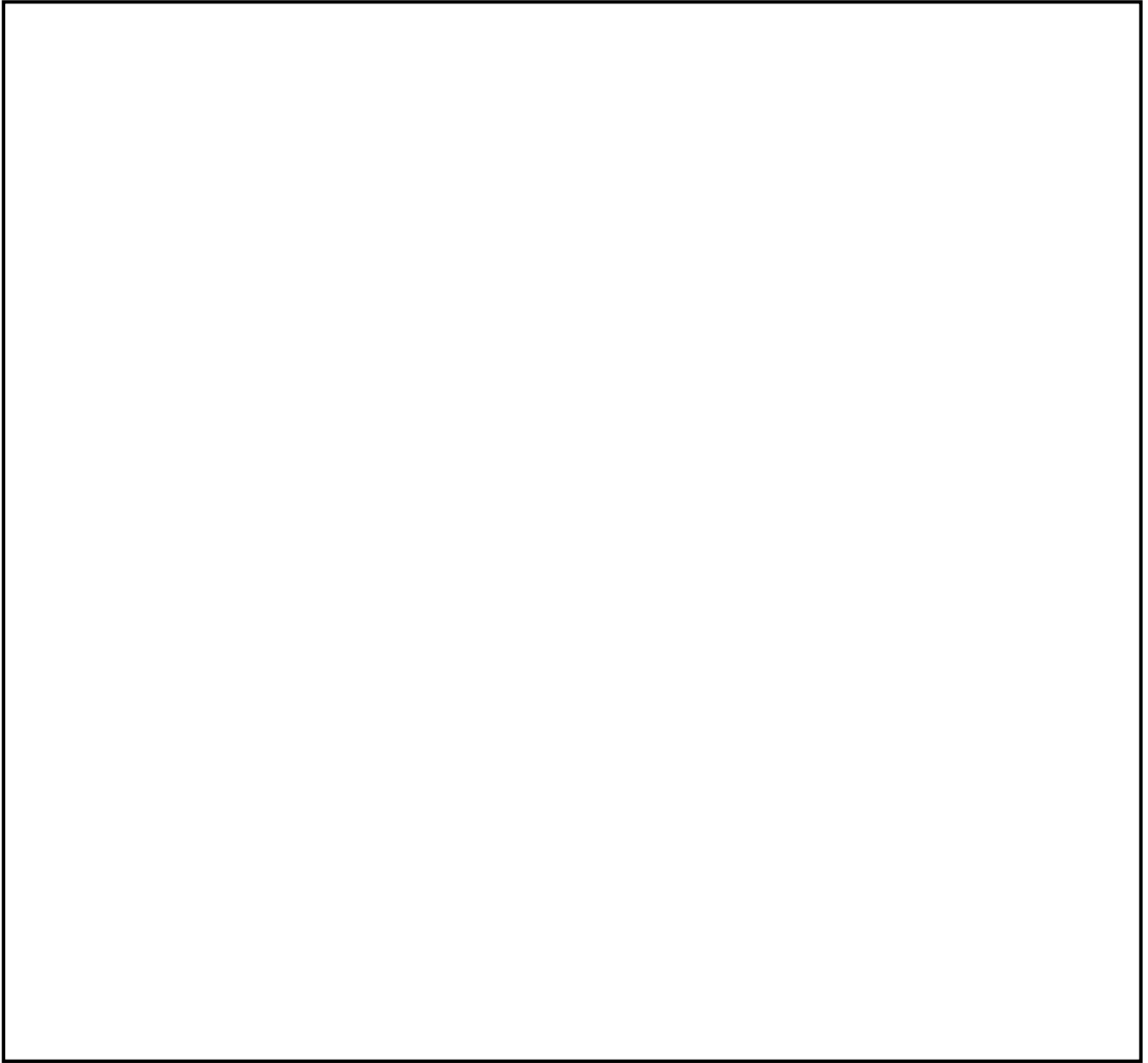


第 1.5.1 図 6 号炉使用済燃料プール監視設備の設置場所(4/4)

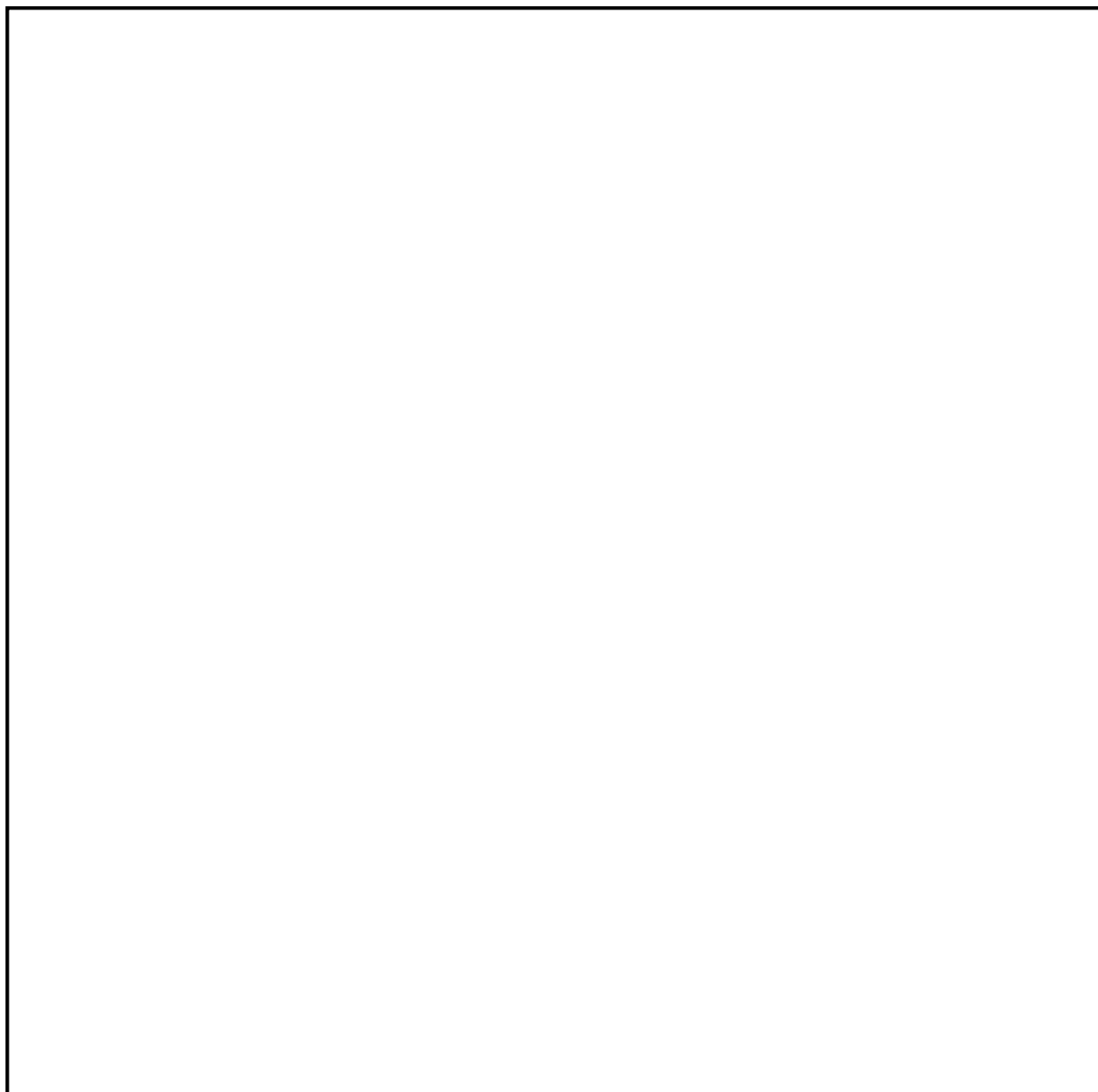
- (2) 7号炉の使用済燃料プール監視設備
第1.5.2図に7号炉使用済燃料プール監視設備の設置場所を示す。



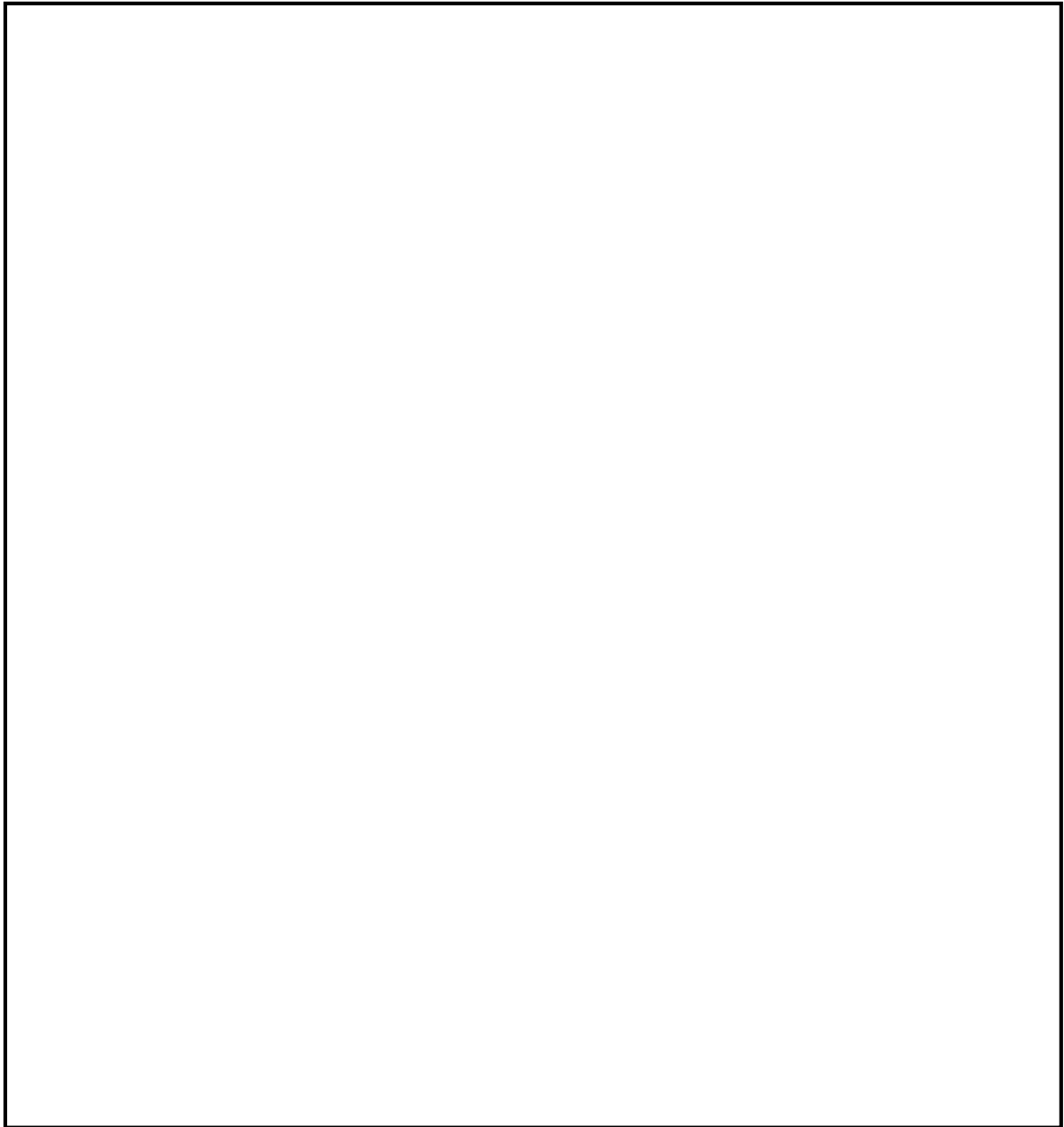
第1.5.2図 7号炉使用済燃料プール監視設備の設置場所(1/4)



第 1.5.2 図 7 号炉使用済燃料プール監視設備の設置場所 (2/4)



第 1.5.2 図 7 号炉使用済燃料プール監視設備の設置場所 (3/4)



第 1.5.2 図 7 号炉使用済燃料プール監視設備の設置場所(4/4)

各計測装置の記録及び保存について

「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」第三十四条において使用済燃料プールの温度、水位及び線量当量率について、「表示、記録、保存」が追加要求されており、柏崎刈羽原子力発電所原子炉施設保安規定 第 11 章記録及び報告 第 120 条に定める保安に関する記録及び社内マニュアルに基づき保存期間等を定めて保管することとしている。

要求項目	計測装置	記録方法	保存期間
一 炉心における中性子束密度	起動領域モニタ	記録紙	10 年
	平均出力領域モニタ	記録紙	10 年
三 制御棒の位置及び液体制御材を使用する場合には、その濃度	制御棒位置	運転日誌	1 年
四 一次冷却剤に関する次の事項			
イ 放射性物質及び不純物の濃度	原子炉水導電率	運転日誌	1 年
ロ 原子炉压力容器の入口及び出口における圧力、温度及び流量	主蒸気圧力	運転日誌	10 年
	主蒸気流量	運転日誌	10 年
	主蒸気温度	運転日誌	10 年
	給水圧力	運転日誌	10 年
	給水流量	運転日誌	10 年
	給水温度	運転日誌	10 年
五 原子炉压力容器（加熱器がある場合は、加熱器）内及び蒸気発生器内の水位	原子炉水位（停止域）	運転日誌	※ 1
	原子炉水位（燃料域）	運転日誌	※ 1
	原子炉水位（広帯域）	運転日誌	※ 1
	原子炉水位（狭帯域）	運転日誌	※ 1
六 原子炉格納容器内の圧力、温度、可燃性ガスの濃度、放射性物質の濃度及び線量当量率	格納容器内圧力	日常点検表	5 年
	格納容器内温度	運転日誌	※ 1
	格納容器内酸素ガス濃度	運転日誌	※ 1
	格納容器内線量等量率	日常点検表	5 年
	格納容器内放射性物質濃度	運転日誌	※ 1
七 主蒸気管中及び空気抽出器その他の蒸気タービン	主蒸気管放射線モニタ	日常点検表	5 年

要求項目	計測装置	記録方法	保存期間
又は復水器に接続する設備であって放射性物質を内包する設備の排ガス中の放射性物質の濃度	空気抽出器排ガス放射線モニタ	記録紙	※1
八 蒸気発生器の出口における二次冷却材の圧力、温度及び流量並びに二次冷却材中の放射性物質の濃度	PWR に対する要求		
九 排気筒の出口又はこれに近接する箇所における排水中の放射性物質の濃度	主排気筒放射線モニタ	気体廃棄物管理月報	10年
	SGTS 系放射線モニタ	気体廃棄物管理月報	10年
十 排水口又はこれに近接する箇所における排水中の放射性物質の濃度	液体プロセス放射線モニタ	放射性液体廃棄物管理月報	10年
十一 放射性物質により汚染する可能性がある管理区域（管理区域のうち、その場所における外部放射線に係わる線量の線量が実用炉規則第二条第二項第四号に規定する線量を超えるおそれがある場合を除いた場所をいう。以下同じ。）内に開口部がある排水路の出口又はこれに近接する箇所における排水中の放射性物質の濃度	対象なし		
十二 管理区域内において人が常時立ち入る場所その他放射線管理を特に必要とする場所（燃料取扱場所その他の放射線業務従事者に対する放射線障害の防止のための措置を必要とする場所をいう。）の線量当量率	R/B 4F 北西側エリア	記録紙	10年
	燃料貯蔵プールエリア(A)	記録紙	10年
	燃料貯蔵プールエリア(B)	記録紙	10年
	原子炉区域(A)	記録紙	10年
	原子炉区域(B)	記録紙	10年
	R/B 4F 南東側	記録紙	10年
	MSIV/SRV ラッピング室	記録紙	10年
	R/B 3F 南東側エリア	記録紙	10年
R/B 2F 北西側エリア	記録紙	10年	

要求項目	計測装置	記録方法	保存期間
	R/B 2F 南東側エリア	記録紙	10年
	R/B 1F 北西側エリア	記録紙	10年
	R/B 機器搬出入口	記録紙	10年
	R/B 1F 南東側エリア	記録紙	10年
	原子炉冷却材浄化系操作エリア	記録紙	10年
	炉水サンプリング室	記録紙	10年
	計装ラック室(A)	記録紙	10年
	計装ラック室(D)	記録紙	10年
	R/B B1F 南東側エリア	記録紙	10年
	TIP 駆動装置室	記録紙	10年
	T I P 装置室	記録紙	10年
	CRD/RIP 補修室	記録紙	10年
	R/B B2F 南東側エリア	記録紙	10年
	CRD 水圧制御ユニットエリア(A)	記録紙	10年
	CRD 水圧制御ユニットエリア(B)	記録紙	10年
	R/B B3F 南東側エリア	記録紙	10年
十三 周辺監視区域に隣接する地域における空間線量率及び放射性物質の濃度	モニタリングポスト	モニタリング スト月報	5年
十四 使用済燃料その他の高放射性の燃料体を貯蔵する水槽の水温及び水位	使用済燃料貯蔵プール温度	日常点検表	5年
	使用済燃料貯蔵プール水位	日常点検表	5年
十五 敷地内における風向及び風速	風向・風速計	気象記録チャート	10年

※1：永久（原子炉施設を解体又は廃棄した後5年が経過するまでの期間）

使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）について

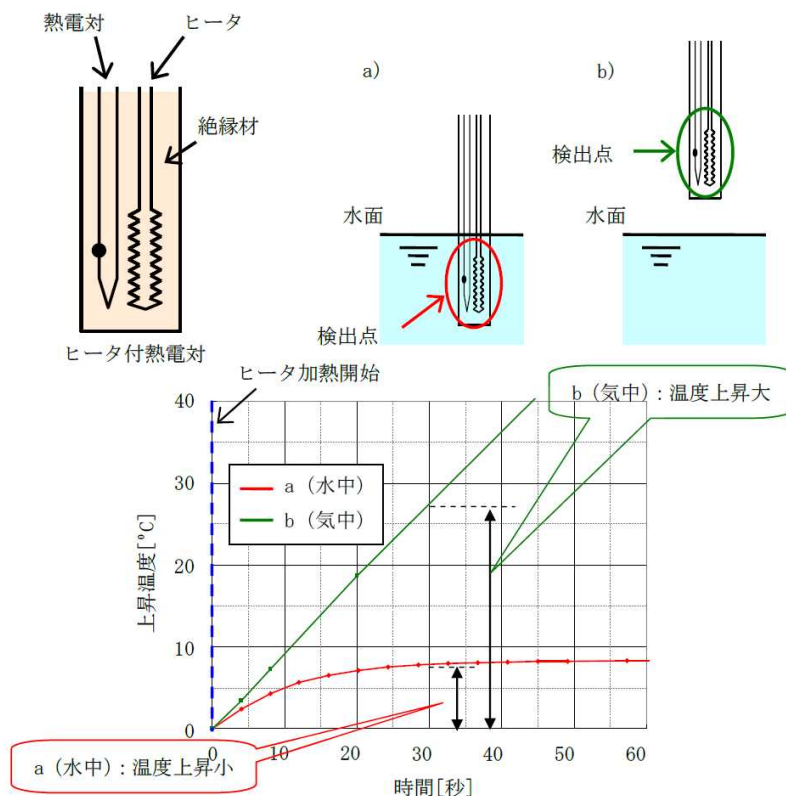
1. 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）の計測性能

(1) 検出原理

使用済燃料貯蔵プール水位（SA 広域）は、金属シースとヒータ線・熱電対の間に絶縁材を充てん封入したヒータ付熱電対を使用した水位計である。ヒータ付熱電対の検出点が気中にあるときにヒータを加熱すると、熱電対が検出する温度はヒータ加熱時間にほぼ比例して上昇する。一方、検出点が水中にあるときにヒータを加熱すると、熱電対が検出する温度はヒータ加熱開始後、数十秒で飽和する（第1図）。これは気中と水中とで熱伝達率が異なっているためである。この特性を利用して、ヒータ加熱開始前後の熱電対の温度変化から検出点が水中にあるか気中にあるかを判定する。検出点をプールの深さ方向に複数並べることによって検出点の配置間隔でプール水位を計測することができる。

ヒータ加温開始後 30 秒以上で水中／気中を判定することが可能だが、確実に水中／気中を判定するため、ヒータ加温時間は 60 秒としている。

また、ヒータ付熱電対は、ヒータを加熱しない状態では、通常の熱電対と同様に温度を計測することが可能である。



第1図 熱電対（ヒータ付）による水位検出原理

(2) 事故時の計測性能の信頼性について

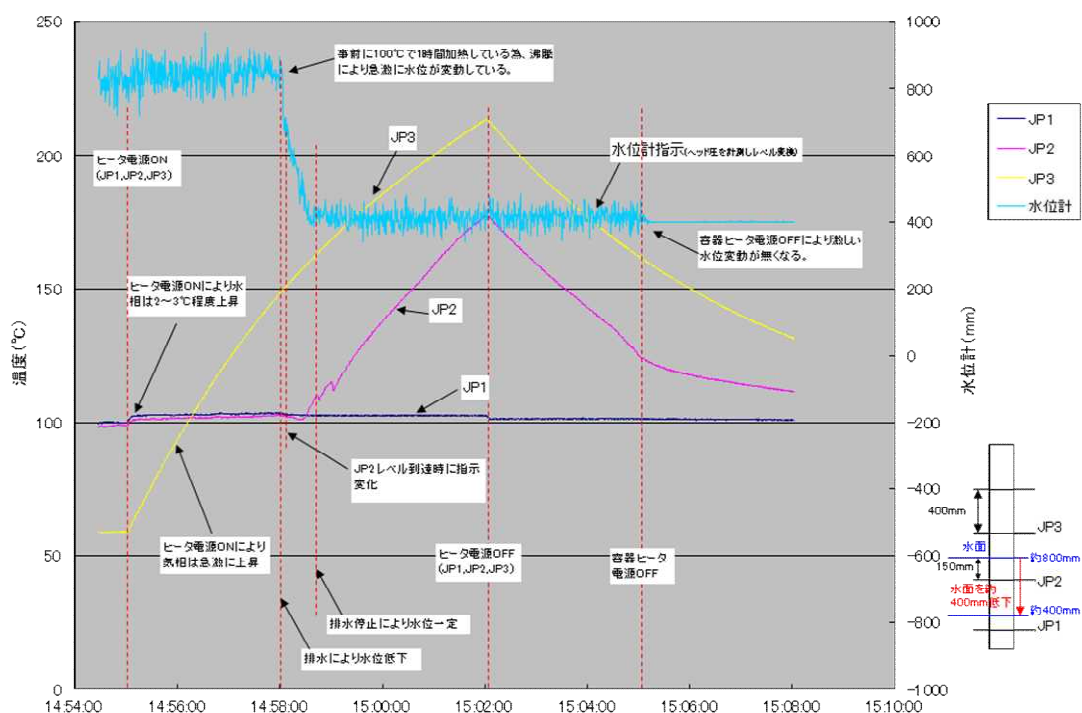
使用済燃料プールの重大事故等時において、プール水温の上昇に伴う沸騰による水位低下が想定される。その場合は、気相部分の熱電対が蒸気に覆われることが想定されるため、そのような状態を模擬した試験を実施している。

試験容器内に水位計を設置し、水温を100℃まで加熱（沸騰状態）した状態から水位を低下させた試験を実施している。

ヒータ付熱電対の応答性について、水位を低下させて JP2（真ん中の温度計）温度計の挙動を確認した。

JP2 温度計が水面下（水中）の場合は温度上昇すること無く水温を測定しているが、検出器が水面以上（気中）となった場合はヒータによる加熱で温度が顕著に上昇し始めることが確認されており、検出点をヒータで加熱することにより水中／気中の判定は可能であると言える。なお、ヒータ ON による水位判定は約 60 秒であり、その後ヒータ OFF することで、水中にある熱電対の指示値は、ヒータ ON 前の水温に約 60 秒で復帰する。

(第2図 「高温状態の試験結果」参照。)



第2図 高温状態の試験結果

(3) 温度計及び水位計としての機能維持について

使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）は、熱電対による温度にて水温及び水位を測定する二つの機能を持つ。

温度計に関しては液相にある14箇所の温度を測定することで多重性を持つ設計とする。また、ヒータ付きの熱電対であるが全ての熱電対に対して同時にヒータを使用しないことで使用済燃料プールの温度については連続して測定が可能である。

水位計に関しては、気相と液相の差温度を確認することにより水位を監視す

ることができる。また、ヒータで加熱することによって熱電対の温度上昇によって熱電対が気相又は液相にあるのか判定が可能である。

ヒータ加熱によって水温測定が不可とならないように、各熱電対に対して順番に一定時間ヒータ ON/OFF を繰り返して実施することで、同時に水位・温度計測が可能な設計とする（14 個の熱電対を上から交互に 2 グループに分けて、1 分間ヒータ ON を繰り返して約 7 分で 1 周させる計画）。

なお、第五十四条第 1 項で要求される想定事故（第 37 条解釈 3-1(a)想定事故 1（冷却機能又は注水機能喪失により水温が上昇し、蒸発により水位が低下する事故）及び(b)想定事故 2（サイフォン現象等により使用済燃料プール水の小規模な喪失が発生し水位が低下する事故））における水位の低下速度は第 1 表のとおりと想定しており、上記の計測間隔（ヒータ ON）で水位をとらえることは問題ないと考える。

第 1 表 想定事故時における使用済燃料プールの水位低下速度

	水位低下速度	7 分間での水位低下
想定事故 1	約 0.08m/h	約 10mm
想定事故 2	約 0.29m/h	約 34mm
想定事故 2 (配管全周破断を想定)	約 3.5m/h	約 409mm

※水位低下速度及び 7 分間での水位低下は燃料有効長冠水部以上の水位での値を示す。

2. 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）の設定点について

(1) 目的

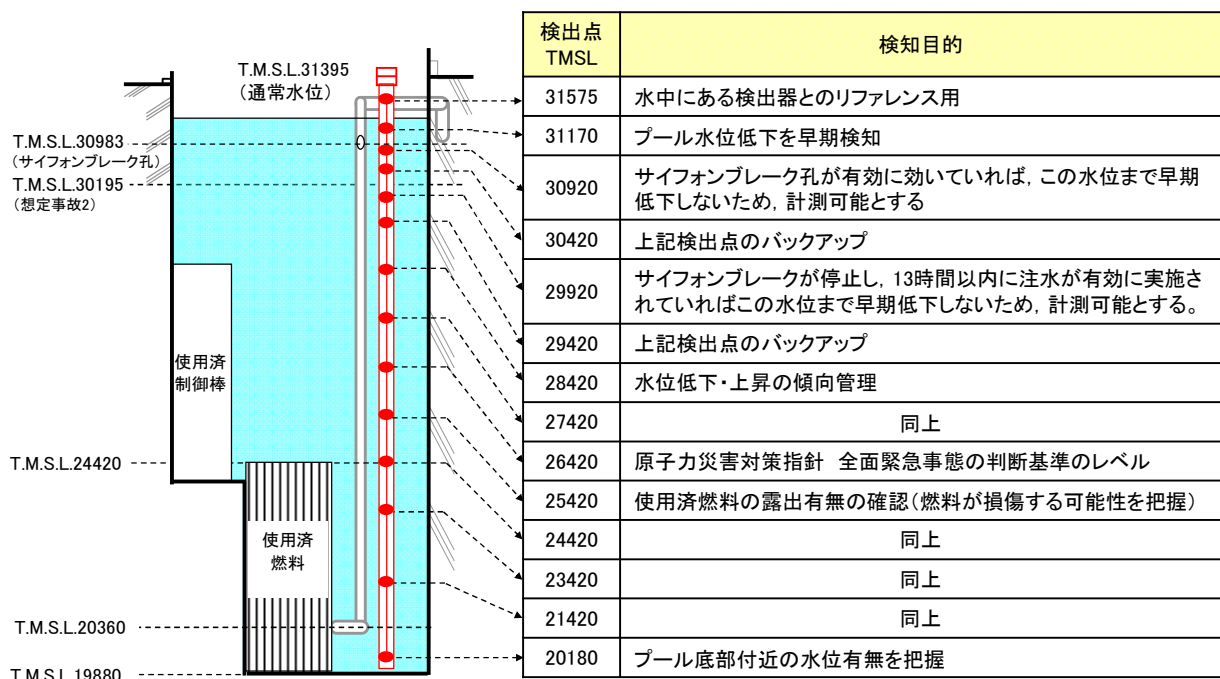
使用済燃料プールの水位低下が発生した場合に、使用済燃料貯蔵プール水位（SA 広域）において使用済燃料プール底部まで複数の温度計（熱電対）にて使用済燃料プールの水位を検知する。

使用済燃料プールの検出点としては以下の目的を把握できるように検出点を設ける設計とする。

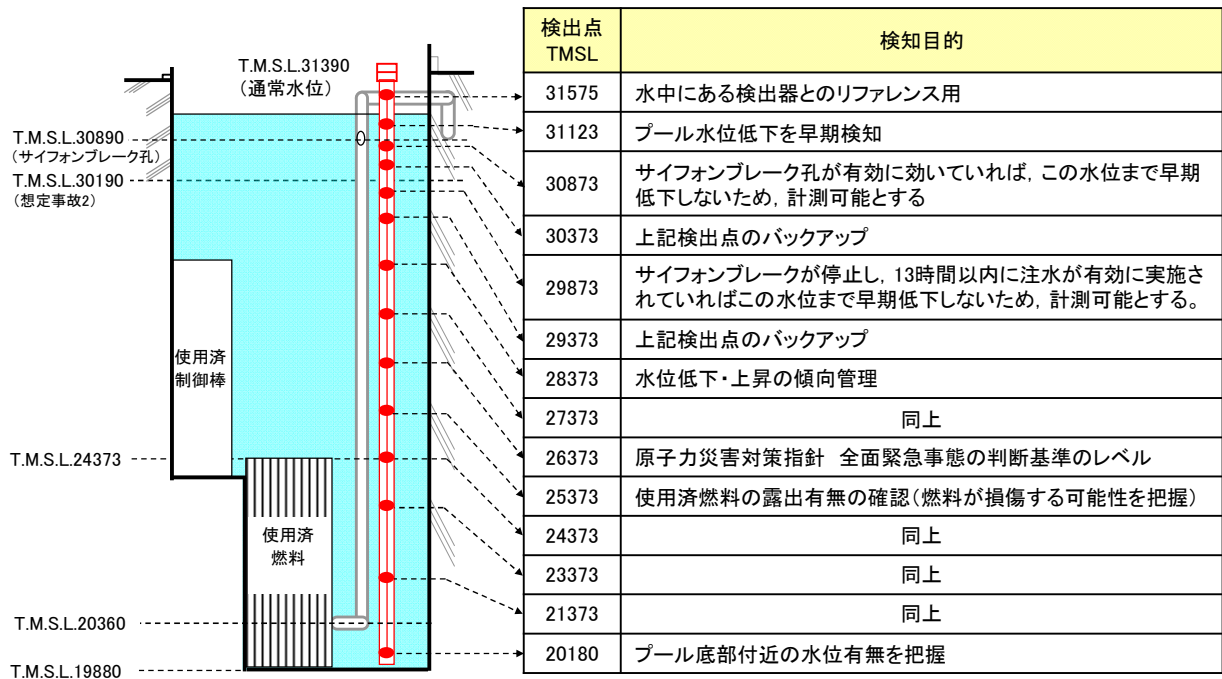
- ・使用済燃料プールの水位低下を早期に検知すること
- ・使用済燃料プールの水位低下時にサイフォンブレイク孔が有効に機能しているか把握すること
- ・使用済燃料プールの水位低下時に代替注水設備が有効に機能しているか把握すること
- ・使用済燃料の露出有無（燃料損傷の可能性）を把握すること
- ・使用済燃料プール底部付近の水位検知の有無を把握すること

(2) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）の設定点について

使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）の各設定点は、検出点の単一故障や水位低下・上昇傾向を把握可能とするため、下図のとおり設定する。



第 1 図 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）の水位設定点（6 号炉）



第2図 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA広域）の水位設定点（7号炉）

なお、水位低の警報設定値は、使用済燃料貯蔵プール水位（フロート式）の警報設定値と併せて水位低下を早期検知する目的から、6号炉：通常水位 -225mm（T.M.S.L. 31170mm）、7号炉：通常水位 -267mm（T.M.S.L. 31123mm）の設定点としている。

また、温度高の警報設定値は、使用済燃料貯蔵プール温度と同様の警報設定値6号炉：57℃、7号炉：55℃としている。

警報設定値について

1. 使用済燃料貯蔵プール水位の警報設定値について

(1) 警報設定範囲及び警報設定値

使用済燃料貯蔵プール水位の水位高及び水位低の警報設定範囲は下記の考えに基づき設定している。

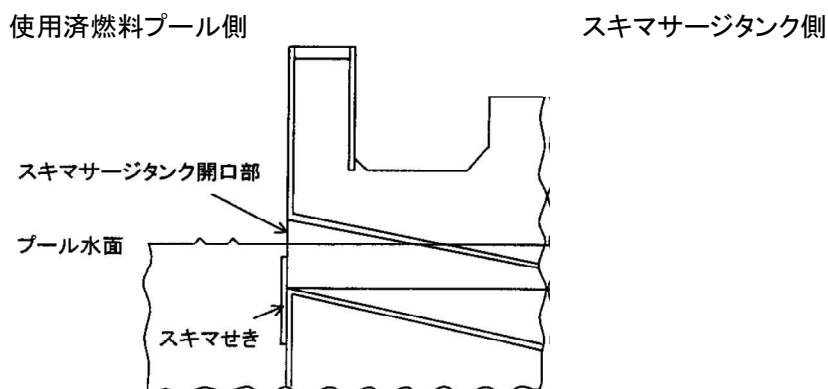
(水位高) 使用済燃料プール水位の異常上昇により原子炉建屋オペレーティングフロアへプール水が溢れることを事前に検知するため、通常水位 (6号炉 T. M. S. L. 31395mm, 7号炉 T. M. S. L. 31390mm) ~ T. M. S. L. 31700mm (原子炉建屋オペレーティングフロア) の間で設定をする。

(水位低) 通常水位はスキマせきのせき板上部より高い位置にあるが、燃料プール冷却浄化系ポンプが停止した場合プール水位は、せき板の位置よりスキマサージタンク開口部下端 (6号炉 T. M. S. L. 31243mm, 7号炉 T. M. S. L. 31240mm) になる可能性がある。そこから水位が更に低下した場合は、想定していない異常な水位低下になることから、燃料プール冷却浄化系ポンプ停止時のプール水位の位置より下に設定をする。

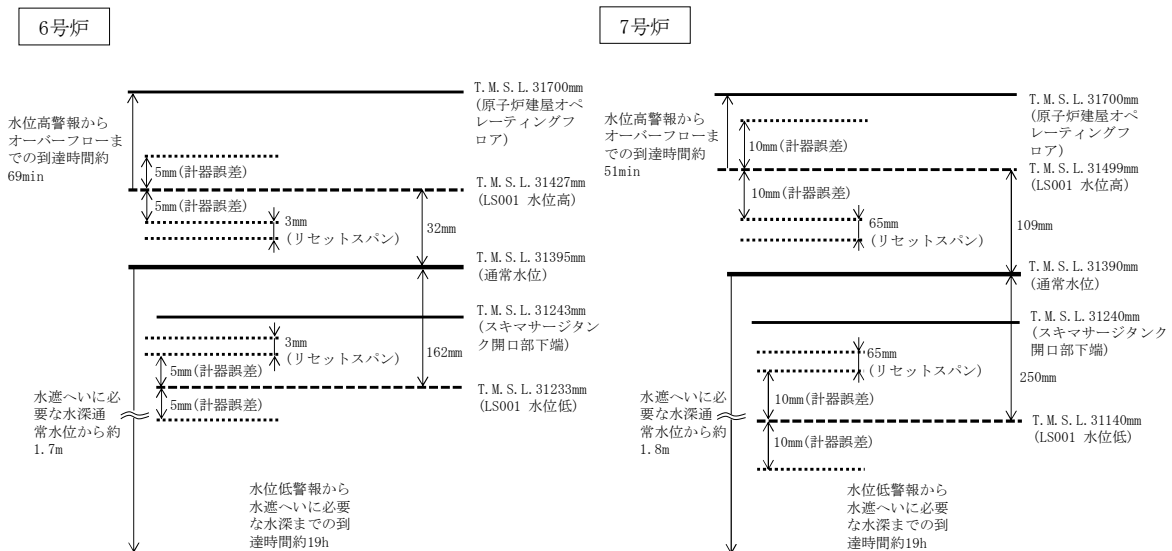
上記警報設定範囲を考慮し、使用済燃料貯蔵プール水位の警報設定値を第1表に示す。また第2図に使用済燃料貯蔵プール水位の警報設定範囲概要図を示す。なお、計器誤差を考慮し、警報設定値をプラントごとに設定している。

第1表 使用済燃料貯蔵プール水位の警報設定値

警報	警報設定値
水位低	6号炉：通常水位-162mm (T. M. S. L. 31233mm) 7号炉：通常水位-250mm (T. M. S. L. 31140mm)
水位高	6号炉：通常水位+32mm (T. M. S. L. 31427mm) 7号炉：通常水位+109mm (T. M. S. L. 31499mm)



第1図 使用済燃料プールとスキマサージタンク間の概要図



第2図 使用済燃料貯蔵プール水位の警報設定範囲概要図

(2) 運転操作における警報設定値の評価

以下の諸条件（有効性評価で使用）を用いて評価した。

- ・プール保有水量：6号炉 約 2085m³，7号炉 約 2093m³
- ・プール断面積：6号炉 約 232m²，7号炉 約 233m²
- ・使用済燃料プールの冷却系の機能喪失後，プール水温上昇速度：約 5°C/h
- ・使用済燃料プールの冷却系の機能喪失後，プール水位低下速度：約 0.08m/h

水位低警報設定値は6号炉で通常水位-162mm (T.M.S.L. 31233mm)，7号炉で-250mm (T.M.S.L. 31140mm) となっており，必要な水遮蔽 (1mSv/h の場合) は通常水位から6号炉で約 1.7m，7号炉で約 1.8m である。仮に使用済燃料プール水の蒸発 (水位低下速度：約 0.08m/h) を想定した場合，水位低警報発生から必要となる水遮蔽 (水位) が失われるまでの時間は6号炉，7号炉ともに約 19 時間となり，使用済燃料プールへの補給操作に余裕*を持った設計としている。

水位高警報設定値は6号炉で通常水位+32mm (T.M.S.L. 31427mm)，7号炉で通常水位+109mm (T.M.S.L. 31499mm) であり，仮に復水補給水系 (約 55m³/h) により使用済燃料プールへ補給し続けてしまった場合，水位高警報発生から原子炉建屋オペレーティングフロアへプール水がオーバーフローするまでに，6号炉で約 69 分，7号炉で約 51 分であり，警報発生から補給停止操作をする上で余裕*を持った設計としている。

*運転員の手動操作の時間的余裕 (10 分) + 補給開始又は補給停止操作終了 (約 5 分) を考慮しても余裕を持った設計としている。

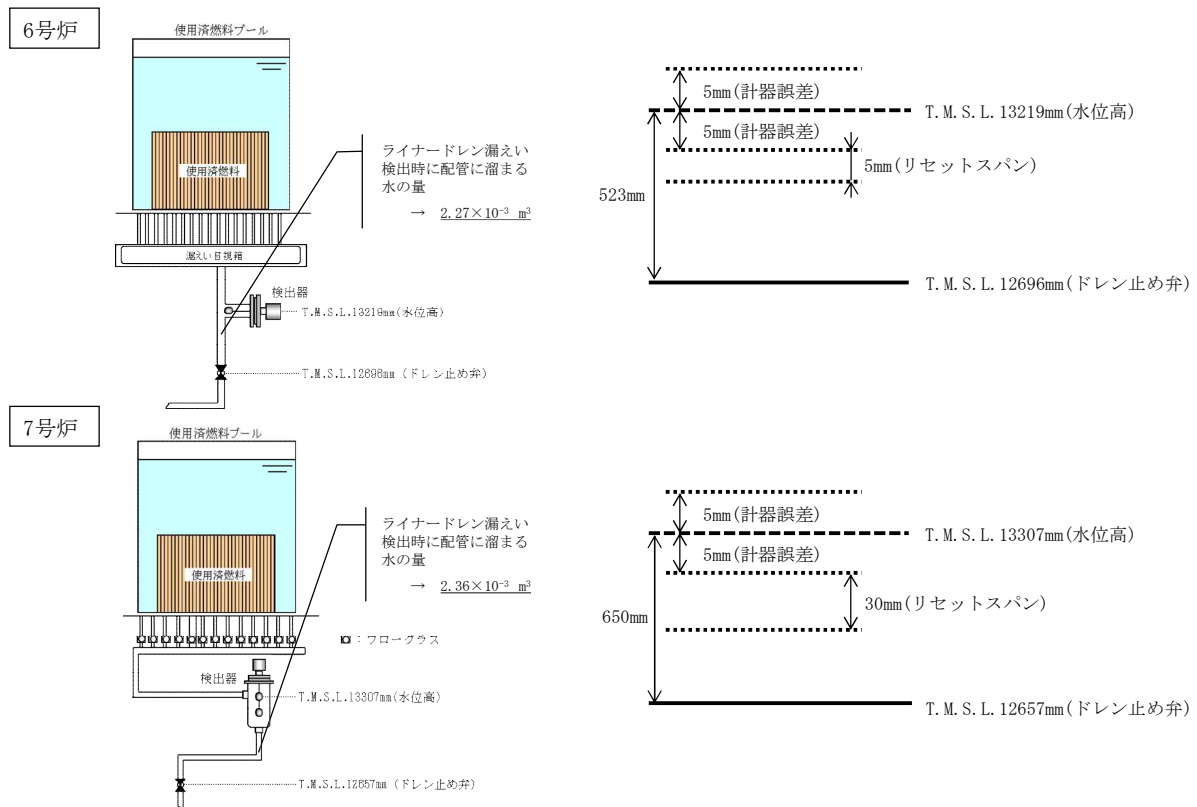
2. 使用済燃料貯蔵プールライナ漏えい検出の警報設定値について

(1) 警報設定範囲及び警報設定値

使用済燃料プールライナからの微小漏えいを監視するために、計器の設置スペースを考慮し警報を設定する。第2表に使用済燃料貯蔵プールライナ漏えい検出の警報設定値を、第3図に使用済燃料貯蔵プールライナ漏えい検出の警報設定概略図を示す。

第2表 使用済燃料貯蔵プールライナ漏えい検出の警報設定値

警報	警報設定値
水位高	6号炉：ドレン止め弁+523mm(T. M. S. L. 13219mm)
	7号炉：ドレン止め弁+650mm(T. M. S. L. 13307mm)



第3図 使用済燃料貯蔵プールライナ漏えい検出の警報設定概略図

(2) 運転操作における警報設定値の評価

使用済燃料貯蔵プールライナ漏えい検出の水位高警報設定値は6号炉でドレン止め弁+523mm(T. M. S. L. 13219mm)，7号炉でドレン止め弁+650mm(T. M. S. L. 13307mm)であり，警報設定値までのドレン配管の容積は，6号炉約 $2.27 \times 10^{-3} \text{m}^3$ ，7号炉約 $2.36 \times 10^{-3} \text{m}^3$ である。この容量は使用済燃料プールの容積(6号炉約 2085m^3 ，7号炉約 2093m^3)に対して十分小さな値であり，プールライナ漏えいの早期検出において余裕*を持った設計としている。

*仮に $3.00 \times 10^{-3} \text{m}^3$ の水がドレン配管に溜まった場合，プールの水位低下は約0.013mm程度であり，必要な水遮蔽(1mSv/hの場合)は通常水位から約1.7mであることから，余裕を持った設計としている。

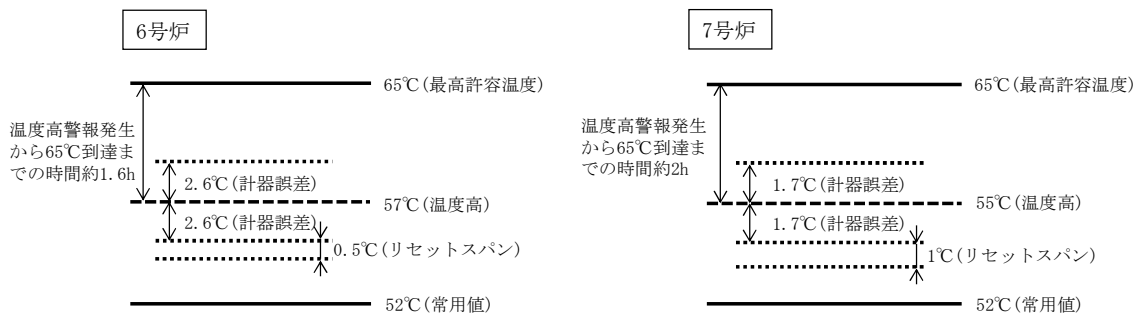
3. 使用済燃料貯蔵プール温度の警報設定値について

(1) 警報設定範囲及び警報設定値

使用済燃料プール水が通常温度よりも高くなったことを検出するため，通常時の使用済燃料プール水温度の上限値 52°C より高く，プール水の最高許容温度(65°C)に余裕を見た温度の間で設定する。第3表に使用済燃料貯蔵プール温度の警報設定値を，第4図に使用済燃料貯蔵プール温度の警報設定概要図を示す。

第3表 使用済燃料貯蔵プール温度の警報設定値

警報	警報設定値
温度高	6号炉： 57°C 7号炉： 55°C



第4図 使用済燃料貯蔵プール温度の警報設定概要図

(2) 運転操作における警報設定値の評価

有効性評価における使用済燃料プールの冷却系の機能喪失後の温度上昇は約 $5^\circ\text{C}/\text{h}$ であり，6号炉の温度高警報設定値 57°C から最高許容温度 65°C に達するまでの時間は約1.6時間，7号炉の温度高警報設定値 55°C から最高許容温度 65°C に達するまでの時間は約2時間であり，余裕*を持った設計としている。

*運転員の手動操作の時間的余裕(10分)＋残留熱除去系の最大熱負荷モード切替え(約145分)に対して，使用済燃料プールの冷却系の機能喪失時の初期水温：約 40°C から警報設定値 57°C に達するまでに約3.4時間以上あり，更に警報発生から最高許容温度 65°C に達するまで約1.6時間であることを考慮すると，その間に残留熱除去系の最大熱負荷モードへ切り替えることは可能であり，余裕を持った設計としている。

柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉

運用，手順説明資料

燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設

16条 燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設

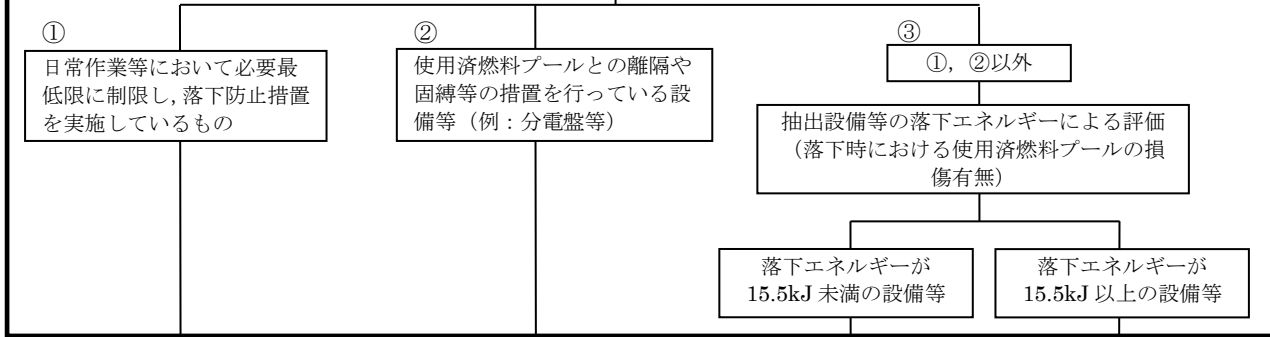
設置許可基準規則 第16条 第2項第二号二
燃料体等の取扱中に想定される燃料体等の落下時及び重量物の落下時においてもその機能が損なわれないものとする。

使用済燃料の貯蔵施設

燃料体等の取扱中に想定される燃料体等の落下時及び重量物の落下時においてもその機能が損なわれないものとする

添付六、八への反映事項
(設計・手順に関する事項)

現場及び機器配置図等の確認、作業実績より
使用済燃料プール周辺の設備等を抽出



工・保

評価 OK*1

評価 OK*2

評価 OK*3

※1 使用済燃料プール周辺は、異物混入防止エリア設置区域であり、持込品については必要最低限に制限し、落下防止措置を講じていることから評価 OK とする。

※2 使用済燃料プールまでの離隔やボルト固定等による転倒防止が図られていることから評価 OK とする。

※3 燃料集合体の気中落下試験時の落下エネルギーと比較し、設備等の落下エネルギーが小さいものについては、使用済燃料プールライニングに損傷を与えないことが確認されている。

※4 原子炉建屋、燃料取替機、原子炉建屋クレーンの耐震評価による確認結果は、後段の工事計画認可申請にて示す。

【後段規制との対応】
工：工事計画認可申請（基本設計方針、添付書類）
保：保安規程（運用、手順に係る事項、下位文書含む）
核：核防規定（下位文書含む）

【添付六、八への反映事項】
□：添付六、八に反映

○落下エネルギー15.5kJ以上の設備等に対する対策①
【耐震評価により必要な強度を有していることの確認】
基準地震動 Ss に対する耐震評価を実施し、落下防止のために必要な構造強度を有していることを確認する*4。

工
評価 OK

○落下エネルギー15.5kJ以上の設備等に対する対策②
【設備構造上の落下防止措置の確認】
燃料取替機又は原子炉建屋クレーンの安全機能として、フック外れ止め、ワイヤロープ二重化、フェイルセーフ機構等、設備構造上の落下防止措置を確認する。

工
評価 OK

○落下エネルギー15.5kJ以上の設備等に対する対策③
【運用状況による落下防止措置の確認】
クレーン等安全規則に基づく点検、安全装置の使用、有資格者作業等の要求事項による落下防止措置とその適切性について確認する。また、燃料取替機及び原子炉建屋クレーンの使用済燃料プール外への待機運用、原子炉建屋クレーンの可動範囲制限による落下防止措置及び使用済燃料プール周りの異物混入防止対策の適切性について確認する。

保
評価 OK

○上記にて評価 NG のもの
落下時の影響評価を実施する。 評価 OK

第1表 運用, 手順に係る対策等 (設計基準)

設置許可基準規則対象条文	対象項目	区分	運用対策等
第16条 燃料体等の取扱 施設及び貯蔵施設	燃料取替機における対策	運用・手順	<ul style="list-style-type: none"> ・使用済燃料プール周辺に設置する設備, 取り扱う吊荷等については, あらかじめ定めた評価フローに基づき評価を行い, 使用済燃料プールに影響を及ぼす落下物となる可能性が考えられる場合は落下防止措置を実施する。 ・日常作業等において使用済燃料プール周辺に持ち込む物品については, 必要最低限に制限するとともに落下防止措置を実施する。
		体制	—
		保守・点検	<ul style="list-style-type: none"> ・使用済燃料プールの健全性を維持するため, 重量物落下防止に係る設備等については, 保守計画に基づき適切に保守管理, 点検を実施するとともに必要に応じて補修を行う。
		教育・訓練	—
	原子炉建屋クレーンにおける対策	運用・手順	<ul style="list-style-type: none"> ・使用済燃料プール周辺に設置する設備, 取り扱う吊荷等については, あらかじめ定めた評価フローに基づき評価を行い, 使用済燃料プールに影響を及ぼす落下物となる可能性が考えられる場合は落下防止措置を実施する。 ・日常作業等において使用済燃料プール周辺に持ち込む物品については, 必要最低限に制限するとともに落下防止措置を実施する。
		体制	—
		保守・点検	<ul style="list-style-type: none"> ・使用済燃料プールの健全性を維持するため, 重量物落下防止に係る設備等については, 保守計画に基づき適切に保守管理, 点検を実施するとともに必要に応じて補修を行う。 ・クレーン等安全規則に基づき, 定期点検及び作業前点検を実施するとともに, クレーンの運転, 玉掛けは有資格者が実施する。
		教育・訓練	—

16条 燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設

設置許可基準規則 第16条 第3項第一号
 使用済燃料貯蔵槽の水位及び水温並びに燃料取扱場所の放射線量の異常を検知し、それを原子炉制御室に伝え、又は異常が生じた水位及び水温を自動的に制御し、並びに放射線量を自動的に抑制することができるものとする。

設置許可基準規則 第16条 第3項第二号
 外部電源が利用できない場合においても温度、水位その他の発電用原子炉施設の状態を示す事項（以下「パラメータ」という。）を監視することができるものとする。

燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設
 （使用済燃料貯蔵プール水位、使用済燃料貯蔵プールライナ漏洩検出、燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度、使用済燃料貯蔵プール温度、使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA広域）、燃料貯蔵プールエリア放射線モニタ、燃料取替エリア排気放射線モニタ、原子炉区域換気空調系排気放射線モニタ）

使用済燃料プールの水位及び水温並びに燃料取扱い場所の放射線量の異常を検知し、中央制御室での監視及び警報発信が可能であること。

外部電源が利用できない場合において、使用済燃料プールの水位、温度及び放射線量の監視が可能であること。

使用済燃料プールの水位、温度及び放射線量の計測結果を表示し、記録し、及び保存することができること。

異常の検知

警報発信

使用済燃料貯蔵プール水位、使用済燃料貯蔵プールライナ漏洩検出、燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度、使用済燃料貯蔵プール温度、使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA広域）、燃料貯蔵プールエリア放射線モニタ、燃料取替エリア排気放射線モニタ、原子炉区域換気空調系排気放射線モニタの設置。

中央制御室の警報発信回路。

使用済燃料貯蔵プール水位、使用済燃料貯蔵プールライナ漏洩検出、燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度、使用済燃料貯蔵プール温度、使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA広域）、燃料貯蔵プールエリア放射線モニタ、燃料取替エリア排気放射線モニタ、原子炉区域換気空調系排気放射線モニタの非常用所内電源からの給電。

使用済燃料貯蔵プール水位、使用済燃料貯蔵プールライナ漏洩検出、燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度、使用済燃料貯蔵プール温度、使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA広域）、燃料貯蔵プールエリア放射線モニタ、燃料取替エリア排気放射線モニタ、原子炉区域換気空調系排気放射線モニタの記録及び保存。

工

工

工

工・保

16条一別添3-3

【後段規制との対応】
 工：工認（基本設計方針、添付書類）
 保：保安規定（運用、手順に係る事項、下位文書含む）
 核：核防規定（下位文書含む）

【添付六、八への反映事項】
 [実線枠]：添付六、八に反映
 [点線枠]：当該条文に該当しない（他条文での反映事項他）

第2表 運用, 手順に係る対策等 (設計基準)

設置許可基準規則対象条文	対象項目	区分	運用対策等
第16条 燃料体等の取扱 施設及び貯蔵施設	<ul style="list-style-type: none"> ・使用済燃料貯蔵プール水位 	運用・手順	—
	<ul style="list-style-type: none"> ・使用済燃料貯蔵プールライナ漏洩検出 	—	—
	<ul style="list-style-type: none"> ・燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度 	—	—
	<ul style="list-style-type: none"> ・使用済燃料貯蔵プール温度 	—	—
	<ul style="list-style-type: none"> ・使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA広域) 	—	—
	<ul style="list-style-type: none"> ・燃料貯蔵プールエリア放射線モニタ 	保守・点検	—
	<ul style="list-style-type: none"> ・燃料取替エリア排気放射線モニタ 	—	—
	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉区域換気空調系排気放射線モニタ 	教育・訓練	—
	<ul style="list-style-type: none"> ・中央制御室の警報発信回路 	—	—
	使用済燃料貯蔵プール水位, 使用済燃料貯蔵プールライナ	運用・手順	—
	漏洩検出, 燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度, 使用済	—	—
	燃料貯蔵プール温度, 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA	—	—
	広域), 燃料貯蔵プールエリア放射線モニタ, 燃料取替エ	保守・点検	—
	リア排気放射線モニタ, 原子炉区域換気空調系排気放射線	—	—
	モニタの非常用所内電源からの給電	教育・訓練	—
	使用済燃料貯蔵プール水位, 使用済燃料貯蔵プールライナ	運用・手順	—
漏洩検出, 燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度, 使用済	—	—	
燃料貯蔵プール温度, 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA	—	—	
広域), 燃料貯蔵プールエリア放射線モニタ, 燃料取替エ	保守・点検	—	
リア排気放射線モニタ, 原子炉区域換気空調系排気放射線	—	—	
モニタの記録及び保存	教育・訓練	—	

16条一別添3-4

以上

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉

使用済燃料プールへの重量物落下に係る
対象重量物の現場確認について

1. 基準要求

【第16条】 設置許可基準規則第16条（燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設）及び技術基準規則第26条（燃料取扱設備及び燃料貯蔵設備）にて、燃料体等の落下時及び重量物の落下時においてもその機能が損なわれないことを要求されている。

当該基準を満足するにあたっては、燃料体等の取扱中に想定される燃料体等の落下時及び重量物の落下時においてもその機能が損なわれない設計とするとともに、燃料取替機及び原子炉建屋クレーンはワイヤロープ二重化等落下防止対策を行う設計としている。

また、使用済燃料プールへの落下時影響評価が必要となる重量物を抽出する必要があることから、使用済燃料プール周辺の設備等について現場確認を行うこととする。

2. 確認項目及び内容

上記基準要求を満足するにあたっては、使用済燃料プール周辺の設備等が地震時等に使用済燃料プールへの重量物とならないか調査する必要があるため、現場確認及び機器配置図等を用いた机上検討に基づき設備等を抽出するとともに、使用済燃料プール周辺の作業で、燃料取替機又は原子炉建屋クレーンを使用して取り扱う設備等について、作業実績に基づき抽出を行った。

抽出された設備等を添付資料1に示す。

(1) 現場確認による抽出

使用済燃料プール周辺の設備等に係る現場確認を実施し、「地震等により使用済燃料プールに落下するおそれがあるもの」について抽出した。

具体的には、使用済燃料プール周辺の設備等について、設置位置（高さ）、物量、重量、固定状況等を確認し、地震等により使用済燃料プールへの落下物となるおそれのあるものを抽出した。

(2) 機器配置図等※による抽出

使用済燃料プール周辺の設備等について、機器配置図等にて抽出した。

※ 建屋機器配置図

機器設計仕様書（燃料取扱機器，燃料取替機 等）

系統設計仕様書（原子炉建屋クレーン，燃料取扱及びプール一般設備 等）

具体的には、内挿物等現場で確認出来ない設備等について、機器配置図等にて物量、重量、配置状況等を確認し、使用済燃料プールへの落下物となるおそれのあるものを抽出した。

(3) 使用済燃料プール周辺の作業実績からの抽出

使用済燃料プール周辺の作業で、燃料取替機又は原子炉建屋クレーンを使用して取り扱う設備等について、作業実績に基づき抽出した。

なお、使用済燃料プール周辺は、異物混入防止エリアとなっており、日常作業等における持込品については、必要最低限に制限するとともに落下防止措置を講じていることから、使用済燃料プールに落下するおそれがないため、抽出の対象外とした。

3. 抽出物に対する評価

現場、機器配置図等による確認及び作業実績により抽出した設備等については、設置状況や落下エネルギーによる評価及び落下防止対策の状況により使用済燃料プールへの落下時影響評価を実施する。

4. 今後の対応

今後、新たに使用済燃料プール周辺に設置する、または取り扱う設備等については、添付資料2「使用済燃料プールへの落下時影響評価が必要な重量物の評価フロー」に基づき、使用済燃料プールへの落下時影響評価の要否判定を行うとともに、評価が必要となった設備等に対しては落下時影響評価を行い、必要に応じて適切な落下防止対策を実施する。

現場確認等における抽出物の詳細

使用済燃料プール周辺の設備等について、現場及び機器配置図等による確認を行うとともに、使用済燃料プール周辺の作業で、燃料取替機又は原子炉建屋クレーンを使用して取り扱う設備等について、作業実績に基づき網羅的に抽出を行った。

詳細について、6号炉については第1表に、7号炉については第2表に整理する。

第1表 現場確認等における抽出物の詳細（6号炉）（その1）

番号	抽出物	詳細	評価フロー		選定結果	代表重量物 ^{※2}
			評価①	評価②		
1	原子炉建屋	屋根トラス、耐震壁等	×	×	×	○ (特定不可、～約50m)
		照明	×	○	○	
		クレーンランウェイガード	○	—	○	
2	燃料取替機	燃料取替機	×	×	×	○ (約4700kg、約12m)
3	原子炉建屋クレーン	原子炉建屋クレーン	×	×	×	○ (約32000kg、約20m)
4	その他クレーン類	燃料プール用ジブクレーン	×	×	×	○ (約1100kg、約18m)
		燃料コンテナ起立台	○	—	○	
		新燃料検査台	○	—	○	
		機器搬出入口用ジブクレーン	○	—	○	
5	RCCV(取扱具含む)	RCCVヘッド(ボルト含む)	○	—	○	○
		RCCV M/I 吊具	○	—	○	
6	RPV(取扱具含む)	RPVヘッド(+スタッドテンション(RPVヘッド自動着脱機)+スタッドボルト)	○	—	○	
		RPVヘッド自動着脱機 変圧器盤	○	—	○	
		RPVオーリング	×	×	×	
		RPVヘッド保温材	○	—	○	
		圧力容器上蓋仮置除染ビッド 上蓋支持台	○	—	○	
		スタッドボルトトラック	×	×	×	○ (約2920kg、約20m)
		ボルトスタンド	×	×	×	
7	内挿物(取扱具含む)	シュラウドヘッド+気水分離器	○	—	○	
		シュラウドヘッドボルト	×	×	×	
		シュラウドヘッドボルトレンチ	×	○	○	
		蒸気乾燥器	○	—	○	
		蒸気乾燥器・気水分離器吊具	○	—	○	
		MSラインプラグ	○	—	○	
		主蒸気ラインプラグ 操作ユニット	×	×	×	
		ガイドロッド	×	○	○	
		ガイドロッドつかみ具	×	○	○	
		グリッドガイド	×	○	○	
		挿入ガイド用一時保管具	×	×	×	
		インコア挿入ガイド	×	×	×	
		サーベランス試験片	×	○	○	
		上部格子板	○	—	○	
		操作ポール+その他プール工具	×	○	○	
		再循環ポンプインベラ・シャフト	×	×	×	
		再循環ポンプインベラ・シャフトつかみ具	×	×	×	
		再循環ポンプ運搬用仮設レール	×	×	×	
		再循環ポンプ仮置台	×	×	×	○ (約2150kg、約5m)
		再循環ポンプ検査水槽	○	—	○	
		再循環ポンプ検査水槽用リール	○	—	○	
		再循環ポンプ上部取扱接続ロッド	×	○	○	
		再循環ポンプディフューザ・ストレッチチューブ	×	×	×	
再循環ポンプディフューザ・ストレッチチューブつかみ具	×	×	×			
再循環ポンプストレッチチューブネジ部保護具	○	—	○			
再循環ポンプディフューザウェアリング	×	×	×			
再循環ポンプディフューザウェアリングつかみ具	×	×	×			
再循環ポンプ取扱具保管棚	○	—	○			

※1 使用済燃料プールとの離隔距離の確保または原子炉建屋オペレーティングフロアの床面、建屋壁面への固定設備等に該当する場合は「○」、該当しない場合は「×」
 ※2 評価フローIIにおける評価①で「×」となった設備等のうち、評価②で落下エネルギーが最大となるものを代表重量物として選定

凡例

代表重量物

第1表 現場確認等における抽出物の詳細（6号炉）（その2）

番号	抽出物	詳細	評価フロー-I		評価フロー-II		代表重量物 ^{※2}
			評価① 配置 ^{※1}	評価② 落下エネルギー ○：15.5kJ未満 ×：15.5kJ以上 -：評価不要	選定結果		
7	内挿物(取扱具含む)	再循環ポンプモータ用上部プラグ	×	×	×		
		LPRM検出器	×	○	○		
		LPRM/ドライチューブ移送具	×	○	○		
		LPRM/ドライチューブ取扱具	×	×	×		
		引抜きIHT用錘	×	×	×		
		挿入用IHT	×	○	○		
		LPRM吊下げハンガ	×	○	○		
		インコアストロングバック(原子炉内計装管搬出入装置)	×	×	×		
		SRNM	×	○	○		
		中性子源	×	×	×		
		起動用中性子源ホルダ	×	○	○		
		燃料集合体	×	○	○		
		制御棒+燃料サポート	×	×	×		
		制御棒・燃料サポート同時つかみ具	×	×	×		
		制御棒	×	○	○		
		制御棒つかみ具	×	○	○		
		燃料チャンネル着脱機	×	○	○		
		チャンネル	×	○	○		
		チャンネル移動つかみ具	×	○	○		
		チャンネル取扱具	×	○	○		
		チャンネル取扱ブーム	×	×	×		
		チャンネルボルトレンチ	×	○	○		
		ブレードガイド(ダブル)	×	○	○		
ブレードガイド(短尺)	×	○	○				
他号機燃料取扱グラブ(収納コンテナ含む)	×	×	×				
8	プール内ラック類	ブレードガイド貯蔵ラック	×	○	○		
		チャンネル貯蔵ラック	×	×	×	○ (約700kg, 約4m)	
		使用済燃料貯蔵ラック	×	○	○		
		制御棒・破損燃料貯蔵ラック	×	○	○		
		新燃料貯蔵ラック	×	○	○		
		使用済燃料貯蔵ラック	×	○	○		
		制御棒貯蔵ハンガ	×	○	○		
		再循環ポンプインベラ・シャフト保管ラック	×	○	○		
		再循環ポンプディフューザ・ストレッタチューブ保管ラック	×	○	○		
		9	プールゲート類	D/Sプールゲート	○	-	○
燃料プールゲートG1	×			×	×	○ (約5600kg, 約13m)	
燃料プールゲートG2	×			×	×		
キャスケピットゲートG3	×			×	×		
10	使用済燃料輸送容器 (取扱具含む)	使用済燃料輸送容器	×	×	×	○ (約119000kg, 約15m)	
		使用済燃料輸送容器吊具	×	×	×		
11	電源盤類	転倒防止架台	×	×	×		
		照明用トランス	○	-	○	○	
		照明用分電盤	○	-	○		
		燃料チャンネル着脱機制御盤	○	-	○		
		燃料プール状態表示盤	○	-	○		
		作業用電源箱	○	-	○		
		使用済燃料貯蔵プール温度中継端子箱	○	-	○		
		機器搬出入口ハッチカバー用制御盤	○	-	○		
		機器搬出入口ハッチカバー用シフトレール 作業電源箱	○	-	○		
		無線通信設備補助増幅器	○	-	○		
		RPVハット自動着脱機電源箱	○	-	○		
		原子炉建屋クレーン電源現場操作箱	○	-	○		
		燃料取扱機制御盤空室現場機	○	-	○		
		再循環ポンプ検査水槽用制御盤	○	-	○		
		インベラ・シャフト検査装置制御盤	○	-	○		

※1 使用済燃料プールとの離隔距離の確保または原子炉建屋オペレーティングフロアの床面、建屋壁面への固定設備等に該当する場合は「○」、該当しない場合は「×」

※2 評価フロー-IIにおける評価①で「×」となった設備等のうち、評価②で落下エネルギーが最大となるものを代表重量物として選定

凡例
 代表重量物

第1表 現場確認等における抽出物の詳細（6号炉）（その3）

番号	抽出物	詳細	評価フロー		選定結果	代表重量物 ^{※2}
			評価①	評価②		
			配置 ^{※1}	落下エネルギー ○: 15.5kJ未満 ×: 15.5kJ以上 -: 評価不要		
12	フェンス・ラダー類	手摺り	×	○	○	
		新燃料検査台ビット用ラダー	×	×	×	
		D/Sプール用梯子	×	×	×	
		原子炉ウエル用梯子	×	×	×	○ (約200kg, 約13m)
13	装置類	伸縮式電動ハッチ駆動装置	○	-	○	
		PAR	○	-	○	
		除染装置(収納コンテナ含む)	×	×	×	○ (約2200kg, 約19m)
14	作業機材類	真空清掃設備清掃用具格納箱	○	-	○	
		原子炉建屋オペレーティングフロアハッチカバー	○	-	○	
		支点用カバー収納箱	○	-	○	
		水中テレビカメラビデオ装置	○	-	○	
		水中テレビカメラコントローラ	○	-	○	
		SFP 操作プラットフォーム	×	○	○	○ (約30kg, 約20m)
		横向水中照明具	×	○	○	
		広域水中照明具	×	○	○	
		ドロップライト	×	○	○	
		ビューイングエイド	×	○	○	
		水中カメラ	×	○	○	
		燃料グループ 工具棚	○	-	○	
		潤滑油保管棚	○	-	○	
		保管棚(A)	○	-	○	
保管棚(B)	○	-	○			
保管棚(C)	○	-	○			
保管棚(D)	○	-	○			
15	計器・カメラ・通信機器類	原子炉建屋-外気差圧(北側)発信器	○	-	○	
		エリア放射線モニタ	○	-	○	
		原子炉建屋-外気差圧(西側)発信器	○	-	○	
		R/A-外気差圧計	○	-	○	
		SGTS排気流量発信器	○	-	○	
		ベージング	○	-	○	
		ITVカメラ	○	-	○	
		IAEAカメラ	○	-	○	
		燃料取替エリア排気放射線モニタ(安全系)	○	-	○	
		光ジャンクションボックスch3	○	-	○	
		原子炉建屋-外気差圧(東側)発信器	○	-	○	
		使用済燃料貯蔵プール温度計	×	○	○	○ (約110kg, 約4m)
		使用済燃料貯蔵プール水位計	×	○	○	
		水素濃度計	○	-	○	
スタックドレン配管Uシール水位計	○	-	○			
原子炉建屋-外気差圧(南側)発信器	○	-	○			
16	試験・検査用機材類	インペラシャフト検査装置	×	○	○	
		スタッドボルト探傷装置	×	○	○	
		スタッドボルト用試験片	×	×	×	
		テストウェイト(180KG用)	×	×	×	
		テストウェイト(300KG, 480KG用)	×	×	×	
		再循環ポンプホイス用テストウェイト	×	×	×	○ (約1500kg, 約12m)

※1 使用済燃料プールとの離隔距離の確保または原子炉建屋オペレーティングフロアの床面、建屋壁面への固定設備等に該当する場合は「○」、該当しない場合は「×」

※2 評価フローIIにおける評価①で「×」となった設備等のうち、評価②で落下エネルギーが最大となるものを代表重量物として選定

凡例

代表重量物

第1表 現場確認等における抽出物の詳細（6号炉）（その4）

番号	抽出物	詳細	評価フロー I		評価フロー II		代表重量物 ^{※2}
			評価①	評価②	落下エネルギー ○：15.5kJ未満 ×：15.5kJ以上 -：評価不要	選定結果	
17	コンクリートプラグ・ハッチ類	機器搬出入口ハッチカバー	○	-	○		
		新燃料検査台ビットカバー	×	×	×		
		燃料把握機調整ビットカバー	×	×	×		
		キャスク洗浄ビットカバー	×	×	×		
		D/SカナルプラグA	○	-	○		
		D/SカナルプラグB	○	-	○		
		D/SカナルプラグC	○	-	○		
		ウエルシールドプラグA	○	-	○		
		ウエルシールドプラグB	○	-	○		
		ウエルシールドプラグC	○	-	○		
		ウエルシールドプラグD	○	-	○		
		ウエルシールドプラグE	○	-	○		
		スキマサージタンク用ハッチカバーA	×	×	×		
		スキマサージタンク用ハッチカバーB	×	×	×		
		新燃料貯蔵庫ハッチカバーA	×	×	×		
		新燃料貯蔵庫ハッチカバーB	×	×	×		
		新燃料貯蔵庫ハッチカバーC	×	×	×		
		新燃料貯蔵庫ハッチカバーD	×	×	×		
		新燃料貯蔵庫ハッチカバーE	×	×	×		
		新燃料貯蔵庫ハッチカバーF	×	×	×		
		SFPスロットプラグA	×	×	×		
		SFPスロットプラグB	×	×	×	○ (約10100kg, 約19m)	
		SFPスロットプラグC	×	×	×		
SFPスロットプラグD	×	×	×				
D/SプールカバーA	×	×	×				
D/SプールカバーB	×	×	×				
D/SプールカバーC	×	×	×				
D/SプールカバーD	×	×	×				
D/SプールカバーE	×	×	×				
18	空調機	燃料取替機制御室空調機	○	-	○	○ (約150kg, 約12m)	
19	その他	配管	×	×	×	○ (約150kg, 約12m)	
		チェッカープレート	○	-	○		
		非常誘導灯	○	-	○		
		消火設備	○	-	○		
		掲示物	○	-	○		
		鉛ガラス	○	-	○		
		ダクト	○	-	○		
		トップベント	○	-	○		
		フロアアウトパネル	○	-	○		
		ケーブル	×	○	○		
		放送機材	○	-	○		
		救命用具	×	○	○		
		定期検査用資機材	×	○	○		


※1 使用済燃料プールとの離隔距離の確保または原子炉建屋オペレーティングフロアの床面、建屋壁面への固定設備等に該当する場合は「○」、該当しない場合は「×」
 ※2 評価フロー II における評価①で「×」となった設備等のうち、評価②で落下エネルギーが最大となるものを代表重量物として選定

凡例
 代表重量物

第2表 現場確認等における抽出物の詳細（7号炉）（その1）

番号	抽出物	詳細	評価フロー		選定結果	代表重量物 ^{※2}
			評価①	評価②		
1	原子炉建屋	屋根トラス, 耐震壁等	×	×	×	○ (特定不可, ~ 約50m)
		照明 クレーンランウェイガード	×	○	○	
2	燃料取替機	燃料取替機	×	×	×	○ (約49000kg, 約12m)
3	原子炉建屋クレーン	原子炉建屋クレーン	×	×	×	○ (約 27000kg, 約 20m)
4	その他クレーン類	新燃料検査台	○	—	○	
		プール用ジブクレーン	×	×	×	○ (約1100kg, 約17m)
5	RCCV(取扱具含む)	機器搬出入口用ジブクレーン	○	—	○	
		RCCVヘッド(ボルト含む) RCCV M/I吊具	○	—	○	○
6	RPV(取扱具含む)	RPVヘッド(+スタッドテンション(RPVヘッド自動着脱機) +スタッドボルト)	○	—	○	
		RPVヘッド自動着脱機制御盤	×	×	×	
		RPVヘッド保温材	○	—	○	
		RPV上蓋除染バン 上蓋支持台	○	—	○	
		ボルトシャンク部清掃装置	×	×	×	
		スタッドボルトラック	×	×	×	○ (約3500kg, 約16m)
		RPVオーリング	×	×	×	
		ボルト着脱装置	×	×	×	
		油圧装置・集塵装置(RPVヘッド自動着脱装置用) テンショナー予備品収納箱	○	—	○	
		ボルトスタンド	×	×	×	
7	内挿物(取扱具含む)	シュラウドヘッド+気水分離器	○	—	○	
		シュラウドヘッドボルト	×	×	×	
		シュラウドヘッドボルトレンチ	×	○	○	
		蒸気乾燥器	○	—	○	
		D/Sスリング	○	—	○	
		MSラインプラグ	○	—	○	
		主蒸気ラインプラグ操作ユニット	×	×	×	
		ガイドロッド(収納ケース含む)	×	×	×	
		ガイドロッドつかみ具	×	○	○	
		グリッドガイド	×	○	○	
		インコア挿入ガイド	×	○	○	
		挿入ガイド一時保管台	×	○	○	
		上部格子板	○	—	○	
		操作ホール	×	○	○	
		ミラーアタッチメント	×	○	○	
		計測器取扱具(IHT)	×	○	○	
		中性子源	×	×	×	
		起動用中性子源立掛具	×	×	×	
		再循環ポンプ検査水槽	○	—	○	
		再循環ポンプ検査水槽用作業架台	○	—	○	
再循環ポンプ検査水槽用仮設レール	×	○	○			

※1 使用済燃料プールとの離隔距離の確保または原子炉建屋オペレーティングフロアの床面、建屋壁面への固定設備等に該当する場合は「○」、該当しない場合は「×」
 ※2 評価フローIIにおける評価①で「×」となった設備等のうち、評価②で落下エネルギーが最大となるものを代表重量物として選定

凡例
 代表重量物

第2表 現場確認等における抽出物の詳細（7号炉）（その2）

番号	抽出物	評価フローⅠ		評価フローⅡ		選定結果	代表重量物 ^{※2}
		詳細	評価① 配置 ^{※1}	評価② 落下エネルギー ○:15.5kJ未満 ×:15.5kJ以上 -:評価不要			
7	内挿物（取扱具含む）	再循環ポンプ上部取扱装置保管用移動レール	×	×	×		
		再循環ポンプ上部取扱装置保管用吊り天秤	○	-	○		
		再循環ポンプ取扱装置仮置台	×	×	×		
		インペラ・シャフトクラッド除去治具	×	×	×		
		再循環ポンプ上部共通吊具（保管箱含む）	×	×	×		
		再循環ポンプ上部取扱接続ロッド	×	○	○		
		再循環ポンプ上部プラグ	×	×	×		
		再循環ポンプディフューザ・ストレッチチューブつかみ具	×	×	×		
		再循環ポンプディフューザウェアリングつかみ具	×	×	×		
		再循環ポンプインペラ・シャフト	×	×	×		
		再循環ポンプインペラ・シャフトつかみ具	×	×	×		
		再循環ポンプディフューザ・ストレッチチューブ	×	×	×		
		再循環ポンプディフューザウェアリング	×	○	○		
		燃料集合体	×	○	○		
		他号機燃料取扱グラブ（収納コンテナ含む）	×	×	×		
		燃料チャンネル	×	○	○		
		燃料チャンネル着脱機	×	○	○		
		チャンネル移動つかみ具	×	○	○		
		チャンネル取扱具	×	○	○		
		チャンネル取扱ブーム	×	×	×	○ (約870kg, 約12m)	
		チャンネルボルトレンチ	×	○	○		
		制御棒	×	○	○		
		制御棒つかみ具	×	○	○		
		CR・FS	×	×	×		
		CR・FS同時つかみ具（保管架台含む）	×	×	×		
		LPRM切断機	×	○	○		
		LPRM吊下げハンガ	×	○	○		
		SRNM	×	○	○		
		LPRM検出器	×	○	○		
		LPRMドライチューブ移送具	×	○	○		
インコアマニプレーター	×	○	○				
ブレードガイド	×	×	×				
インコアストロングバック（原子炉内計装管搬出入装置）	×	×	×				
サーバランス試験片	×	○	○				
再循環ポンプ取扱具保管棚	○	-	○				
8	プール内ラック類	使用済燃料貯蔵ラック	×	○	○		
		制御棒・破損燃料貯蔵ラック	×	○	○		
		新燃料貯蔵ラック	×	○	○		
		チャンネル貯蔵ラック	×	×	×	○ (約1060kg, 約5m)	
		制御棒貯蔵ハンガ	×	○	○		
		使用済LPRM保管ラック	×	○	○		
		ブレードガイド貯蔵ラック	×	○	○		
		再循環ポンプインペラ・シャフト保管ラック	×	○	○		
再循環ポンプディフューザ・ストレッチチューブ保管ラック	×	○	○				

※1 使用済燃料プールとの離隔距離の確保または原子炉建屋オペレーティングフロアの床面、建屋壁面への固定設備等に該当する場合は「○」、該当しない場合は「×」

※2 評価フローⅡにおける評価①で「×」となった設備等のうち、評価②で落下エネルギーが最大となるものを代表重量物として選定

凡例
 代表重量物

第2表 現場確認等における抽出物の詳細（7号炉）（その3）

番号	抽出物	評価フローI		評価フローII		代表重量物 ^{※2}
		詳細	評価①	評価②	選定結果	
			配置 ^{※1}	落下エネルギー ○:15.5kJ未満 ×:15.5kJ以上 -:評価不要		
9	ゲート類	SFPゲート（小）	×	×	×	
		SFPゲート（大）	×	×	×	○ (約2300kg, 約13m)
		キャスクビットゲート	×	×	×	
		DSPゲート	○	-	○	
10	使用済燃料輸送容器 (取扱具含む)	使用済燃料輸送容器	×	×	×	○ (約 11900kg, 約 16m)
		使用済燃料輸送容器吊具	×	×	×	
		転倒防止架台	×	×	×	
11	電源盤類	機器搬出入口ハッチカバー用制御盤	○	-	○	○
		燃料チャンネル着脱機制御盤	○	-	○	
		原子炉内ISI装置用制御盤	○	-	○	
		再循環ポンプインベラ・シャフト検査台用操作盤	○	-	○	
		ジャンクションBOX	○	-	○	
		原子炉建屋クレーンケーブル切替箱	○	-	○	
		原子炉建屋クレーン操作箱	○	-	○	
		RPVヘッド自動着脱機トランス盤	○	-	○	
		照明用トランス	○	-	○	
		照明用分電盤	○	-	○	
		作業用電源箱	○	-	○	
原子炉建屋クレーン点検用照明電源スイッチ箱	○	-	○			
原子炉建屋クレーンジョイントボックス	○	-	○			
		無線通信設備補助増幅器	○	-	○	
12	フェンス・ラダー類	手摺り	×	○	○	
		DSP用梯子	×	×	×	
		原子炉ウエル用梯子	×	×	×	
		新燃料検査台ビット用ラダー	×	○	○	
		SFPスロット部ブリッジ	×	×	×	○ (約220kg, 約 20m)
13	装置類	伸縮式電動ハッチ駆動装置	○	-	○	
		除染装置（収納コンテナ含む）	×	×	×	○ (約2200kg, 約18m)
		DSPゲートエアバックン供給装置	×	○	○	
		PAR	○	-	○	

※1 使用済燃料プールとの離隔距離の確保または原子炉建屋オペレーティングフロアの床面、建屋壁面への固定設備等に該当する場合は「○」、該当しない場合は「×」

※2 評価フローIIにおける評価①で「×」となった設備等のうち、評価②で落下エネルギーが最大となるものを代表重量物として選定

凡例
 代表重量物

第2表 現場確認等における抽出物の詳細（7号炉）（その4）

番号	抽出物	詳細	評価フロー		選定結果	代表重量物 ^{※2}
			評価① 配置 ^{※1}	評価② 落下エネルギー ○:15.5kJ未満 ×:15.5kJ以上 -:評価不要		
14	作業機材類	清掃装置	○	-	○	
		工具収納ラック A	○	-	○	
		工具収納ラック B	○	-	○	
		工具収納ラック C	○	-	○	
		工具箱 (1)	○	-	○	
		工具箱 (2)	○	-	○	
		工具箱 (3)	○	-	○	
		スリング類収納ハンガ	○	-	○	
		長物類収納ラック A	○	-	○	
		長物類収納ラック B	○	-	○	
		ボール類収納ラック	○	-	○	
		搬入口ハッチカバー部品収納箱	○	-	○	
		再循環ポンプインペラ・シャフト検査台用水中TVカメラユニット	×	○	○	
		再循環ポンプ取扱装置用水中TVカメラ操作ラック	×	○	○	
清掃油棚	○	-	○			
再循環ポンプ取扱機器用水中TVカメラ	×	○	○			
ポータブル型気中投光式照明灯	×	○	○			
ビューイングエイド	×	○	○			
燃料チャンネル着脱機テレビカメラ	×	○	○	○ (<100kg, 約12m)		
燃料取替監視用テレビ装置SFP側テレビカメラ	×	○	○			
燃料取替監視用テレビ装置炉心側テレビカメラ	○	-	○			
15	計器・カメラ・通信機器類	IAEAカメラ	○	-	○	
		ITVカメラ	○	-	○	
		ARM (エリアモニタ)	○	-	○	
		プロセスモニタ	○	-	○	
		ページング	○	-	○	
		使用済燃料貯蔵プール温度計	×	○	○	○ (約42kg, 約4m)
		使用済燃料貯蔵プール水位計	×	○	○	
		水素濃度計	○	-	○	
		フィルタ装置出口配管Iシール水位計	○	-	○	
		原子炉建屋-外気差圧 (南側) 発信器	○	-	○	
		原子炉建屋-外気差圧 (西側) 発信器	○	-	○	
		原子炉建屋-外気差圧 (東側) 発信器	○	-	○	
		原子炉建屋-外気差圧 (北側) 発信器	○	-	○	
		SGTSイオンチェンバ検出器	○	-	○	
SGTS排気流量発信器	○	-	○			
16	試験・検査用機材類	再循環ポンプ検査台	×	○	○	
		シッパーキャップ (シッピング検査用)	×	×	×	
		原子炉内 ISI装置収納庫	×	×	×	○ (約500kg, 約19m)

※1 使用済燃料プールとの離隔距離の確保または原子炉建屋オペレーティングフロアの床面、建屋壁面への固定設備等に該当する場合は「○」、該当しない場合は「×」

※2 評価フローIIにおける評価①で「×」となった設備等のうち、評価②で落下エネルギーが最大となるものを代表重量物として選定

凡例
 代表重量物

第2表 現場確認等における抽出物の詳細（7号炉）（その5）

番号	抽出物	評価フロー I		評価フロー II		代表重量物※2
		詳細	評価① 配置※1	評価② 落下エネルギー ○:15.5kJ未満 ×:15.5kJ以上 -:評価不要	選定結果	
17	コンクリートプラグ・ハッチ類	SFPスロットプラグ(A)	×	×	×	
		SFPスロットプラグ(B)	×	×	×	○ (約1000kg, 約19m)
		SFPスロットプラグ(C)	×	×	×	
		SFPスロットプラグ(D)	×	×	×	
		DSスロットプラグ(A)	○	-	○	
		DSスロットプラグ(B)	○	-	○	
		DSスロットプラグ(C)	○	-	○	
		D/Sプールカバー	×	×	×	
		原子炉ウエルカバー(A)	○	-	○	
		原子炉ウエルカバー(B)	○	-	○	
		原子炉ウエルカバー(C)	○	-	○	
		原子炉ウエルカバー(D)	○	-	○	
		原子炉ウエルカバー(E)	○	-	○	
		大物搬入口ハッチカバー	○	-	○	
		新燃料貯蔵庫カバー	×	×	×	
		スキマサージタンク用ハッチカバーA	×	×	×	
スキマサージタンク用ハッチカバーB	×	×	×			
新燃料検査台ビットカバー	×	×	×			
燃料把握機調整ビットカバー	×	×	×			
キャスク洗浄ビットカバー	×	×	×			
18	空調機	燃料取替機制御室空調機	○	-	○	○
19	その他	配管	×	×	×	
		チェッカープレート	○	-	○	
		非常誘導灯	○	-	○	
		消火設備	○	-	○	
		掲示物	○	-	○	
		鉛ガラス	○	-	○	
		ダクト	×	×	×	○ (約270kg, 約 24m)
		トップバント	○	-	○	
		ブローアウトパネル	○	-	○	
		ケーブル	×	○	○	
		放送機材	○	-	○	
救命用具	×	○	○			
定期検査用資機材	×	○	○			

※1 使用済燃料プールとの離隔距離の確保または原子炉建屋オペレーティングフロアの床面、建屋壁面への固定設備等に該当する場合は「○」、該当しない場合は「×」

※2 評価フローIIにおける評価①で「×」となった設備等のうち、評価②で落下エネルギーが最大となるものを代表重量物として選定

凡例

代表重量物

使用済燃料プールへの落下時影響評価が必要な重量物の評価フロー

使用済燃料プールへの落下時影響評価が必要な重量物について、以下のフローにより網羅的に評価した。

I. 使用済燃料プール周辺の設備等の抽出

使用済燃料プール周辺の設備等について、現場確認、図面等（建屋機器配置図、機器設計仕様書、系統設計仕様書）により抽出し、抽出した設備等を類似機器ごとに項目分類を行う。なお、抽出した機器については、現場の作業実績により抽出に漏れがないことを確認する。

II. 使用済燃料プールへの落下を検討すべき重量物の抽出

評価フロー I で抽出及び項目分類したものについて、項目ごとに使用済燃料プールとの離隔距離や設置方法などを考慮し、使用済燃料プールに落下するおそれがあるものを抽出する。

抽出された設備等の中から、落下エネルギーと気中落下試験時の燃料集合体の落下エネルギー※を比較し、使用済燃料プールへの落下影響を検討すべき重量物を抽出する。

※燃料集合体の気中落下を想定した場合でも使用済燃料プールライニングの健全性は確保されることから、燃料集合体と同等の落下エネルギーを選定の目安とした。詳細は、燃料集合体落下時の使用済燃料プールライニングの健全性について（添付資料 3）参照。

III. 落下防止対策の要否判断

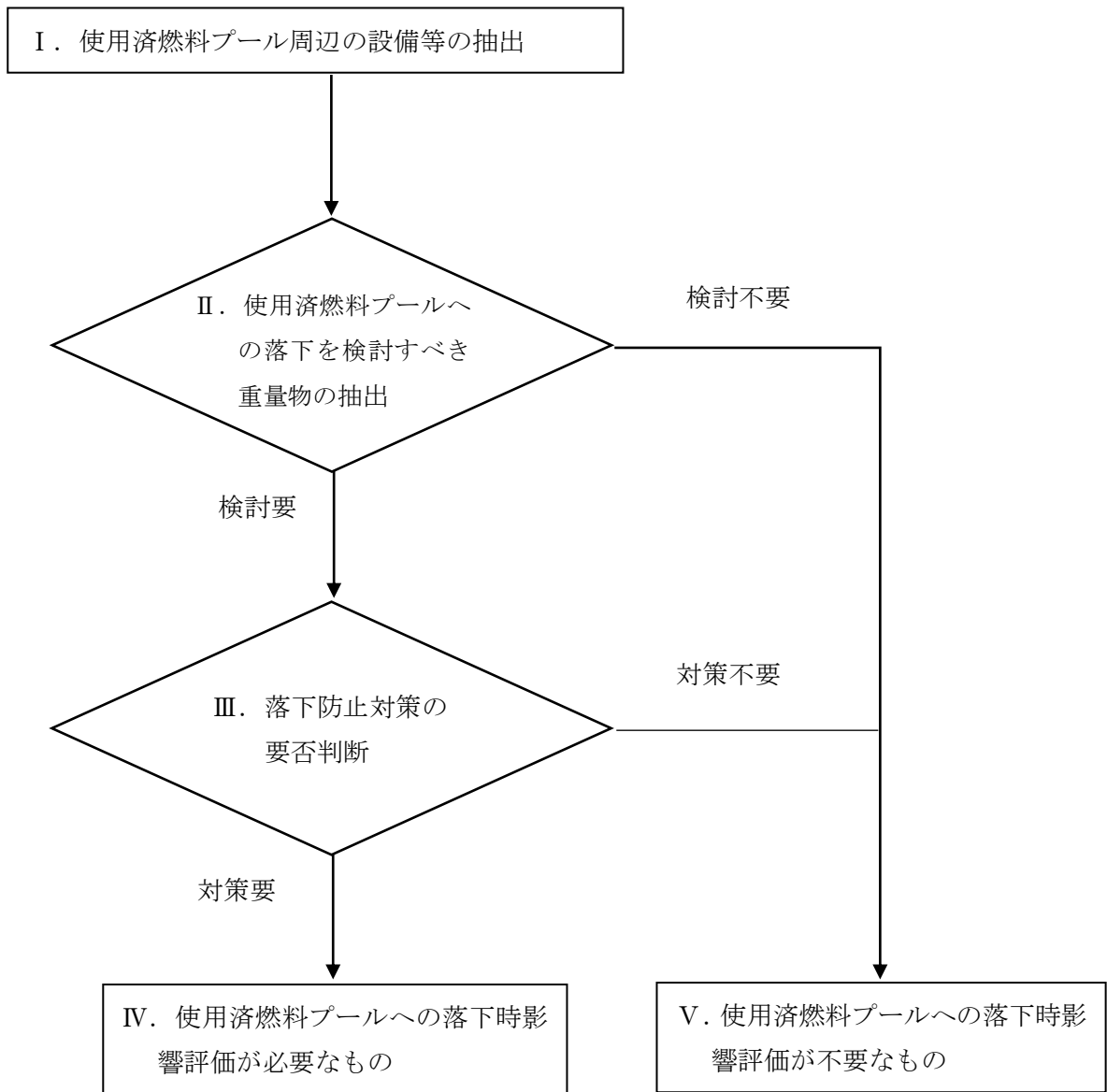
評価フロー II で抽出した設備等に対し、耐震性、設備構造及び運用状況について、適切に対応されていることを確認する。

IV. 使用済燃料プールへの落下時影響評価が必要なもの

評価フロー III で落下防止対策が必要とされた重量物は、落下時に使用済燃料プールの機能を損なうおそれがあることから、使用済燃料プールへの落下時影響評価を実施する。

V. 使用済燃料プールへの落下時影響評価が不要なもの

評価フロー II で検討不要、又は評価フロー III で対策不要としたものは、使用済燃料プールの機能を損なう重量物ではないことから、落下時影響評価は不要とする。



第1図 使用済燃料プールへの落下時影響評価が必要な重量物の評価フロー

燃料集合体落下時の使用済燃料プールライニングの健全性について

燃料の貯蔵設備については、「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」の指針 49 に以下の記載がある。

指針 49. 燃料の貯蔵設備及び取扱設備

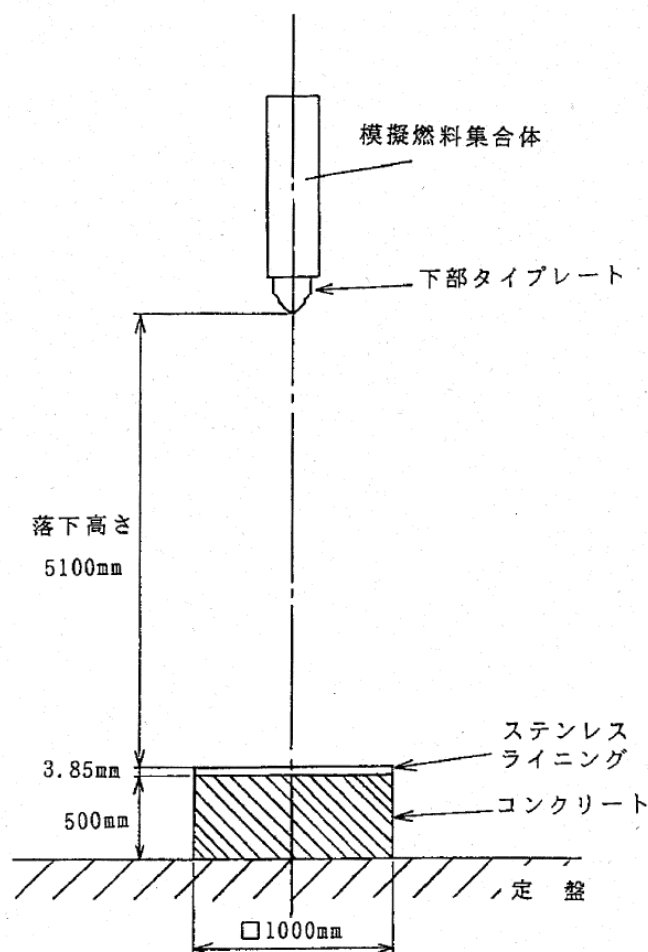
- | |
|--|
| <p>2. 使用済燃料の貯蔵設備及び取扱設備は、前項の各号に掲げる事項のほか、次の各号に掲げる事項を満足する設計であること。</p> <p>(4) 貯蔵設備は、燃料集合体の取扱い中に想定される落下時においても、その安全機能が損なわれるおそれがないこと。</p> |
|--|

使用済燃料プールへの燃料集合体落下については、模擬燃料集合体を用いた気中落下試験を実施し、万一の燃料集合体の落下を想定した場合においても、ライニングが健全性を確保することを確認している※¹。

試験結果としては、ライニングの最大減肉量は初期値3.85mmに対して0.7mmであった。また、落下試験後のライニング表面の浸透探傷試験の結果は、割れ等の有害な欠陥は認められず、燃料落下後のライニングは健全であることが確認された。

※1 「沸騰水型原子力発電所 燃料集合体落下時の燃料プールライニングの健全性について」 (HLR-050)

第1図は、気中による模擬燃料集合体の落下試験の方法を示したものである。水中の燃料集合体重量（内挿物を含む）は、本試験で使用した模擬燃料集合体の重量未満であり、燃料集合体の高さについても、本試験の落下高さ未満となっている。また、燃料集合体の落下時は、水の抵抗による減速効果が期待できることから、この試験は保守的な評価結果となっている。



第1図 模擬燃料集合体落下試験方法

第1図に示す落下試験における模擬燃料集合体重量は、燃料チャンネルボックスを含めた状態で310kgと保守的^{※2}であり、燃料落下高さは燃料取替機による燃料移送高さを考慮し、5.1mと安全側である。

※2 柏崎刈羽6号及び7号炉にて取り扱っている燃料集合体重量（燃料チャンネルボックス含む）は、310kg未満である。

第 17 条：原子炉冷却材圧力バウンダリ

<目次>

1. 基本方針

1.1 要求事項の整理

2. 解釈変更に対する適合方針

2.1 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の抽出

2.2 誤操作防止処置対象弁の運用及び管理について

2.3 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の配管・弁の仕様について

2.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の配管・弁の強度について

2.5 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の配管・弁の保全方法について

2.6 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の配管・弁の漏えい検査方法，手順

2.7 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の配管・弁の品質保証上の取り扱い

2.8 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲のうち原子炉格納容器貫通部の扱い

3. 別紙

別紙 1 原子炉冷却材圧力バウンダリ弁抽出フロー

別紙 2 柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉原子炉冷却材圧力バウンダリ概要図

別紙 3 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の抽出プロセスについて

別紙 4 原子炉冷却材圧力バウンダリから除外される配管口径の求め方

4. 別添

別添 1 柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉

運用，手順等説明資料

原子炉冷却材圧力バウンダリ

1. 基本方針

1.1 要求事項の整理

原子炉冷却材圧力バウンダリについて、設置許可基準規則第17条並びに技術基準規則第27条及び第28条において、追加要求事項を明確化する（第1表）。

表1 設置許可基準規則第17条並びに技術基準規則第27条及び第28条 要求事項

設置許可基準規則 第17条（原子炉冷却材圧力バウンダリ）	技術基準規則 第27条（原子炉冷却材圧力バウンダリ） 第28条（原子炉冷却材圧力バウンダリの隔離装置等）	備考
発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器（安全施設に属するものに限る。以下この条において同じ。）を設けなければならない。	—	変更なし (ただし、 <u>解釈にて、原子炉冷却材圧力バウンダリの範囲が拡大</u>)
一 通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に生ずる衝撃、炉心の反応度の変化による荷重の増加その他の原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器に加わる負荷に耐えるものとする。	原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器は、一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常に伴う衝撃、炉心の反応度の変化による荷重の増加その他の原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器に加わる負荷に耐えるように施設しなければならない。	変更なし
二 原子炉冷却材の流出を制限するため隔離装置を有するものとする。	原子炉冷却材圧力バウンダリには、原子炉冷却材の流出を制限するよう、隔離装置を施設しなければならない。	変更なし
三 通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に瞬時的破壊が生じないよう、十分な破壊じん性を有するものとする。	—	変更なし
四 原子炉冷却材圧力バウンダリからの原子炉冷却材の漏えいを検出する装置を有するものとする。	2 発電用原子炉施設には、原子炉冷却材圧力バウンダリからの原子炉冷却材の漏えいを検出する装置を施設しなければならない。	変更なし

2. 解釈変更に対する適合方針

2.1 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の抽出

原子炉冷却設備に接続され、その一部が原子炉冷却材圧力バウンダリを形成する配管系には、原子炉冷却材圧力バウンダリとならない部分からの異常な漏えいが生じた場合において、原子炉冷却材の流出を制限するため、その配管系を通じての漏えいが、通常運転時の制御棒駆動水圧系／原子炉隔離時冷却系ポンプによる補給水量等を考慮し、許容できる程度に小さいものを除いて、次のとおり隔離弁を設ける。

- a. 通常運転時開、事故時閉の場合は2個の隔離弁
- b. 通常運転時閉、事故時閉の場合は1個の隔離弁
- c. 通常運転時閉、事故時開の非常用炉心冷却設備等はa. に準ずる。

なお、b. に準ずる隔離弁において、通常運転時又は事故時に開となるおそれのある場合は、2個の隔離弁を設ける。ここで、「隔離弁」とは、自動隔離弁、逆止弁、通常時ロックされた閉止弁及び遠隔操作閉止弁をいう。また、通常運転時閉、事故時閉となる手動弁のうち施錠管理を行う弁は、開となるおそれがなく、上記b. に該当することから、1個の隔離弁を設けるものとする。

(1) 範囲が拡大される可能性のあるものの抽出

設置許可基準規則第17条第1項の解釈（以下、「規則の解釈」という。）」に基づき、原子炉圧力容器に接続されるすべての配管系を対象として、従来は原子炉側から見て第1隔離弁までの範囲としていたものが第2隔離弁を含む範囲に拡大される箇所の有無について、原子炉冷却材圧力バウンダリ全体を対象に別紙1のフローに基づき確認する。

このフローに基づき原子炉冷却材圧力バウンダリに接続される各配管及び弁を選別した結果を別紙2に示す。

別紙2に示す通り、原子炉冷却材圧力バウンダリの範囲が拡大される可能性があるものとして以下のものが抽出された。

- ・原子炉冷却材浄化系原子炉圧力容器ヘッドスプレイライン
- ・残留熱除去系停止時冷却モード吸込ライン
- ・原子炉冷却材浄化系原子炉圧力容器ボトムドレンライン
- ・ほう酸水注入ライン

(2) 拡大要否の検討

原子炉冷却材浄化系原子炉圧力容器ボトムドレンラインの弁は、施錠により弁ハンドルの固定が行われている手動弁である。

したがって、当該ラインの弁については、弁ハンドルの固定を行うことで弁の誤操作防止措置を講じており、「通常時又は事故時において開となるおそれはない」ことから、原子炉冷却材圧力バウンダリの範囲は拡大されないことを確認した。

一方、残留熱除去系停止時冷却モード吸込ライン，原子炉冷却材浄化系原子炉圧力容器ヘッドスプレイライン，ほう酸水注入ラインに設置している隔離弁については，以下の理由から「開となるおそれ」が否定できない。

a. 残留熱除去系停止時冷却モード吸込ライン

当該ラインに設置された原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する隔離弁については，通常運転時閉，事故時閉としている。当該弁については，通常運転時の原子炉停止操作における減圧後の冷却時に開，また，事故時に原子炉減圧後の長期冷却を行う際に開とする運用である。

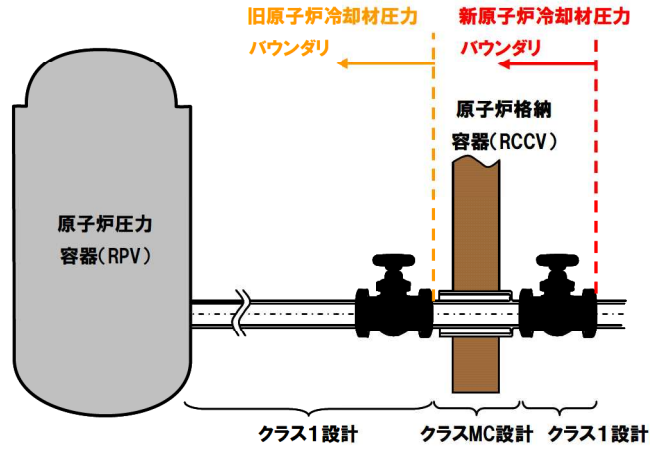
b. 原子炉冷却材浄化系原子炉圧力容器ヘッドスプレイライン

当該ラインに設置された原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する隔離弁については，通常運転時閉，事故時閉としている。当該弁については，通常運転時の原子炉停止操作において，原子炉圧力容器上部の冷却を行う場合には，開となる。

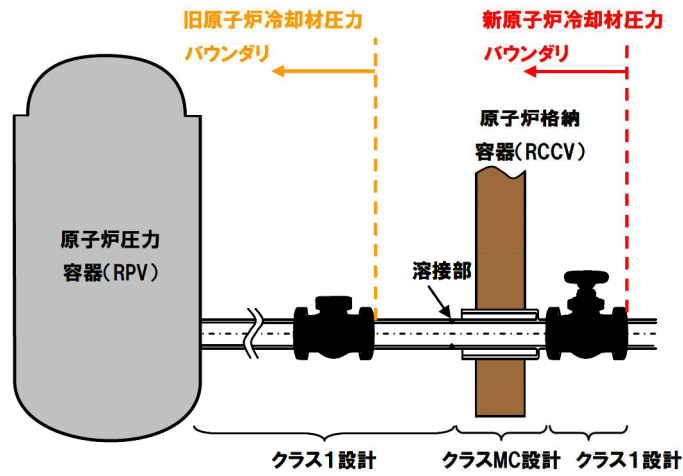
c. ほう酸水注入ライン

ほう酸水注入系は，設置許可基準規則第25条（反応度制御系統及び原子炉停止系統）において，設置を求められている系統であることから，設計基準の範疇においても使用する可能性のある系統であると判断し，「通常時又は事故時に開となるおそれがある通常時閉及び事故時閉となる弁を有するもの」に準ずる系統として，第2隔離弁までを原子炉冷却材圧力バウンダリとする。

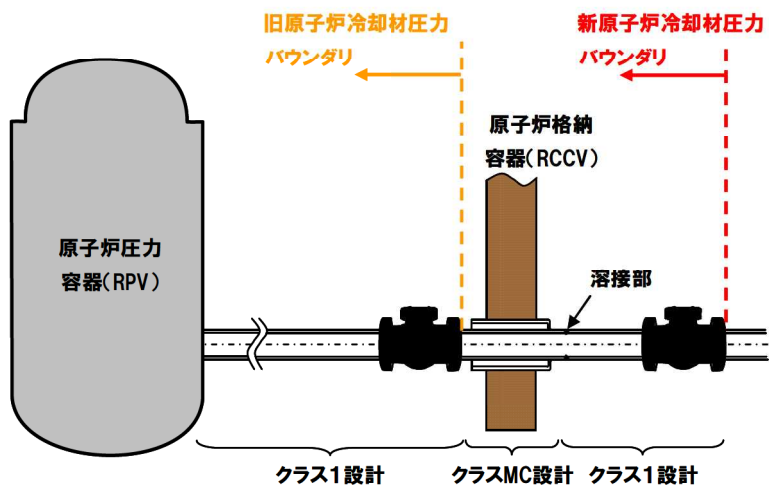
よって，残留熱除去系停止時冷却モード吸込ライン，原子炉冷却材浄化系原子炉圧力容器ヘッドスプレイライン及びほう酸水注入ラインについては，第1隔離弁から第2隔離弁を含むまでの範囲が新たに原子炉冷却材圧力バウンダリとして拡大されることを確認した。



(残留熱除去系 停止時冷却モード吸込ライン)



(原子炉冷却材浄化系 原子炉圧力容器ヘッドスプレイライン)



(ほう酸水注入ライン)

第1図 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大概念図

2.2 誤操作防止処置対象弁の運用及び管理について

弁ハンドルの固定された手動弁（施錠弁）については、チェーンで弁ハンドルを固縛した上で南京錠による施錠を施しており、南京錠の鍵については、当直長の管理のもと、使用及び保管を行う。また、鍵の保管状況を3ヶ月に1度確認する。

当該弁については、原子炉格納容器内に設置している手動弁であり、通常運転中は現場へのアクセスができないため、開操作をすることはない。また、定期検査中においても、作業ごとに作業票とそれに基づく操作タグをもちいた管理を行い、定期検査中の点検作業終了時及び原子炉起動前に当該弁が正常な状態（閉止かつ施錠）であることをバルブチェックリストにより確認し、当直長が承認する。



KK6原子炉圧力容器ドレン弁



KK7原子炉圧力容器ドレン弁

第2図 弁施錠状態の例

表2 手動弁の施錠管理リスト

隔離弁となる手動弁の種類	弁名称	弁番号
通常時閉及び事故時閉となる弁を有するもの ^{※1} （第1隔離弁まで） 【水色○実線 ^{※2} 】	KK6RPV ボトム第一ドレン弁	G31-F500
	KK7RPV ボトムドレンライン1次ドレン弁	G31-F500

※1 原子炉冷却材浄化系原子炉圧力容器ヘッドスプレイライン，残留熱除去系停止時冷却モード吸込ライン及びほう酸水注入ラインを除く

※2 原子炉冷却材圧力バウンダリ図（別紙2）の凡例による。

2.3 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の配管・弁の仕様について

原子炉冷却材圧力バウンダリ範囲拡大に伴い、新たに原子炉冷却材圧力バウンダリとなる配管・弁については、建設時にクラス1機器として設計・製作を行っている。この時にクラス1機器として工事計画の認可を受け、使用前検査（材料検査、寸法検査、外観検査、据付検査、強度・漏えい検査）にも合格しており、現在に至るまでクラス1機器として扱っている。なお、当該ラインの仕様は表3～表14の通り。

表3 KK6残留熱除去系停止時冷却モード吸込ラインの配管の仕様

	最高使用 圧力[MPa]	最高使用 温度[°C]	外径 [mm]	厚さ [mm]	材料
第一隔離弁上流の配管	8.62	302	355.6	23.8	STS42
格納容器貫通部 ^{※1}	8.62	302	355.6	23.8	SFVC2B

表4 KK6残留熱除去系停止時冷却モード吸込ラインの弁の仕様

	種類	駆動 方式	最高使用 圧力[MPa]	最高使用 温度[°C]	主要寸法 (呼び径)	材料	
						弁箱	弁ふた
第一隔離弁	止め弁	電気 作動	8.62	302	350A	SCPH2	SCPH2
第二隔離弁	止め弁	電気 作動	8.62	302	350A	SCPH2	SCPH2

表5 KK6原子炉冷却材浄化系原子炉圧力容器ヘッドスプレイラインの配管の仕様

	最高使用 圧力[MPa]	最高使用 温度[°C]	外径 [mm]	厚さ [mm]	材料
第一隔離弁上流の配管	8.62	302	165.2	14.3	STS42
第一隔離弁から第2隔離 弁間の配管	8.62	302	165.2	14.3	STS42
格納容器貫通部 ^{※1}	8.62	302	165.2	14.3	SFVC2B

表6 KK6原子炉冷却材浄化系原子炉圧力容器ヘッドスプレイラインの弁の仕様

	種類	駆動 方式	最高使用 圧力[MPa]	最高使用 温度[°C]	主要寸法 (呼び径)	材料	
						弁箱	弁ふた
第一隔離弁	逆止め弁	—	8.62	302	150A	SCPH2	S25C
第二隔離弁	止め弁	電気 作動	10.2	302	150A	SCPH2	SCPH2

※1 クラスMC容器として設計しているが、原子炉冷却材圧力バウンダリと同等の設計条件（最高使用圧力、最高使用温度）としている。

表7 KK6ほう酸水注入ラインの配管の仕様

	最高使用 圧力[MPa]	最高使用 温度[°C]	外径 [mm]	厚さ [mm]	材料
第一隔離弁上流の配管	8.62	302	48.6	5.1	SUS316LTP
格納容器貫通部 ^{※1}	8.62	302	48.6	5.1	SUS316LTP
第一隔離弁から第二隔離 弁間の配管	8.62	302	48.6	5.1	SUS316LTP

表8 KK6ほう酸水注入ラインの弁の仕様

	種類	駆動 方式	最高使用 圧力[MPa]	最高使用 温度[°C]	主要寸法 (呼び径)	材料	
						弁箱	弁ふた
第一隔離弁	逆止め弁	—	8.62	302	40A	SCS16A	SUSF316L
第二隔離弁	逆止め弁	—	8.62	302	40A	SCS16A	SUSF316L

表9 KK7残留熱除去系停止時冷却モード吸込ラインの配管の仕様

	最高使用 圧力[MPa]	最高使用 温度[°C]	外径 [mm]	厚さ [mm]	材料
第一隔離弁上流の配管	8.62	302	355.6	23.8	STS42
格納容器貫通部 ^{※1}	8.62	302	355.6	23.8	SFVC2B

表10 KK7残留熱除去系停止時冷却モード吸込ラインの弁の仕様

	種類	駆動 方式	最高使用 圧力[MPa]	最高使用 温度[°C]	主要寸法 (呼び径)	材料	
						弁箱	弁ふた
第一隔離弁	止め弁	電気 作動	8.62	302	350A	SCPL1	SCPL1
第二隔離弁	止め弁	電気 作動	8.62	302	350A	SCPL1	SCPL1

※1 クラス MC 容器として設計しているが、原子炉冷却材圧力バウンダリと同等の設計条件
(最高使用圧力, 最高使用温度) としている。

表11 KK7原子炉冷却材浄化系原子炉压力容器ヘッドスプレイラインの配管の仕様

	最高使用 圧力[MPa]	最高使用 温度[°C]	外径 [mm]	厚さ [mm]	材料
第一隔離弁上流の配管	8.62	302	165.2	14.3	STS42
第一隔離弁から第2隔離 弁間の配管	8.62	302	165.2	14.3	STS42
格納容器貫通部 ^{※1}	8.62	302	165.2	14.3	SFVC2B

表12 KK7原子炉冷却材浄化系原子炉压力容器ヘッドスプレイラインの弁の仕様

	種類	駆動 方式	最高使用 圧力[MPa]	最高使用 温度[°C]	主要寸法 (呼び径)	材料	
						弁箱	弁ふた
第一隔離弁	逆止め弁	—	8.62	302	150A	SCPH2	SF50A
第二隔離弁	止め弁	電気 作動	10.2	302	150A	SCPH2	SCPH2

表13 KK7ほう酸水注入ラインの配管の仕様

	最高使用 圧力[MPa]	最高使用 温度[°C]	外径 [mm]	厚さ [mm]	材料
第一隔離弁上流の配管	8.62	302	48.6	5.1	SUS316LTP
格納容器貫通部 ^{※1}	8.62	302	48.6	5.1	SUS316LTP
第一隔離弁から第二隔離 弁間の配管	8.62	302	48.6	5.1	SUS316LTP

表14 KK7ほう酸水注入ラインの弁の仕様

	種類	駆動 方式	最高使用 圧力 [MPa]	最高使用 温度[°C]	主要寸法 (呼び 径)	材料	
						弁箱	弁ふた
第一隔離弁	逆止め弁	—	8.62	302	40A	SCS16A	SUSF316L
第二隔離弁	逆止め弁	—	8.62	302	40A	SCS16A	SUSF316L

※1 クラスMC容器として設計しているが、原子炉冷却材圧力バウンダリと同等の設計条件
(最高使用圧力、最高使用温度)としている。

2.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の配管・弁の強度について

原子炉冷却材圧力バウンダリ範囲の拡大に伴い、新たに原子炉冷却材圧力バウンダリとなる配管，弁については，建設時にクラス1機器として設計・製作し，クラス1機器として要求される検査を実施している。さらに，プラント建設時に工事計画の認可を受け，使用前検査（材料検査，寸法検査，外観検査，据付検査，強度・漏えい検査）にも合格しており、現在に至るまでクラス1機器として扱っている。また，当該範囲（格納容器貫通部含む）については，従来より，耐震Sクラスであるため技術基準上の要求事項に変更はなく，上述の通り，プラント建設時よりクラス1機器として設計しているため，評価体系（許容値，計算式）も変更する必要はない。

2.5 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の配管・弁の保全方法について

新たに原子炉冷却材圧力バウンダリに組み込まれた配管・弁については、従来はクラス2機器として供用期間中検査を実施していることから、今後は、クラス1機器として供用期間中検査に組み込み、検査を行っていく。

なお、クラス1機器の供用期間中検査に新たに組み込まれた部位については、クラス1機器としての現時点での健全性を確認するために、今施設定期検査時に全数の検査を実施する。

クラス2機器からクラス1機器へ組み込まれることに伴う試験方法の変更内容を表15～17に示す。また、これまでに実施した供用前検査（P S I）、供用期間中検査（I S I）の内容についても合わせて示す。

表 15 KK6/7 残留熱除去系停止時冷却モータ吸込ラインの検査項目

名称		建設時の検査項目		直近の検査項目 (クラス2機器)		今後の検査項目 (クラス1機器)		
		P S I	適用規格	I S I (規格要求)	適用規格	今定検実施 (計画中)	I S I (規格要求)	適用規格
第1隔離弁から 第2隔離弁間	主配管	U T ※1 (100%)	JEAC4205 -1986	U T (7.5%) P T (7.5%)	JSME S NAI-2008	U T (100%)	U T (25%)	
	主配管の周溶接 継手							
第2隔離弁	圧力保持用ボルト・ナット (弁のボルト締付け部)	V T (100%)		—	—	V T (100%)	V T (代表1台の25%)	JSME S NAI-2008
	弁体内表面	V T (100%)	JEAC4205 -1986	—	—	V T (100%)	V T (同一グループで1台)	
全ての耐圧機器 (系の漏えい試験) ※2		V T ※3 (100%)	JEAC4205 -1986	V T (100%)	JSME S NAI-2008	V T (100%)	V T (100%/1定検)	

※1 全体積が対象。

※2 漏えい試験における圧力保持範囲は、発電用原子力設備規格維持規格 (JSME S NAI-2008) に基づき、従前通り通常の原子炉起動に要求される弁の開閉状態にて実施する。なお、今回新たに原子炉冷却材圧力バウンダリとなった範囲についても別途漏えい試験を実施する。

※3 建設時に、原子炉冷却材圧力バウンダリ系統圧力の 1.25 倍以上の圧力にて耐圧試験を実施。

表 16 KK6/7 原子炉冷却材浄化系ヘッドスプレライラインの検査項目

名称		建設時の検査項目		直近の検査項目 (クラス2 機器)		今後の検査項目 (クラス1 機器)		
		P S I ※1	適用規格	I S I (規格要求)	適用規格	今定検査実施 (計画中)	I S I (規格要求)	適用規格
第1 隔離弁から 第2 隔離弁間	主配管の周溶接継手	U T ※2 (100%)	JEAC4205 -1986	—	—	U T (100%)	U T (25%)	J S M E S N A I - 2 0 0 8
		P T (100%)		—	—	P T (100%)	P T (7.5%)	
	支持構造物	V T (100%)	—	—	—	V T (100%)	V T (25%)	
第2 隔離弁	圧力保持用ボルト・ナット (弁のボルト締付け部)	—	—	—	—	V T (100%)	V T (代表1 台の25%)	J S M E S N A I - 2 0 0 8
		—	—	—	—	V T (100%)	V T (25%)	
	弁本体の内表面	—	—	—	—	V T (100%)	V T (同一グループで1 台)	
全ての耐圧機器 (系の漏えい試験) ※3		V T ※4 (100%)	JEAC4205 -1986	V T (100%)	J S M E S N A I - 2 0 0 8	V T (100%)	V T (100%/1 定検)	

※1 第2 隔離弁までの範囲まで社内自主としてP S I を実施。

※2 全体積を対象。

※3 漏えい試験における圧力保持範囲は、発電用原子力設備規格維持規格 (J S M E S N A I - 2 0 0 8) に基づき、従前通り通常の原子炉起動に要求される弁の開閉状態にて実施する。なお、今回新たに原子炉冷却材圧力バウンダリとなった範囲についても別途漏えい試験を実施する。

※4 建設時に、原子炉冷却材圧力バウンダリ系統圧力の1.25 倍以上の圧力にて耐圧試験を実施。

表 17 KK6/7 ほう酸水注入ラインの検査項目

名称		建設時の検査項目		直近の検査項目 (クラス2 機器)		今後の検査項目 (クラス1 機器)		適用規格
		P S I ※1	適用規格	I S I (規格要求)	適用規格	今定検実施 (計画中)	I S I (規格要求)	
第1 隔離弁 から	主配管 の周溶接 継手	P T (100%)	JEAC4205	—	—	P T (100%)	P T (25%)	J S M E S N A I - 2 0 0 8
		V T (100%)	-1986	—	—	V T (100%)	V T (25%)	
第2 隔離弁 間	支持構造物	—	—	—	—	V T (100%)	V T (代表1 台の25%)	J S M E S N A I - 2 0 0 8
第2 隔離弁	圧力保持用ボルト・ナット (弁のボルト締付け部)	—	—	—	—	V T (100%)	V T (100%)	
全ての耐圧機器 (系の漏えい試験) ※2		V T ※3 (100%)	JEAC4205 -1986	V T (100%)	J S M E S N A I - 2 0 0 8	V T (100%)	V T (100%/ 1 定検)	

※1 第2 隔離弁までの範囲まで社内自主としてP S I を実施。

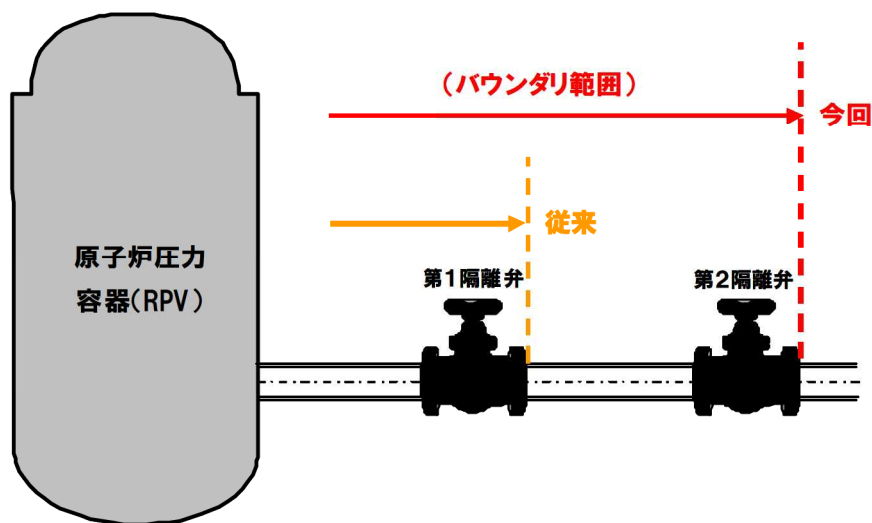
※2 漏えい試験における圧力保持範囲は、発電用原子力設備規格維持規格 (J S M E S N A I - 2 0 0 8) に基づき、従前通り通常の原子炉起動に要求される弁の開閉状態にて実施する。なお、今回新たに原子炉冷却材圧力バウンダリとなった範囲についても別途漏えい試験を実施する。

※3 建設時に、原子炉冷却材圧力バウンダリ系統圧力の 1.25 倍以上の圧力にて耐圧試験を実施。

2.6 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の配管・弁の漏えい検査方法、手順

原子炉冷却材圧力バウンダリの拡大範囲に対する漏えい検査の方法及び手順については、「日本機械学会 発電用原子力設備規格 維持規格(2008年版) JSME S NA1-2008」に基づき、実施する。

このため、クラス1機器の供用期間中検査における漏えい検査の圧力保持範囲は、原子炉起動に要求される開閉状態とする。なお、今回新たに原子炉冷却材圧力バウンダリとなった範囲についても別途漏えい試験を実施する。



第3図 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大概念図

2.7 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の配管・弁の品質保証上の取り扱い

原子炉冷却材圧力バウンダリ範囲の拡大に伴い、新たに原子炉冷却材圧力バウンダリとなる配管、弁については、建設時にクラス1機器として設計・製作し、クラス1機器として要求される検査を実施している。また、プラント建設時に工事計画の認可を受け、使用前検査（材料検査、寸法検査、外観検査、据付検査、強度・漏えい検査）並びに溶接検査に合格している。従って、供用開始前における当該範囲の品質保証上の取扱いは、従来の原子炉冷却材圧力バウンダリと同一である。

なお、供用期間中検査については、2.5項に記載の通り、従来クラス2機器として検査を実施していたことから、今後は、クラス1機器として供用期間中検査に組み込み、検査を行う。

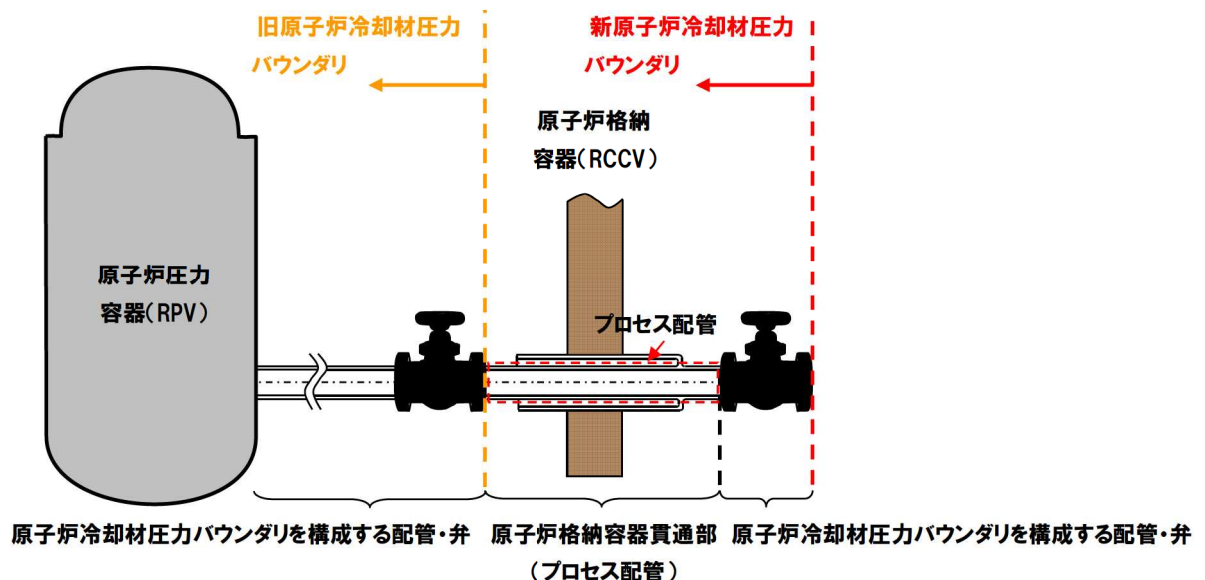
2.8 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲のうち原子炉格納容器貫通部の扱い

原子炉冷却材圧力バウンダリ範囲の拡大に伴い、新たに原子炉冷却材圧力バウンダリとなる範囲には、原子炉格納容器貫通部があり、原子炉格納容器貫通部には、一部に一次冷却材に直接接する配管（以下、プロセス配管と称する）が存在する。

新たに原子炉冷却材圧力バウンダリとなる範囲内の原子炉格納容器貫通部（プロセス配管含む）については、プラント建設時に旧告示 501 号に基づき、原子炉格納容器の一部としてクラス MC 容器の要求事項を満足するように設計し、工事計画の認可を受けている。

このため、プロセス配管についても原子炉格納容器の一部として扱っているが、下記に示す通りクラス 1 機器相当の性能を有することを確認している。また、供用期間中検査についても、今後はクラス 1 機器相当の管理を行う。

原子炉格納容器貫通部（プロセス配管）と原子炉冷却材圧力バウンダリ範囲の拡大の概念図を第 4 図に示す。



第 4 図 原子炉格納容器貫通部（プロセス配管）の概念図

(1) 原子炉格納容器貫通部（プロセス配管）の仕様について

表 3, 5, 7, 9, 11, 13 に記載の通り、プロセス配管は原子炉冷却材圧力バウンダリと同一の設計条件（最高使用温度、最高使用圧力）を満足しており、また、クラス 1 機器に適合する材料を使用している。

(2) 原子炉格納容器貫通部（プロセス配管）の強度評価について

プロセス配管が原子炉冷却材圧力バウンダリとしての強度を有することを確認するために、クラス 1 配管と同様に強度・耐震評価を行う。

確認結果を表 18～20 に示す。

表18 残留熱除去系停止時冷却モード吸込ライン貫通部の強度・耐震評価結果

管種	項目	KK6		KK7		
		最大発生応力※1	許容値	最大発生応力※1	許容値	
クラス1管	設計条件（一次応力）					
	供用状態C（一次応力）					
	供用状態D（一次応力）					
	供用状態A及びB					一次＋二次応力
						累積疲労係数
	供用状態C※2					一次＋二次応力
						累積疲労係数
	供用状態D※2					一次＋二次応力
						疲労累積係数

※1 最大発生応力は各解析箇所での評価のうち最も厳しい節点での発生値を記載している。

※2 地震による応力を含む。

表19 原子炉冷却材浄化系原子炉圧力容器ヘッドスプレイライン貫通部の強度・耐震評価結果

管種	項目	KK6		KK7		
		最大発生応力※1	許容値	最大発生応力※1	許容値	
クラス1管	設計条件（一次応力）					
	供用状態C（一次応力）					
	供用状態D（一次応力）					
	供用状態A及びB					一次＋二次応力
						累積疲労係数
	供用状態C※2					一次＋二次応力
						累積疲労係数
	供用状態D※2					一次＋二次応力
						疲労累積係数

※1 最大発生応力は各解析箇所での評価のうち最も厳しい節点での発生値を記載している。

※2 地震による応力を含む。

表20 ほう酸水注入ライン貫通部の強度・耐震評価結果

管種	項目	KK6		KK7		
		最大発生応力※1	許容値	最大発生応力※1	許容値	
クラス1管	設計条件（一次応力）					
	供用状態C（一次応力）					
	供用状態D（一次応力）					
	供用状態A及びB					一次＋二次応力
						累積疲労係数
	供用状態C※2					一次＋二次応力
						累積疲労係数
	供用状態D※2					一次＋二次応力
疲労累積係数						

※1 最大発生応力は各解析箇所での評価のうち最も厳しい節点での発生値を記載している。

※2 地震による応力を含む。

※3 一次＋二次応力が許容値を超えるが、弾塑性解析による疲労評価を実施し、疲労累積係数が1以下であることを確認している。

表18～20に示すとおり、プロセス配管に発生する応力が許容値以下であることを確認した。また、一部の系統において、一次＋二次応力が許容値を超えるが、弾塑性解析による疲労評価を実施し、疲労累積係数が1以下となり許容値を満足することを確認している。

(3) 原子炉格納容器貫通部（プロセス配管）の検査方法について

・製造時検査

原子炉格納容器貫通部のプロセス配管について、クラスMC容器、クラス1機器の製造時における検査項目を表21に示す。

表21の通り、クラスMC容器では製造時の非破壊検査の要求はないが、クラス1機器では非破壊検査の要求がある。このように、要求される検査項目に相違があるものの、プロセス配管は、建設時に耐圧試験を実施しており、また、クラス1機器と同様の強度・耐震評価を実施し、クラス1機器相当の性能を有することを確認している。

なお、KK6/7におけるプロセス配管については、製造時に製造メーカーにおいて自主的にクラス1機器として要求される検査を実施していることを確認している。

表21 プロセス配管の検査項目（製造時の検査）

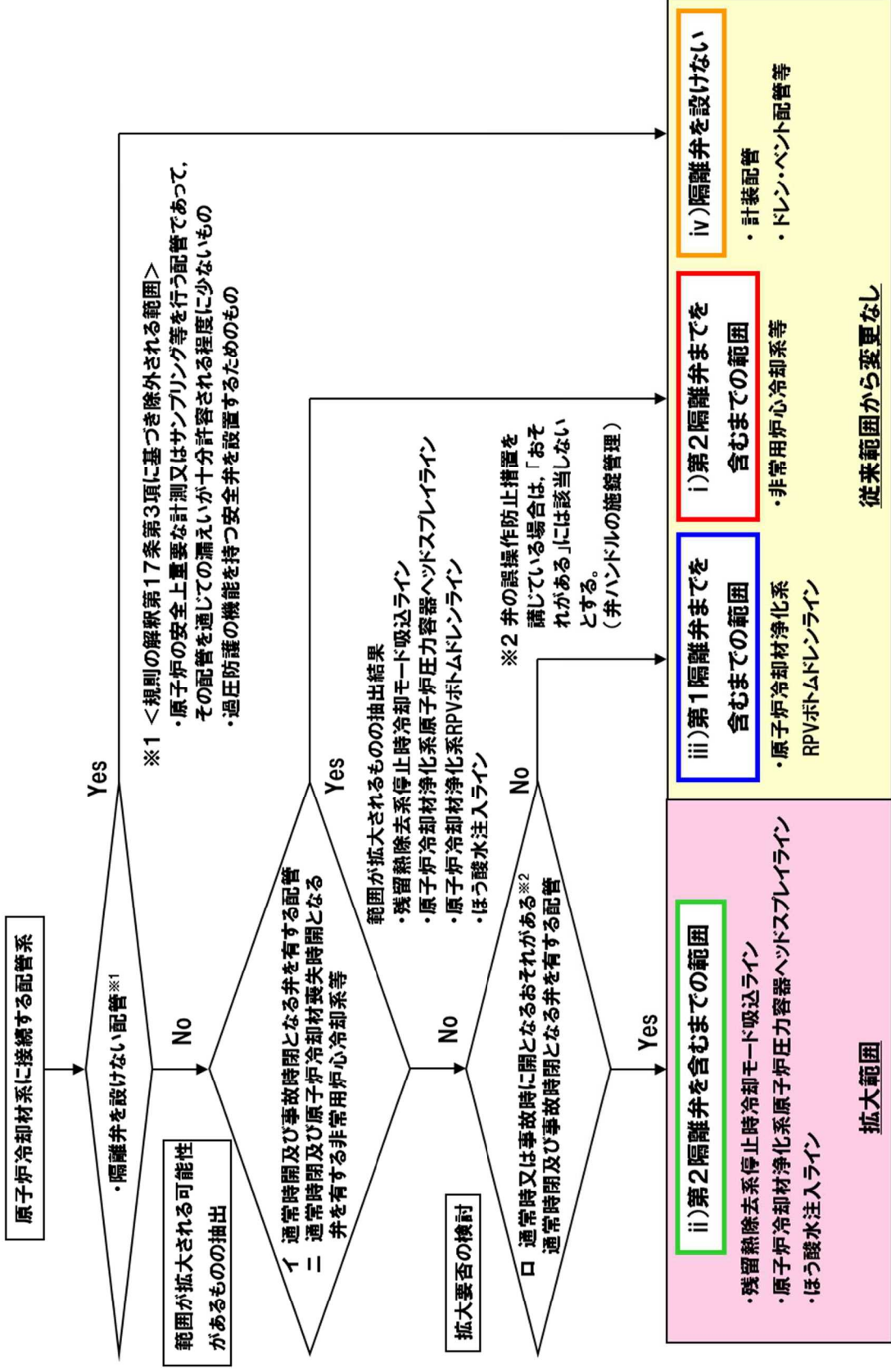
名称	クラスMC容器要求検査	クラス1機器要求検査
原子炉格納容器貫通部 （プロセス配管）	—	UT
	—	PTまたはMT

- 供用期間中検査

原子炉格納容器貫通部については、これまでもクラス MC 容器として供用期間中検査（全体漏えい率試験，VT）を実施しており，今後も継続して供用期間中検査を実施していく。

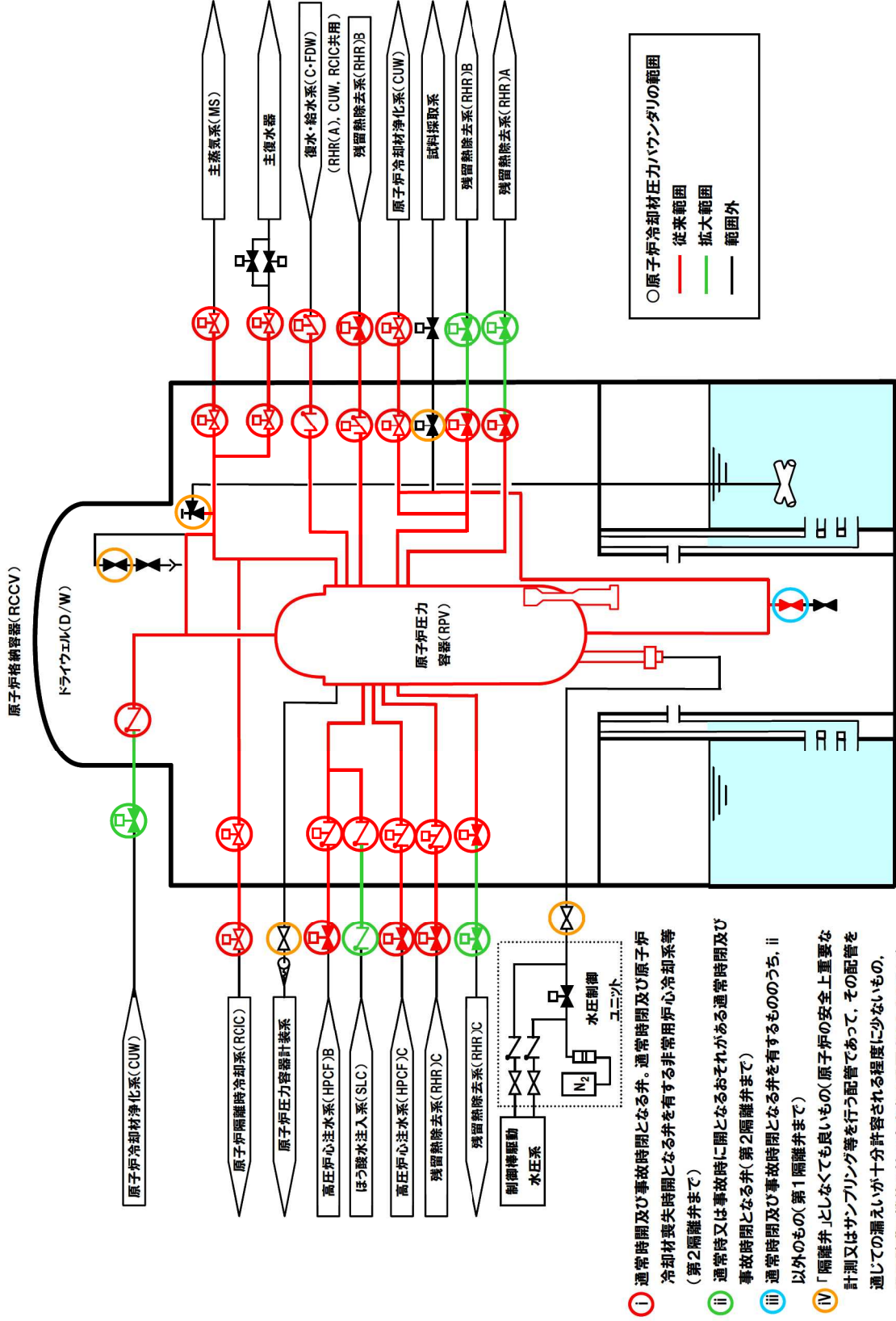
ただし，原子炉冷却材圧力バウンダリ範囲の拡大に伴い，新たに原子炉冷却材圧力バウンダリとなるプロセス配管については，クラス 1 機器の漏えい試験におけるバウンダリ範囲に含まれていることから，2.6 章の通り，クラス 1 機器の供用期間中検査として漏えい試験を実施する。

なお，プロセス配管と原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する他の配管・弁との溶接部については，従来よりクラス 1 機器の溶接部として扱っていることから，検査方法に変更はない。



本フロー図に記載のイ、ロ、ニは、それぞれ「規則の解釈」における第17条第1項第3号 接続配管のイ、ロ、ニに該当する。

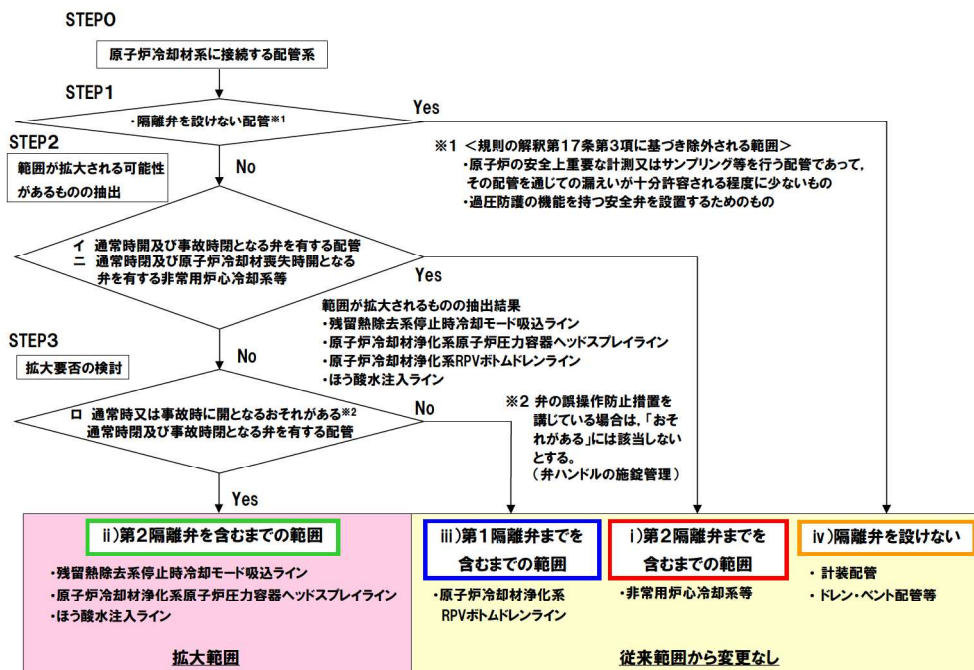
原子炉冷却材圧力バウンダリ弁抽出フロー



- ① 通常時開及び事故時開となる弁。通常時閉及び原子炉冷却材喪失時開となる弁を有する非常用炉心冷却系等(第2隔離弁まで)
- ② 通常時又は事故時に開となるおそれがある通常時開及び事故時開となる弁(第2隔離弁まで)
- ③ 通常時開及び事故時開となる弁を有するものうち、ii以外のもの(第1隔離弁まで)
- ④ 「隔離弁」としなくとも良いもの(原子炉の安全上重要な計測又はサンプリング等を行う配管であって、その配管を通じての漏えいが十分許容される程度に少ないもの、過圧防護の機能を持つ安全弁を設置するためのもの)

柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉 原子炉冷却材圧力バウンダリ概要図

原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の抽出プロセスについて



本フロー図に記載のイ、ロ、ニは、それぞれ「規則の解釈」における第17条第1項第3号 接続配管のイ、ロ、ニに該当する。

■抽出プロセス

STEP0 (母集団の確認)

- ・原子炉圧力容器全体構造図を用いて、原子炉圧力容器のノズルを抽出する。
- ・配管計装線図を用いて、ノズルに接続される配管を抽出する。
- ・第2隔離弁までの範囲について、要求される機能、配管口径、内部流体を確認する。

STEP1 (隔離弁を設けない配管 (規則の解釈第17条第3項に基づき除外される範囲) の抽出)

- ・原子炉の安全上重要な計測又はサンプリング等を行う配管であって、その配管を通じての漏えいが十分許容される程度に少ないもの、過圧防護の機能を持つ安全弁を設置するためのものを抽出する。
- ※その配管を通じての漏えいが十分許容される程度に少ないものとは、液相で25A以下、気相で50A以下の配管を指す (別紙4参照)

STEP2 (範囲が拡大される可能性のあるものの抽出)

- ・通常時開及び事故時閉となる弁を有する配管を抽出する。
- ・通常時閉及び原子炉冷却材喪失時開となる弁を有する非常用炉心冷却系統等を抽出する。

STEP3 (拡大要否の検討)

- ・通常時又は事故時に開となる「おそれがある」通常時及び事故時閉となる弁

を有する配管を抽出する。

※弁の誤操作処置を講じている場合は、「おそれがある」には該当しないとし、
第 1 隔離弁を含むまでの範囲とする（2.2 誤操作防止処置対象弁の運用及び
管理について参照）

原子炉冷却材圧力バウンダリから除外される配管口径の求め方

KK6/7における原子炉冷却材圧力バウンダリから除外される配管口径の求め方を以下に示す。

(1)前提条件

- a. 原子炉は通常運転状態とする。
- b. 原子炉圧力容器の水位は一定とする。
- c. 制御棒駆動機構からの補給水量は、制御棒1本当たりのページ水量設計値(0.7~1.3 L/min)の最低流量(0.7 L/min)とし、全制御棒数205本分のページ水量を、 $W1=8.6 \times 10^3$ kg/hrとする。
- d. 原子炉各隔離時冷却系(以下、RCICとする)の補給水量は、RCICポンプの定格流量 188×10^3 kg/hrからRCIC補機への流量(約 6.0×10^3 kg/hr)を差し引いた流量 $W2=182 \times 10^3$ kg/hrとする。
- e. 給水系の給水量変動幅は考慮しない。

(2)算出方法

以下に示す最大破断直径は流出量(臨界質量G)が補給水量Wを下回るよう算出。

$$A_{\max} = \frac{W}{G} \dots\dots\dots \textcircled{1}$$

A_{\max} : 最大破断面積
 W : 補給水量 ($W1+W2$)
 G : 臨界質量速度

液相 40.7×10^3 kg/m² sec
 気相 11.8×10^3 kg/m² sec

①式及びGは、
 F. J. MOODY “Maximum Flow Rate of a
 Single Component, Two-Phase
 Mixture”

$$D_{\max} = 2 \times \sqrt{\frac{A_{\max}}{\pi}} \dots\dots\dots \textcircled{2}$$

D_{\max} 最大破断直径

(3)算出結果

(1), (2)より、小口径配管が破断した場合でも原子炉圧力容器水位に影響を与えない最大破断直径を表1に示す。

この結果から、小口径配管のうち原子炉冷却材圧力バウンダリから除外される配管口径は、設計上の余裕をみて液相、気相それぞれ25A、50Aを最大としている。

表1 原子炉圧力容器水位に影響を与えない最大破断直径

	液相	気相
最大破断直径[mm]	40.6	75.5
RPV バウンダリから除外される配管口径	25A	50A

別添 1

柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉

運用，手順等説明資料

原子炉冷却材圧力バウンダリ

第 17 条 原子炉冷却材圧力バウンダリ

(設置許可基準規則 第17条)

- 通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に生ずる衝撃、炉心の反応度の変化による荷重の増加その他の原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器に加わる負荷に耐えるものとすること。
- 原子炉冷却材の流出を制限するため隔離装置を有するものとすること。
- 通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に瞬間的破壊が生じないよう、十分な破壊じん性を有するものとすること。
- 原子炉冷却材圧力バウンダリからの原子炉冷却材の漏えいを検出する装置を有するものとすること。

(技術基準規則 第14条) 安全設備

- 安全施設は、設計基準事故時及び当該事故に至るまでの間に想定され、全ての環境条件において、その機能を発揮することができるよう施設しなければならない。

(技術基準規則 第15条) 設計基準事故時における容器、配管、ポンプ、弁その他の機能または器具から放射線物質を含む流体が著しく漏えいする場合は、流体状の放射性廃棄物を処理する設備によりこれを安全に処理するよう施設しなければならない。

(技術基準規則 第17条) 材料及び構造

- クラス1機器及びクラス1支持構造物に使用される材料は、次に定めるところによること。
- クラス1機器及びクラス1支持構造物の構造及び強度は、次に定めるところによること。
- クラス1容器、クラス1管、クラス2容器、クラス2管、クラス3容器、クラス3管、

クラス4管及び原子炉格納容器のうち主要な耐圧部の溶接部(溶接金属及び熱影響部をいう。)は次に定めるところによること。

(技術基準規則 第18条) 使用中の亀裂等による破壊の防止

- 使用中のクラス1機器の耐圧部分には、その耐圧部分を貫通する亀裂その他の欠陥があつてはならない。

(技術基準規則 第19条) 流体振動等による損傷の防止

燃料体及び反射材並びに炉心支持構造物、熱遮蔽材並びに一次冷却系統に係る容器、管、ポンプ及び弁は、一次冷却材又は二次冷却材の循環、沸騰その他の一次冷却材又は二次冷却材の挙動により生ずる流体振動又は温度差のある流体の躍台その他の一次冷却材又は二次冷却材の挙動により生ずる温度変動により損傷を受けないように施設しなければならない。

(技術基準規則 第27条) 原子炉冷却材圧力バウンダリ

原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器は、一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損傷その他の異常に伴う衝撃、炉心の反応度の変化による荷重の増加その他の原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器に加わる負荷に耐えるよう施設しなければならない。

(技術基準規則 第28条) 原子炉冷却材圧力バウンダリの隔離装置等

- 発電用原子炉施設には、原子炉冷却材圧力バウンダリからの原子炉冷却材の漏えいを検出する装置を施設しなければならない。

(設置許可基準規則 第17条、技術基準規則 第27条、第28条)

- 変更なし 従来の原子炉冷却材圧力バウンダリと同等の耐圧強度、材料である。また、強度・耐震評価において基準を満足していることを確認している。
- 変更なし 隔離装置である第1隔離弁の範囲から第2隔離弁を含む範囲までに変更した。
- 変更なし 十分な破壊じん性を有するホースナイト系システム親または、強度評価において、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に生じる圧力に對し、瞬間的破壊が生じないことを確認している。各種測定装置等を設けており、異常を検出した場合は、中央制御室に警報を発生するよう設計している。
- 変更なし なお、原子炉冷却材圧力バウンダリが拡大した範囲について、漏えいを検出する方法に変更はない。

規則の解釈に基づき、従来は原子炉側から見ても第1隔離弁までの範囲としていたものが第2隔離弁を含む範囲に拡大される箇所があるか、原子炉冷却材圧力バウンダリ全体を対象に確認した。

その結果、範囲が拡大される可能性のあるものとして以下のラインが抽出された。

①原子炉冷却材圧力バウンダリ系原子炉圧力容器ヘッドスプレイレイン ②残留熱除去系停止時冷却モード吸込ライン

③原子炉冷却材圧力バウンダリ系原子炉圧力容器ボトムドレンライン ④ほう酸水注入ライン

このうち、③については、すでに施設により弁ヘンドルの固定が行われている手動弁であり、弁の誤作動防止措置を講じていることから、バウンダリの範囲は拡大されない。また、①、②については、通常運転時に当該システムを使用する場合には、隔離弁を開くことから、バウンダリ拡大範囲とする。さらに、④については、設置許可基準規則第5条(反応度制御システム)において、設置を求められていることから、設計基準の範囲においても使用する可能性のあるシステムであると判断し、バウンダリ拡大範囲とする。

保

評価OK

○弁の施設管理 ③

原子炉冷却材圧力バウンダリ系原子炉圧力容器ヘッドスプレイレインについては、通常時又は事故時に開くおそれがないよう施設管理による弁ヘンドルのロックを実施する。

工

○弁の施設管理 ③

残留熱除去系停止時冷却モード吸込ライン、原子炉冷却材圧力バウンダリ系原子炉圧力容器ボトムドレンライン、ほう酸水注入ラインについては、第1隔離弁から第2隔離弁を含むまでの範囲が原子炉冷却材圧力バウンダリとして拡大される。

【後段規制との対応】

工：工認(基本設計方針、添付書類)

保：保安規定(運用、手順に係る事項、下位文書含む)

核：核防規定(下位文書含む)

添付六 八への反映事項】

添付六、八に反映

：当該条文に該当しない

(他条文での反映事項他)

設置許可基準対象 条文	対象項目	区 分	運用対策等
第17条 原子炉冷却材圧力 バウンダリ	・施錠 管理	運用・手 順	—
		体制	—
		保守・点 検	・原子炉冷却材浄化系原子炉圧力容器 ボトムドレン弁については，通常時又 は事故時開となるおそれがないように 施錠管理によるハンドルロックを適切 に実施する。
		教育・訓 練	—

第24条：安全保護回路

<目 次>

1. 基本方針
 - 1.1 要求事項の整理
2. 追加要求事項に対する適合方針
 - 2.1 安全保護系の不正アクセス行為防止のための措置について
 - 2.2 安全保護系盤の概要
 - 2.3 安全保護系制御装置のソフトウェア管理方法について
 - 2.4 外部からの不正アクセス行為防止について
 - 2.5 安全保護系の検証及び妥当性確認について
 - 2.6 想定脅威に対する対策について
 - 2.7 物理的分離及び電気的分離について
 - 2.8 ソフトウェア変更作業におけるソフトウェア不具合対応
3. 別紙
 - 別紙1 アナログ型安全保護回路について、承認されていない動作や変更を防ぐ設計方針
 - 別紙2 今回の設置許可申請に関し、安全保護回路に変更を施している場合の基準適合性
 - 別紙3 アナログ型安全保護回路の不正アクセス行為等の防止対策
 - 別紙4 ソフトウェア更新時の立会において、インサイダー等に対するセキュリティ対策
 - 別紙5 デジタル型安全保護回路のシステムへ接続可能なアクセスについて
 - 別紙6 デジタル型安全保護回路について、システム設計と実際のデバイスが具備している機能との差（未使用機能等）による影響の有無
 - 別紙7 安全保護系の過去のトラブル（落雷によるスクラム動作事象等）の反映事項
4. 別添
 - 別添 運用，手順説明資料
安全保護回路

1. 基本方針

1.1 要求事項の整理

安全保護回路について,設置許可基準規則第24条及び技術基準規則第35条において,追加要求事項を明確化する(第1.1表)。

第 1.1 表 設置許可基準規則第 24 条及び技術基準規則第 35 条要求事項

設置許可基準規則 第 24 条 (安全保護回路)	技術基準規則 第 35 条 (安全保護装置)	備 考
<p>発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、安全保護回路（安全施設に属するものに限る。以下この条において同じ。）を設けなければならない。</p>	<p>発電用原子炉施設には、安全保護装置を次に定めるところにより施設しなければならない。</p>	<p>変更なし</p>
<p>一 運転時の異常な過渡変化が発生する場合において、その異常な状態を検知し、及び原子炉停止系統その他系統と併せて機能することにより、燃料要素の許容損傷限界を超えないようにできるものとする。</p>	<p>一 運転時の異常な過渡変化が発生する場合又は地震の発生により発電用原子炉の運転に支障が生ずる場合において、原子炉停止系統その他系統と併せて機能することにより、燃料要素の許容損傷限界を超えないようにできるものであること。</p>	<p>変更なし</p>
<p>二 設計基準事故が発生する場合において、その異常な状態を検知し、原子炉停止系統及び工学的安全施設を自動的に作動させるものとする。</p>	<p>—</p>	<p>変更なし</p>
<p>三 安全保護回路を構成する機械若しくは器具又はチャンネルは、単一故障が起きた場合又は使用状態からの単一の取り外しを行った場合において、安全保護機能を失わないよう、多重性を確保するものとする。</p>	<p>二 系統を構成する機械若しくは器具又はチャンネルは、単一故障が起きた場合又は使用状態からの単一の取り外しを行った場合において、安全保護機能を失わないよう、多重性を確保すること。</p>	<p>変更なし</p>

設置許可基準規則 第24条（安全保護回路）	技術基準規則 第35条（安全保護装置）	備考
四 安全保護回路を構成するチャンネルは、それぞれ互いに分離し、それぞれのチャンネル間において安全保護機能を失わないように独立性を確保するものとする。	三 系統を構成するチャンネルは、それぞれ互いに分離し、それぞれのチャンネル間において安全保護機能を失わないように独立性を確保すること。	変更なし
五 駆動源の喪失、系統の遮断その他の不利な状況が発生した場合においても、発電用原子炉施設をより安全な状態に移行するか、又は当該状態を維持することにより、発電用原子炉施設の安全上支障がない状態を維持できるものとする。	四 駆動源の喪失、系統の遮断その他の不利な状況が生じた場合においても、発電用原子炉施設をより安全な状態に移行するか、又は当該状態を維持することにより、発電用原子炉施設の安全上支障がない状態を維持できること。	変更なし
<u>六 不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止することができるものとする。</u>	<u>五 不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止するために必要な措置が講じられているものであること。</u>	追加要求事項
七 計測制御系統施設の一部を安全保護回路と共用する場合には、その安全保護機能を失わないよう、計測制御系統施設から機能的に分離されたものとする。	六 計測制御系の一部を安全保護装置と共用する場合には、その安全保護機能を失わないよう、計測制御系から機能的に分離されたものであること。	変更なし
—	七 発電用原子炉の運転中に、その能力を確認するための必要な試験ができるものであること。 八 運転条件に応じて作動設定値を変更できるものであること。	変更なし

2. 追加要求事項に対する適合方針

2.1 安全保護系の不正アクセス行為防止のための措置について

「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」第二十四条（安全保護回路）第1項第六号にて要求されている『不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず，又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止することができるものとする。』に対して，デジタル化している安全保護系（原子炉緊急停止系作動回路，工学的安全施設作動回路）は下記の対策を実施している。

(1) 物理的及び電気的アクセスの制限対策

発電所への入域に対しては，出入管理により物理的アクセスを制限し，電気的アクセスについては，安全保護系制御装置の保守ツールを施錠管理された場所に保管するとともに，安全保護系制御装置の保守ツールの接続部を施錠することや保守ツールのパスワード管理*により不要なソフトウェアへのアクセスを制限することで，管理されない変更を防止している。

(2) ハードウェアの物理的な分離又は機能的な分離対策

安全保護系の信号は，安全保護系盤→プロセス計算機→防護装置→緊急時対策支援システム伝送装置（ERSS）→防護装置を介して外部に伝送している。この信号の流れにおいて，安全保護系からは発信されるのみであり，外部からの信号を受信しないこと，及びハードウェアを直接接続しないことで物理的及び機能的分離を行っている。

(3) 外部ネットワークからの遠隔操作及びウイルス等の侵入防止対策

安全保護系の信号で外部ネットワークへのデータ伝送の必要がある場合は，防護装置（通信状態を監視し，送信元，送信先及び送信内容を制限することにより，目的外の通信を遮断）を介して安全保護系盤の信号を一方方向（送信機能のみ）通信に制限し外部からのデータ書き込み機能を設けないことでウイルスの侵入及び外部からの不正アクセスを防止している。

(4) システムの導入段階，更新段階又は試験段階で承認されていない動作や変更を防ぐ対策

「安全保護系へのデジタル計算機の適用に関する規程（JEAC4620）」及び「デジタル安全保護系の検証及び妥当性確認に関する指針（JEAG4609）」に準じて設計，製作，試験及び変更管理の各段階で検証及び妥当性確認（V&V）がなされたソフトウェアを使用している。また，安全保護系は，固有のプログラム言語を使用（一般的なコンピュータウイルスが動作しない環境）するとともに，保守以外の不要なソフトウェアへのアクセス制限対策として入域制限や保守ツールの施錠管理及びパスワード管理*を行い，関係者以外の不正な変更等を防止している。

(5) 耐ノイズ・サージ対策

安全保護系は，雷・誘導サージ・電磁波障害等による擾乱に対して，制御盤へ入線する電源受電部にラインフィルタや絶縁回路を設置，外部からの信号入出力部にラインフィルタや絶縁回路を設置，通信ラインにおける光ケーブルを適用している。また開発検証時に耐ノイズ／サージに対する耐性を確認している。（電源ノイズ試験・誘導ノイズ試験／参考規格 ANSI C 37.90，静電ノイズ試験／参考規格 IEC-Pub801-2，電

波障害試験／参考規格 JEIDA-29「工業用計算機設置環境基準」、インパルス試験／参考規格 JEC-210, 212)

(6) ウイルス侵入防止について、供給者への要求事項及び供給者で実施している対策
ウイルスの侵入防止対策も含め、当社の安全保護系への妨害行為又は破壊行為を防止するため、第2.1表のようなセキュリティ対策を安全保護系の設計に反映するよう、供給者へ要求することとしている。なお、当社は供給者に対し、品質保証に関する監査を継続的に実施することにより、適切に管理されているかを確認することとしている。

供給者はこれを受けて、インターネットへの直接接続の禁止、保守のための当該システムへの接続は許可された機器のみに限定している等の対応を実施している。

※ 社内マニュアル3次文書「Z-29・KK業シス-01 情報システムへのウイルス対策ガイド」に規定

第 2.1 表 供給者への要求事項及び供給者で実施している対策

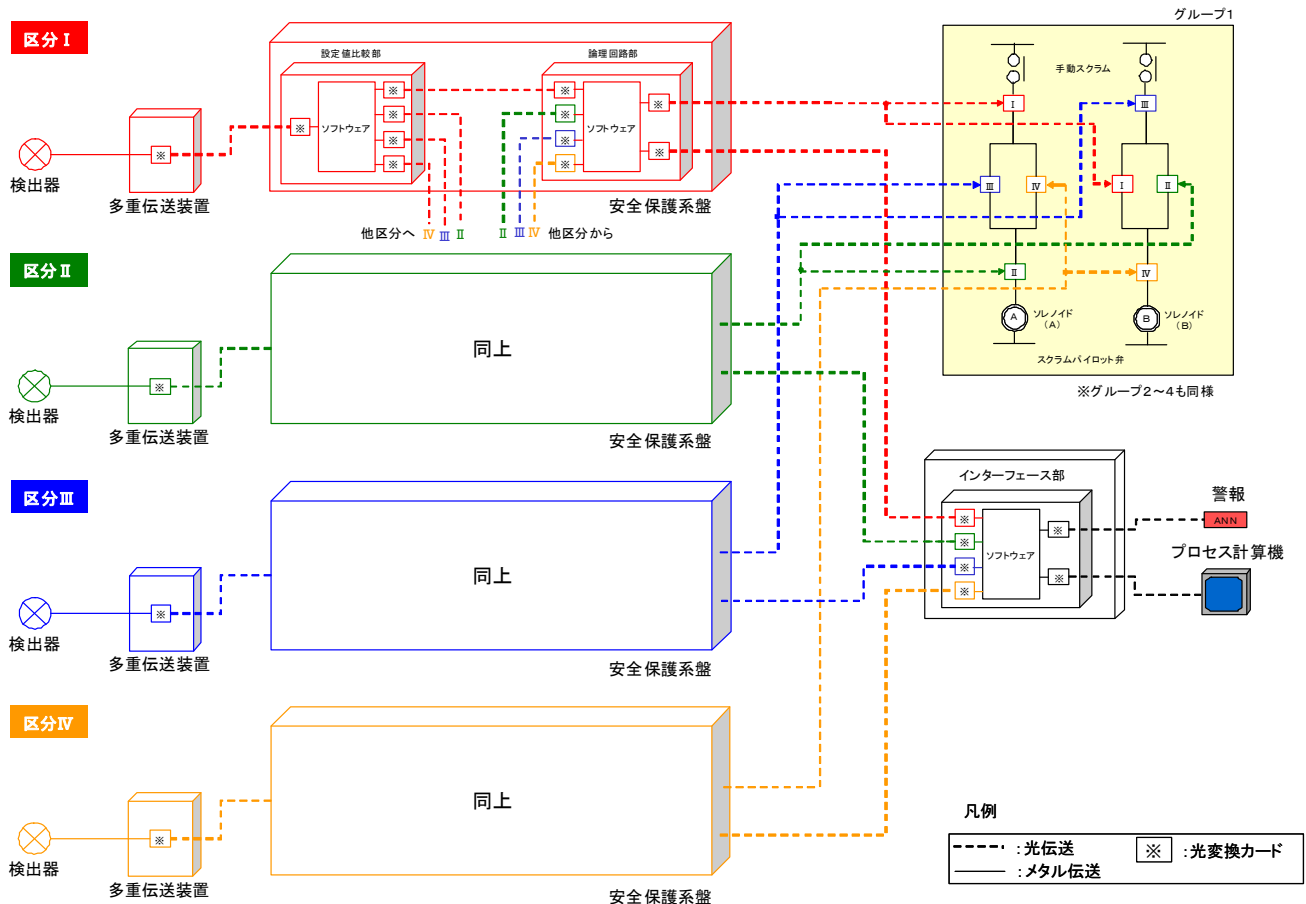
項目	当社の要求	供給者の対応
開発・改造に関する設計上の要求		
媒体の管理		
保守に関する要求		
教育		
設定及び設定変更管理		
作業実施		

: 防護上の観点から公開できません

2.2 安全保護系盤の概要

安全保護系盤は、プロセス信号（検出器からの信号）を処理，監視するとともに，設定値との比較を行い，原子炉緊急停止信号及び工学的安全施設作動に係わる信号を発信する設備である。

デジタル設備の適用に当たっては，「安全保護系へのデジタル計算機の適用に関する規程」（JEAC4620）及び「デジタル安全保護系の検証及び妥当性確認に関する指針」（JEAG4609）に準じた検証及び妥当性確認を行っている。



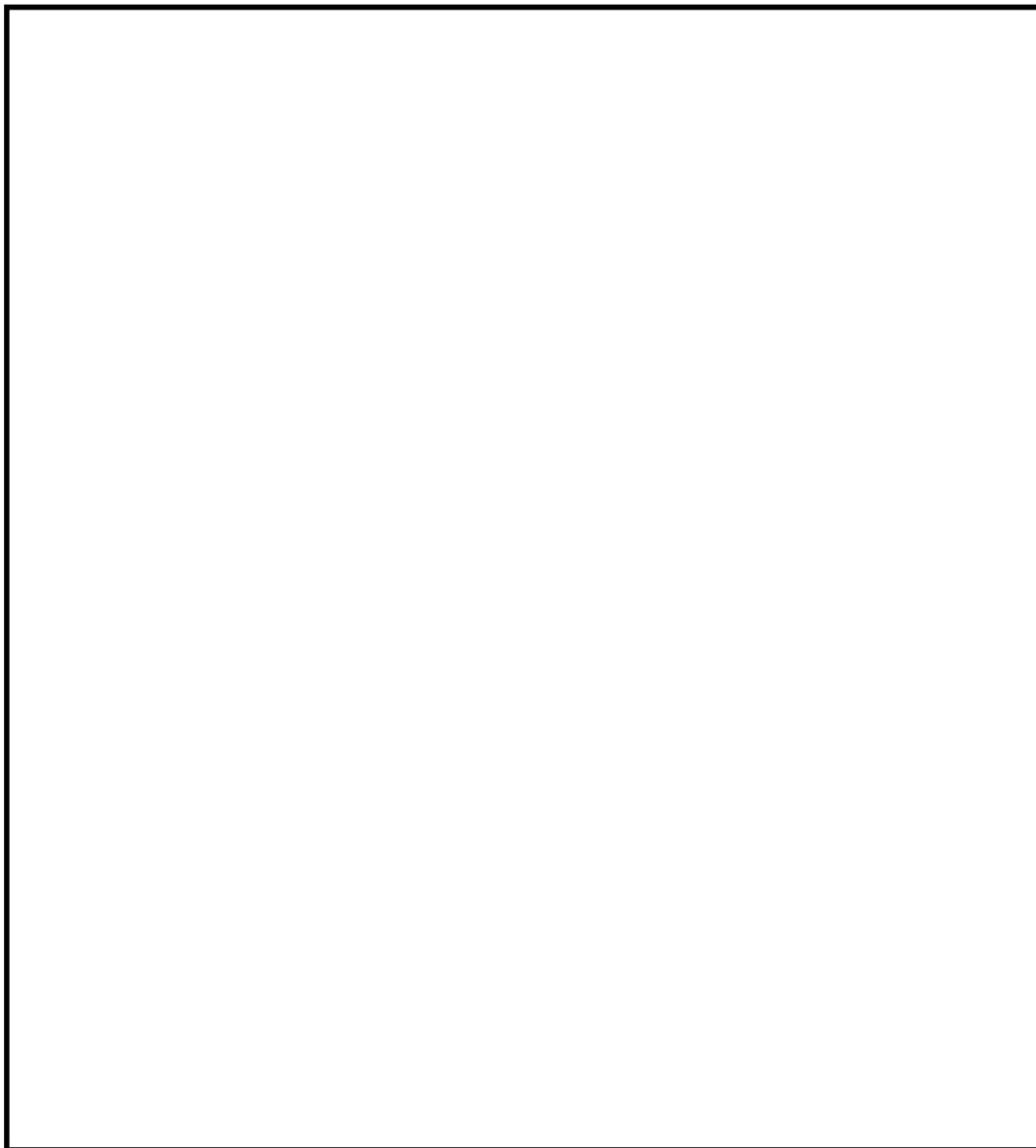
第 2.2 図 安全保護系盤構成図（例：原子炉緊急停止信号）

安全保護系は，相互干渉が起こらないように，物理的，電氣的獨立性を持たせている。盤内のソフトウェアは区分ごとにそれぞれ設けており，ソフトウェアの故障，異常等の単一故障又は使用状態からの単一の取り外しを行った場合でも，安全保護系機能を喪失することはない。また，誤信号発生等による誤動作・誤不動作を防止するため，区分ごとに論理回路部を設け，2 out of 4ロジック回路を構成している。

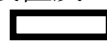
2.3 安全保護系制御装置のソフトウェア管理方法について

安全保護系制御装置のソフトウェア変更に当たっては、保管庫内の施錠されたラック内に保管した保守ツールを使用して行い、使用時は安全保護系制御装置の保守ツールの接続部の解錠を必要とし、管理されないソフトウェアの変更を防止している。安全保護系制御装置へソフトウェアをインストールする場合は、以下の手順で実施する。一連の作業は当社社員が立ち会い、正しくソフトウェア変更が行われたことを確認することとしている。

なお、多重伝送装置については、保守ツール等を接続する事ができない構成となっており、管理されない変更を防止している。



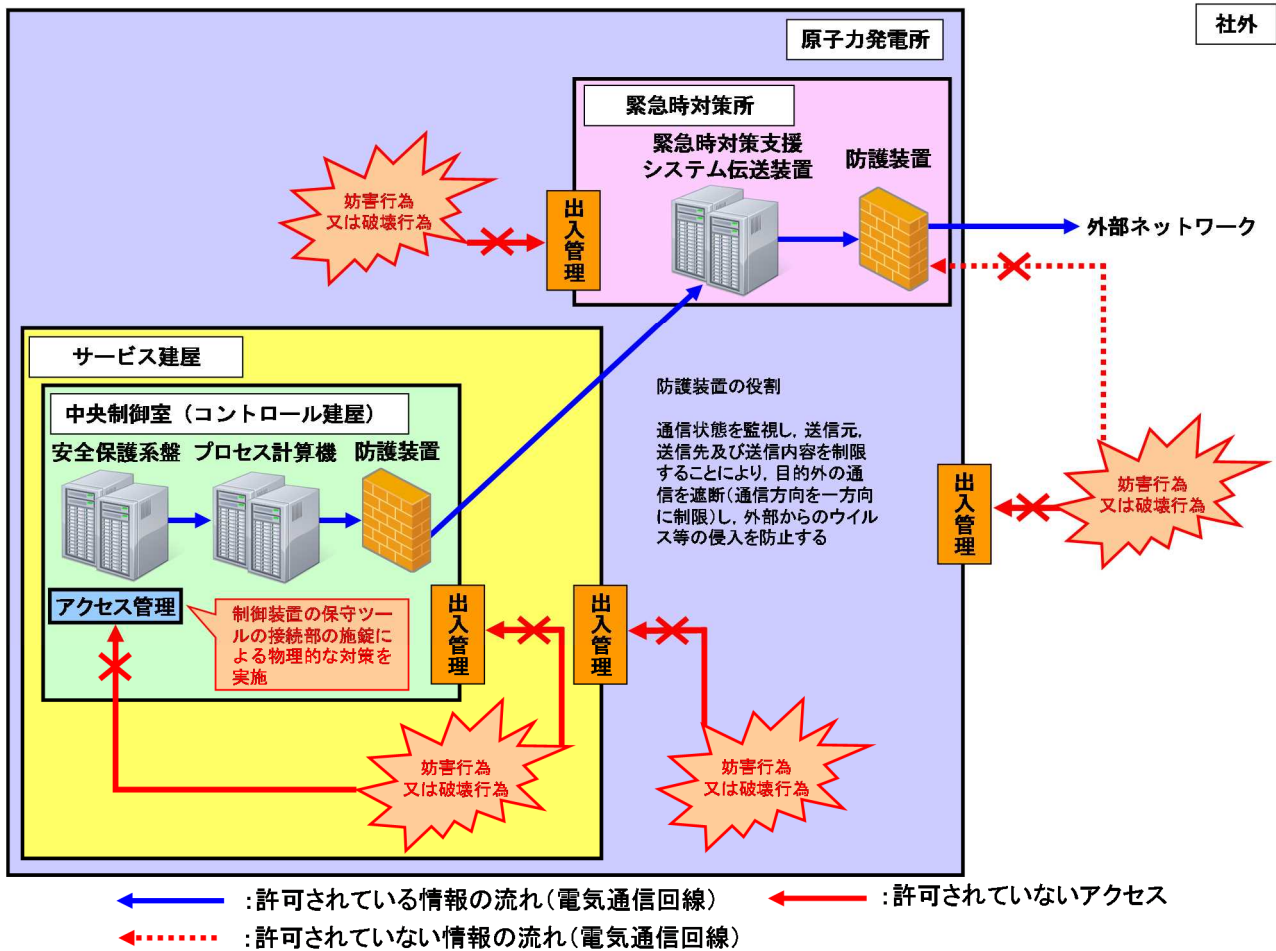
第 2.3 図 安全保護系制御装置及び保守ツール

 : 防護上の観点から公開できません

2.4 外部からの不正アクセス行為防止について

安全保護系盤は、外部ネットワークと直接接続は行っておらず、外部システムと接続する必要があるデータ等については、防護装置を介して接続している。また、安全保護系盤の制御装置は固有のプログラム言語を使用するとともに、外部からのデータ書き込み機能を設けないことでウイルスの侵入等を防止している。

発電所への入域については、出入管理により制限しており、外部からの人的妨害行為又は破壊行為を防止している。また、安全保護系制御装置の保守ツールの接続部に対して施錠を行い、関係者以外のアクセスを防止している。



第 2.4 図 ネットワーク概略図

2.5 安全保護系の検証及び妥当性確認について

安全保護系のソフトウェアは、工場製作段階から以下の品質保証活動に基づくライフサイクルプロセスにおける各段階での検証と妥当性確認（V&V）を適切に行うことで高い信頼性を実現している。

第 2.5-1 表 ライフサイクルプロセスにおける各段階での対策

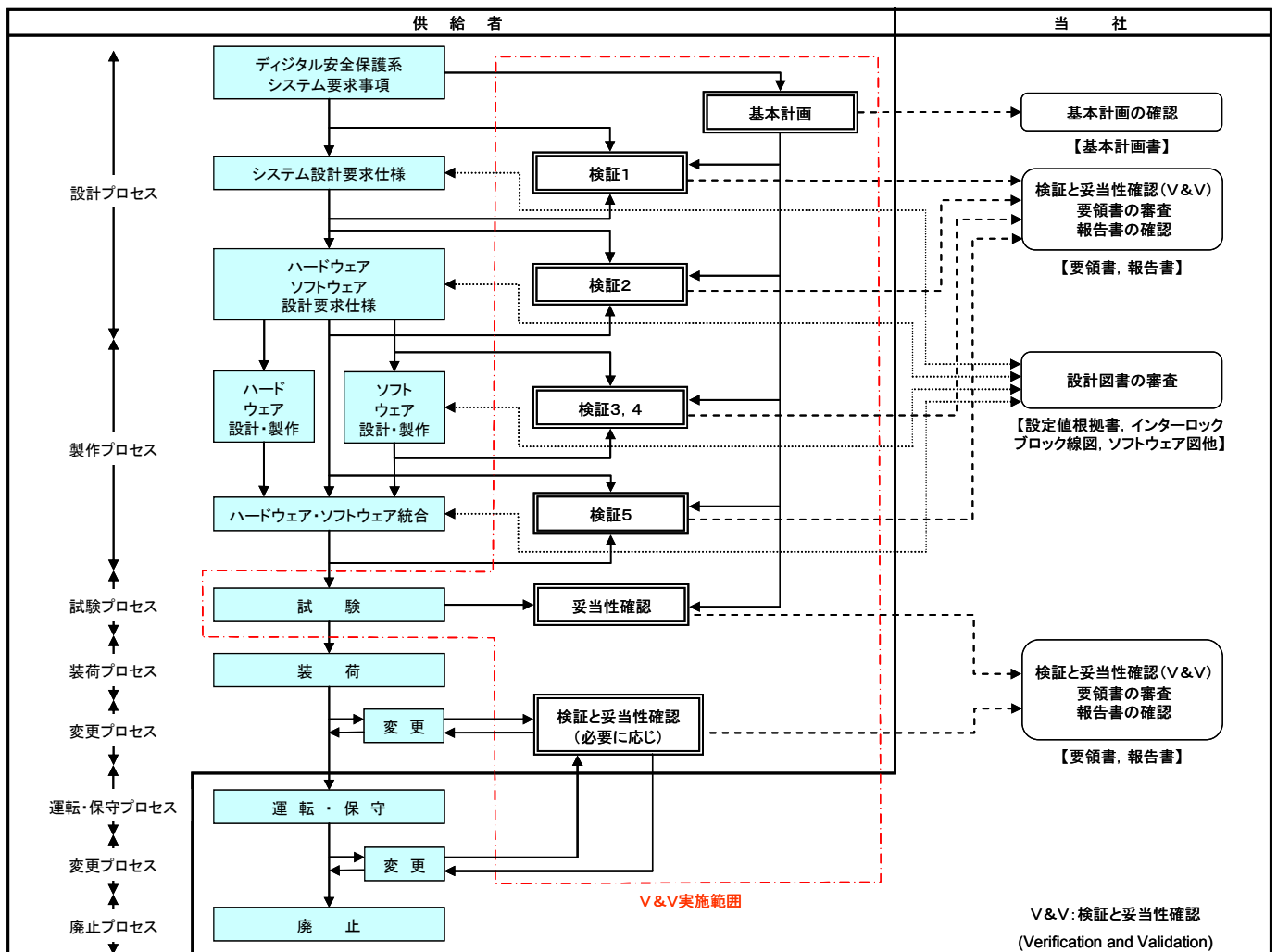
段階	内容	対策
設計プロセス	安全保護系設備に対するシステムの要求事項からソフトウェア設計仕様を作成する。	
製作プロセス	安全保護系設備ソフトウェア設計要求仕様より安全保護系設備ソフトウェアを製作する。	
試験プロセス	製作された安全保護系設備ソフトウェアに対して、ハードウェアを統合し、その統合したシステムが設計要求どおり製作されていることを試験により確認する。	
装荷プロセス	実機へ安全保護系設備ソフトウェアを実装する。	
変更プロセス	安全保護系設備ソフトウェアの変更が生じた場合、変更仕様を決定し、変更を行うライフサイクルプロセスから、変更の実施内容に応じて必要とされる各々のプロセスを順次実施する。	

：防護上の観点から公開できません

デジタル安全保護系ソフトウェアは、設計、製作、試験、変更管理の各段階で、「安全保護系へのデジタル計算機の適用に関する規程」（JEAC4620）及び「デジタル安全保護系の検証及び妥当性確認に関する指針」（JEAG4609）に基づき、安全保護上要求される機能が正しく確実に実現されていることを保証するため、供給者による検証及び妥当性確認の各段階において、確実に実施されていることを確認している。

なお、設計要求仕様の変更及びソフトウェアの変更が生じた際は、変更理由、変更箇所等を文書化し、変更の影響範囲を明確にした上で、変更を実施する。必要に応じ、変更箇所及び変更の影響を受ける部分について検証及び妥当性確認作業を再度実施する。

以下に、検証及び妥当性確認の流れと内容を示す。



第 2.5 図 デジタル安全保護系のソフトウェアに対する検証及び妥当性確認の流れ

第 2.5-2 表 検証項目及び検証内容


検証項目	検証内容
検証 1	デジタル安全保護系システム要求事項が正しくシステム設計要求仕様に反映されていることを検証する。
検証 2	システム設計要求仕様が正しくハードウェア・ソフトウェア設計要求仕様に反映されていることを検証する。
検証 3	ソフトウェア設計要求仕様が正しくソフトウェア設計に反映されていることを検証する。
検証 4	ソフトウェア設計どおりに正しくソフトウェアが製作されていることを検証する。
検証 5	ハードウェアとソフトウェアを統合してハードウェア・ソフトウェア設計要求仕様どおりのシステムとなっていることを検証する。
妥当性確認	ハードウェアとソフトウェアを統合して検証されたシステムが、デジタル安全保護系システム要求事項を満たしていることを確認する。

2.6 想定脅威に対する対策について

安全保護系のソフトウェアは、工場製作段階から以下の想定脅威に対する対策を適切に行うことで高い信頼性を実現している。

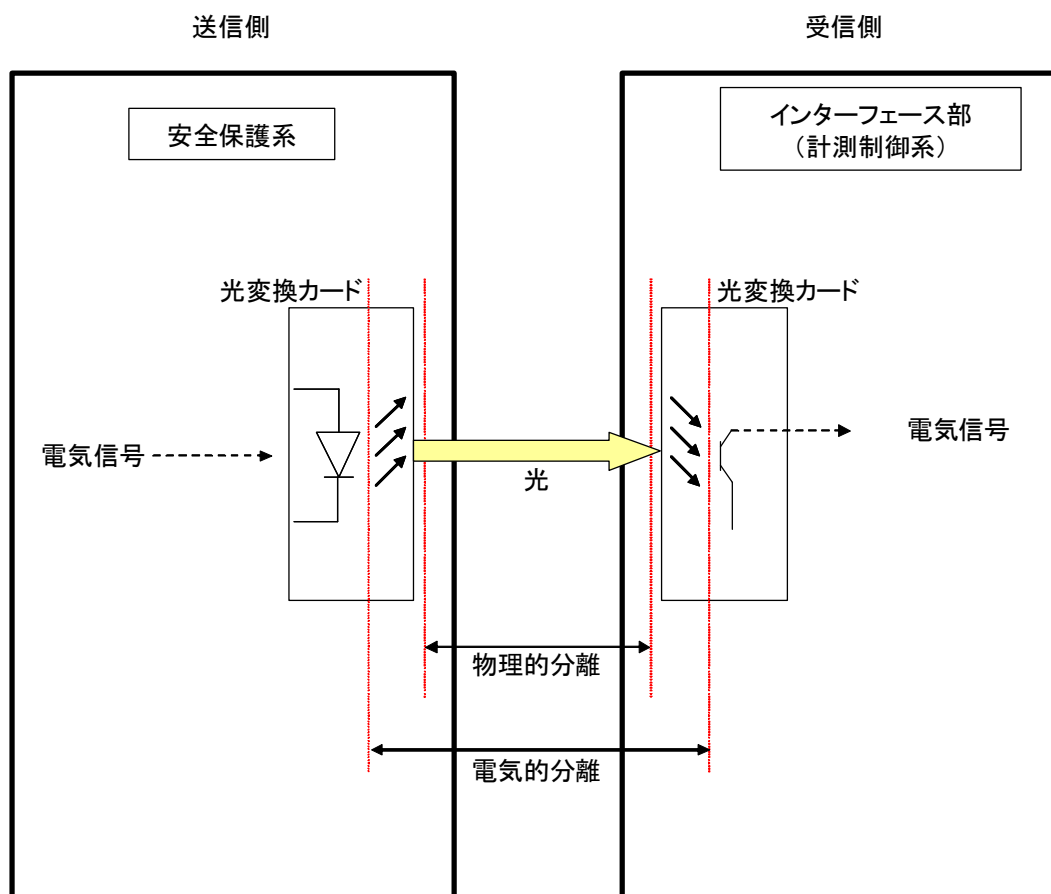
第 2.6 表 想定脅威に対する対策（工場製作及び出荷）

想定脅威	対策
[Redacted Content]	

 : 防護上の観点から公開できません

2.7 物理的分離及び電気的分離について

安全保護系盤からインターフェース部（計測制御系）の分離は、光変換カードによって送信側と受信側の物理的及び電気的分離（計測制御系で短絡等の故障が生じても安全保護系に影響を与えない）を行っている。



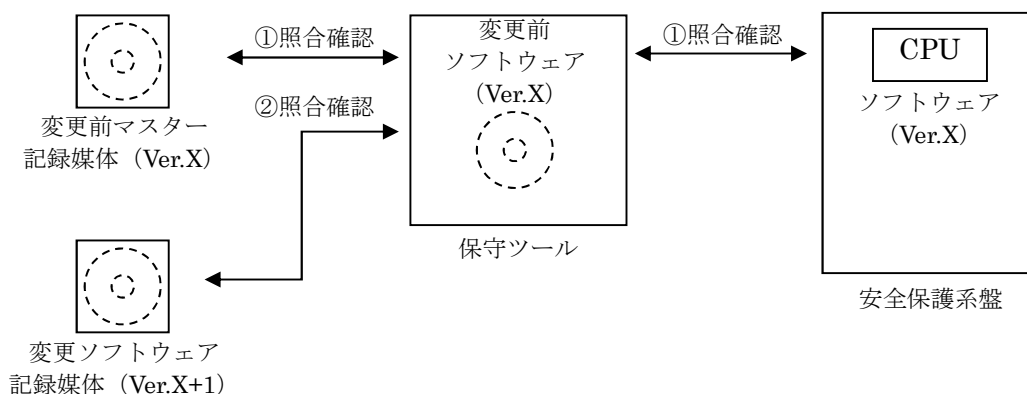
第 2.7 図 通信における分離概念図

2.8 ソフトウェア変更作業におけるソフトウェア不具合対応

ソフトウェア変更作業は、2.5 節にて説明した検証及び妥当性確認の品質保証活動に基づき適切な管理のもとに実施するが、変更作業において万が一、ウイルス、バグ等が安全保護系盤に書き込まれることにより、ソフトウェアの演算処理に不具合が発生した場合は、自己診断機能により演算処理の不具合を検知することが可能である。また、ウイルス、バグ等を発見した場合は、マスター用に保管している外部記録媒体から変更作業前のバージョンのソフトウェアを安全保護系盤に書き込み、変更作業前の状態に復元することが可能である。

【ソフトウェア変更前確認の流れ】（Ver. X から Ver. X+1 へ変更する例）

- ①安全保護系盤に装荷されているソフトウェア（Ver. X）と、変更前マスター記録媒体（Ver. X）を照合確認し、全てが一致していることを確認する。
- ②変更ソフトウェア記録媒体（Ver. X+1）と変更前ソフトウェア（Ver. X）を保守ツールにて照合確認し、意図した箇所以外の変更がないことを確認する。

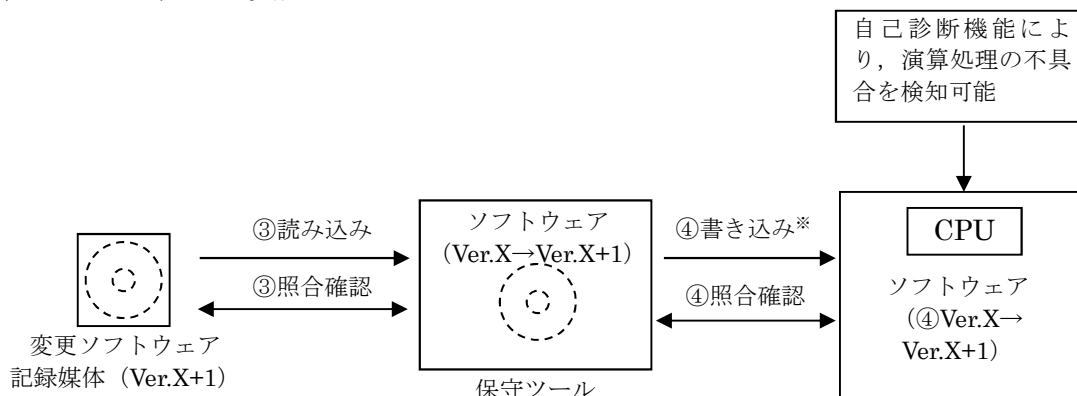


第 2.8-1 図 ソフトウェア変更作業の流れ（ソフトウェア変更前）

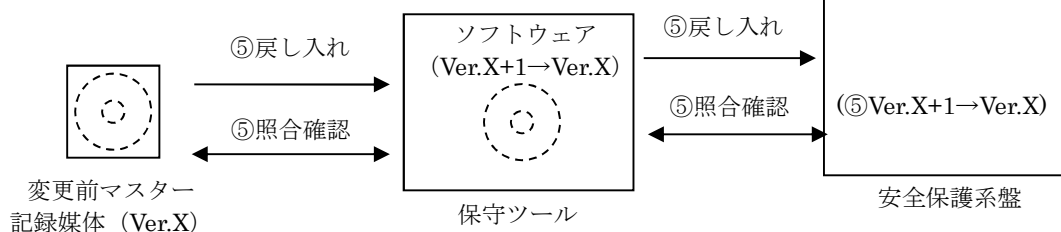
【変更ソフトウェアの安全保護系盤への書き込み及び確認の流れ】

- ③変更ソフトウェア (Ver. X+1) を記録媒体から保守ツールへ読み込み、その後、照合確認にてソフトウェア (Ver. X+1) が保守ツールへ正しく読み込みされたことを確認する。
- ④変更ソフトウェア (Ver. X+1) を保守ツールより安全保護系盤に書き込み、その後、照合確認にて変更ソフトウェア (Ver. X+1) が正しく安全保護系盤へ書き込まれたことを確認する。
- ⑤実機に変更ソフトウェア (Ver. X+1) を書き込んだ後に、ウイルス、バグ等にて演算処理に不具合が発生した場合は、変更前マスター記録媒体 (Ver. X) から変更前ソフトウェアを戻し入れ、変更作業前の状態に復元する。

<通常のソフトウェア変更>



<演算処理に不具合が発生した場合>



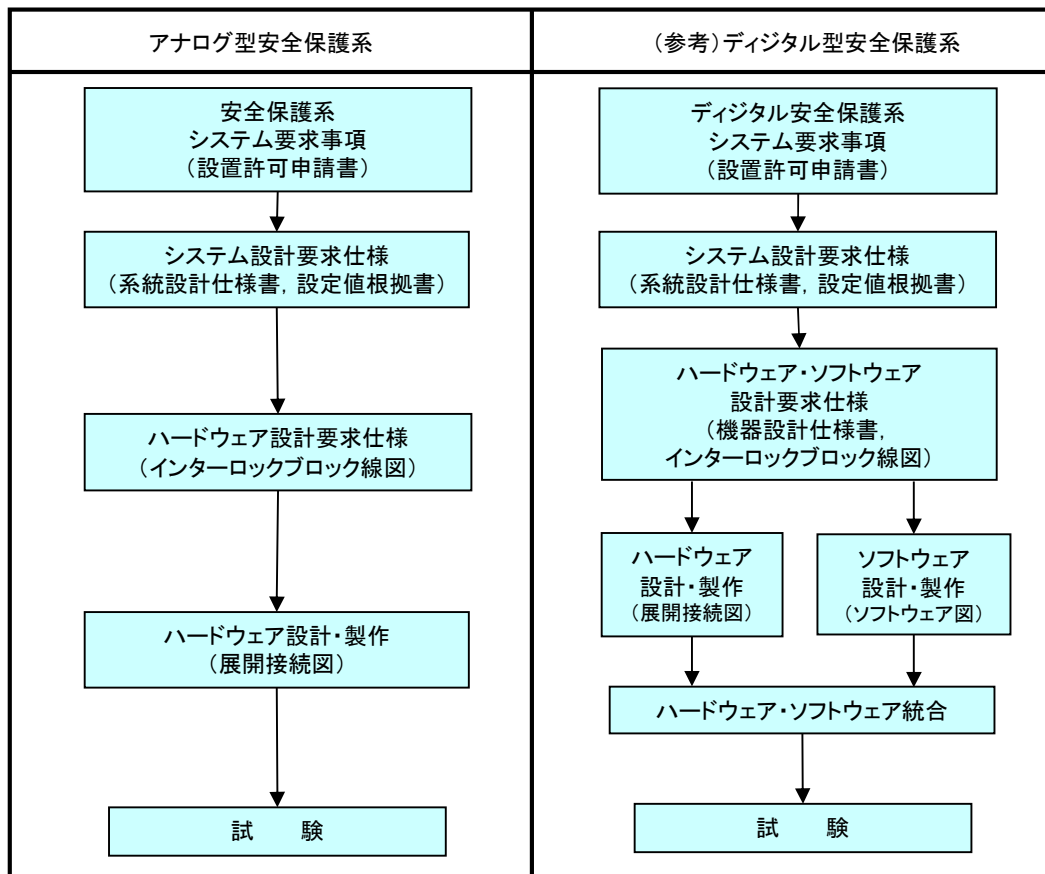
※保守ツールにて制御装置で動作可能な形式に変換したものを書き込む。

第 2.8-2 図 ソフトウェア変更作業の流れ (ソフトウェア変更)

別紙1 アナログ型安全保護回路について、承認されていない動作や変更を防ぐ設計方針

アナログ型の安全保護回路はハードワイヤーロジック（リレーや配線によるアナログ回路）で構成されており、これらの回路に対し、承認されていない動作や変更を防ぐ措置として、以下を実施している。

- 安全保護回路の変更が生じる場合は、上流図書から下流図書（第1図参照）へ変更内容が反映されていることを設備図書で承認する。
- 改造後はインターロック試験や定期事業者検査等にて、安全保護回路が正しく動作することを複数の人間でチェックしている。
- なお、中央制御室への入域に対しては、出入管理により関係者以外のアクセスを防止している。



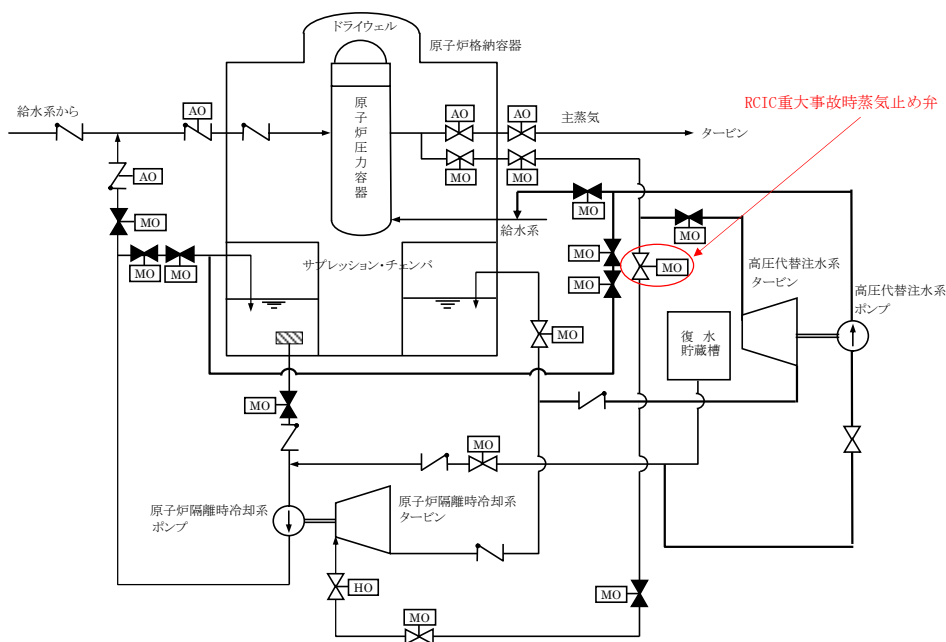
第1図 安全保護系の設計・製作・試験の流れ（例）

別紙2 今回の設置許可申請に関し、安全保護回路に変更を施している場合の基準適合性

設置変更許可申請に関わる安全保護回路の変更は行っていない。なお、重大事故等対処設備の設置（自主対策含む）に伴い、デジタル安全保護系設備のソフトウェア改造を実施している事例が下記2件あるが、「安全保護系へのデジタル計算機の適用に関する規程（JEAC4620）」及び「デジタル安全保護系の検証及び妥当性確認に関する指針（JEAG4609）」に準じて設計、製作、試験及び変更管理の各段階で検証及び妥当性確認（V&V）を実施することで、ソフトウェア改造に伴う影響を防止する設計としている。また、ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能：ARI）と代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）については、安全保護回路に変更を施しておらず、安全保護回路と電氣的・物理的に分離されており安全保護回路に悪影響を与えない設計としている（参考1）。詳細は各条文の基準適合性説明資料にて説明する。

「6号及び7号炉 高压代替注水設備（HPAC）設置に伴う弁操作機能の追加」

- 重大事故等時に原子炉隔離時冷却系（RCIC）が機能喪失した場合において、高压注水設備の代替手段として、高压代替注水設備（HPAC）を設置することとしている。
- 高压代替注水設備（HPAC）は原子炉隔離時冷却系（RCIC）と同様に発電用原子炉からの主蒸気を駆動源としたタービン駆動のポンプであり、原子炉隔離時冷却系（RCIC）蒸気管より分岐した蒸気系のライン構成となっている。
- 原子炉隔離時冷却系（RCIC）起動失敗、又は機能喪失時に、原子炉隔離時冷却系（RCIC）蒸気入口弁操作不能（開状態で停止）で高压代替注水設備（HPAC）起動後も高压代替注水設備（HPAC）蒸気量低で定格流量が得られない状況を回避するため、原子炉隔離時冷却系（RCIC）重大事故時蒸気止め弁を設置しており、この弁操作を原子炉隔離時冷却系（RCIC）系から実施可能とするためのソフトウェア改造を実施することとしている。



第1図 高压代替注水系（HPAC）の系統概要

「6号炉 直流125V 6A 蓄電池室 換気空調設備の制御回路の追加」

- 直流125V 蓄電池 6Aの増容量に伴い、蓄電池室（換気空調設備含む）を新設しており、換気空調設備の制御回路追加のソフトウェア改造を実施することとしている。

参考1 新規制対応設備の安全保護系への影響について

1. ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）について

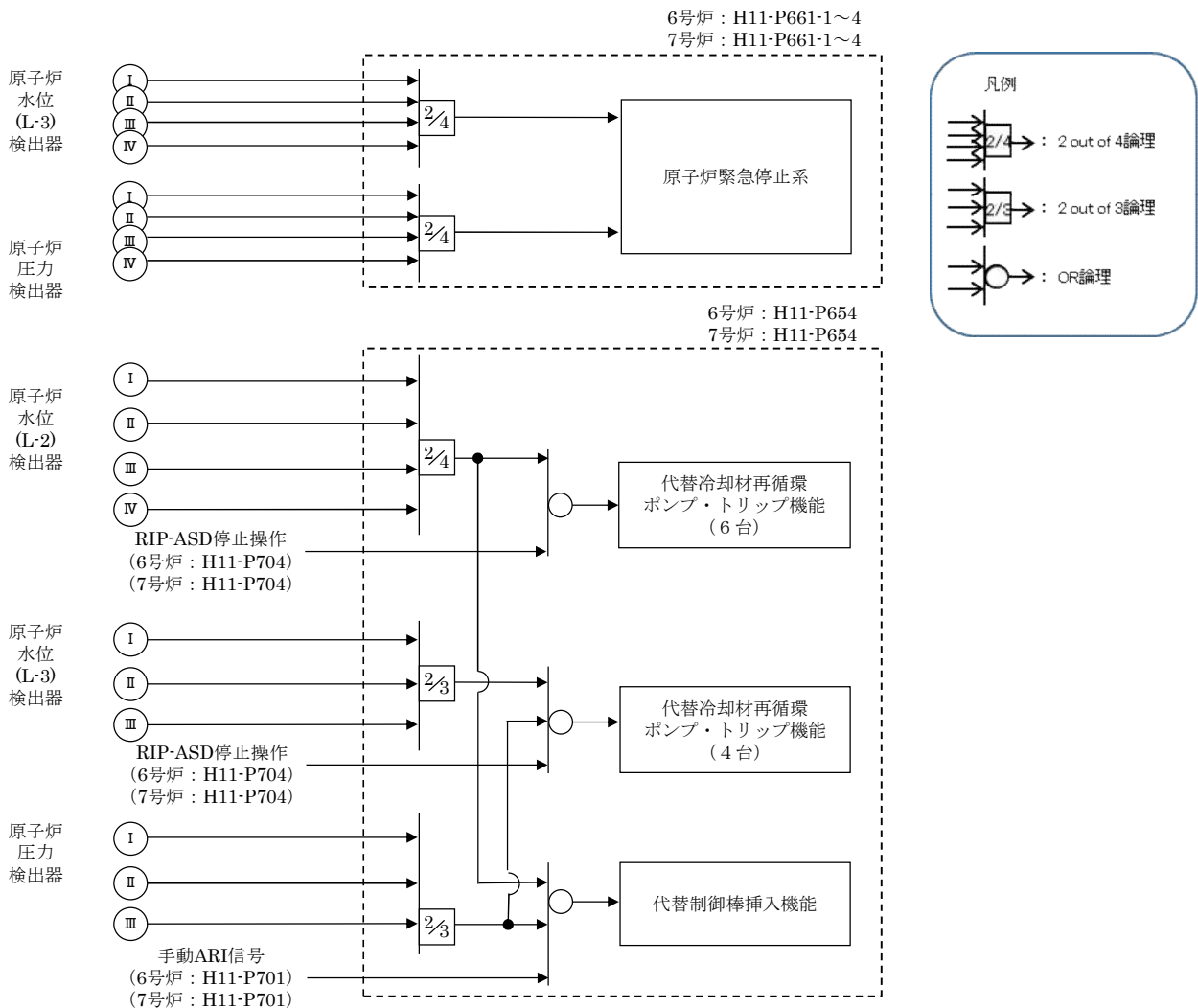
(1) 目的

代替制御棒挿入機能は、制御棒駆動機構を作動させる原子炉緊急停止系の故障による ATWS 発生時に、スクラム用計装空気配管に取り付けられた排気弁を開放することによって制御棒を急速に挿入し、原子炉出力を低下させることを目的とする。

(2) 原子炉緊急停止系への影響について

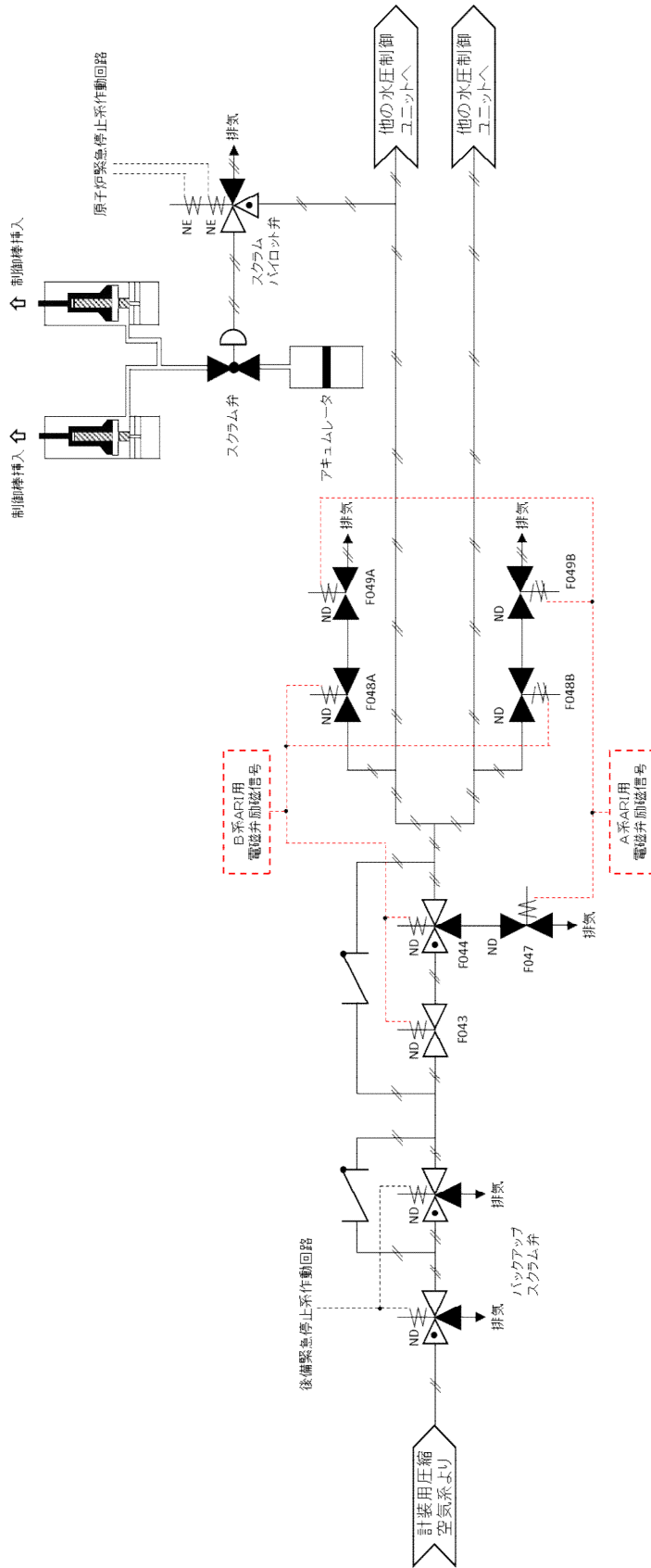
原子炉緊急停止系と代替制御棒挿入機能のロジック回路は第1図のとおり、検出器からロジックまで、原子炉緊急停止系と代替制御棒挿入機能は独立した構成となっており、原子炉緊急停止系に悪影響を与えない設計とする。

なお、第2図のとおり原子炉緊急停止系の作動電磁弁についても、代替制御棒挿入機能と原子炉緊急停止系では独立した構成とする。



第1図 原子炉緊急停止系及び代替制御棒挿入機能のロジック図

凡例
NE : 常時励磁
ND : 常時無励磁



第2図 作動電磁弁について

2. 代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）

（1）目的

代替自動減圧機能は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合であって、自動減圧系が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失するおそれがある場合又は発生した場合に、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧し、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止することを目的とする。

（2）自動減圧系への影響について

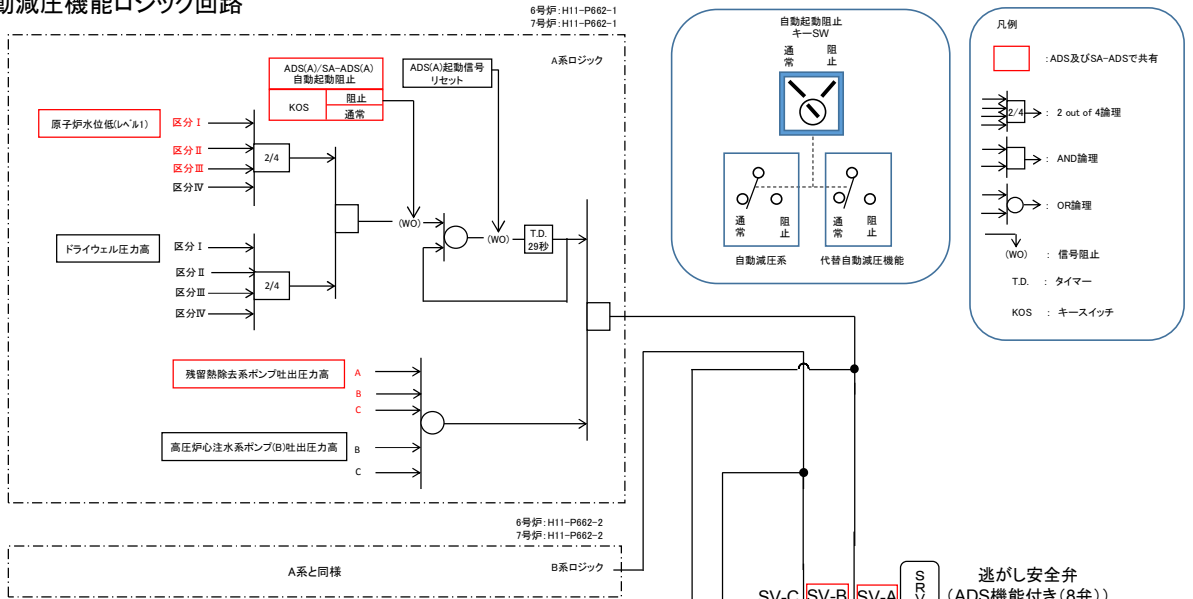
自動減圧系と代替自動減圧機能の論理回路は第3図のとおりであり、自動減圧系に対して独立した論理回路を構成しており、自動減圧系に悪影響を与えない設計としている。

第4図のとおり検出器（原子炉水位低（レベル1）、残留熱除去系ポンプ吐出圧力高）からの入力信号については共有しているが、自動減圧系と隔離装置を用いて電氣的に分離しており、自動減圧系への悪影響を与えない設計とする。

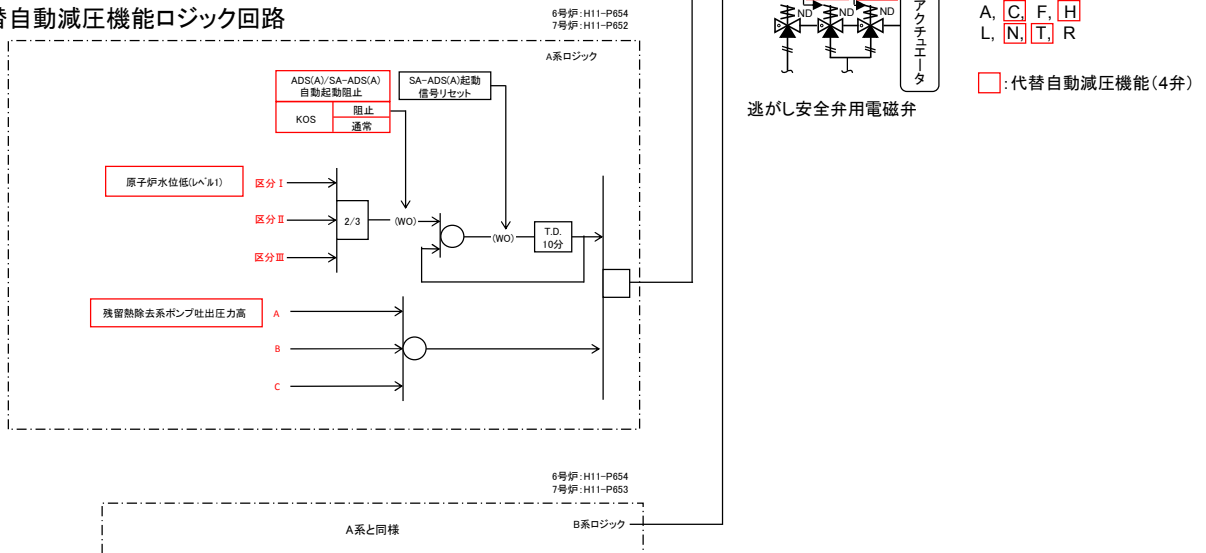
また、論理回路からの作動用電磁弁制御信号についても共用しているが、自動減圧系と隔離装置を用いて電氣的に分離しており、自動減圧系への悪影響を与えない設計とする。

なお、原子炉スクラム失敗時に自動減圧が自動起動すると、高圧炉心注水系及び低圧注水系から大量の冷水が注水され、出力の急激な上昇に繋がるため、自動減圧系及び代替自動減圧機能の自動起動阻止回路を用いて、自動起動を阻止する設計とする。自動減圧系回路と代替自動減圧機能回路の自動起動阻止回路は、手動阻止スイッチ（ハードスイッチ）を共用しているが、ハードスイッチは単純な構造であり、スイッチ接点以降は分離していることから、自動減圧系に悪影響を与えない設計とする。

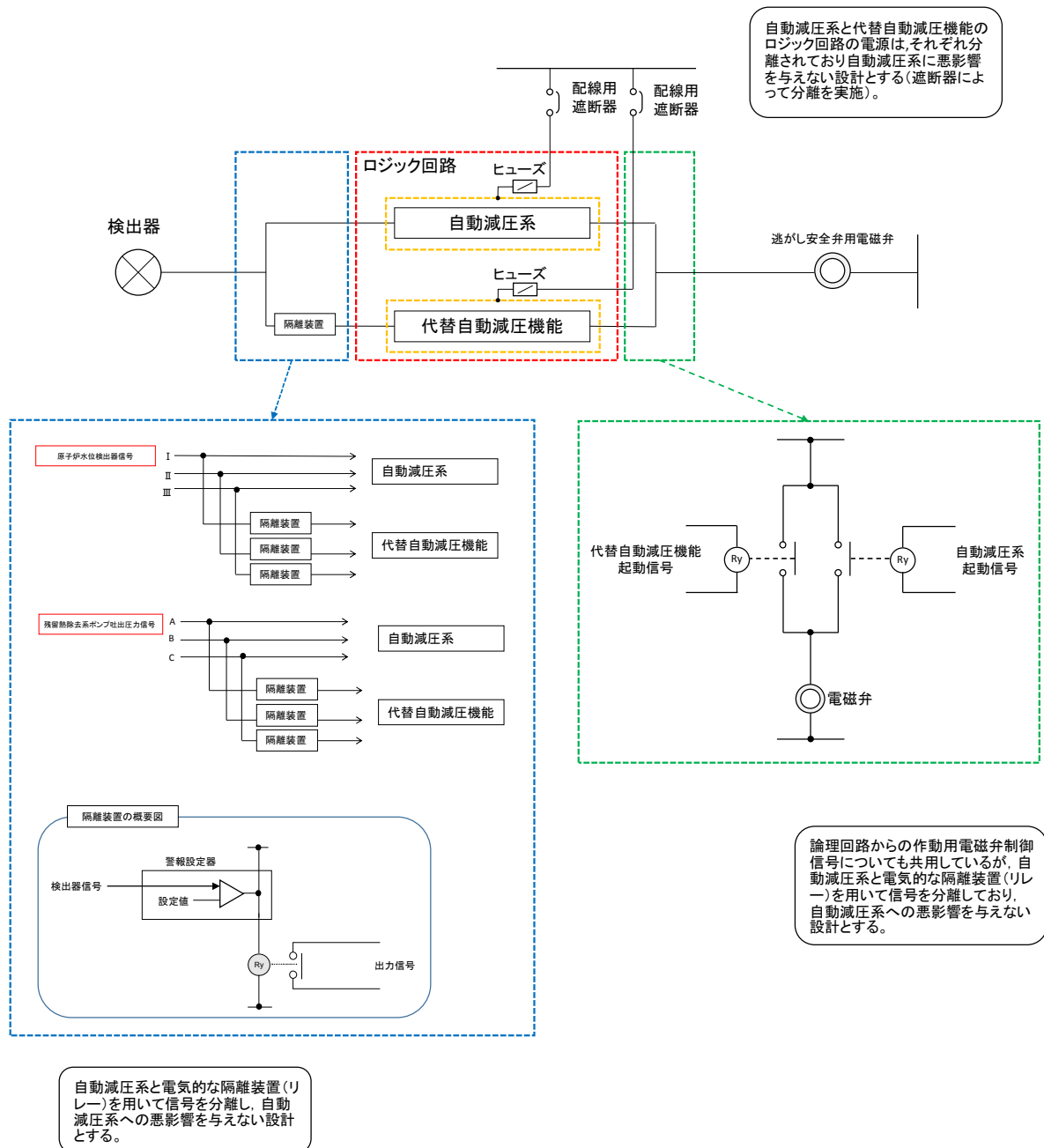
自動減圧機能ロジック回路



代替自動減圧機能ロジック回路



第3図 自動減圧機能及び代替自動減圧機能のロジック回路



第4図 信号の分離について

別紙3 アナログ型安全保護回路の不正アクセス行為等の防止対策

アナログ型安全保護回路の検出器から作動回路について、検出器はアナログ機器、作動回路はハードワイヤーロジック（リレーや配線によるアナログ回路）で構成されており、一部の安全保護回路への出力信号処理でデジタル型制御装置を使用している（起動領域モニタ、平均出力領域モニタ、安全系放射線モニタ）。例として、原子炉緊急停止系の構成例を第1図に示す。不正アクセス行為等による対策については、「2.1 安全保護系の不正アクセス行為防止のための措置について」に記載の設計方針としている（下記に、「2.1」の記載内容の一部再掲）。

(1) 物理的アクセスの制限対策

発電所への入域に対しては、出入管理により物理的アクセスを制限し、管理されない変更を防止している。

(2) ハードウェアの物理的な分離又は機能的な分離対策

安全保護系の信号は、安全保護系盤→プロセス計算機→防護装置→緊急時対策支援システム伝送装置（ERSS）→防護装置を介して外部に伝送している。この信号の流れにおいて、安全保護系からは発信されるのみであり、外部からの信号を受信しないこと、及びハードウェアを直接接続しないことで物理的及び機能的分離を行っている。

(3) 外部ネットワークからの遠隔操作及びウイルス等の侵入防止対策

安全保護系の信号で外部ネットワークへのデータ伝送の必要がある場合は、防護装置（通信状態を監視し、送信元、送信先及び送信内容を制限することにより、目的外の通信を遮断）を介して安全保護系盤の信号を一方向（送信機能のみ）通信に制限し外部からのデータ書き込み機能を設けないことでウイルスの侵入及び外部からの不正アクセスを防止している。

(4) システムの導入段階、更新段階又は試験段階で承認されていない動作や変更を防ぐ対策

アナログ型安全保護回路は別紙1のとおり。

なお、デジタル型制御装置（起動領域モニタ、平均出力領域モニタ、安全系放射線モニタ）については、「安全保護系へのデジタル計算機の適用に関する規程（JEAC4620）」及び「デジタル安全保護系の検証及び妥当性確認に関する指針（JEAG4609）」に準じて設計、製作、試験及び変更管理の各段階で検証及び妥当性確認（V&V）がなされたソフトウェアを使用している。また、安全保護系は、固有のプログラム言語を使用（一般的なコンピュータウイルスが動作しない環境）するとともに、保守以外の不要なソフトウェアへのアクセス制限対策として入域制限や保守ツールの施錠管理及びパスワード管理※を行い、関係者以外の不正な変更等を防止している。

(5) 耐ノイズ・サージ対策

安全保護系は、雷・誘導サージ・電磁波障害等による擾乱に対して、制御盤へ入線する電源受電部にラインフィルタや絶縁回路を設置，外部からの信号入出力部にラインフィルタや絶縁回路を設置している。

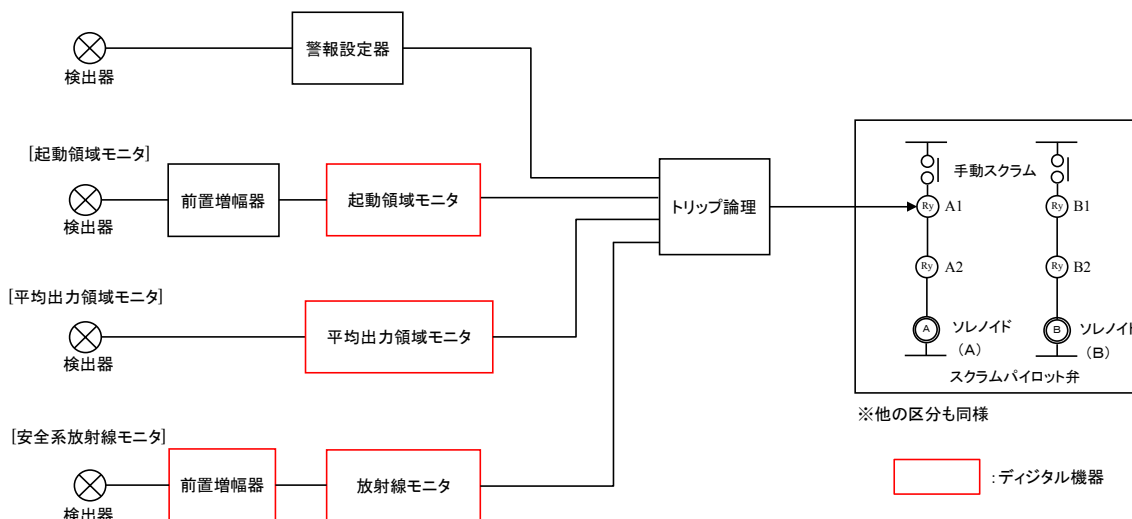
(6) ウイルス侵入防止について、供給者への要求事項及び供給者で実施している対策

ウイルスの侵入防止対策も含め、当社の安全保護系への妨害行為又は破壊行為を防止するため、第2.1表のようなセキュリティ対策を安全保護系の設計に反映するよう、供給者へ要求することとしている。なお、当社は供給者に対し、品質保証に関する監査を継続的に実施することにより、適切に管理されているかを確認することとしている。

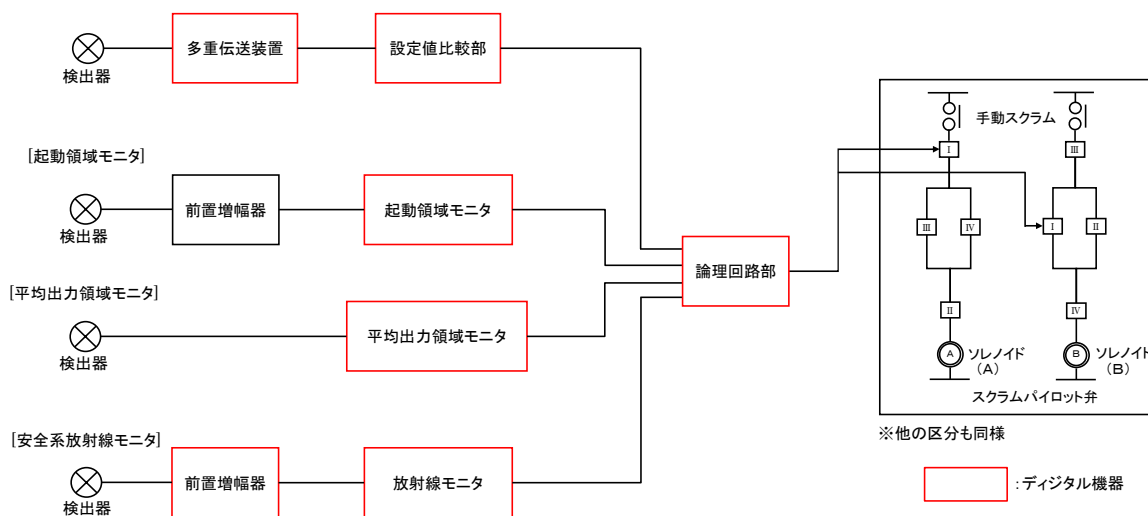
供給者はこれを受けて、インターネットへの直接接続の禁止，保守のための当該システムへの接続は許可された機器のみに限定している等の対応を実施している。

※社内マニュアル 3 次文書「Z-29・KK 業シス-01 情報システムへのウイルス対策ガイド」に規定

アナログ型安全保護回路（A1 チャンネル）の例



(参考) デジタル型安全保護回路（区分Ⅰ）の例



第 1 図 安全保護回路の構成例（原子炉緊急停止系）

別紙4 ソフトウェア更新時の立会において、インサイダー等に対するセキュリティ対策

安全保護系制御装置のソフトウェア変更に当たっては、以下の対策を実施している。

- ・ ソフトウェア変更に必要な保守ツール、記憶媒体については、保管庫内の施錠されたラック内に保管している。また、保守ツール使用時は安全保護系制御装置の保守ツールの接続部の解錠を必要とし、管理されないソフトウェアの変更を防止している。
- ・ 保管庫内の施錠されたラック内に保管した保守ツール、記憶媒体は、使用の際に当社監理員立ち会いの下、貸し出しを行っている。
- ・ 保守ツールの接続部の鍵は、当直長の許可を得た上で、貸し出しを行っている。



- ・ ソフトウェア変更に係わる者は、情報セキュリティ教育（1回／年）を受講している。

：防護上の観点から公開できません

別紙5 デジタル型安全保護回路のシステムへ接続可能なアクセスについて

安全保護回路等を含むネットワーク全体構成図は第1図及び第2図のとおりであり、安全保護回路のシステムへ接続可能なアクセスについては、安全保護回路へのネットワーク上の接続可能なアクセスと安全保護系制御装置のソフトウェアへ直接アクセス可能な保守ツール接続箇所となる。

安全保護回路のシステムへ接続可能なアクセスについては、以下のとおり対策をしている。



(2) 外部ネットワークからの遠隔操作及びウイルス等の侵入防止対策

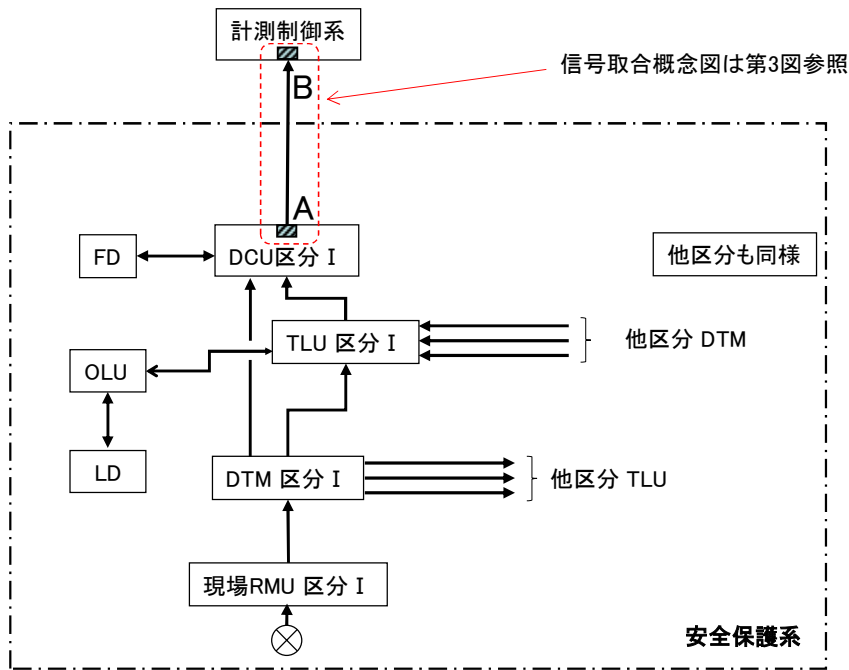
安全保護回路へのネットワーク上の接続可能なアクセスについては、機能的に分離する設計としている。具体的には、安全保護回路と計測制御系は第3図に示すように、通信コントローラとマイクロプロセッサとの間には、通信専用のメモリを介することにより、通信コントローラが直接安全保護系のマイクロプロセッサの動作に関与しない設計とし、機能的に分離している為、計測制御系が安全保護回路のマイクロプロセッサの動作には関与しない。



(3) 物理的アクセスの制限対策

安全保護系制御装置のソフトウェアへアクセス可能な保守ツールについては、保管庫内の施錠されたラック内に保管した保守ツールを使用して行い、使用時は安全保護系制御装置の保守ツールの接続部の解錠を必要とし、管理されないソフトウェアの変更を防止している。

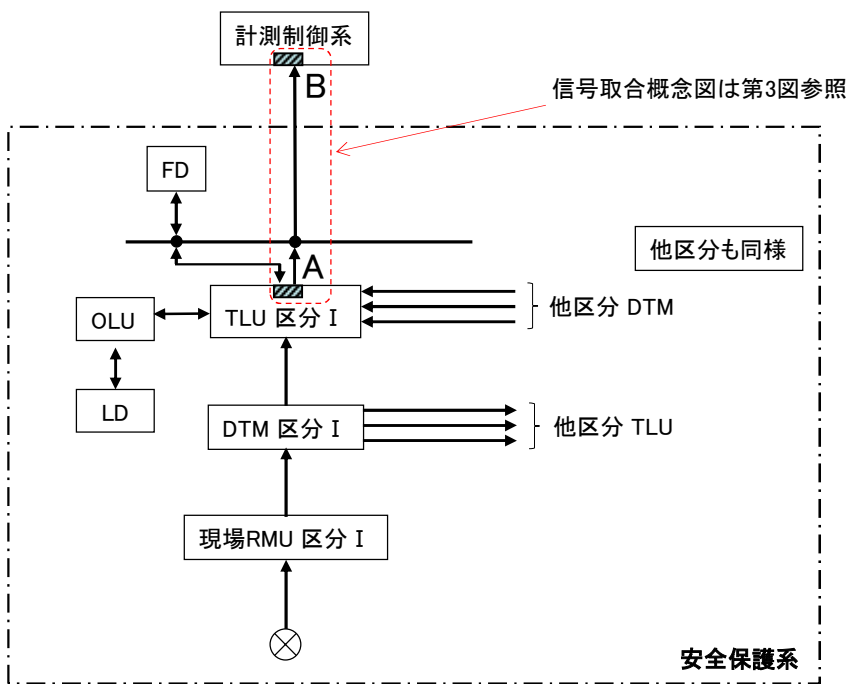
 : 防護上の観点から公開できません



第1図 ネットワーク全体構成概念図 (6号炉 RPS/MSIV の例)

<凡例>

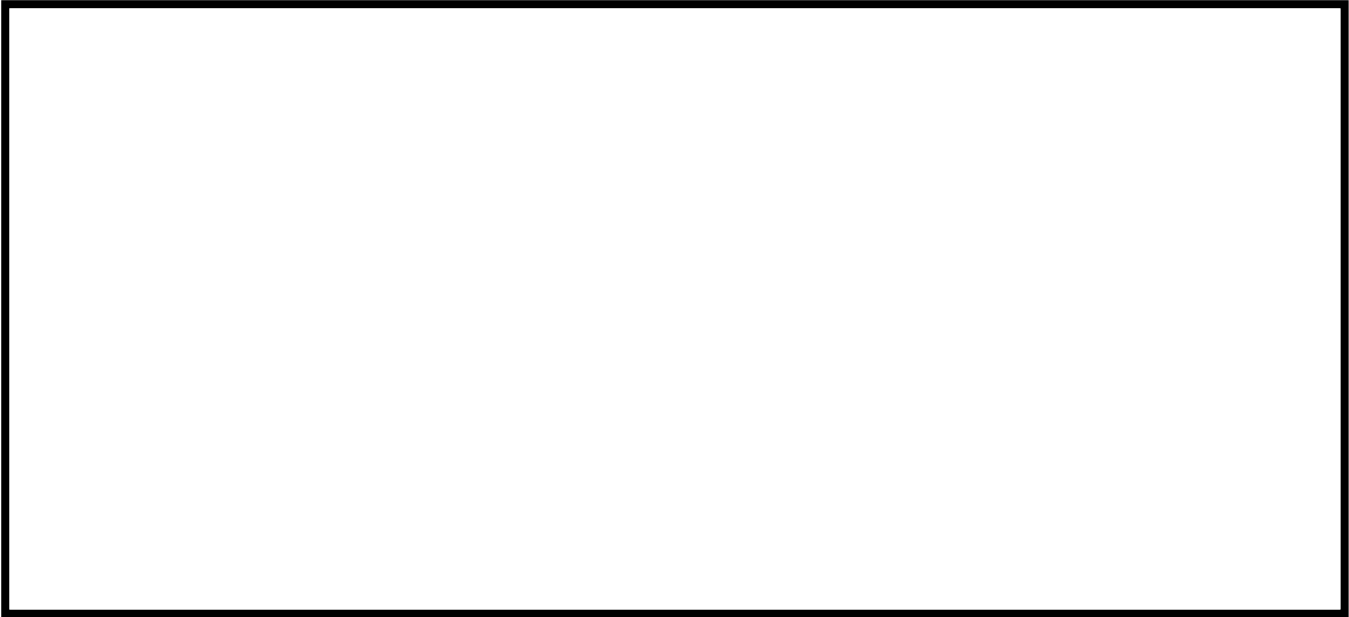
- ・TLU: 論理回路部
- ・DTM: 設定値比較部
- ・DCU: データコミュニケーションユニット
- ・LD: ロードドライバ
- ・RMU: 多重伝送盤
- ・OLU: 出力回路部
- ・FD: フラットディスプレイ
- ▨: 通信カード




第2図 ネットワーク全体構成概念図 (7号炉 RPS/MSIV の例)

<凡例>

- ・TLU: 論理回路部
- ・DTM: 設定値比較部
- ・LD: ロードドライバ
- ・RMU: 多重伝送盤
- ・OLU: 出力回路部
- ・FD: フラットディスプレイ
- ▨: 通信カード




第3図 安全保護回路と計測制御系との信号取合概念図

 : 枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

別紙6 デジタル型安全保護回路について、システム設計と実際のデバイスが具備している機能との差（未使用機能等）による影響の有無



システム設計に基づき、安全保護上要求される機能が正しく確実に実現されていることを保証するため、デジタル安全保護系ソフトウェアは、設計、製作、試験、変更管理の各段階で、「安全保護系へのデジタル計算機の適用に関する規程」（JEAC4620）及び「デジタル安全保護系の検証及び妥当性確認に関する指針」（JEAG4609）に基づき、供給者による検証及び妥当性確認の各段階において、確実に実施されていることを確認している。

：防護上の観点から公開できません

別紙 7 安全保護系の過去のトラブル（落雷によるスクラム動作事象等）の反映事項

安全保護系に関わる過去のトラブル情報を抽出し、柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉の安全保護系の設計面へ反映すべき事項を下記のとおり確認した。

(1) 過去の不具合事例の抽出

安全保護系の設計面に反映が必要となる事象の抽出にあたり、以下を考慮した。

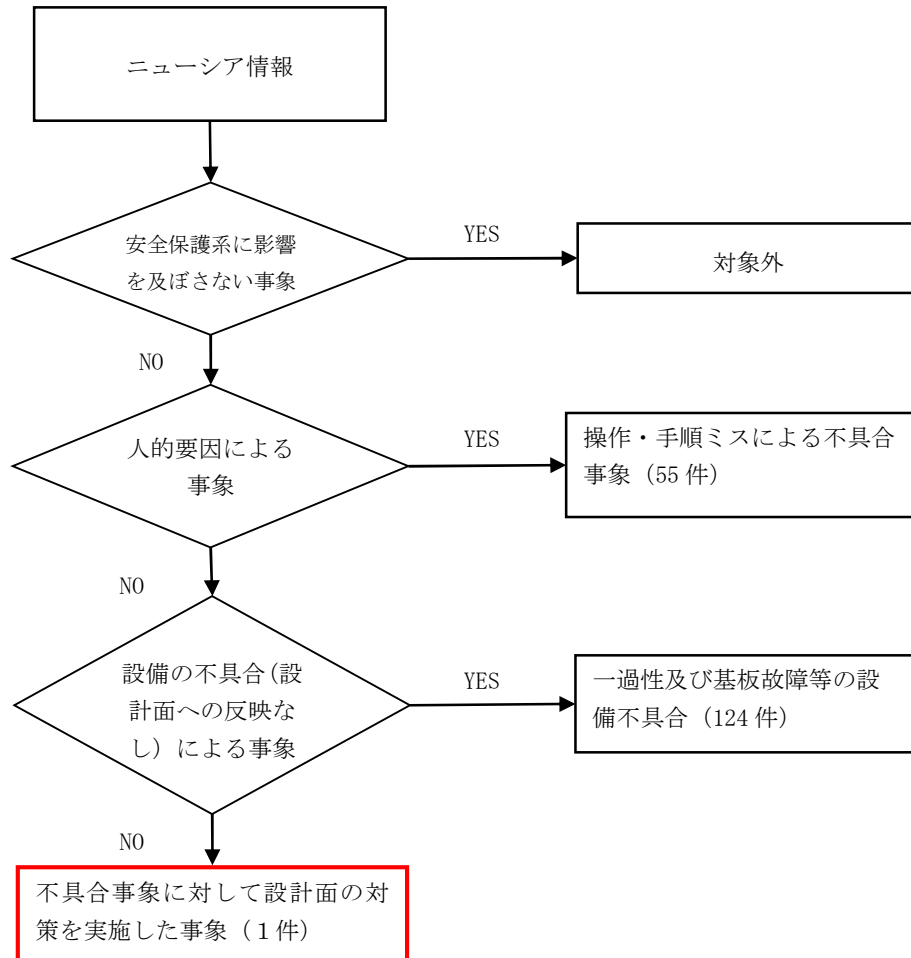
- ① 公開情報（原子力施設情報公開ライブラリー「ニューシア」）を対象
- ② キーワード検索（安全保護系，原子炉緊急停止系，工学的安全施設作動回路，雷，ノイズ，スクラム等）により抽出
- ③ 間接的な影響（他設備のトラブル）によって安全保護系へ影響を与えた事象（安全保護系の正動作は除く）

(2) 反映が必要となる事象の選定

安全保護系の設計面に反映が必要となる事象について、第 1 図及び第 1 表に基づき抽出した。抽出された過去の不具合事象を第 2 表に示す。

(3) 過去の不具合事例への対応について

過去の不具合事例を抽出し、安全保護系の設計面への反映要否について検討を実施した結果、対応済み，若しくは，反映不要であることを確認した。



第1図 設計面への反映すべき事項の抽出フロー

第1表 設計面への反映を不要とする理由

項目	事象例	理由
人的要因による事象	安全処置の実施又は復旧時のミス, 作業手順のミス等	作業手順, 作業管理等の人的要因によるものであり, 設計面へ反映すべき事項ではない。
設備の不具合(設計面への反映なし)による事象	計器・部品の単品故障・一過性故障・偶発故障等	故障した部品の交換等の対策を図ることが基本であり, 設計面へ反映すべき事項ではない。

第2表 抽出された過去の不具合事象

件名	柏崎刈羽原子力発電所6号機 「主蒸気管放射能高」信号誤動作によるスクラムについて												
会社名・プラント	東京電力株式会社 柏崎刈羽原子力発電所6号機												
発生日	2012年08月22日												
事象概要	<p>平成24年8月22日20時12分頃、定期検査中の6号機において、「主蒸気管放射能高」信号の誤動作によりスクラム信号が発生し、原子炉スクラム（ゼロスクラム）が発生した。</p> <p>なお、6号機は冷温停止状態であり、制御棒は全挿入状態であった。</p> <p><時系列></p> <p>8/22</p> <p>20:12 「主蒸気管放射能高 区分（Ⅰ）（Ⅲ）」発生 主蒸気隔離弁（内側弁） 「全閉」 実動作 主蒸気ドレン内側弁 「全閉」 実動作 （点検のため上記弁は「全開」であった。なお、主蒸気隔離弁（外側弁）は、「全閉」であった） 「原子炉スクラム」発生（ゼロスクラム） 「スクラムパイロットエアヘッダー圧力低」発生 「CRD 充てん水圧力低」発生</p> <p>20:22 主蒸気管放射線モニタ 中操確認</p> <table border="0"> <tr> <td>区分Ⅰ：レベル高・高高ランプ 点灯</td> <td>スクラム後指示値</td> <td>2.0E-13A</td> </tr> <tr> <td>区分Ⅱ：警報発生なし</td> <td>スクラム後指示値</td> <td>2.0E-13A</td> </tr> <tr> <td>区分Ⅲ：レベル高・高高ランプ・下限点灯</td> <td>スクラム後指示値</td> <td>2.2E-13A</td> </tr> <tr> <td>区分Ⅳ：下限 点灯</td> <td>スクラム後指示値</td> <td>ダウンスケール</td> </tr> </table> <p>（スクラム前の指示については、記録計が停止中のため採取できず）</p> <p>20:40 主蒸気隔離弁（内側弁）現場確認：異常なし</p> <p>20:51～20:54 主蒸気管放射線モニタ（区分Ⅰ～Ⅳ）インターロック除外実施 （機能要求はないため再発防止として実施）</p> <p>21:01 スクラムリセット実施</p> <p>21:08 HCU 廻り現場確認：異常なし</p>	区分Ⅰ：レベル高・高高ランプ 点灯	スクラム後指示値	2.0E-13A	区分Ⅱ：警報発生なし	スクラム後指示値	2.0E-13A	区分Ⅲ：レベル高・高高ランプ・下限点灯	スクラム後指示値	2.2E-13A	区分Ⅳ：下限 点灯	スクラム後指示値	ダウンスケール
区分Ⅰ：レベル高・高高ランプ 点灯	スクラム後指示値	2.0E-13A											
区分Ⅱ：警報発生なし	スクラム後指示値	2.0E-13A											
区分Ⅲ：レベル高・高高ランプ・下限点灯	スクラム後指示値	2.2E-13A											
区分Ⅳ：下限 点灯	スクラム後指示値	ダウンスケール											
原因	雷によるノイズ												
対策	<p>(1) アナログ式モニタからデジタル式モニタへ変更。</p> <p>(2) ケーブルルート見直し</p> <p>雷サージ電流の進入ルートと考えられる信号ケーブルの電線管ルートを原子炉建屋外壁埋設から原子炉建屋内の露出電線管ルートへの変更を実施した。</p>												

別 添

柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉

運用，手順説明資料
安全保護回路

第1表 運用, 手順に係る対策等 (設計基準)

設置許可基準 対象条文	対象項目	区分	運用対策等
第24条 安全保護回路	施錠管理	運用・手順	・施錠管理に関する管理方法を定める。
		体制	(運転員, 保全員による識別及び施錠管理)
		保守・点検	—
		教育・訓練	—
	変更管理	運用・手順	・ソフトウェア変更に関する管理方法を定める。(検証及び妥当性の確認を含む)
		体制	(保全担当による変更管理)
		保守・点検	—
		教育・訓練	—
	パスワード 管理	運用・手順	・管理 (保守ツールのパスワード管理の手順整備含む) ・操作 (パスワード入力手順の整備含む)
		体制	(保全担当によるパスワード管理)
		保守・点検	—
		教育・訓練	—

第 26 条 原子炉制御室等

<目 次>

1. 基本方針
 - 1.1 要求事項の整理
 - 1.2 適合のための設計方針
 - 1.2.1 設置許可基準規則第 26 条第 1 項第 3 号に対する基本方針
2. 追加要求事項に対する適合方針
 - 2.1 外の状況を把握する設備
 - 2.2 酸素濃度・二酸化炭素濃度計
3. 別添
 - 別添 1 原子炉制御室について（被ばく評価除く）
 - 別添 2 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価について
 - 別添 3 柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉
運用，手順説明資料 原子炉制御室等

1. 基本方針

1.1 要求事項の整理

設置許可基準規則第 26 条及び技術基準規則第 38 条を第 1.1-1 表に示す。また、第 1.1-1 表において、新規制基準に伴う追加要求事項を明確化する。

第 1.1-1 表 設置許可基準規則第 26 条及び技術基準規則第 38 条要求事項

設置許可基準規則第 26 条 (原子炉制御室等)	技術基準規則第 38 条 (原子炉制御室等)	備考
<p>発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、原子炉制御室（安全施設に属するものに限る。以下この条において同じ。）を設けなければならない。</p> <p>一 設計基準対象施設の健全性を確保するために必要なパラメータを監視できるものとする。</p>	<p>発電用原子炉施設には、原子炉制御室を施設しなければならない。</p> <p>2 原子炉制御室には、反応度制御系統及び原子炉停止系統に係る設備を操作する装置、非常用炉心冷却設備その他の非常時に発電用原子炉の安全を確保するための設備を操作する装置、発電用原子炉及び一次冷却系統に係る主要な機械又は器具の動作状態を表示する装置、主要計測装置の計測結果を表示する装置その他の発電用原子炉を安全に運転するための主要な装置（第四十七条第一項に規定する装置を含む。）を集中し、かつ、誤操作することなく適切に運転操作することができるよう施設しなければならない。</p>	<p>変更なし</p>

設置許可基準規則第 26 条 (原子炉制御室等)	技術基準規則第 38 条 (原子炉制御室等)	備考
二 発電用原子炉施設の外の状況を把握する設備を有するものとする事。	3 原子炉制御室には、発電用原子炉施設の外部の状況を把握するための装置を施設しなければならない。	追加要求事項
三 発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な操作を手動により行うことができるものとする事。	第 2 項と同じ	変更なし

設置許可基準規則第 26 条 (原子炉制御室等)	技術基準規則第 38 条 (原子炉制御室等)	備考
<p>2 発電用原子炉施設には、火災その他の異常な事態により原子炉制御室が使用できない場合において、原子炉制御室以外の場所から発電用原子炉を高温停止の状態に直ちに移行させ、及び必要なパラメータを想定される範囲内に制御し、その後、発電用原子炉を安全な低温停止の状態に移行させ、及び低温停止の状態を維持させるために必要な機能を有する装置を設けなければならない。</p>	<p>4 発電用原子炉施設には、火災その他の異常な事態により原子炉制御室が使用できない場合に、原子炉制御室以外の場所から発電用原子炉の運転を停止し、かつ、安全な状態に維持することができる装置を施設しなければならない。</p>	<p>変更なし</p>

設置許可基準規則第 26 条 (原子炉制御室等)	技術基準規則第 38 条 (原子炉制御室等)	備考
<p>3 原子炉制御室及びこれに連絡する通路並びに運転員その他の従事者が原子炉制御室に出入りするための区域は、一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常が発生した場合に発電用原子炉の運転の停止その他の発電用原子炉施設の安全性を確保するための措置をとるため、従事者が支障なく原子炉制御室に入り、又は一定期間とどまり、かつ、当該措置をとるための操作を行うことができるよう、遮蔽その他の適切な放射線防護措置、気体状の放射性物質及び原子炉制御室外の火災により発生する燃焼ガスに対する換気設備の隔離その他の適切に防護するための設備を設けなければならない。</p>	<p>5 原子炉制御室及びこれに連絡する通路並びに運転員その他の従事者が原子炉制御室に出入りするための区域には、一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常が発生した場合に発電用原子炉の運転の停止その他の発電用原子炉施設の安全性を確保するための措置をとるため、従事者が支障なく原子炉制御室に入り、又は一定期間とどまり、かつ、当該措置をとるための操作を行うことができるよう、遮蔽その他の適切な放射線防護措置、気体状の放射性物質及び原子炉制御室外の火災により発生する燃焼ガスに対する換気設備の隔離その他の適切な防護措置を講じなければならない。</p>	<p>変更なし</p>
<p>—</p>	<p>6 原子炉制御室には、酸素濃度計を施設しなければならない。</p>	<p>追加要求事項</p>

1.2 適合のための設計方針

1.2.1 設置許可基準規則第26条第1項第2号に対する基本方針

中央制御室においては、発電用原子炉施設に影響を及ぼす可能性のある自然現象等や発電所構内の状況を昼夜にわたり把握するために、7号炉原子炉建屋屋上他に設置した監視カメラの映像により、津波等の外部状況を昼夜にわたり監視可能な設計とする。また、気象観測設備等の情報を中央制御室で把握可能な設計とする。

また、気象庁の警報情報（地震情報、大津波警報等）を中央制御室内のテレビ等にて受信可能な設計とする。

中央制御室には酸素濃度・二酸化炭素濃度計を保管することで、中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握することが可能な設計とする。

2. 追加要求事項に対する適合方針

2.1 外の状況を把握する設備

(1) 想定される自然現象等の抽出

原子炉施設の外の状況として、設置許可基準規則第6条において抽出された自然現象及び外部人為事象（風（台風）、竜巻、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、森林火災、飛来物（航空機落下等）、近隣工場等の火災、及び、船舶の衝突）の他に、地震、及び、津波を想定する。

なお、外部状況を把握する設備により把握できる自然現象等を別添1に示す。

(2) 外の状況を把握するための設備の設置

a. 監視カメラの設置

想定される自然現象等（地震、津波、風（台風）、竜巻、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、森林火災、飛来物（航空機落下等）、近隣工場等の火災、船舶の衝突）の影響について、昼夜にわたり発電所構内の状況（海側、山側）を把握することができる暗視機能等を持った監視カメラを設置する。

監視カメラは、津波監視カメラ（6号及び7号炉共用）、及び、構内監視カメラで構成する。

津波監視カメラは、遠方からの津波の接近を適切に監視できる位置及び方向に設置するとともに、6号及び7号炉放水口及び取水口における津波の襲来状況を適切に監視できる位置及び方向に設置する。

構内監視カメラは、自然現象等の監視のため、原子炉施設周辺の高台、及び、海側に設置し、津波監視カメラの監視可能範囲を補足する。

b. 気象観測設備等の設置

風（台風）、竜巻、凍結、降水等による発電所構内の状況を把握するため、風

向，風速，気温，降水量等を測定する気象観測設備を設置する。また，津波監視設備として取水槽水位計を設置する。

(3) 公的機関から気象情報を入手できる設備の設置

地震，津波，竜巻，落雷等の原子炉施設に影響を及ぼす可能性がある事象に関する情報を入手するため，中央制御室に電話，FAX 等の公的機関から気象情報を入手できる設備を設置する。

2.2 酸素濃度・二酸化炭素濃度計

外気から中央制御室への空気の取り込みを停止した場合に，酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握できるよう，酸素濃度・二酸化炭素濃度計を保管する。

3. 別添

別添 1 原子炉制御室について（被ばく評価除く）

別添 2 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価について

別添 3 運用，手順説明資料 原子炉制御室等

原子炉制御室等について
(被ばく評価除く)

目 次

1. 概要
 - 1.1 新規制基準への適合方針
 - 1.2 設計における想定シナリオ
2. 設計方針
 - 2.1 中央制御室から外の状況を把握する設備について
 - 2.1.1 中央制御室から外の状況を把握する設備の概要
 - 2.1.2 監視カメラについて
 - 2.1.3 監視カメラ映像サンプル
 - 2.1.4 監視カメラにより把握可能な自然現象等
 - 2.1.5 中央制御室にて把握可能なパラメータ
 - 2.2 酸素濃度計等について
 - 2.2.1 酸素濃度・二酸化炭素濃度計の設備概要
 - 2.2.2 酸素濃度，二酸化炭素濃度の管理
 - 2.3 汚染の持ち込み防止について
 - 2.4 重大事故が発生した場合に運転員がとどまるための設備について
 - 2.4.1 概要
 - 2.4.2 中央制御室及び中央制御室待避室陽圧化バウンダリの設計差圧
 - 2.4.3 中央制御室の居住性確保
 - 2.4.4 中央制御室待避室の居住性確保
 - 2.5 重大事故等時の電源設備について
3. 添付資料
 - 3.1 中央制御室内待避室の運用について
 - 3.2 配備する資機材の数量について
 - 3.3 チェンジングエリアについて
 - 3.4 中央制御室への地震及び火災等の影響
 - 3.5 中央制御室待避室のデータ表示装置で確認できるパラメータ
 - 3.6 事故シーケンスの組み合わせと待避室の収容性
 - 3.7 申請前号炉の中央制御室の居住性評価について

1. 概要

1.1 新規制基準への適合方針

(1) 設計基準事象への対処

原子炉制御室に関する設計基準事象への対処のための追加要求事項と、その適合方針は以下、表 1.1-1、表 1.1-2 のとおりである。

表 1.1-1 「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」 第二十六条（原子炉制御室）

実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈	適合方針
<p>(原子炉制御室等)</p> <p>第二十六条 発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、原子炉制御室（安全施設に属するものに限る。以下この条において同じ。）を設けなければならない。</p> <p>一 設計基準対象施設の健全性を確保するために必要なパラメータを監視できるものとする。</p> <p><u>二 発電用原子炉施設の外の状況を把握する設備を有するものとする。</u></p> <p>三 発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な操作を手動により行うことができるものとする。</p>	<p>第 26 条（原子炉制御室等）</p> <p>1 第 1 項第 1 号に規定する「必要なパラメータを監視できる」とは、発電用原子炉及び主要な関連施設の運転状況並びに主要パラメータについて、計測制御系統施設で監視が要求されるパラメータのうち、連続的に監視する必要があるものを原子炉制御室において監視できることをいう。</p> <p><u>2 第 1 項第 2 号に規定する「発電用原子炉施設の外の状況を把握する」とは、原子炉制御室から、発電用原子炉施設に影響を及ぼす可能性のある自然現象等を把握できることをいう。</u></p> <p>3 第 1 項第 3 号において「必要な操作を手動により行う」とは、急速な手動による発電用原子炉の停止及び停止後の発電用原子炉の冷却の確保のための操作をいう。</p>	<p>(追加要求事項への適合方針は以下のとおり)</p> <p>・中央制御室には、発電用原子炉施設の外の状況を把握するために、7号炉原子炉建屋屋上他に設置した監視カメラの映像により、津波等の外部状況を昼夜にわたり監視できる設計とする。また、気象観測設備等の情報を中央制御室で把握可能な設計とする。そのほかにも、気象庁の警報情報（地震情報、大津波警報等）を中央制御室内のテレビ等にて受信可能な設計とする。</p>

<p>2 発電用原子炉施設には、火災その他の異常な事態により原子炉制御室が使用できない場合において、原子炉制御室以外の場所から発電用原子炉を高温停止の状態に直ちに移行させ、及び必要なパラメータを想定される範囲内に制御し、その後、発電用原子炉を安全な低温停止の状態に移行させ、及び低温停止の状態を維持させるために必要な機能を有する装置を設けなければならない。</p> <p>3 原子炉制御室及びこれに連絡する通路並びに運転員その他の従事者が原子炉制御室に出入りするための区域は、一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常が発生した場合に発電用原子炉の運転の停止その他の発電用原子炉施設の安全性を確保するための措置をとるため、従事者が支障なく原子炉制御室に入り、又は一定期間とどまり、かつ、当該措置をとるための操作を行うことができるよう、遮蔽その他の適切な放射線防護措置、気体状の放射性物質及び原子炉制御室外の火災により発生する燃焼ガスに対する換気設備の隔離その他の適切に防護するための設備を設けなければならない。</p>	<p>4 第2項に規定する「発電用原子炉を高温停止の状態に直ちに移行」とは、直ちに発電用原子炉を停止し、残留熱を除去し及び高温停止状態を安全に維持することをいう。</p> <p>5 第3項に規定する「従事者が支障なく原子炉制御室に入り、又は一定期間とどまり」とは、事故発生後、事故対策操作をすべき従事者が原子炉制御室に接近できるよう通路が確保されていること、及び従事者が原子炉制御室に適切な期間滞在できること、並びに従事者の交替等のため接近する場合においては、放射線レベルの減衰及び時間経過とともに可能となる被ばく防護策が採り得ることをいう。</p>	
--	---	--

表 1.1-2 「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」
第三十八条（原子炉制御室）

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	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	適合方針
<p>（原子炉制御室等）</p> <p>第三十八条 発電用原子炉施設には、原子炉制御室を施設しなければならない。</p> <p>2 原子炉制御室には、反応度制御系統及び原子炉停止系統に係る設備を操作する装置、非常用炉心冷却設備その他の非常時に発電用原子炉の安全を確保するための設備を操作する装置、発電用原子炉及び一次冷却系統に係る主要な機械又は器具の動作状態を表示する装置、主要計測装置の計測結果を表示する装置その他の発電用原子炉を安全に運転するための主要な装置（第四十七条第一項に規定する装置を含む。）を集中し、かつ、誤操作することなく適切に運転操作することができるよう施設しなければならない。</p> <p>3 原子炉制御室には、<u>発電用原子炉施設の外部の状況を把握するための装置を施設しなければならない。</u></p>	<p>第38条（原子炉制御室等）</p> <p>8 <u>第3項に規定する「発電用原子炉施設の外部の状況を把握するための装置」とは、発電用原子炉施設に迫る津波等の自然現象をカメラの映像等により昼夜にわたり監視できる装置</u></p>	<p>適合方針</p> <p>・設置許可基準規則第二十六条第1項第2号に同じ。</p>

<p>4 発電用原子炉施設には、火災その他の異常な事態により原子炉制御室が使用できない場合に、原子炉制御室以外の場所から発電用原子炉の運転を停止し、かつ、安全な状態に維持することができる装置を施設しなければならない。</p> <p>5 原子炉制御室及びこれに連絡する通路並びに運転員その他の従事者が原子炉制御室に出入りするための区域には、一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常が発生した場合に発電用原子炉の運転の停止その他の発電用原子炉施設の安全性を確保するための措置をとるため、従事者が支障なく原子炉制御室に入り、又は一定期間とどまり、かつ、当該措置をとるための操作を行うことができるよう、遮蔽その他の適切な放射線防護措置、気体状の放射性物質及び原子炉制御室外の火災により発生する燃焼ガスに対する換気設備の隔離その他の適切な防護措置を講じなければならない。</p>	<p>をいう。</p> <p>9 第4項に規定する「原子炉制御室以外の場所」とは、原子炉制御室を構成する区画壁の外であって、原子炉制御室退避の原因となった居住性の悪化の影響が及ぶおそれがない程度に隔離された場所をいい、「安全な状態に維持することができる装置」とは、原子炉制御室以外の場所から発電用原子炉を高温停止でき、引き続き低温停止できる機能を有した装置であること。</p> <p>10 第5項に規定する「これに連絡する通路並びに運転員その他の従事者が原子炉制御室に出入りするための区域」とは、一次冷却系統に係る施設の故障、損壊等が生じた場合に原子炉制御室に直交替等のため入退域する通路及び区域をいう。</p> <p>11 第5項においては、原子炉制御室等には事故・異常時においても従事者が原子炉制御室に立ち入り、一定期間滞在できるように放射線に係る遮蔽壁、放射線量率の計測装置の設置等の「適切な放射線防護措置」が施されていること。この「放射線防護措置」としては必ずしも設備面の対策のみではなく防護具の配備、着用等運用面の対策も含まれる。「一定期間」とは、運転員が必要な交替も含め、一次冷却材喪失等の設計基準事故時に過度の被ばくなしにとどまり、必要な操作を行う期間をいう。</p> <p>12 第5項に規定する「遮蔽その他の適切な放射線防護措置」とは、一次冷却材喪失等の設計基準事故時に、原子炉制御室内にとどまり必要な操作、措置を行う運転員が過度の被ばくを受けないよう施設し、運転員が原子炉制御室に入り、とどまる間の被ばくを「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の規定に基づく線量限度等を定める告示」の第8条における緊急時作業に係る線量限度100mSv以下にできるものであることをいう。</p> <p><u>この場合における運転員の被ばく評価は、判断基準の線量限度内であることを確認すること。被ばく評価手法は、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」（平成21・07・27原院第1号（平成21年8月12日原子力安全・保安院制定））（以下「被ばく評価手法（内規）」という。）に基づくこと。</u></p>	<p>・遮蔽その他の適切な放射線防護措置は、運転員の被ばく評価を「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」に基づき実施し、実効線量が100mSv以下となる設計とする。</p> <p>また、チャコールフィルタを通らない空気の原子炉制御室への流入量については、被ばく評価により想定した空気量を下回る設計とする。</p>
--	--	---

<p><u>6 原子炉制御室には、酸素濃度計を施設しなければならない。</u></p>	<p><u>チャコールフィルターを通らない空気の原子炉制御室への流入量については、被ばく評価手法（内規）に基づき、原子炉制御室換気設備の新設の際、原子炉制御室換気設備再循環モード時における再循環対象範囲境界部での空気の流入に影響を与える改造の際、及び、定期的に測定を行い、運転員の被ばく評価に用いている想定した空気量を下回っていることを確認すること。</u></p> <p>13 第5項に規定する「換気設備の隔離その他の適切な防護措置」とは、原子炉制御室外の火災等により発生した有毒ガスを原子炉制御室換気設備によって取り入れないように外気との連絡口は遮断可能であること、また、隔離時の酸欠防止を考慮して外気取入れ等の再開が可能であること。その他適切な防護措置とは、必ずしも設備面の対策のみではなく防護具の配備、着用等運用面の対策も含まれる。</p> <p><u>16 第6項に規定する「酸素濃度計」は、設計基準事故時において、外気から原子炉制御室への空気の取り込みを、一時的に停止した場合に、事故対策のための活動に支障のない酸素濃度の範囲にあることが正確に把握できるものであること。また、所定の精度を保証するものであれば、常設設備、可搬型を問わない。</u></p>	<p>・中央制御室には、酸素濃度・二酸化炭素濃度計を配備する設計とする。</p>
---	---	--

(2) 重大事故等への対処

原子炉制御室に関する重大事故等への対処のための追加要求事項と、その適合方針は以下、表 1.1-3 のとおりである。

表 1.1-3 「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」 第五十九条（原子炉制御室等）

実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈	適合方針
<p>(原子炉制御室)</p> <p><u>第五十九条 第二十六条第一項の規定により設置される原子炉制御室には、重大事故が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な設備を設けなければならない。</u></p>	<p><u>第五十九条（原子炉制御室）</u></p> <p><u>1 第五十九条に規定する「運転員がとどまるために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</u></p> <p><u>a) 原子炉制御室用の電源（空調及び照明等）は、代替交流電源設備からの給電を可能とすること。</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>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ナリオ（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。</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>③ 交替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。</u></p> <p><u>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。</u></p>	<p><u>（重大事故等に対処するために必要なパラメータについても監視できる設計とする。）</u></p> <p><u>・中央制御室には、重大事故が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な設備（可搬型陽圧化空調機及び非常用照明）を設置する設計とする。</u> <u>重大事故発生時において運転員がとどまるために必要な設備（可搬型陽圧化空調機及び非常用照明）は、代替交流電源設備から給電可能となる設計とする。</u></p> <p><u>・炉心の著しい損傷が発生した場合においても、中央制御室にとどまる運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えない設計とする。</u></p> <p><u>・原子炉制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シナリオとして、格納容器過圧の破損モードを想定した設計とする。</u> <u>また、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ナリオを想定し設計する。</u></p> <p><u>・運転員は、中央制御室滞在時及び交替のための入退域時ともにマスクの着用を考慮する設計とする。</u></p> <p><u>・運転員は5直2交替勤務を前提に評価を行なうが、積算の被ばく線量が最も厳しくなる格納容器ベント実施時に中央制御室に滞在する運転員の勤務形態を考慮のうえ設計する。</u></p>

	<u>c) 原子炉制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、原子炉制御室への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設けること。</u>	<u>・中央制御室の外側が放射性物質により汚染した状況下で、モニタリング、作業服の着替え等により中央制御室への汚染の持ち込みを防止するための区画を、中央制御室出入口近傍に設ける設計とする。</u>
--	---	--

※「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」 第七十四条（原子炉制御室）も同様の記載のため、省略する。

原子炉制御室に設置する設備のうち、重大事故対処設備に関する概要を表 1.1-4 に示す。

表 1.1-4 重大事故対処設備に関する概要（59条 原子炉制御室）（1/2）

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別	設備分類		
		設備	耐震重要 度分類		常設 可搬型	分類	機器 クラス
居住性の確保	中央制御室	(中央制御室) —	(S) —	常設	(重大事故等対処施設)	—	
	中央制御室待避室	—	—	常設	(重大事故等対処施設)	—	
	中央制御室遮蔽	(中央制御室遮蔽) —	(S) —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備※1	—	
	中央制御室待避室遮蔽	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	—	
	中央制御室可搬型陽圧化空調機	中央制御室換気空調系 —	S —	可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	—	
	中央制御室待避室陽圧化装置（空気ポンプ）	—	—	可搬	可搬型重大事故緩和設備	SA-3	
	無線連絡設備（常設）	62条に記載					—
	衛星電話設備（常設）						
	データ表示装置（待避室）	—	—	常設	常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—	
	差圧計※2	—	—	可搬	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—	
	酸素濃度・二酸化炭素濃度計※2	—	—	可搬	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—	
	中央制御室可搬型陽圧化空調機 用仮設ダクト [流路]	中央制御室換気空調系 —	S —	可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	SA-3	
	中央制御室待避室陽圧化装置（配 管・弁） [流路]	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	SA-2	
	中央制御室換気空調系給排気隔 離弁（MCR 外気取入ダンパ，MCR 非常用外気取入ダンパ，MCR 排気 ダンパ） [流路]	—	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備※1※3	SA-2	
	中央制御室換気空調系ダクト （MCR 外気取入ダクト，MCR 排気 ダクト） [流路]	—	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備※1※3	SA-2	

※1 常設耐震重要重大事故防止設備・常設重大事故緩和設備等を操作する人が健全であることを担保する常設設備であるため，本分類とする。

※2 計測器本体を示すため計器名を記載

※3 可搬型陽圧化空調機による陽圧化においてバウンダリを構成し，空気の流れを確保する常設設備であるため，本文類とする。

表 1.1-4 重大事故対処設備に関する概要（59条 原子炉制御室）（2/2）

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別	設備分類	
		設備	耐震重要 度分類	常設 可搬型	分類	機器 クラス
居住性の確保（つづき）	無線連絡設備（常設）（屋外アンテナ）〔伝送路〕	62条に記載				
	衛星電話設備（常設）（屋外アンテナ）〔伝送路〕					
照明の確保	可搬型蓄電池内蔵型照明	中央制御室照明	—	可搬	可搬型重大事故等対処設備 （防止でも緩和でもない設備）	—
被ばく線量の低減	非常用ガス処理系排風機	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	—
	非常用ガス処理系フィルタ装置 〔流路〕	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
	非常用ガス処理系湿分除去装置 〔流路〕			常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
	非常用ガス処理系配管・弁〔流路〕			常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
	主排気筒（内筒）〔流路〕			常設	常設重大事故緩和設備	—
	原子炉建屋原子炉区域〔流路〕			その他の設備に記載（うち、常設重大事故緩和設備）		

1.2 設計における想定シナリオ

原子炉制御室の設計において想定するシナリオについて、以下に記す。

(1) 単独プラント設計基準事故時の想定シナリオ

「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」(以下、「技術基準」)の解釈第 38 条 12 に記載の通り、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について (内規)」(平成 21・07・27 原院第 1 号 (平成 21 年 8 月 12 日原子力安全・保安院制定)) に基づき、仮想事故相当の原子炉冷却材喪失及び主蒸気管破断を想定する。

(2) 重大事故時の想定シナリオ

柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉においては、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」(以下、「設置許可基準規則」)の解釈第 59 条 1b) 及び技術基準の解釈第 74 条 1b)、並びに「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」) に基づき想定する「設置許可基準規則解釈第 37 条の想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス (例えば、炉心の著しい損傷の後、格納容器圧力逃がし装置等の格納容器破損防止対策が有効に機能した場合)」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するシーケンス」(以下、「大 LOCA+ECCS 全喪失+SBO シナリオ」)においても、格納容器ベントを実施することなく事象を収束することのできる代替循環冷却系を整備している。従って、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。

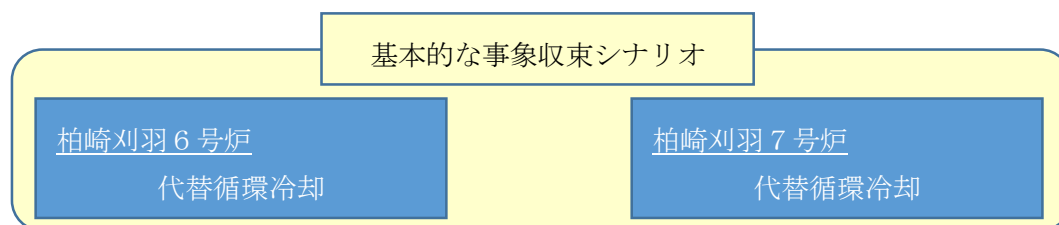


図 1.1-1 基本シナリオ

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行うことを想定する。これを被ばく評価における基本想定シナリオとする。

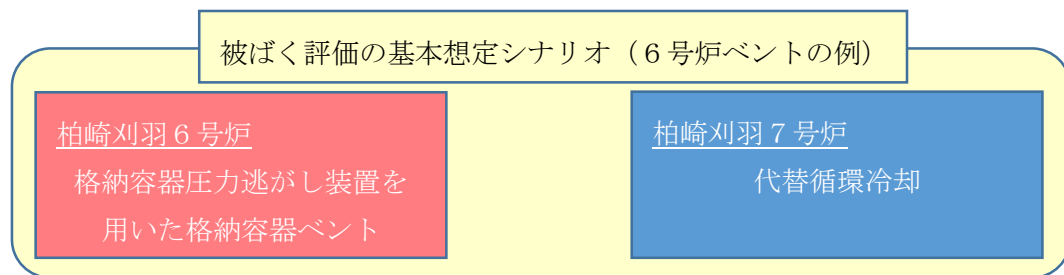


図 1.1-2 被ばく評価基本シナリオ例

なお、更なる安全性向上の観点から、さらに2つのシナリオを想定して、自主的な対策を講じることとする。1つ目のシナリオとして、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ことを想定する。これに応じた遮蔽設計を行うこととする。

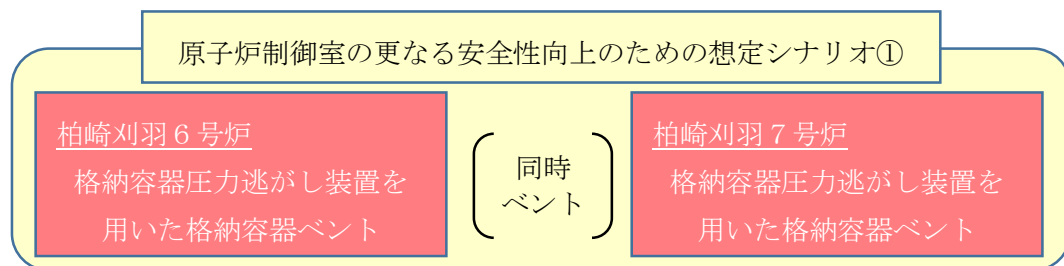


図 1.1-3 安全性向上のためのシナリオ①（遮蔽）

2つ目のシナリオとして、空調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、同時にではなく格納容器圧力逃がし装置を用いて格納容器ベントを行うことを想定する。これに応じた自主的な対策を講じることとする。

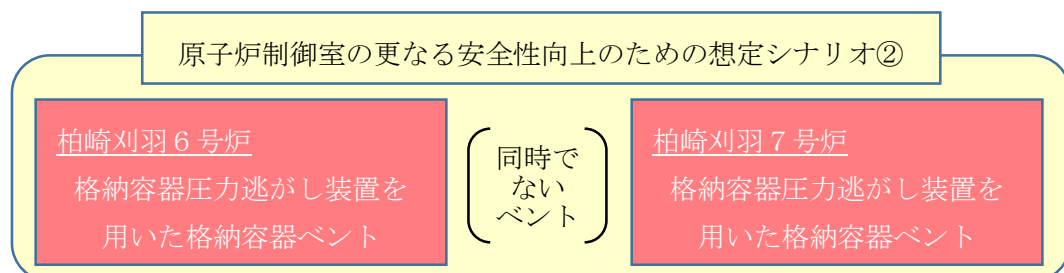


図 1.1-4 安全性向上のためのシナリオ②（空調）

2. 設計方針

2.1 中央制御室から外の状況を把握する設備について

2.1.1 中央制御室から外の状況を把握する設備の概要

以下の設備等を用いることで、中央制御室内にて発電用原子炉施設の外の状況の把握が可能な設計としている。概略を図2.1-1に、配置を図2.1-2に示す。

(1) 監視カメラ

発電用原子炉施設に影響を及ぼす可能性のある自然現象等(洪水, 風(台風), 竜巻, 低温(凍結), 降水, 積雪, 落雷, 地滑り, 火山の影響, 生物学的事象, 森林・近隣工場等の火災, 飛来物(航空機落下等), 船舶の衝突, 及び地震, 津波)及び発電所構内の状況を, 7号炉原子炉建屋屋上主排気筒に設置する津波監視カメラ, 6号炉, 7号炉スクリーン海側等に設置する構内監視カメラの映像により, 昼夜にわたり監視できる設計とする。

(2) 取水槽水位計

津波の襲来及び津波挙動の把握が可能な設計とする。

(3) 気象観測設備

発電所構内に設置している気象観測設備により, 風向・風速等の気象状況を常時監視できる設計とする。

また周辺モニタリング設備により, 発電所周辺監視区域境界付近の外部放射線量率を把握できる設計とする。

(4) 公的機関等の情報を入手するための設備

公的機関からの地震, 津波, 竜巻, 雷, 降雨予報, 天気図, 台風情報等を入手するために, 中央制御室にテレビ, 電話, FAX等を設置している。また, 社内ネットワークに接続されたパソコンを使用することで, 台風情報, 竜巻注意情報のほか雷・降雨予報, 天気図等の公的機関からの情報(うち雷については社内システムによる落雷位置情報を含む)を入手することが可能な設計とする。

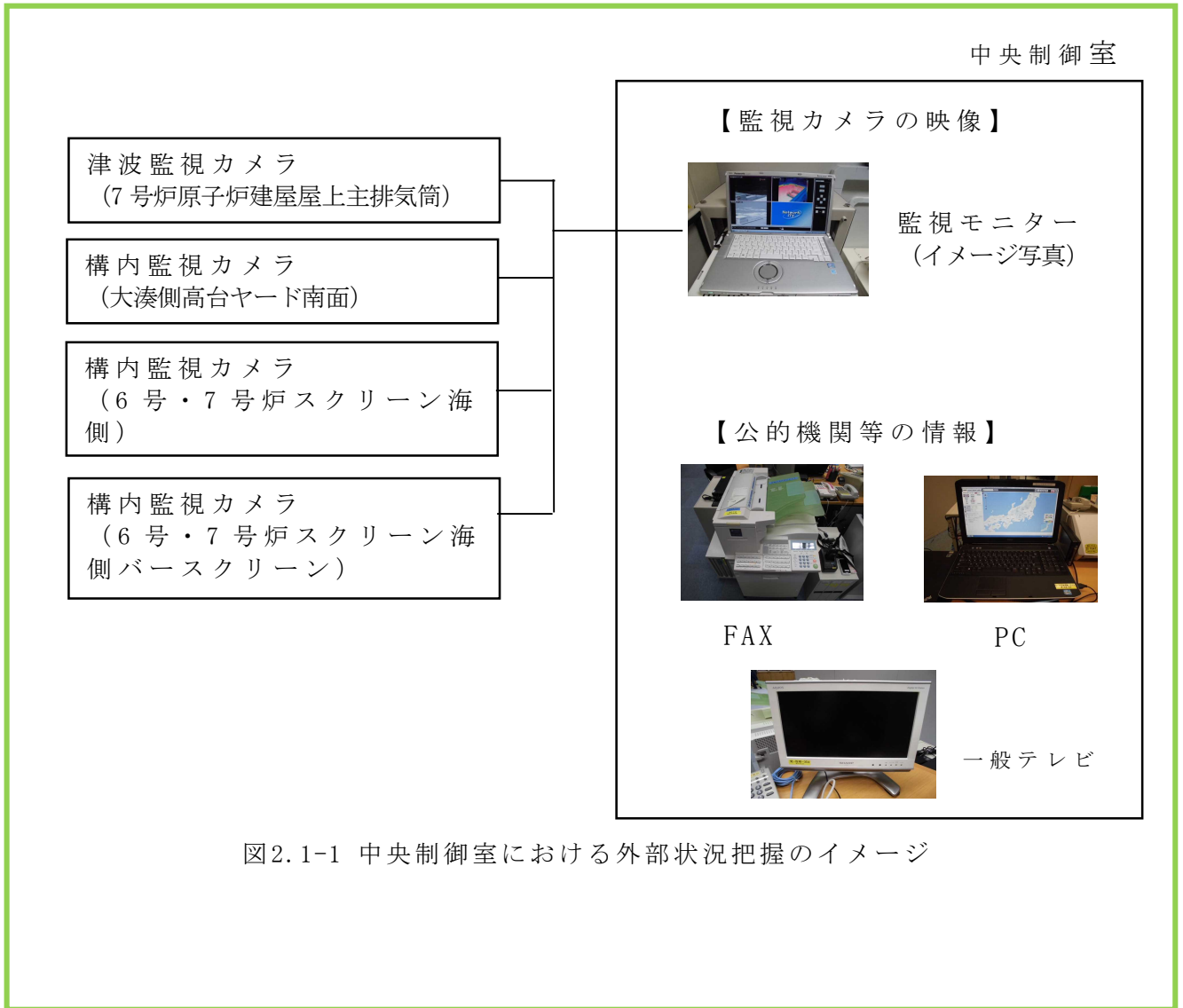


図2.1-1 中央制御室における外部状況把握のイメージ

: D B 範囲

(*T.M.S.L. : 東京湾平均海面)

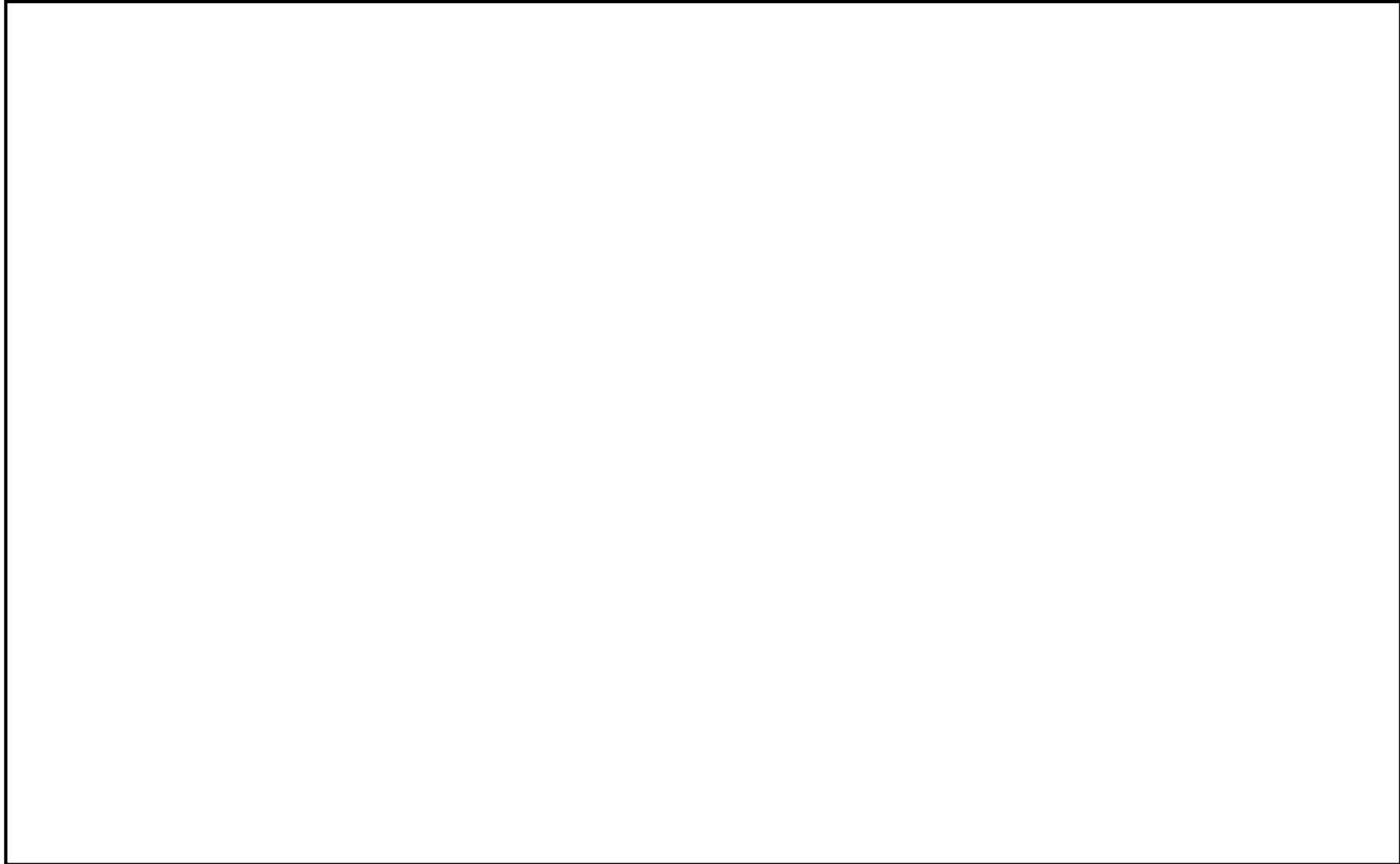

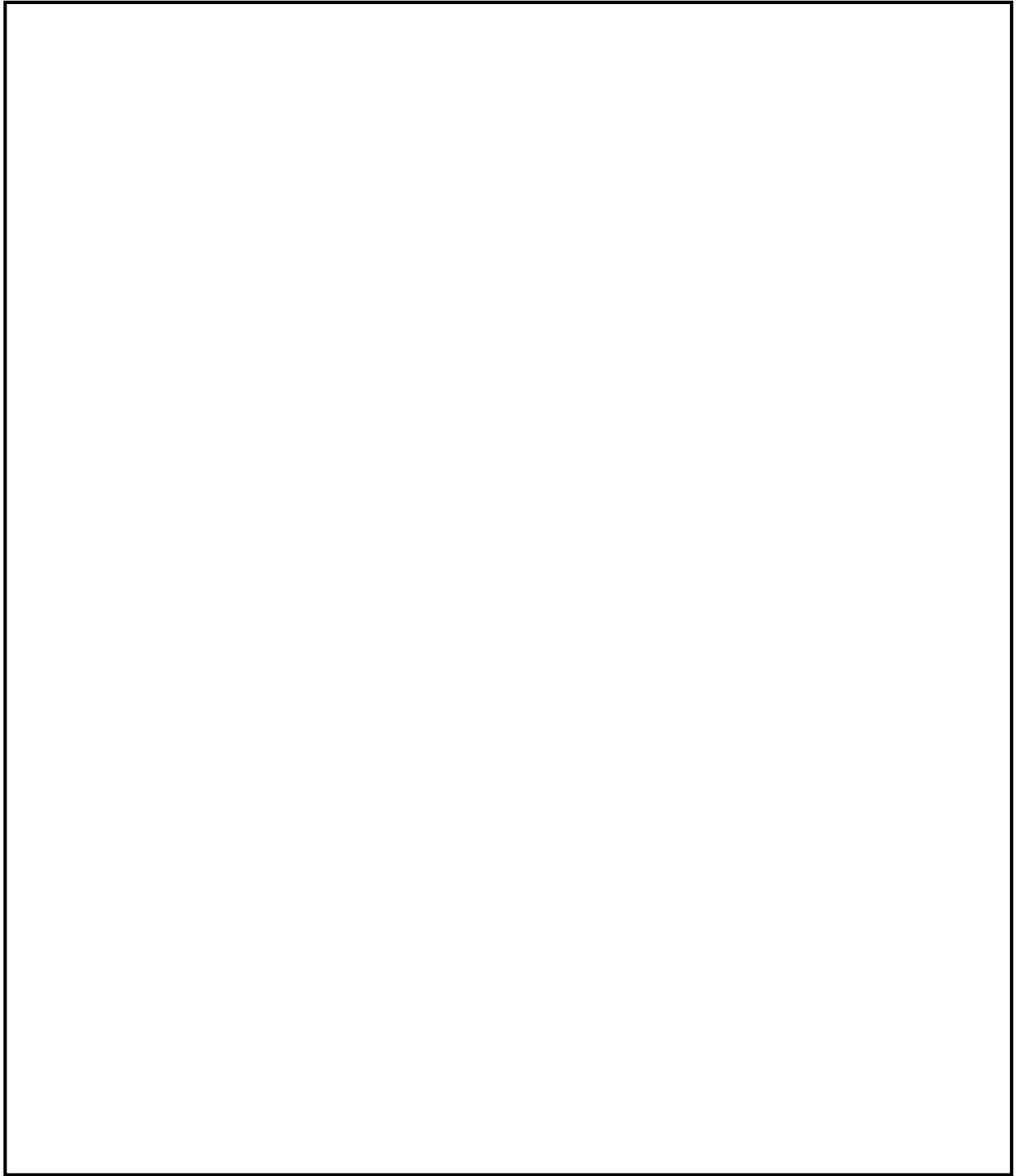


図2.1-2 中央制御室から外の状況を把握する設備の配置図

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。

26 条-別添 1-2-3

 : D B 範囲



構内監視カメラ T.M.S.L. 34000
(大湊側高台ヤード南面)

(*T.M.S.L. : 東京湾平均海面)

図2.1-3 中央制御室から外の状況を把握する設備の配置図
(6号炉, 7号炉周辺拡大図)

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。

2.1.2 監視カメラについて

監視カメラは、津波監視カメラ及び構内監視カメラにて構成する。

津波監視カメラは、7号炉原子炉建屋屋上に設置された排気筒の T. M. S. L. +76mの位置に2台設置し、水平360°、垂直90°の旋回が可能な設備とすることで、津波の襲来及び津波挙動の察知と、その影響の俯瞰的な把握が可能な設計とする。また、赤外線撮像機能を有したカメラを用い、かつ中央制御室から監視可能な設備とすることで、昼夜を問わない継続した監視を可能とする。

監視に必要な要件を満足する仕様としており、隣接する6号及び7号炉発電用原子炉施設に迫る自然現象を共通要因として把握するものであるため、6号及び7号炉で共用とすることによって安全性を損なうことはないことから、6号及び7号炉共用としている。表2.1-1に津波監視カメラの概要を示す。

また構内監視カメラは、自然現象等の監視強化のため原子炉施設周辺高台、及び海側に設置し、津波監視カメラの監視可能範囲を補足する。構内監視カメラの配置を図2.1-3に、表2.1-2に構内監視カメラの概要を示す。

津波監視カメラ及び構内監視カメラは、取付け部材、周辺の建物、設備等で死角となるエリアをカバーすることが出来るよう配慮し配置している。各々のカメラにて監視可能な6号炉、7号炉原子炉施設及び周辺の構内範囲について、図2.1-4～6に示す。また、構内監視カメラは庇を有した積雪等影響を受けにくい構造を有したものを設置するとともに、また津波監視カメラ取付けは7号炉主排気筒の支持鋼材への懸垂構造とすることで積雪の影響を受けにくい設計とする。取付け詳細を図2.1-7, 8に示す。

なお、可視光カメラによる監視が期待できない夜間の濃霧発生時や強雨時においては、赤外線カメラによる監視機能についても期待できない状況となることが考えられる。その場合は監視カメラ以外で中央制御室にて監視可能なパラメータを監視することで外部状況の把握に努めつつ、気象等に関する公的機関からの情報も参考とし、原子炉施設に影響を及ぼす可能性がある自然現象等を把握することとする。なお、監視カメラのうち、海側に設置された構内監視カメラにおいてはカメラに照明設備が付属装備されており、環境によっては外部状況把握が可能な設計とする。



表2.1-1 津波監視カメラの概要



	津波監視カメラ
外観	
カメラ構成	可視光と赤外線デュアルカメラ
ズーム	デジタルズーム4倍
遠隔可動	上下左右可能 (垂直±90° / 水平360°)
暗視機能	あり(赤外線カメラ)
耐震性	基準地震動に対し機能維持
電源供給	代替交流電源設備から給電可能
風荷重	風速40.1m/secによる荷重を考慮
積雪荷重	積雪167cmによる荷重を考慮
台数	7号炉原子炉建屋屋上主排気筒(6号炉7号炉共用) 2台

表2.1-2 構内監視カメラの概要

	構内監視カメラ	
	大湊側高台ヤード南面	6号炉スクリーン海側 及び7号炉スクリーン海側
外観		
カメラ構成	可視光カメラ	
ズーム	光学ズーム18倍	光学ズーム12倍
遠隔可動	上下左右可能 (垂直±約90° / 水平360°)	上下左右可能 (上方約15° 下方約60° / 左右約170°)
暗視機能	なし	
耐震性	Cクラス	
電源供給	常・非常用電源から給電可能	
台数	(6号炉7号炉共用) 1台	6号炉スクリーン海側: (6号炉設備) 3台 7号炉スクリーン海側: (7号炉設備) 3台

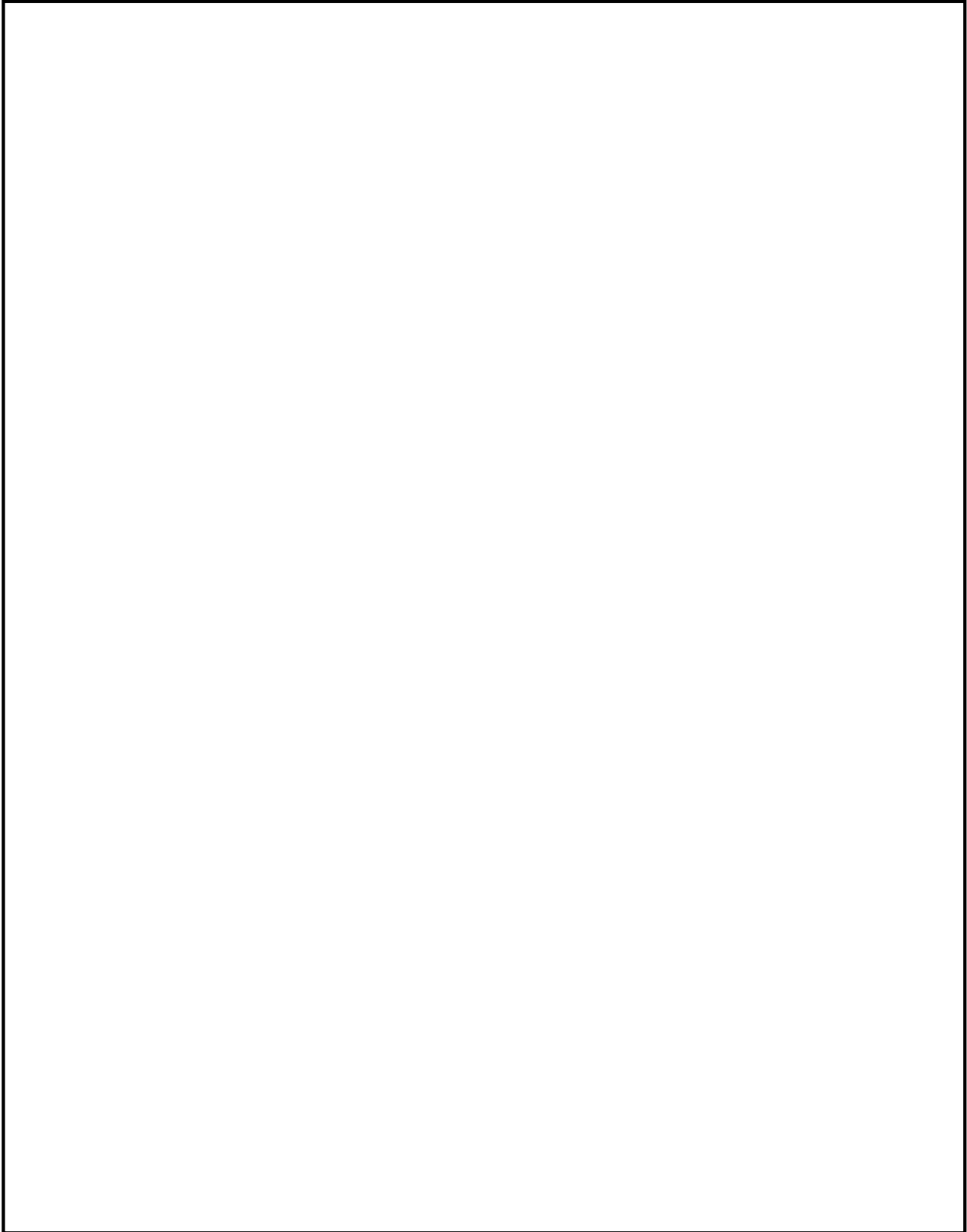


図 2.1-4 6号炉，7号炉原子炉施設と津波監視カメラ
(7号炉原子炉建屋屋上主排気筒)の監視可能な画角範囲

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。

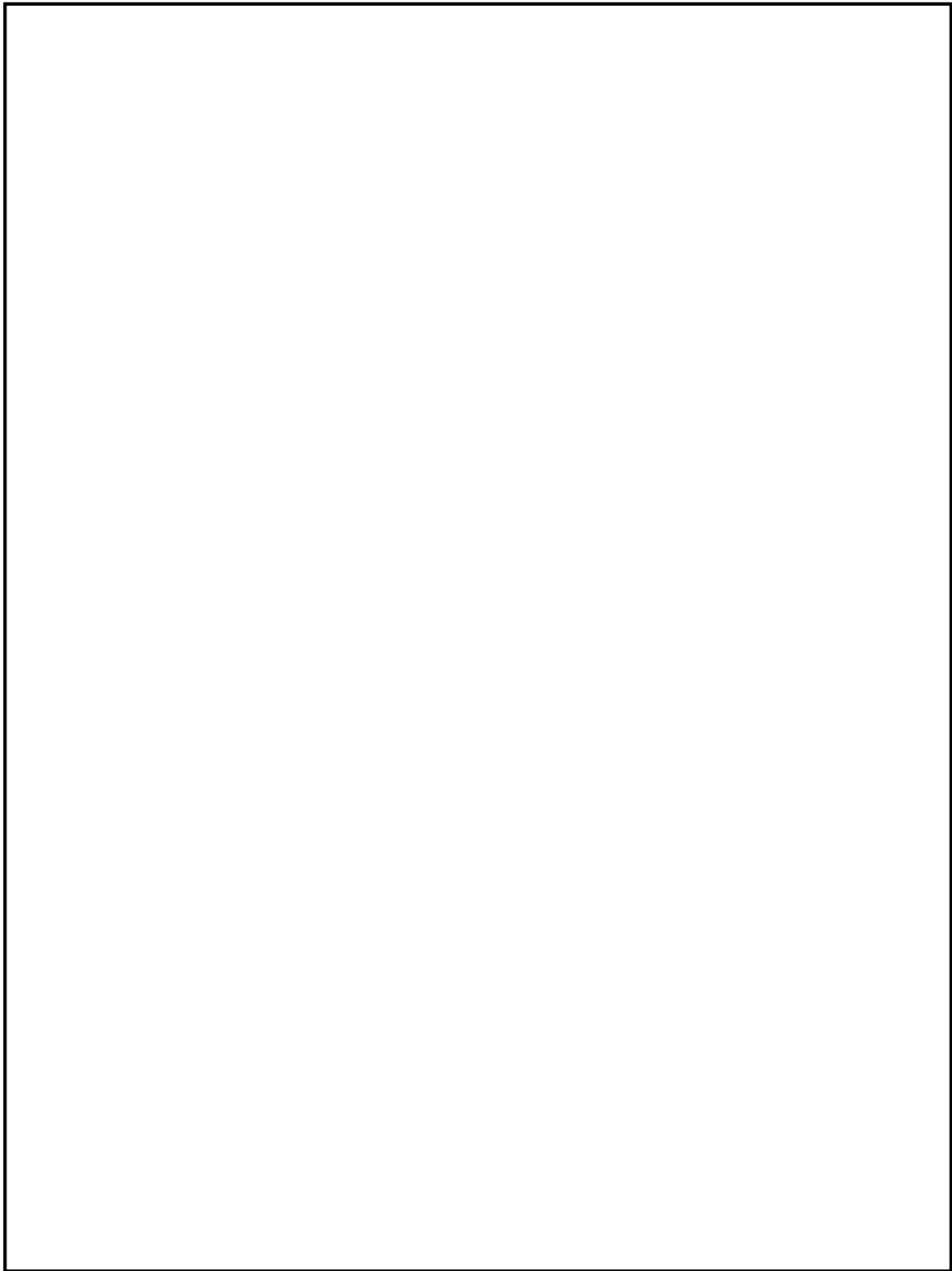


図 2.1-5 6号炉, 7号炉原子炉施設と構内監視カメラ
(大湊側高台ヤード南面)の監視可能な画角範囲

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。

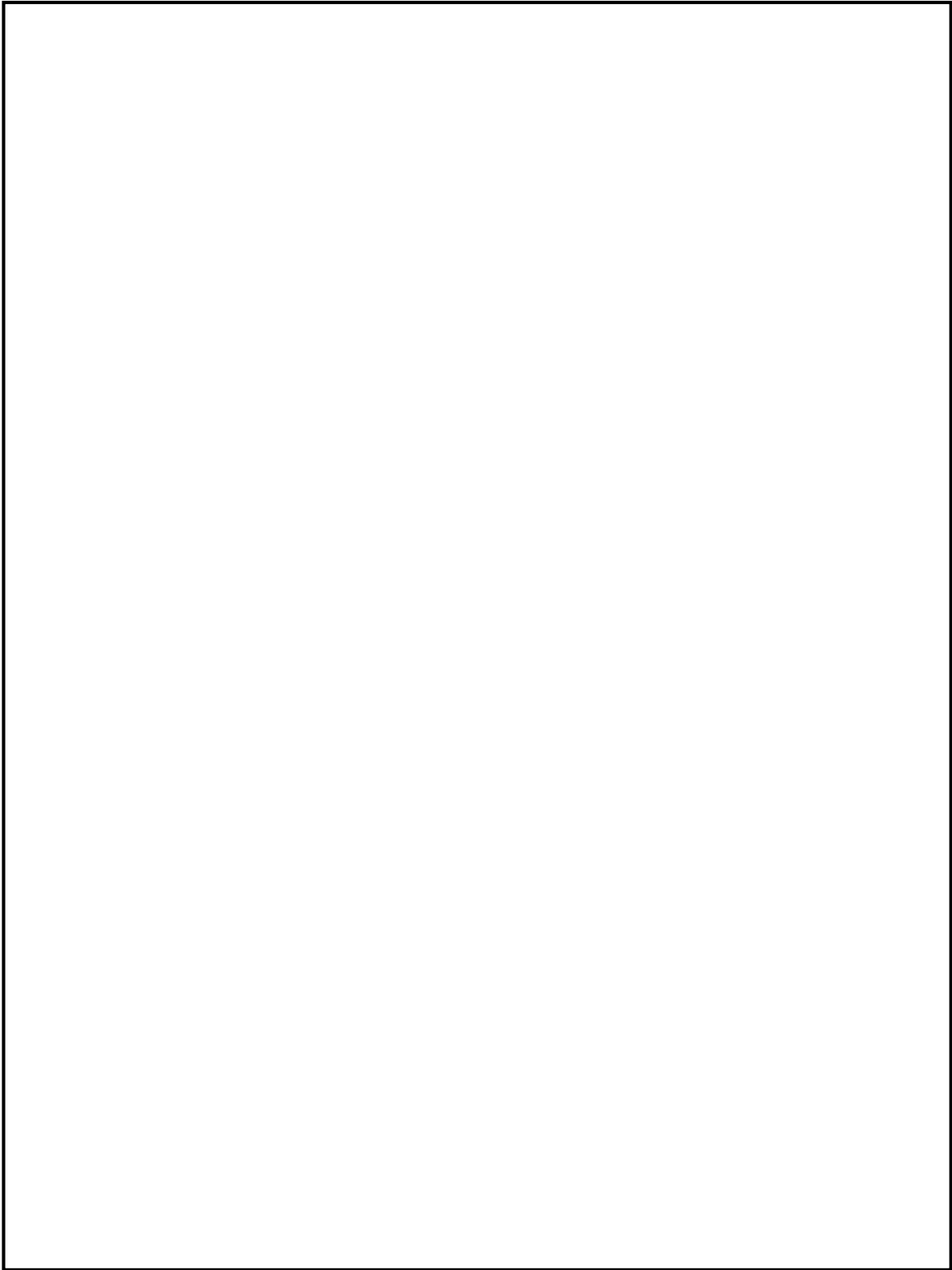


図 2.1-6 6号炉，7号炉原子炉施設と構内監視カメラ
(6号炉，7号炉スクリーン海側)の監視可能な画角範囲

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。

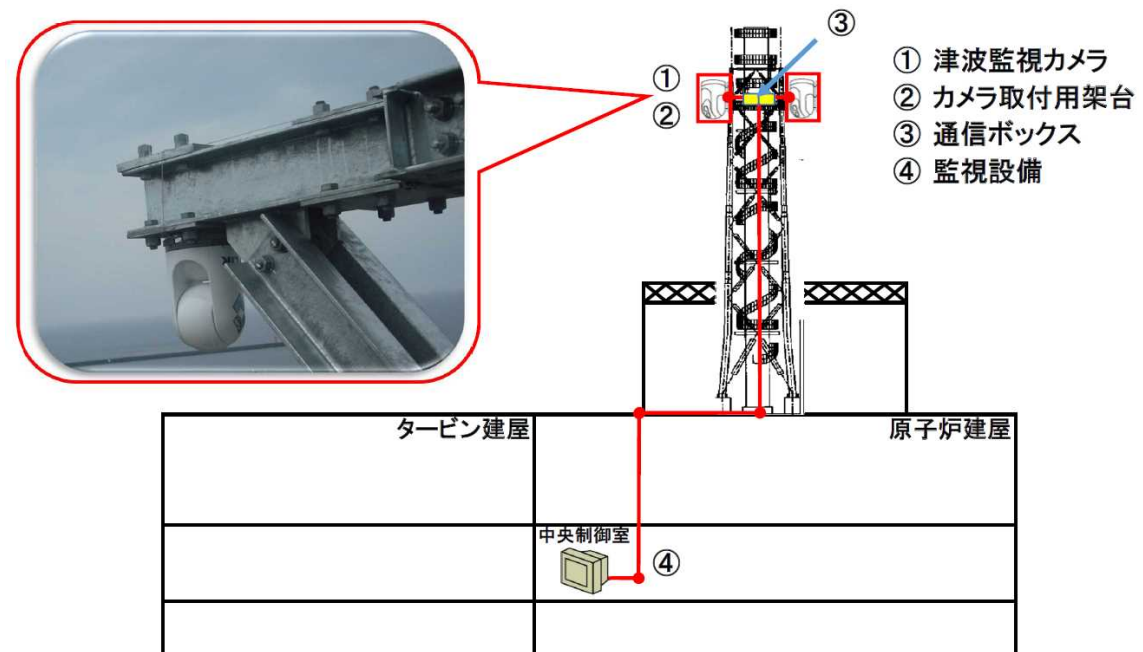


図 2.1-7 津波監視カメラ取り付け概要図

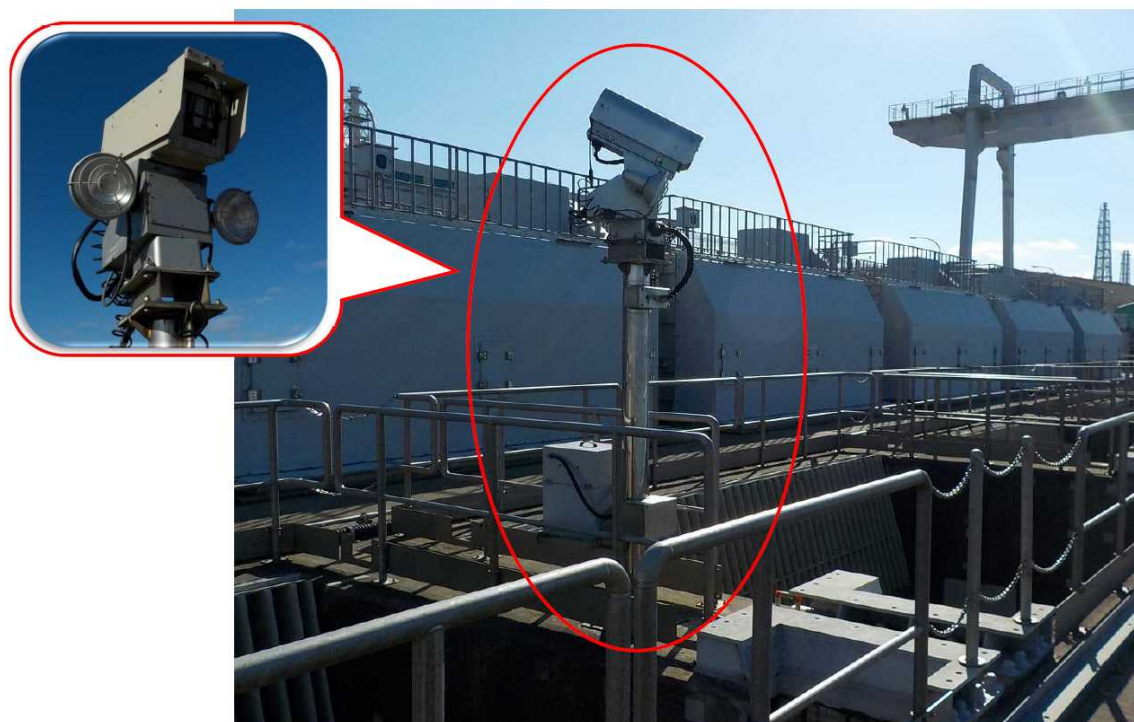


図 2.1-8 構内監視カメラ取り付け概要図

2.1.3 監視カメラ映像サンプル

中央制御室において、監視カメラにより監視できる映像のサンプルを図2.1-9及び図2.1-11に示す。

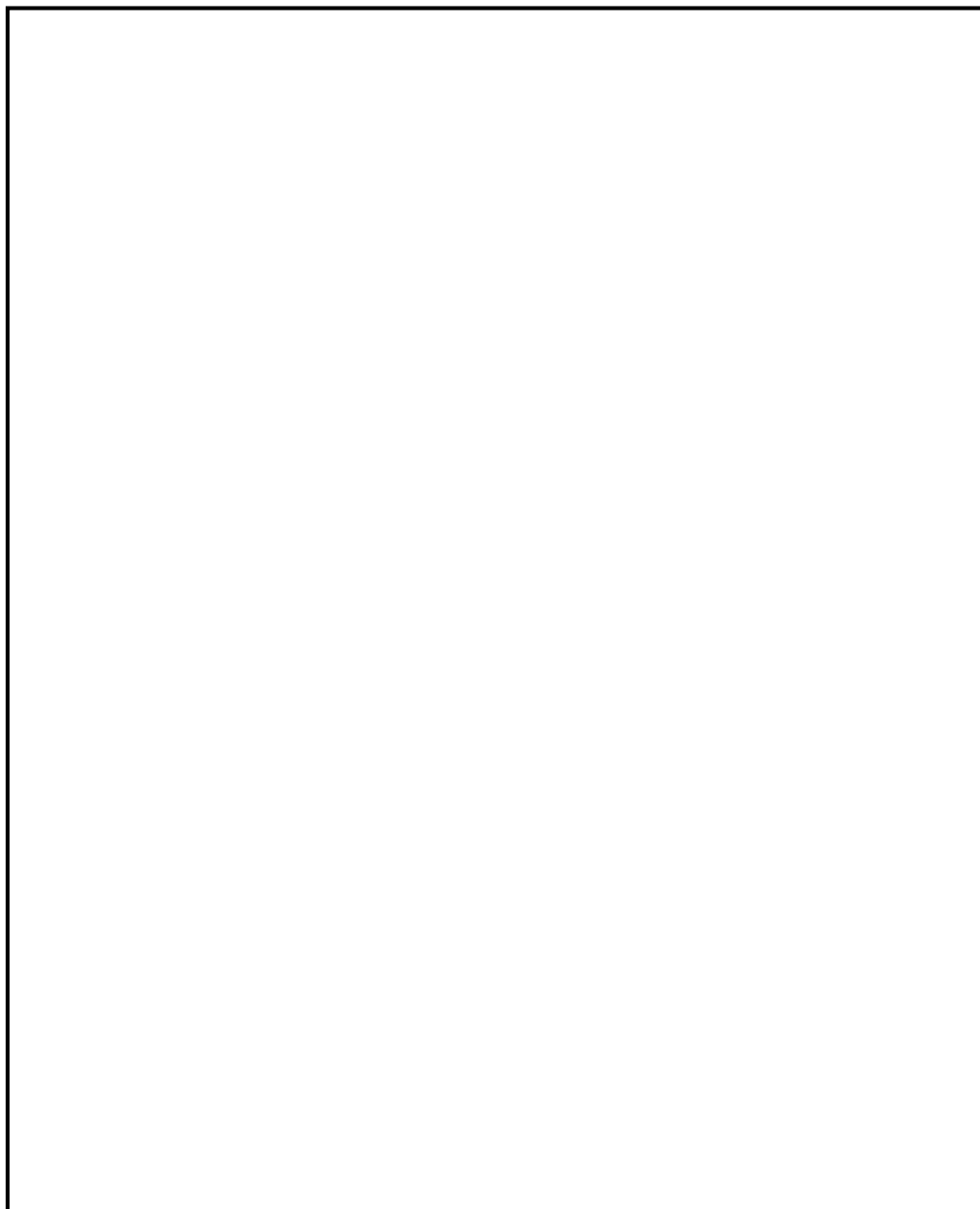

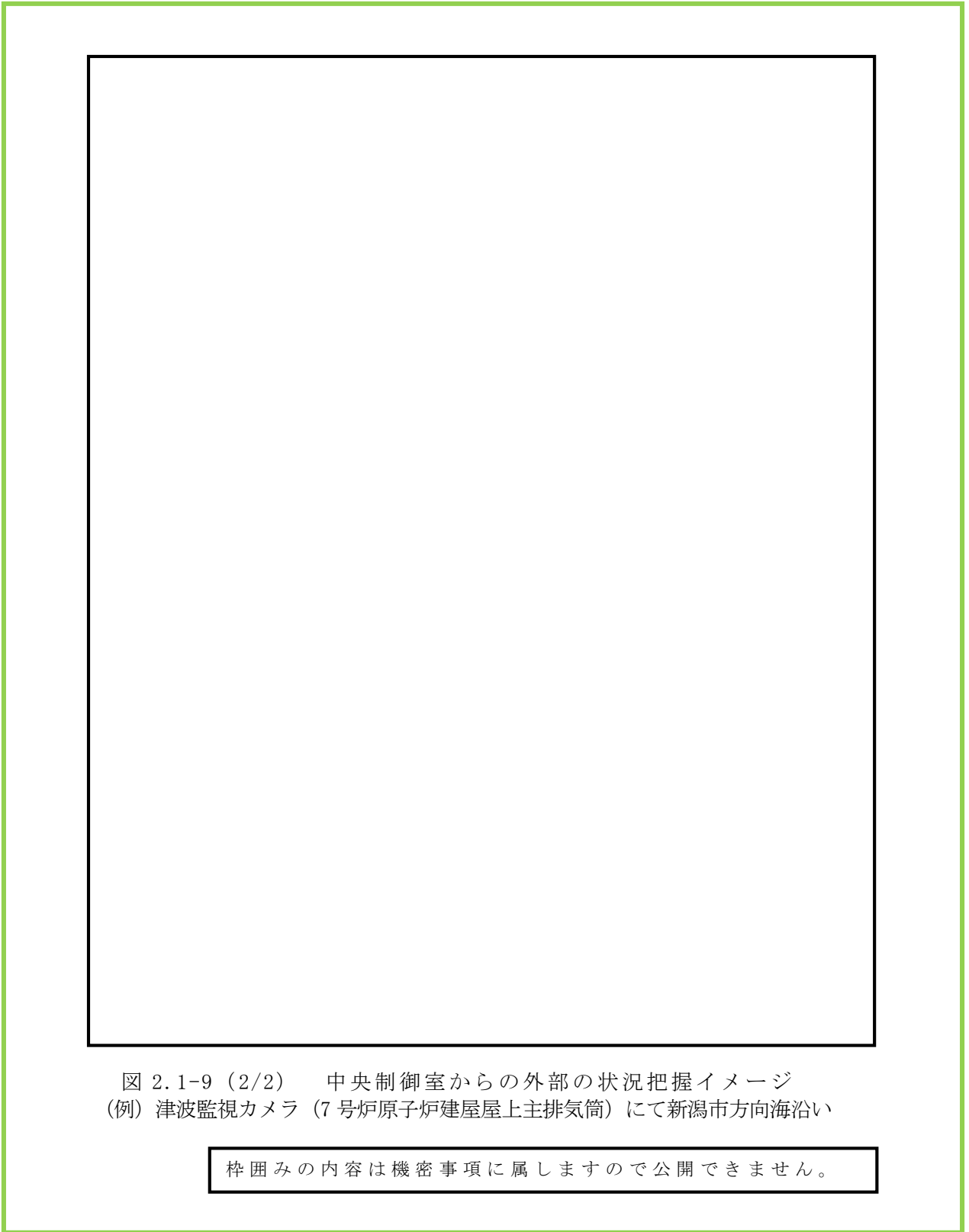


図 2.1-9 (1/2) 中央制御室からの外部の状況把握イメージ
(例) 津波監視カメラ (7号炉原子炉建屋屋上主排気筒) にて新潟市方向海沿い

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。

 : D B 範囲



 : D B 範囲

(補足)「図 2.1-9 (1/2) 及び (2/2) 中央制御室からの外部の状況把握イメージ (例) 津波監視カメラ (7号炉原子炉建屋屋上主排気筒) にて新潟市方向」の撮影方角は, 下記構内配置図 (図 2.1-10) のとおり。

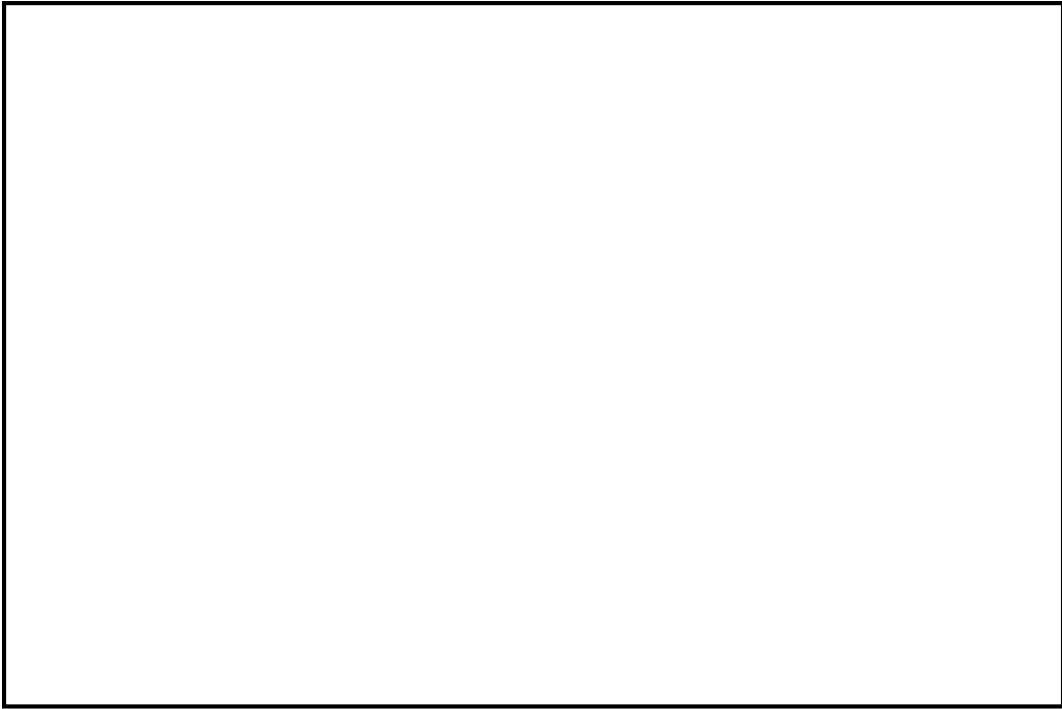


図 2.1-10 津波監視カメラの撮影方角

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。

 : D B 範囲

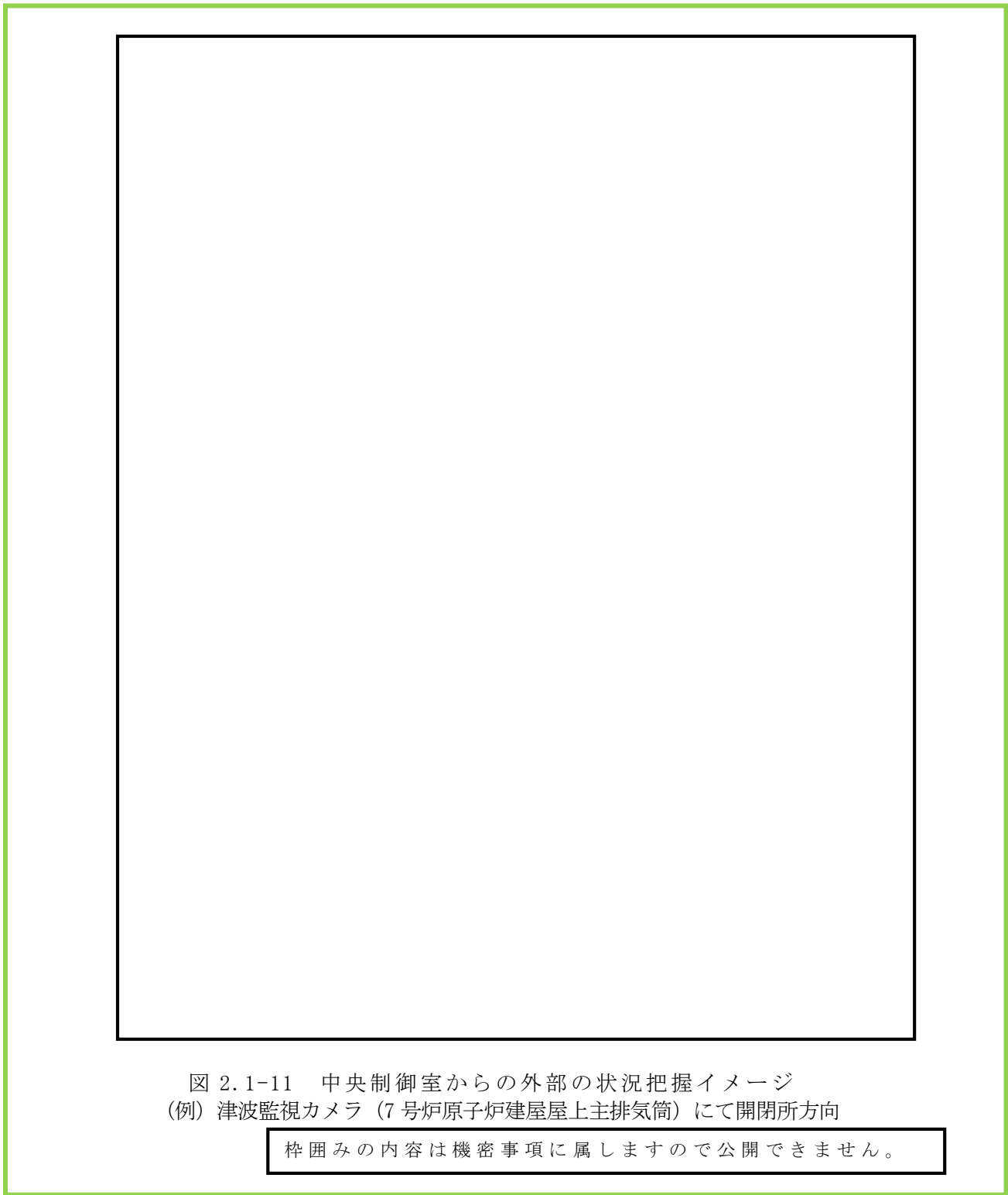
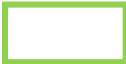


図 2.1-11 中央制御室からの外部の状況把握イメージ
(例) 津波監視カメラ (7号炉原子炉建屋屋上主排気筒) にて開閉所方向

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。



: D B 範囲

(補足)「図2.1-11 中央制御室からの外部の状況把握イメージ(例)津波監視カメラ(7号炉原子炉建屋屋上主排気筒)にて開閉所方向」の撮影方角は、下記構内配置図(図2.1-12)のとおり。



図2.1-12 中央制御室から外の状況を把握する設備の配置図

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。

2.1.4 監視カメラにより把握可能な自然現象等

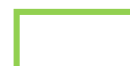
地震, 津波, 及び設置許可基準規則の解釈第6条に記載されている「想定される自然現象」, 「発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）」のうち, 監視カメラにより把握可能な自然現象等を表2.1-3に示す。

表2.1-3 監視カメラにより中央制御室で把握可能な自然現象等

自然現象等	第6条選定事象 ^{*1}		地震	津波	把握できる発電用原子炉施設の外の状況
	自然	人為			
地震			○		地震発生後の発電所構内及び原子炉施設への影響の有無
津波				○	津波襲来の状況や発電所構内及び原子炉施設への影響の有無
洪水					発電所構内の排水状況や原子炉施設への影響の有無。 ^{*2}
風（台風）	○				風（台風）・竜巻（飛来物含む）による発電所及び原子炉施設への被害状況や設備周辺における影響の有無
竜巻	○				
低温（凍結）	○				設備周辺における凍結影響の有無
降水	○				発電所構内の排水状況や降雨の状況
積雪	○				降雪の有無や発電所構内及び原子炉施設への積雪状況
落雷	○				発電所構内及び原子炉施設周辺の落雷の有無
地滑り	○				豪雨や地下水の浸透, 地震に伴う地滑りや土砂崩れの有無や原子炉施設への影響の有無
火山	○				降下火砕物の有無や堆積状況
生物学的事象					海生生物（クラゲ等）の来襲による原子炉施設への影響（取水口閉塞等）の有無
飛来物（航空機落下等）					飛来物の有無や構内及び原子炉施設への影響の有無
森林, 近隣工場等の火災		○			火災状況, ばい煙の方向確認や発電所構内及び原子炉施設への影響の有無
船舶の衝突		○			発電所港湾施設等に衝突した船舶の状況確認及び原子炉施設への影響の有無

（備考）^{*1} 6条まとめ資料「柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉 外部からの衝撃による損傷の防止について」参照

^{*2} 柏崎刈羽原子力発電所周辺には氾濫・決壊により影響を及ぼすような河川・湖等はない。また発電所構内の淡水貯水池は基準地震動による地震力で崩壊するおそれはない。送水配管の一部破損を想定した際にも原子炉施設やアクセスへの影響はない。（9条まとめ資料「柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉 内部溢水の影響評価について」, 「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うち添付資料1.0.2可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルートについて）



2.1.5 中央制御室にて把握可能なパラメータ

自然現象等監視カメラ以外に中央制御室内にて状況把握が可能なパラメータを表2.1-4に示す。

表2.1-4 監視カメラ以外で中央制御室にて監視可能なパラメータ

パラメータ項目	測定レンジ	測定レンジの考え方
大気圧 (原子炉建屋原子炉区域 外気差圧)	(6号炉) -2.50~2.50 kPa (7号炉) -1.20~0.30 kPa	台風等により原子炉建屋内外の差圧が大きくなった場合には建屋を保護する必要があることから風影響を把握可能な設計とする。 原子炉建屋原子炉区域外気差圧として、 (6号炉) -1.47~0.49 kPa (7号炉) -0.98~0.2 kPa を把握できる設計とする。
気温	-20.0~40.0℃	観測記録(気象庁アメダス)年超過確率評価 10^{-4} /年の値である最低気温-15.2℃, 及び最高気温 38.8℃が把握できる設計とする。
高温水 (海水温高)	0.0~50.0℃	設計基準温度(海水温高)の30.0℃が把握できる設計としている。
湿度	0~99.9%	—
雨量	0~110.0mm (1時間値)	敷地排水に係る設計降水量である101.3mm (1時間値)を把握できる設計とする。
風向 (標高 20m, 85m, 160m)	全方位	台風等の影響の接近と離散を把握できる設計としている。
風速 (標高 20m, 85m, 160m)	0~60.0m/s (20m) (10分間平均値) 0~30.0m/s (85m, 160m) (10分間平均値)	設計基準風速である標高20m(地上高10m)で40.1m/s (10分間平均値)を把握できるものとする。
取水槽水位	(6号炉) T. M. S. L. -6.5m ~ T. M. S. L. +9.0m (7号炉) T. M. S. L. -5.0m ~ T. M. S. L. +9.0m	津波による水位の低下に対して非常用海水系の取水を確保するため、常用系ポンプの停止水位及び、非常用海水系ポンプの取水可能水位 (6号炉 T. M. S. L. -5, 240, 7号炉 T. M. S. L. -4, 920)を把握可能な設計としている。 なお設計基準を超える津波による原子炉施設への影響を把握するための設備としては監視カメラを用いる設計とする。(表2.1-3)
空間線量率 (モニタリング・ポスト 1 ~9)	$10^1 \sim 10^8$ nGy/h	「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針」に定める測定上限値(10^8 nGy/h)を満足する設計とする。




2.2 酸素濃度計等について

2.2.1 酸素濃度・二酸化炭素濃度計の設備概要

外気から中央制御室への空気の取り込みを停止した場合に、酸素濃度、二酸化炭素濃度が事故対策のための活動に支障がない範囲にあることを正確に把握するため、6号炉及び7号炉中央制御室には酸素濃度・二酸化炭素濃度計を各号炉毎に1台配備している。

表2.2-1 酸素濃度・二酸化炭素濃度計の概要

機器名称及び外観	仕様等	
酸素濃度・二酸化炭素濃度計 	検知原理	二酸化炭素：NDIR（非分散型赤外線） 酸素：ガルバニ式
	検知範囲	二酸化炭素：0.04%～5.00% 酸素：5.0～30.0%
	表示精度	二酸化炭素：±10%Rdg 酸素：3%FS
	電源	電源：乾電池（単三×4） 測定可能時間：約20時間 （バッテリー切れの場合、予備を稼働させ、乾電池交換を実施する。）
	台数	6号及び7号炉に各1台 （故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として予備1個を保有する。）

 : D B 範囲
 : S A 範囲

2.2.2 酸素濃度，二酸化炭素濃度の管理

酸素濃度・二酸化炭素濃度計による室内酸素濃度，二酸化炭素濃度管理は，労働安全衛生法及びJEAC4622-2009「原子力発電所中央制御室運転員の事故時被ばくに関する規程」に基づき，酸素濃度が18%を下回るおそれがある場合，又は二酸化炭素濃度が0.5%を上回るおそれがある場合に，外気をフィルタにて浄化しながら取り入れる運用としている。

酸素欠乏症等防止規則（一部抜粋）

（定義）

第二条 この省令において，次の各号に掲げる用語の意義は，それぞれ当該各号に定めるところによる。

一 酸素欠乏 空気中の酸素の濃度が十八パーセント未満である状態をいう。

（換気）

第五条 事業者は，酸素欠乏危険作業に労働者を従事させる場合は，当該作業を行う場所の空気中の酸素の濃度を十八パーセント以上（第二種酸素欠乏危険作業に係る場所にあつては，空気中の酸素の濃度を十八パーセント以上，かつ，硫化水素の濃度を百万分の十以下）に保つように換気しなければならない。ただし，爆発，酸化等を防止するため換気することができない場合又は作業の性質上換気することが著しく困難な場合は，この限りでない。

酸素濃度	症状等
21%	通常の空気の状態
18%	安全限界だが連続換気が必要
16%	頭痛、吐き気
12%	目まい、筋力低下
8%	失神昏倒、7～8分以内に死亡
6%	瞬時に昏倒、呼吸停止、死亡

（出典：厚生労働省リーフレット「なくそう！酸素欠乏症・硫化水素中毒」）

JEAC4622-2009「原子力発電所中央制御室運転員の事故時被ばくに関する規程」（一部抜粋）

【付属書解説2.5.2】事故時の外気の取り込み

中央制御室換気空調設備の隔離が長期に亘る場合には，中央制御室内のCO2濃度の上昇による運転員の操作環境の劣化防止のために外気を取り込む場合がある。

(1) 許容CO2濃度

事務所衛生基準規則（昭和47年労働省令第43号，最終改正平成16年3月30日厚生労働省令第70号）により，事務室内のCO2濃度は100万分の5000（0.5%）以下と定められており，中央制御室のCO2濃度もこれに準拠する。したがって，中央制御室居住性の評価にあたっては，上記濃度（0.5%）を許容濃度とする。

 : D B 範囲

 : S A 範囲

2.3 汚染の持ち込み防止について

中央制御室には，中央制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において，中央制御室への汚染の持ち込みを防止するため，モニタリング及び作業服の着替え等を行うためのチェンジングエリアを設ける。

チェンジングエリアは，中央制御室に待機していた要員が，中央制御室外で作業を行った後，再度，中央制御室に入室する際等に利用する。

チェンジングエリアは，要員の被ばく低減の観点からコントロール建屋内，かつ中央制御室陽圧化バウンダリに隣接した場所に設営する。また，チェンジングエリア付近の全照明が消灯した場合を想定し，乾電池内蔵型照明を配備する。中央制御室のチェンジングエリア設営場所及び概略図を図 2.3-1 に示す。

また，チェンジングエリアの設営は，保安班員 2 名で，約 60 分を想定している。チェンジングエリアの設営のタイムチャートを図 2.3-2 に示す。

 : S A 範囲

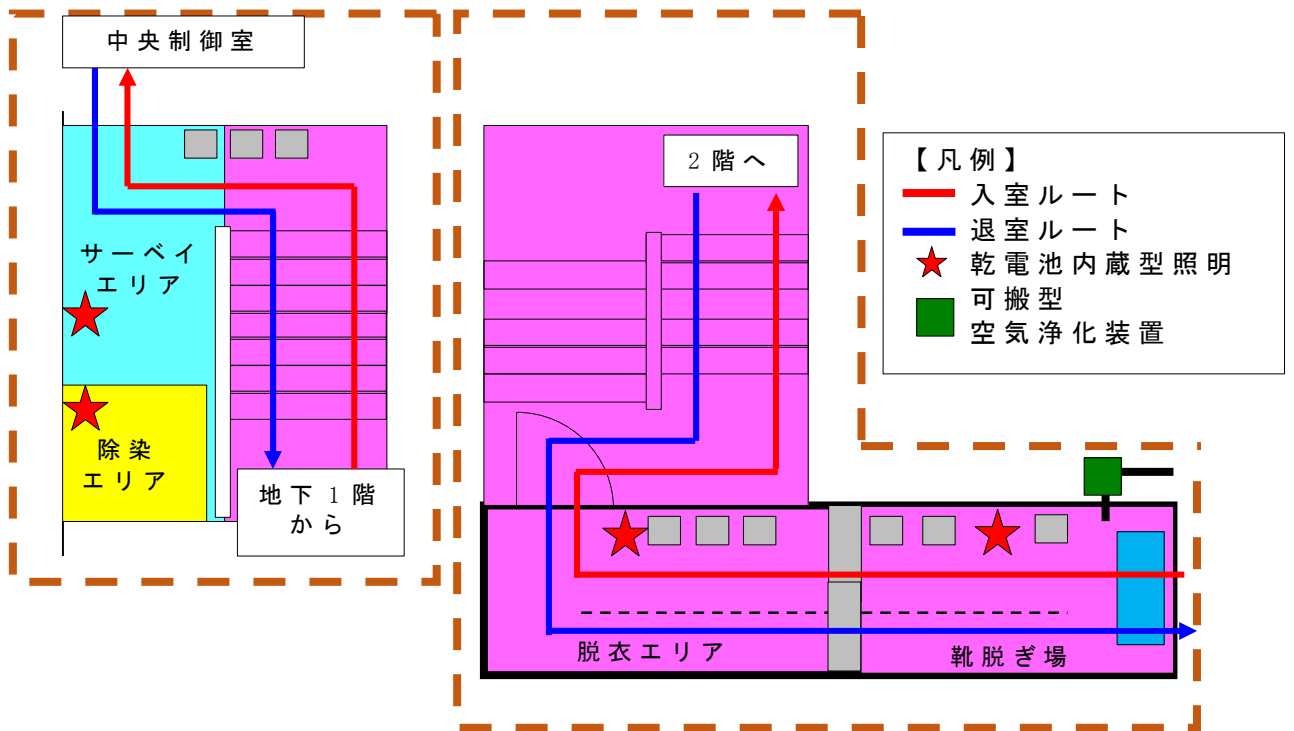


図 2.3-1 中央制御室チェンジングエリア設営場所及び概略図

 : S A 範囲

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。

			経過時間 (分)						
			0	10	20	30	40	50	60
手順の項目	要員		▽設置指示						
									チェンジングエリア▽ 設置完了
チェンジングエリ ア設置手順	保安班	2 名		資機材準備					
				エリア設置					

図 2.3-2 チェンジングエリアの設営のタイムチャート

 : S A 範囲

2.4 重大事故が発生した場合に運転員がとどまるための設備について

2.4.1 概要

重大事故等が発生した場合においても中央制御室に運転員がとどまる居住性を確保するため、遮蔽設備及び陽圧化設備を備えた中央制御室及び中央制御室待避室を設置する。

中央制御室は、6号及び7号炉中央制御室換気空調系の隔離ダンパを閉操作し、中央制御室可搬型陽圧化空調機により、中央制御室換気空調系バウンダリに放射性物質を浄化した外気を供給することで、中央制御室換気空調系バウンダリ全体を陽圧化可能な設計とする。

中央制御室待避室は、陽圧化装置により中央制御室換気空調系バウンダリ内の遮蔽に囲まれた気密空間を陽圧化し、外気の流入を一定時間完全に遮断することで、重大事故発生後の格納容器圧力逃がし装置を作動させる際のプルームの影響による運転員の被ばくを低減することが可能な設計とする。

中央制御室待避室は重大事故発生後の格納容器圧力逃がし装置を作動させる際の中央制御室内執務の運転員及び現場操作対応の運転員を収容することに加え、重大事故等の事故シーケンスを組み合わせた場合においても、関係する6号及び7号炉運転員数18名に予備要員の余裕を持たせた合計20名を収容可能な設計とし、かつ十分な資機材類を配備する設計とする。(事故シーケンスの組み合わせについては、「3.6 事故シーケンスの組み合わせと待避室の収容性」に示す。)

また、中央制御室待避室には、酸素濃度・二酸化炭素濃度計、可搬型エリアモニタを配備することで、居住性確保ができていることを常時確認できる設計とする。可搬型蓄電池内蔵型照明、乾電池内蔵型照明、データ表示装置、通信連絡設備を配備することで、中央制御室待避室においても継続的にプラントの監視を行うことが可能な設計とし、必要に応じ中央制御室制御盤でのプラント操作を行うことができる設計とする。

中央制御室及び中央制御室待避室の陽圧化設備の系統概要を図2.4-1に、陽圧化バウンダリを図2.4-2に示す。なお6号炉及び7号炉中央制御室を構成する、各号炉の上部中央制御室エリア(コントロール建屋2F T.M.S.L. +17.3m)と下部中央制御室エリア(コントロール建屋1F T.M.S.L.

+12.3m) とは、各号炉の中央制御室換気空調系ダクトにて接続された設計としており、上部中央制御室・下部中央制御室一体となった中央制御室陽圧化バウンダリを構成する。

 : S A 範囲

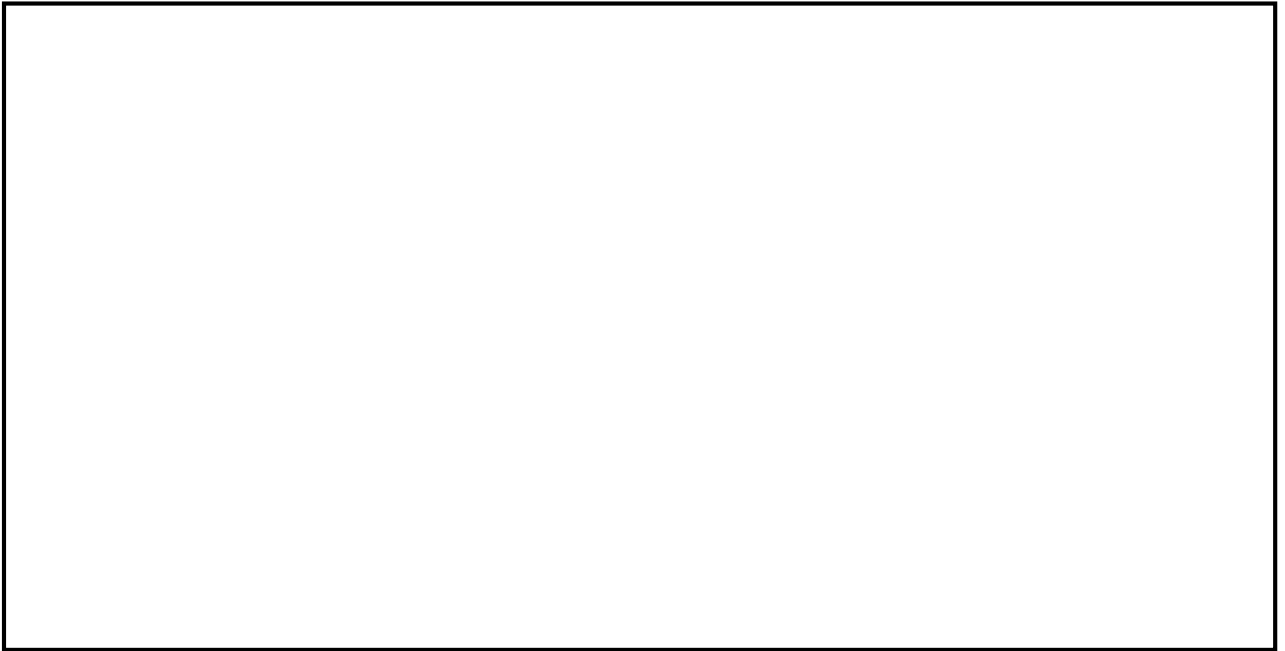


図 2.4-1 中央制御室及び中央制御室待避室の陽圧化設備 系統概要図

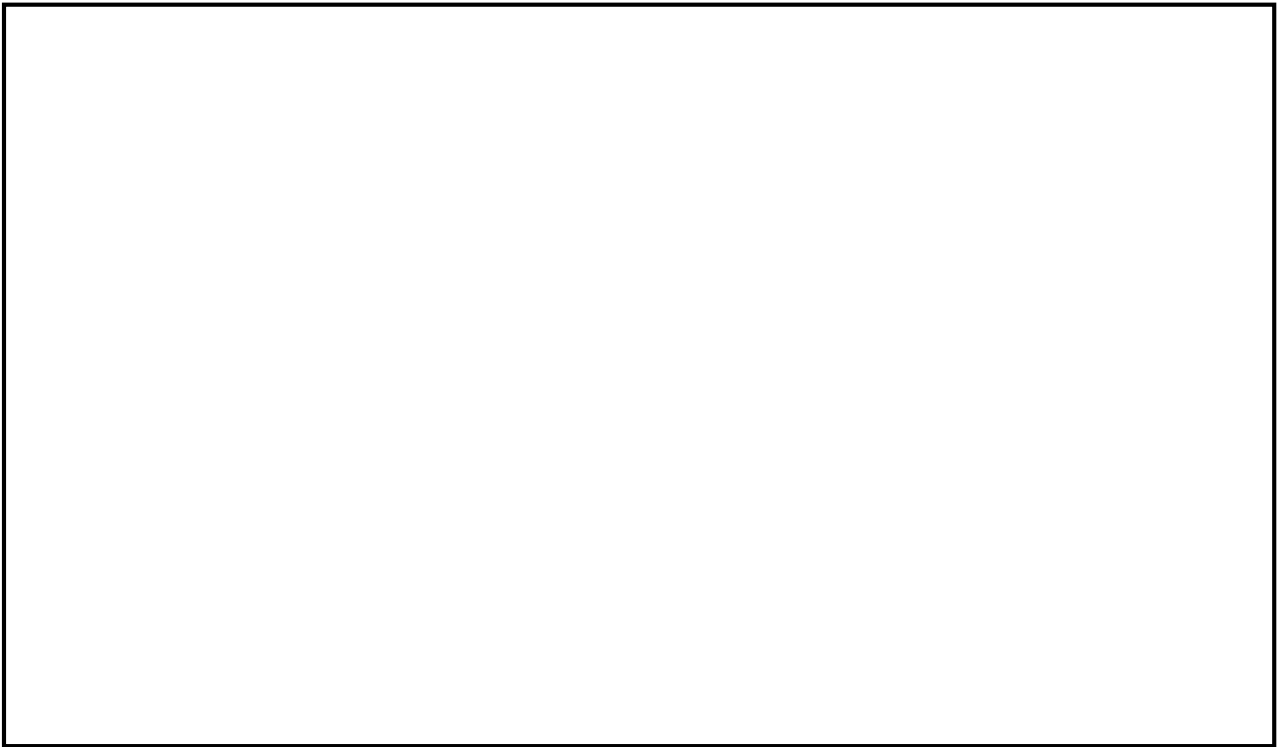


図 2.4-2 中央制御室及び中央制御室待避室の陽圧化バウンダリ図

 : S A 範囲

2.4.2 中央制御室及び中央制御室待避室陽圧化バウンダリの設計差圧

中央制御室及び中央制御室待避室陽圧化バウンダリは、配置上、動圧の影響を直接受けない屋内に設置されているため、室内へのインリークは隣接区画との温度差によるものと考えられる。

低温及び高温の設計基準については、観測記録（気象庁アメダス）年超過確率評価を踏まえ最低気温が最も小さく、及び最高気温が最も大きくなる値を設計基準として定めた。評価の結果、統計的な処理による年超過確率 10^{-4} /年の値として最低気温は -15.2°C 、及び最高気温は 38.8°C となった。

中央制御室及び中央制御室待避室陽圧化バウンダリの設計に際しては、重大事故等時の室内の温度を中央制御室のあるコントロール建屋の設計最高温度 40°C 、隣接区画を年超過確率 10^{-4} /年の値よりも厳しい最低温度 -17.0°C と仮定すると、中央制御室及び中央制御室待避室の階層高さは最大 6m であるため、以下のとおり約 15Pa の圧力差があれば、温度の影響を無視できると考えられる。

$$\begin{aligned}\Delta P &= \{(-17.0^{\circ}\text{Cの乾き空気密度}) - (+40^{\circ}\text{Cの乾き空気の密度})\} \times \text{階層高さ} \\ &= (1.378 - 1.127) \times 6 \\ &= 1.506 \text{ kg/m}^2 \quad \approx 15\text{Pa}\end{aligned}$$

このため、陽圧化バウンダリの必要差圧は設計裕度を考慮して隣接区画 +20Pa とする。

また、中央制御室は隣接区画からのインリークを防止し、中央制御室待避室は中央制御室及び隣接区画からのインリークを防止する設計とし、中央制御室及び中央制御室待避室陽圧化バウンダリの設計差圧は図 2.4-3 のように、中央制御室を 20Pa 以上 40Pa 未満、中央制御室待避室を 60Pa 以上とする。

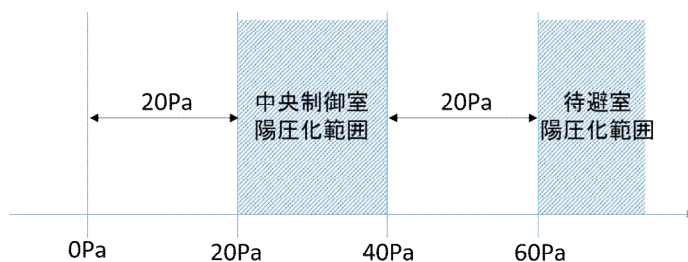


図 2.4-3 中央制御室及び中央制御室待避室 陽圧化圧力

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。

2.4.3 中央制御室の居住性確保

(1) 設計方針

中央制御室は、放射性物質による室外からの放射線を遮蔽するためコンクリート構造を有している。重大事故等発生時には外気取り入れのための隔離ダンパを全閉とし、中央制御室可搬型陽圧化空調機により希ガス以外の放射性物質をろ過した空気にて中央制御室バウンダリ全体を陽圧化することで、重大事故等発生時に中央制御室内へのフィルタを介さない外気の流入を防止可能な設計とする。中央制御室陽圧化バウンダリの出入口には二重扉構造の均圧室を設け、出入りに伴う中央制御室内への放射性物質の侵入を防止する。

重大事故等発生時の中央制御室の陽圧化装置の系統概要を図 2.4-4 に示す。

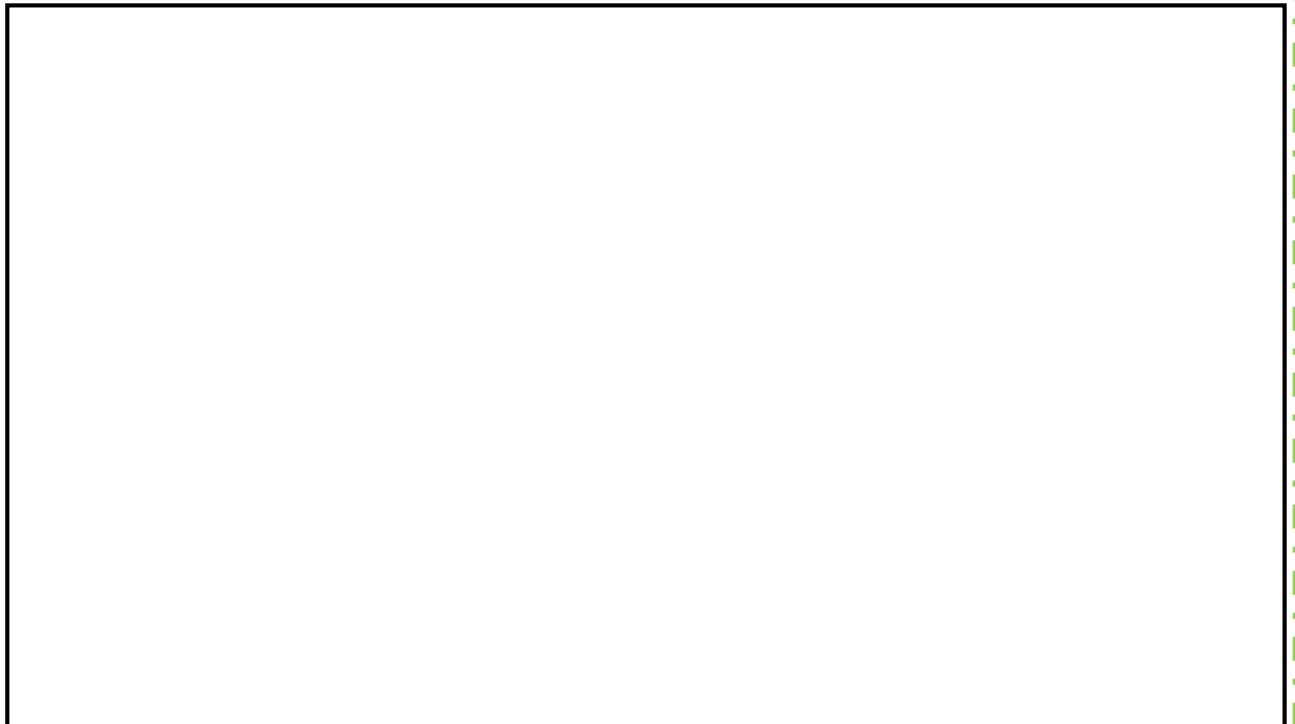


図 2.4-4 中央制御室換気空調系（陽圧化装置）
系統概要図
（重大事故等発生時、プルーム通過前及びプルーム通過後）

(2) 遮蔽設備

中央制御室の遮蔽設備はコンクリート厚さ の建屋躯体と一体となった壁であり、放射性物質のガンマ線による外部被ばくを低減する設計としている。図2.4-5に中央制御室遮蔽位置を、また図2.4-6に中央制御室遮蔽の配置図を示す。

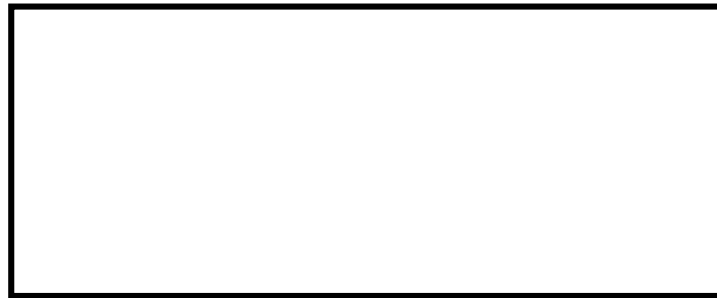


図 2.4-5 中央制御室遮蔽の概要 (NS 断面)

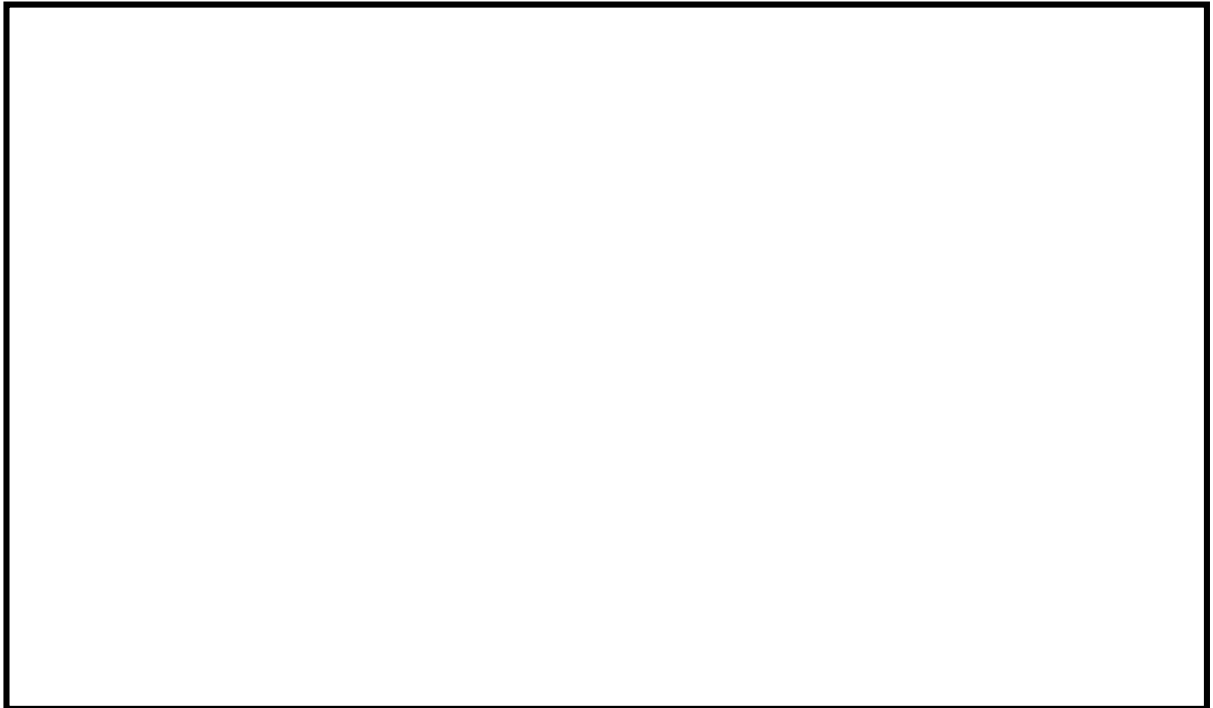


図 2.4-6 中央制御室の遮蔽 配置図

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) 可搬型陽圧化空調機

a. 設計風量

可搬型陽圧化空調機の設計風量は、中央制御室を陽圧化する必要風量とし、JIS A 2201 送風機による住宅等の気密性能試験方法に基づく気密性能試験を実施し決定した。

試験結果を図 2.4-7 に示す。3 回の測定結果から求まる回帰曲線（通気特性式）より、中央制御室内を隣接区画 +20Pa 以上 +40Pa 未満の範囲内で陽圧化する必要風量は [] 未満となる。

よって、設計風量は上記風量に設計裕度をもった 4,500~6,000m³/h（6 号炉側から 1,125~1,500m³/h/台×2 台、7 号炉側から 1,125~1,500m³/h/台×2 台とする。）

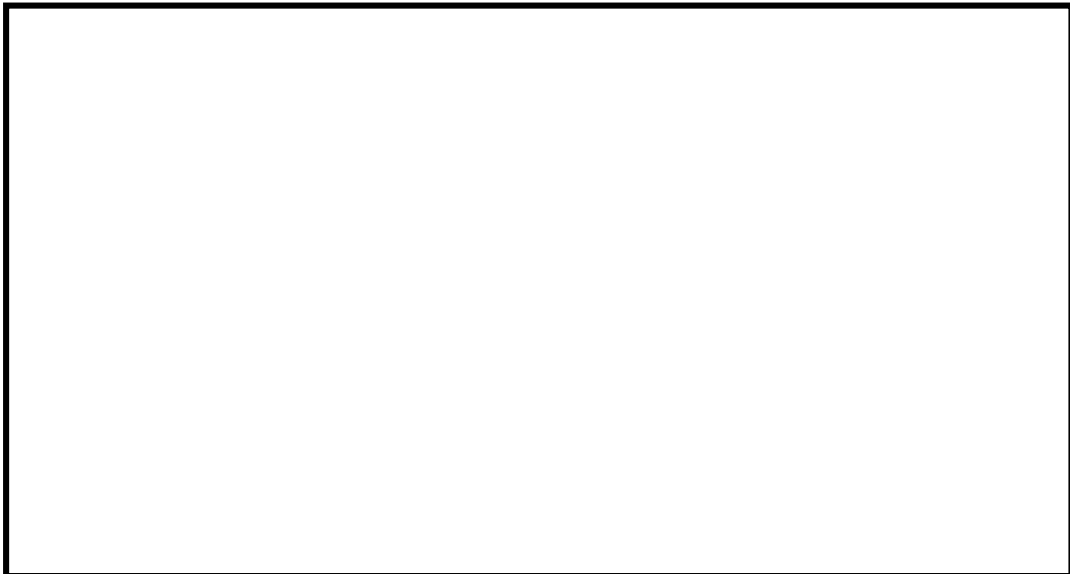


図 2.4-7 中央制御室の気密性能試験結果

上記設計風量を満足する、可搬型陽圧化空調機の定格風量及び設置台数、場所について表 2.4-1 に示す。

表 2.4-1 可搬型陽圧化空調機の仕様、及び台数

項目	仕様等
定格風量及び 設置台数	1,500 m ³ /h/台×4 台（予備 2 台） （6 号及び 7 号炉共用）
設置場所	コントロール建屋地上 1 階 6 号炉側及び 7 号炉側

b. 可搬型陽圧化空調機のフィルタ性能

可搬型陽圧化空調機の高性能フィルタ及び活性炭フィルタの捕集効率を表 2.4-2 に示す。活性炭フィルタは乾燥剤を封入した密閉容器に保管することで、通常時の捕集性能劣化を防止する設計とする。

表 2.4-2 可搬型陽圧化空調機のフィルタ捕集効率

種類	総合除去効率 (%)
高性能フィルタ	99.9 (0.3 μ mPAO 粒子)
活性炭フィルタ	99.9 (相対湿度 85% 以下)

c. 機器構成

可搬型陽圧化空調機の機器概要図を図 2.4-8 に、可搬型陽圧化空調機の設置及び保管エリアを図 2.4-9 に示す。可搬型陽圧化空調機はプロワ及び中性能フィルタ、高性能フィルタ、活性炭フィルタから構成し、6号炉及び7号炉中央制御室にフィルタにより浄化した外気を供給することで中央制御室陽圧化バウンダリ全体を陽圧化可能な設計とする。

 : S A 範囲

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。

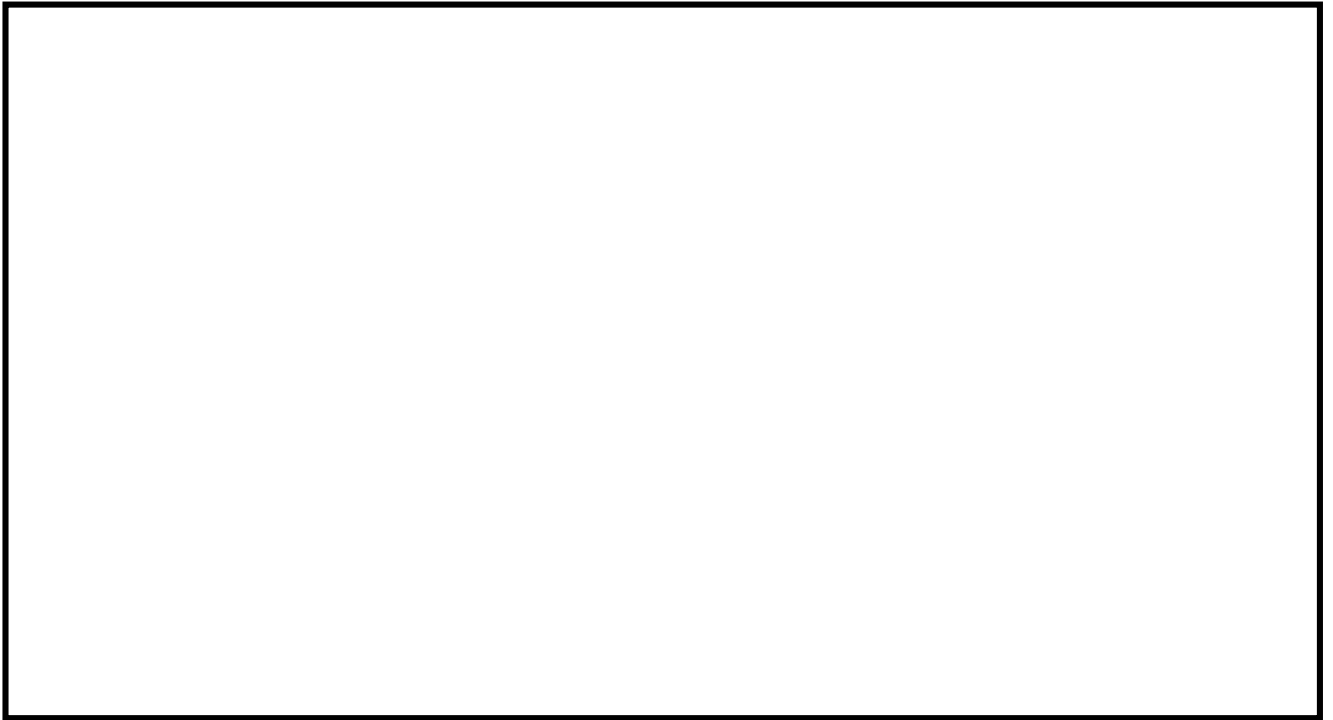


図 2.4-8 可搬型陽圧化空調機 機器概要図

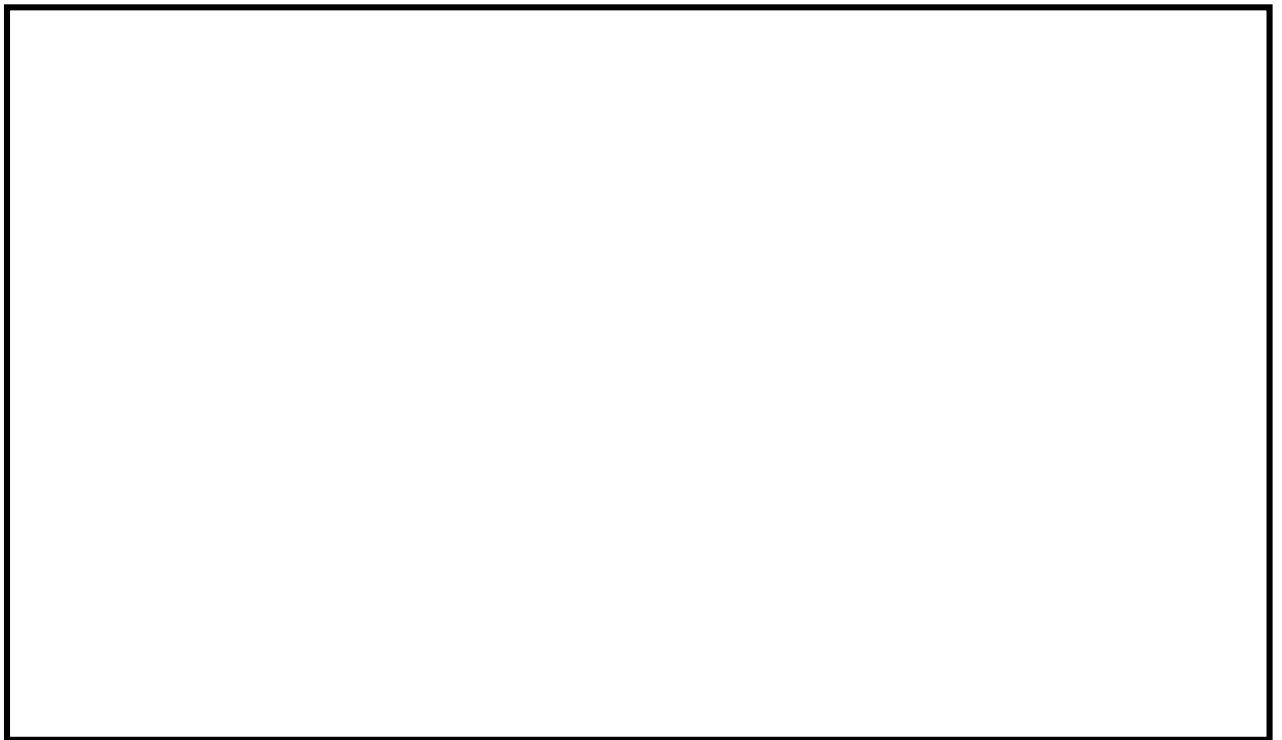


図 2.4-9 可搬型陽圧化空調機の設置エリア

6号炉及び7号炉中央制御室を構成する、各号炉の上部中央制御室エリア（コントロール建屋 2F T.M.S.L.+17.3m）と下部中央制御室エリア（コントロール建屋 1F T.M.S.L.+12.3m）とは、各号炉の中央制御室換気空調系ダクトにて接続された設計とする。そのため6号炉及び7号炉中央制御室それぞれにフィルタにより浄化した外気を供給することで、上部中央制御室エリア、下部中央制御室エリアの中央制御室陽圧化バウンダリ全体を陽圧化することができる設計とする。

 : S A 範囲

(4) 中央制御室換気空調系隔離ダンパ

重大事故等発生時において、中央制御室を陽圧化するために閉操作する中央制御室換気空調系隔離ダンパの系統概要図を図 2.4-10 に示す。操作対象の隔離ダンパは、6号炉及び7号炉各々に給気側4弁、排気側2弁の合計12弁あり、全交流動力電源喪失時においても、手動でダンパ閉操作可能な構造となっている。

中央制御室換気空調系隔離ダンパの配置図を図 2.4-11 (7号炉)、図 2.4-12 (6号炉) に示す。隔離ダンパ閉操作は、中央制御室の隣の6号機 中央制御室送・排風機室及び7号機 中央制御室送・排風機室で実施するためアクセス性に問題はなく、隔離ダンパ閉操作もハンドルを閉側に回す作業のみであり、各号炉運転員2名により30分程度で実施可能な見込みである。

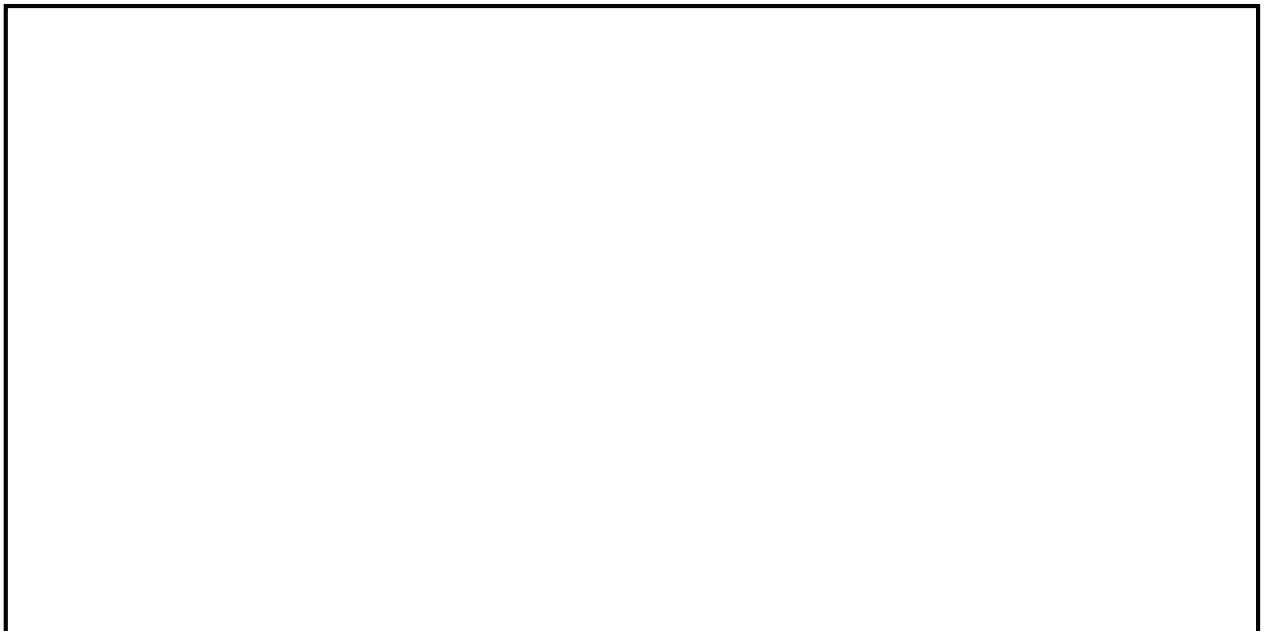


図 2.4-10 中央制御室換気空調系隔離ダンパ 系統概略図

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。

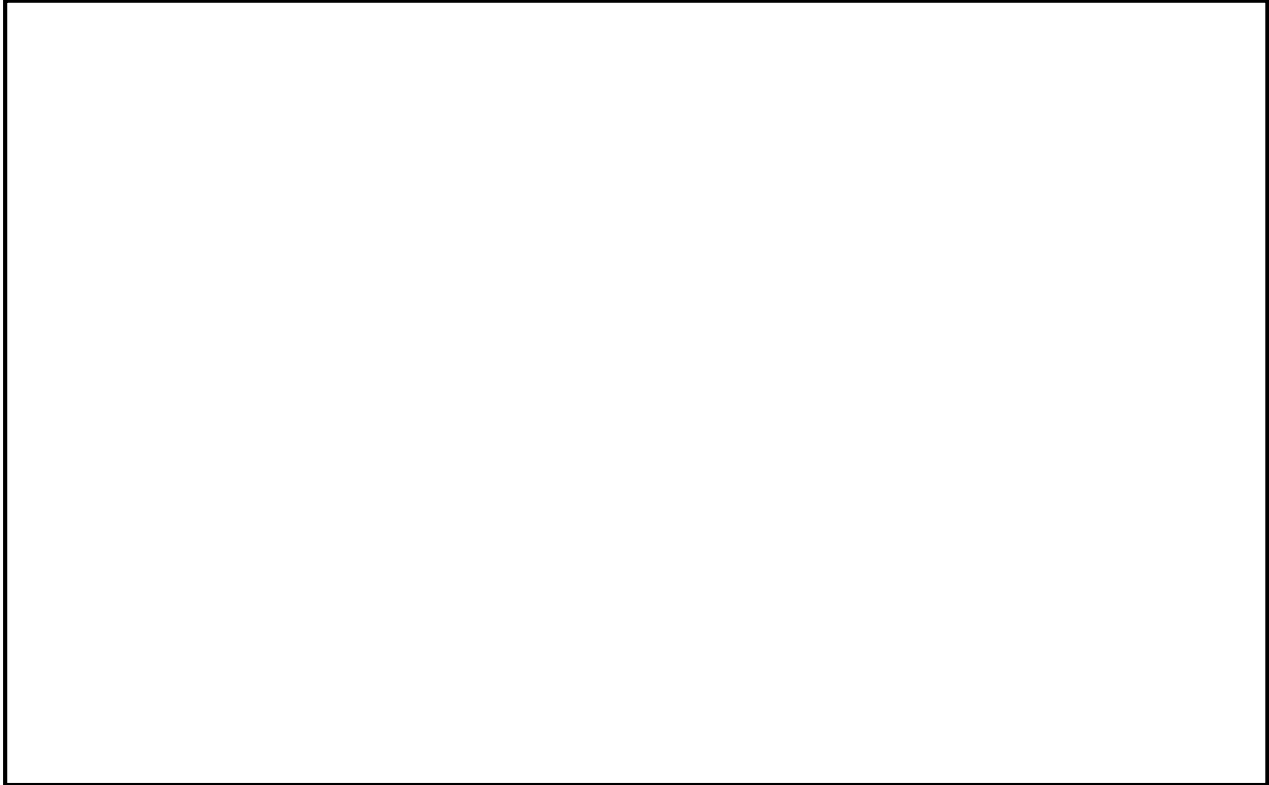


図 2.4-11 中央制御室換気空調系隔離ダンパ 配置図 (7号炉)

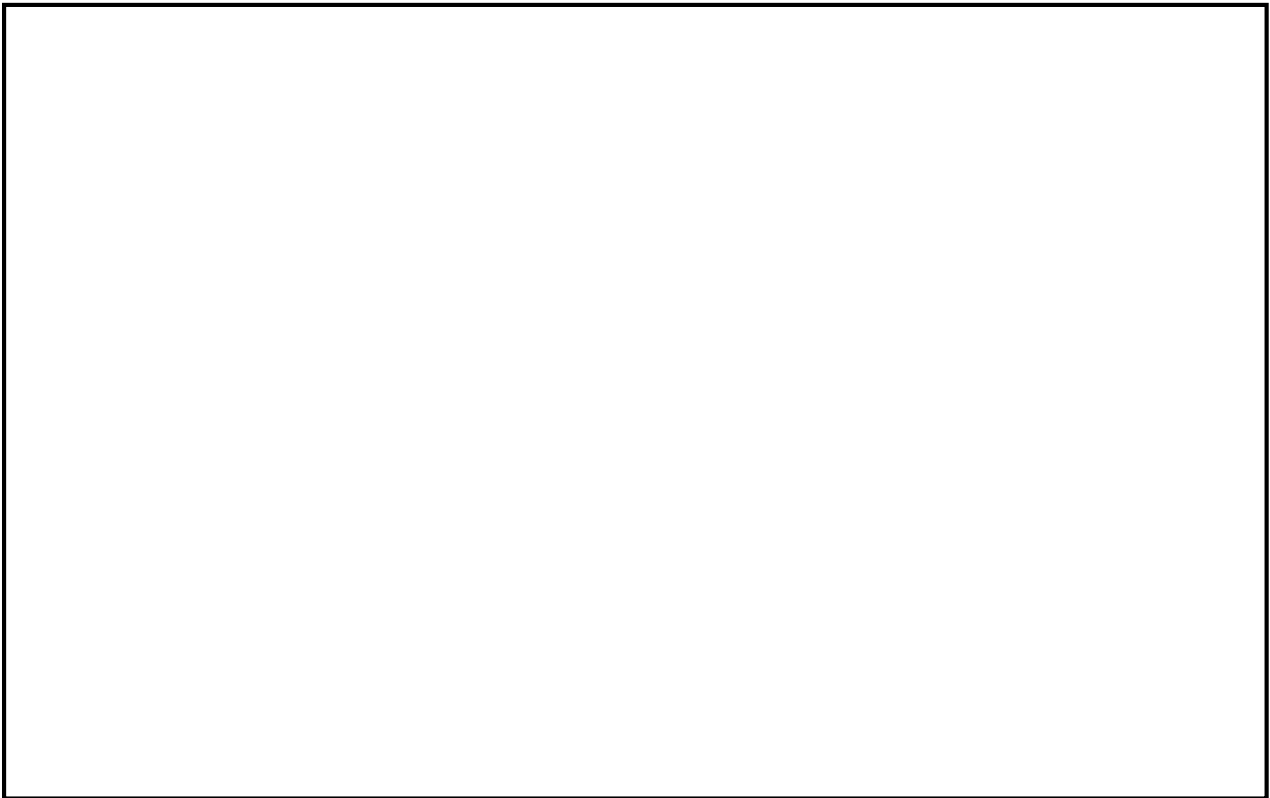


図 2.4-12 中央制御室換気空調系隔離ダンパ 配置図 (6号炉)

2.4.4 中央制御室待避室の居住性確保

(1) 設計方針

重大事故発生後の格納容器圧力逃がし装置を作動させる場合においては、中央制御室待避室を陽圧化装置により陽圧化するとともに、中央制御室を可搬型陽圧化空調機により陽圧化する設計とする。これにより、中央制御室バウンダリ内への希ガスを除く放射性物質の流入を低減できる設計とすることで、待避室にとどまる間、中央制御室内に取り込んだ放射性物質からの直接線影響の低減を図るとともに、待避室から中央制御室バウンダリへ出る場合において、マスクを着用しなくても放射性物質の体内への取込みを低減可能な設計とする。

中央制御室待避室はコンクリート壁又は鉛等により遮蔽性能を高めた設計とする。また中央制御室待避室は気密性を高めた設計とするとともに、陽圧化装置により中央制御室待避室を陽圧化し、中央制御室待避室内への外気流入を一定時間完全に遮断することで居住性を高めた設計とする。陽圧化装置は、自主対策設備として、屋外から可搬型のカードル式空気ポンベユニットを接続することで、空気ポンベ容量を追加可能な設計とする。

ここで、陽圧化の差圧は、中央制御室とコントロール建屋、中央制御室待避室とコントロール建屋の差圧を差圧計により、2.4.2 項に示す陽圧化設計圧力値を監視することとし、コントロール建屋と中央制御室との間、及び中央制御室と中央制御室待避室との間の差圧は均圧室の扉を閉めることにより確保する設計とする。

なお、中央制御室待避室の陽圧化装置の系統概要を図 2.4-13 に、カードル式空気ポンベユニットの配置図を図 2.4-14 に示す。

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 2.4-13 中央制御室換気設備の系統概要図
(重大事故発生時，プルーム通過中)



図 2.4-14 カードル式空気ポンプユニット配置場所

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。

(2) 収容人数及び設置場所

中央制御室待避室の収容人数は、6号炉、7号炉運転員数18名に予備要員の余裕を持たせた合計20名が収容可能な設計とする。中央制御室待避室のレイアウトを図2.4-15に示す。

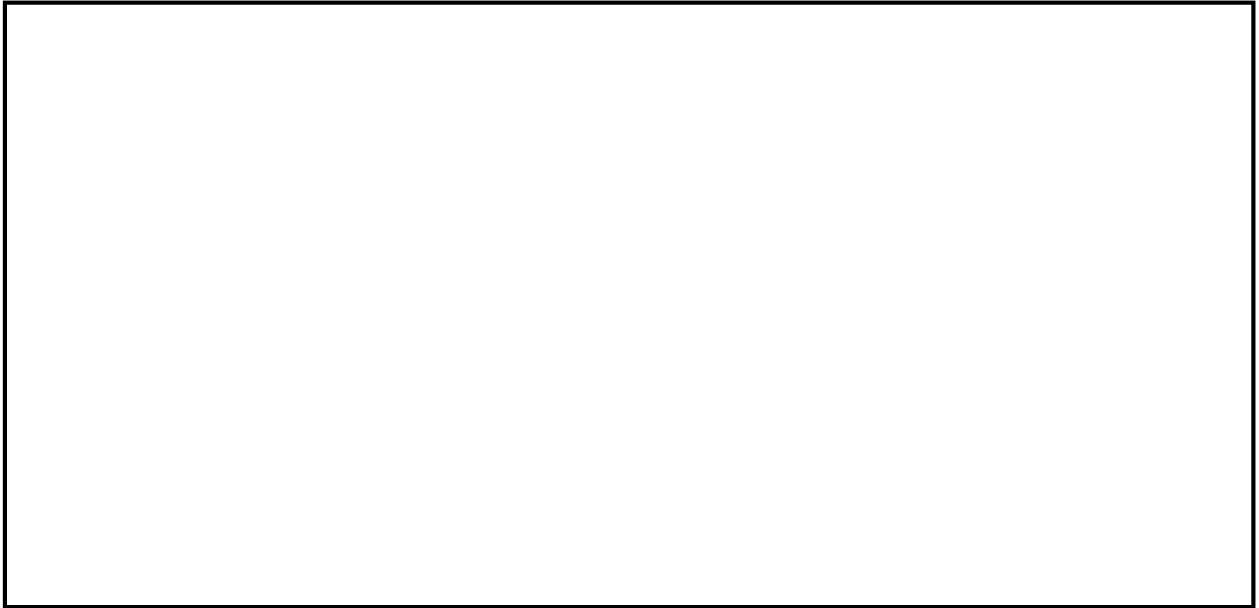


図 2.4-15 中央制御室待避室 レイアウト

(3) 遮蔽設備

中央制御室待避室の壁は、コンクリート mm, 若しくはそれと同等以上の遮蔽能力を期待できる鉛壁（一部、可搬遮蔽装置）、若しくはコンクリート・鉛の複合壁とし、放射性物質のガンマ線による外部被ばくを低減する設計とする。概要は図2.4-15に示すとおり。

(4) 陽圧化装置

a. 系統構成

中央制御室待避室の陽圧化装置の系統概要図を図2.4-16に示す。

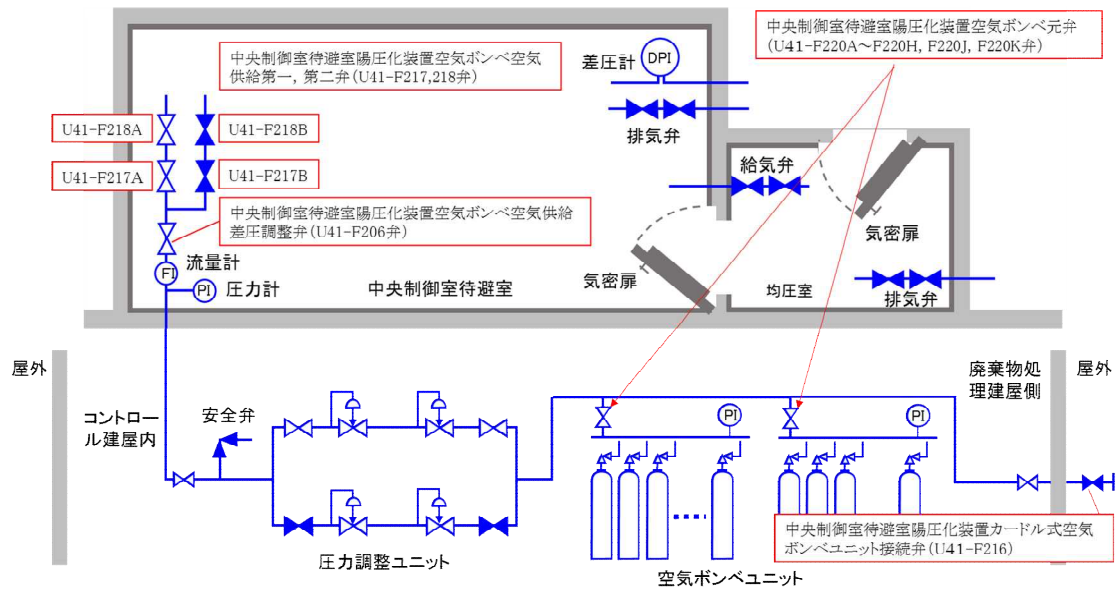


図2.4-16 陽圧化装置 系統概要図

b. 必要空気供給量

① 二酸化炭素濃度基準に基づく必要換気量

- ・ 収容人数：n=20名
- ・ 許容二酸化炭素濃度：C=0.5%（労働安全衛生規則）
- ・ 大気二酸化炭素濃度：C₀=0.039%（標準大気の二酸化炭素濃度）
- ・ 呼吸による二酸化炭素発生量：M=0.022m³/h/人（空気調和・衛生工学便覧の極軽作業の作業程度の吐出し量）
- ・ 必要換気量：Q₁=100×M×n / (C-C₀) m³/h（空気調和・衛生工学便覧の二酸化炭素基準の必要換気量）

$$\begin{aligned}
 Q_1 &= 100 \times 0.022 \times 20 \div (0.5 - 0.039) \\
 &= 95.45 \\
 &\approx 95.5 \text{ m}^3/\text{h}
 \end{aligned}$$

②酸素濃度基準に基づく必要換気量

- ・収容人数：n=20名
- ・吸気酸素濃度：a=20.95%（標準大気の酸素濃度）
- ・許容酸素濃度：b=18%（労働安全衛生規則）
- ・成人の呼吸量：c=0.48m³/h/人（空気調和・衛生工学便覧）
- ・乾燥空気換算呼気酸素濃度：d=16.4%（空気調和・衛生工学便覧）
- ・必要換気量：Q₁=c×(a-d)×n/(a-b) m³/h（空気調和・衛生工学便覧の酸素基準の必要換気量）

$$\begin{aligned} Q_1 &= 0.48 \times (20.95 - 16.4) \times 20 \div (20.95 - 18.0) \\ &= 14.81 \\ &\approx 14.9 \text{ m}^3/\text{h} \end{aligned}$$

以上より、空気ポンベ陽圧化に必要な空気供給量は二酸化炭素濃度基準の95.5m³/hとする。

c. 必要ポンベ本数

中央制御室待避室を10時間陽圧化する必要最低限のポンベ本数は二酸化炭素濃度基準換気量の95.5m³/h及びポンベ供給可能空気量5.50m³/本から下記のとおり174本となる。なお、中央制御室待避室においては陽圧化試験を実施し必要ポンベ本数が10時間*陽圧化維持するのに十分であることの確認を実施し、予備のポンベ容量について決定する。

- ・ポンベ初期充填圧力：14.7MPa（at35℃）
- ・ポンベ内容積：46.7L
- ・圧力調整弁最低制御圧力：0.89MPa
- ・ポンベ供給可能空気量：5.50m³/本（at -4℃）

以上より、必要ポンベ本数は下記の通り174本以上となる。

$$\begin{aligned} 95.5 \text{ m}^3/\text{h} \div 5.50 \text{ m}^3/\text{本} \times 10 \text{ 時間} &= 173.6 \\ &\approx 174 \text{ 本} \end{aligned}$$

※格納容器ベントの実施に伴い評価期間中に放出される放射性物質のうち、大部分が放出される期間（数時間）に余裕を持たせ、陽圧化装置による陽圧化時間を10時間と設定

d. 空気ポンベ設置エリア

空気ポンベの配置を図2.4-17に示す。空気ポンベは、コントロール建屋1階及び廃棄物処理建屋1階に配置し、コントロール建屋2階の中央制御室待避室に空気を供給する。

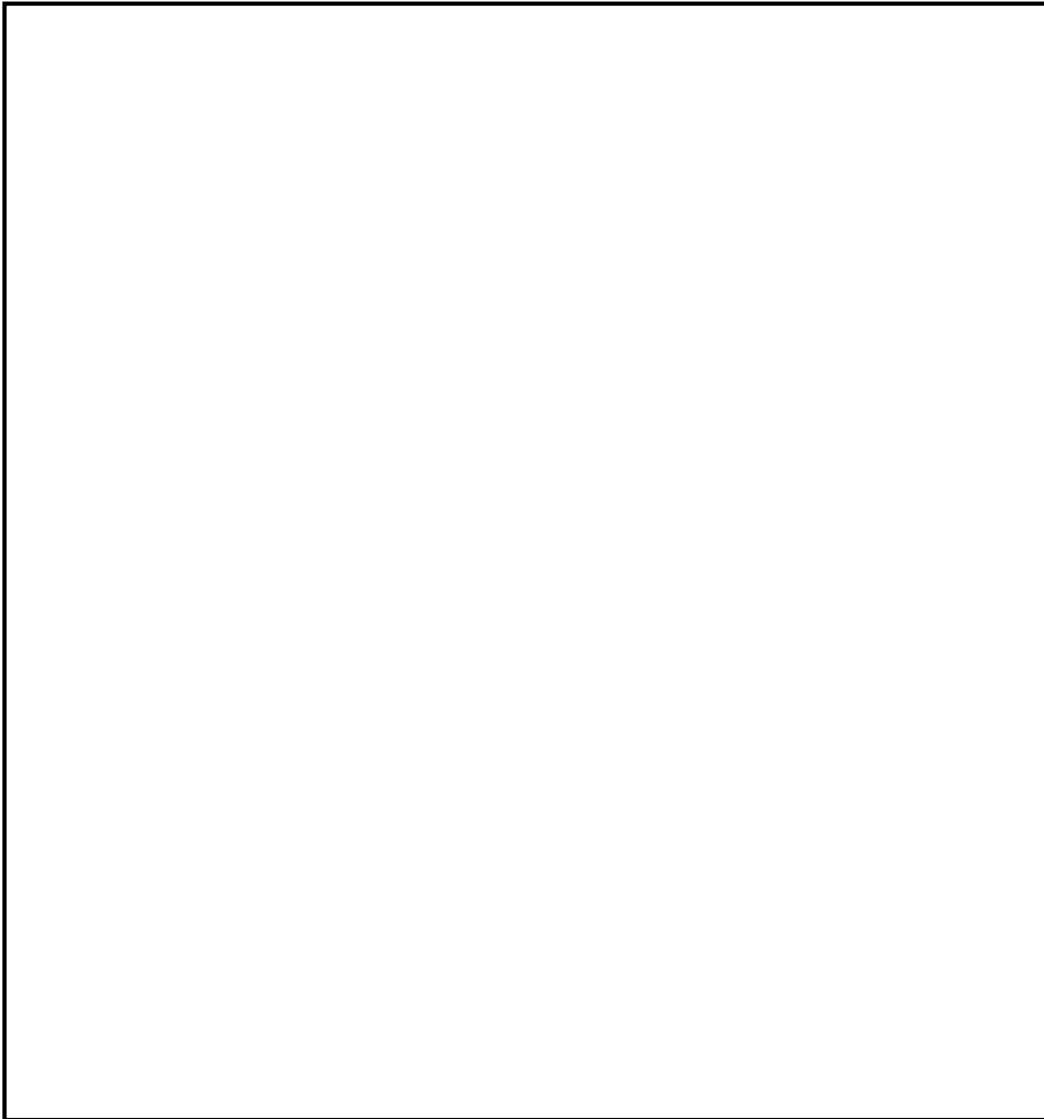


図2.4-17 空気ポンベ設置 配置図

e. カードル式空気ポンベユニット（空気ポンベカードル車）

運転員の更なる被ばく線量低減のため、自主対策設備として空気ポンベ陽圧化時間の延長を可能とする空気ポンベカードル車を配備する。空気ポンベカードル車は建屋外から空気ポンベを接続可能な設計とする。

カードル式空気ポンベユニットの概念図を図 2.4-18 に示す。カードル式空気ポンベユニットは、重大事故等発生時において屋外の接続口に高圧ホースを介して接続することで、コントロール建屋内から常設の陽圧化装置側との切替え操作が可能な設計とする。

なお、カードル式空気ポンベユニットの空気ポンベは、常設の陽圧化装置の空気ポンベと同等の 174 本以上の容量を確保可能な設計とする。ポンベユニット必要空気量，必要供給量については，前出 2.4.4(4) b. ならびに c. と同様の設計とする。

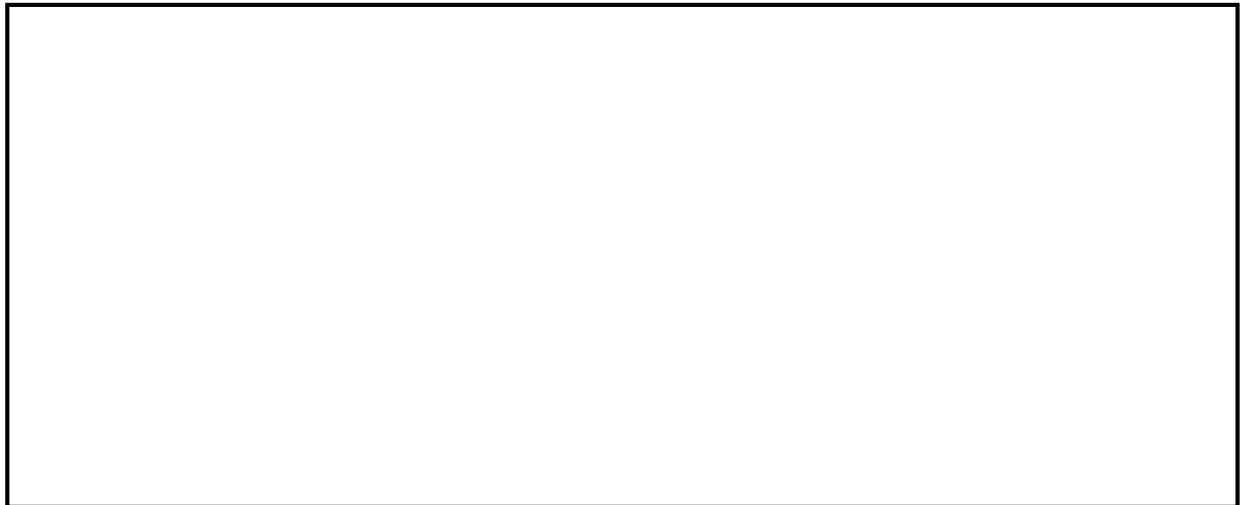


図 2.4-18 カードル式空気ポンベユニット 概念図

(5) 中央制御室換気空調系の運転状態比較

中央制御室の換気空調系の状態について、通常運転時、設計基準事故時、重大事故時を比較、図示すると以下のとおりとなる。通常運転時、設計基準事故時の運転モードを、図 2.4-19 運転モード毎の中央制御室換気空調系系統概略図 (1/2) に示す。

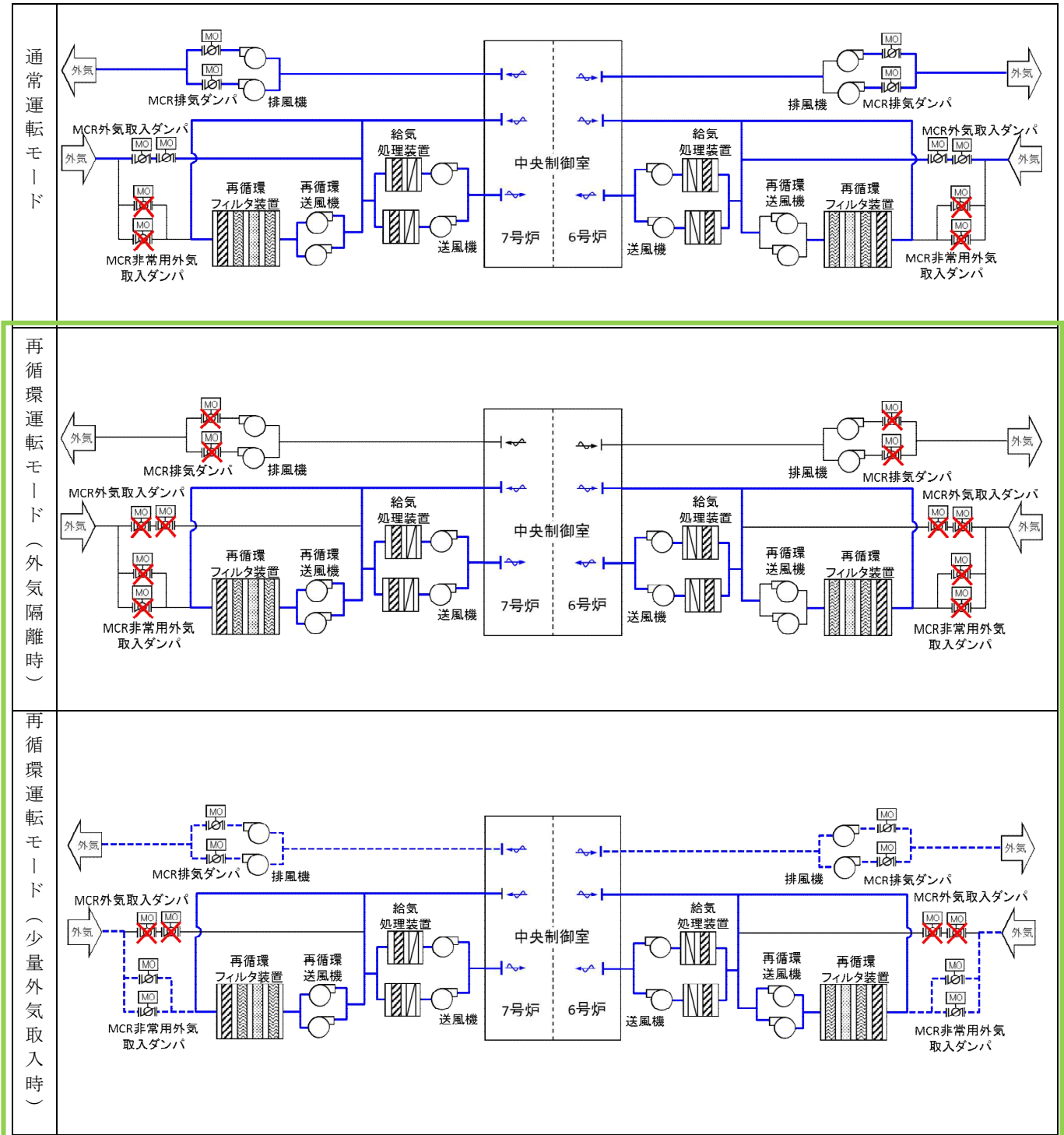


図 2.4-19 運転モード毎の中央制御室換気空調系系統概略図 (1/2)

重大事故時のプルーム通過前・後，及びプルーム通過中の運転モードを，図 2.4-19 運転モード毎の中央制御室換気空調系系統概略図（2/2）に示す。

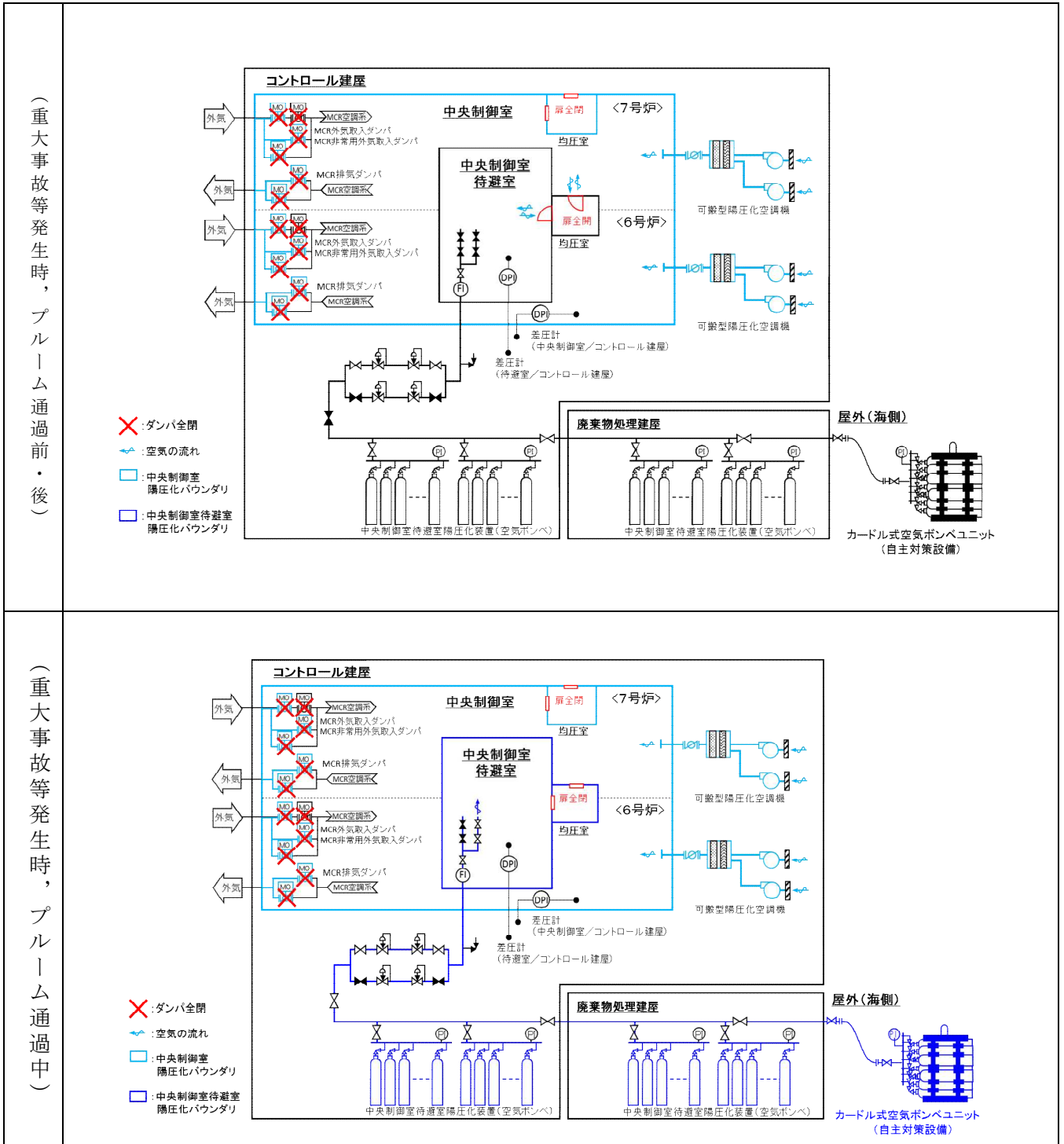


図 2.4-19 運転モード毎の中央制御室換気空調系系統概略図（2/2）

: S A 範囲

(6) 通信連絡設備

中央制御室待避室には，運転員が格納容器圧力逃がし装置作動に際して，水素爆発による格納容器の破損防止（格納容器圧力逃がし装置に関するパラメータ）の確認に加え，原子炉格納容器内の状態，使用済燃料プールの状態，水素爆発による原子炉格納容器の破損防止，水素爆発による原子炉建屋の損傷防止を確認できるパラメータを確認できるようにデータ表示装置を設置する設計とする。データ表示装置は 6 号及び 7 号炉用に 1 台ずつ設置する。

なお，データ表示装置は今後の監視パラメータ追加や表示機能の拡張等を考慮した設計とする。

データ表示装置で確認できる主なパラメータを表 2.4-3，データ表示装置に関するデータ伝送の概要を図 2.4-20 に示す。

また，衛星電話設備及び無線連絡設備のうち中央制御室に設置する衛星電話設備（常設）及び無線連絡設備（常設）は，中央制御室待避室においても使用できる設計とする。無線連絡設備（常設）及び衛星電話設備（常設）は，6 号及び 7 号炉用に各々 1 台ずつ使用できる設計とする。

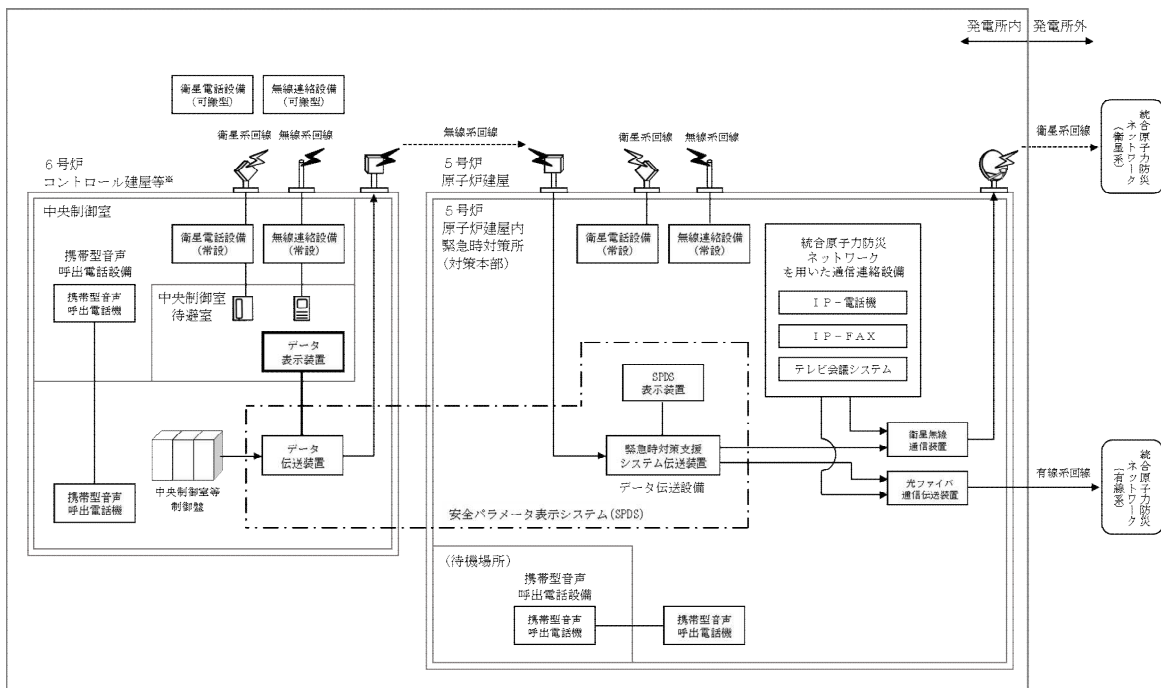
中央制御室待避室における通信連絡設備の概要を図 2.4-21 に示す。

 : S A 範囲

表2.4-3 データ表示装置で確認できる主なパラメータ
(6号及び7号炉共通)

目 的	対象パラメータ
炉心反応度の状態確認	中性子束
炉心冷却の状態確認	原子炉水位
	原子炉圧力
	原子炉冷却材温度
	高压炉心注水系系統流量
	原子炉隔離時冷却系系統流量
	高压代替注水系系統流量
	残留熱除去系系統流量
	原子炉圧力容器温度
	復水補給水系流量（原子炉圧力容器）
	復水貯蔵槽水位
	非常用ディーゼル発電機の給電状態
	非常用高压母線電圧
格納容器内の状態確認	格納容器内圧力
	格納容器内温度
	格納容器内水素濃度，酸素濃度
	格納容器内雰囲気放射線レベル
	サプレッション・チェンバ・プール水位
	格納容器下部水位
	格納容器スプレイ弁開閉状態
	残留熱除去系系統流量
復水補給水系流量（原子炉格納容器）	
放射能隔離の状態確認	原子炉格納容器隔離の状態
	排気筒放射線レベル
使用済燃料プールの状態確認	使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA広域）
水素爆発による格納容器の破損防止確認	フィルタ装置入口圧力
	フィルタ装置水位
	フィルタ装置
	フィルタ装置出口放射線モニタ
	フィルタ装置金属フィルタ差圧
水素爆発による原子炉建屋の損傷防止確認	原子炉建屋内水素ガス濃度

 : S A 範囲



※：7号炉も同様

図2.4-20 データ表示装置（待避室）に関するデータ伝送の概要

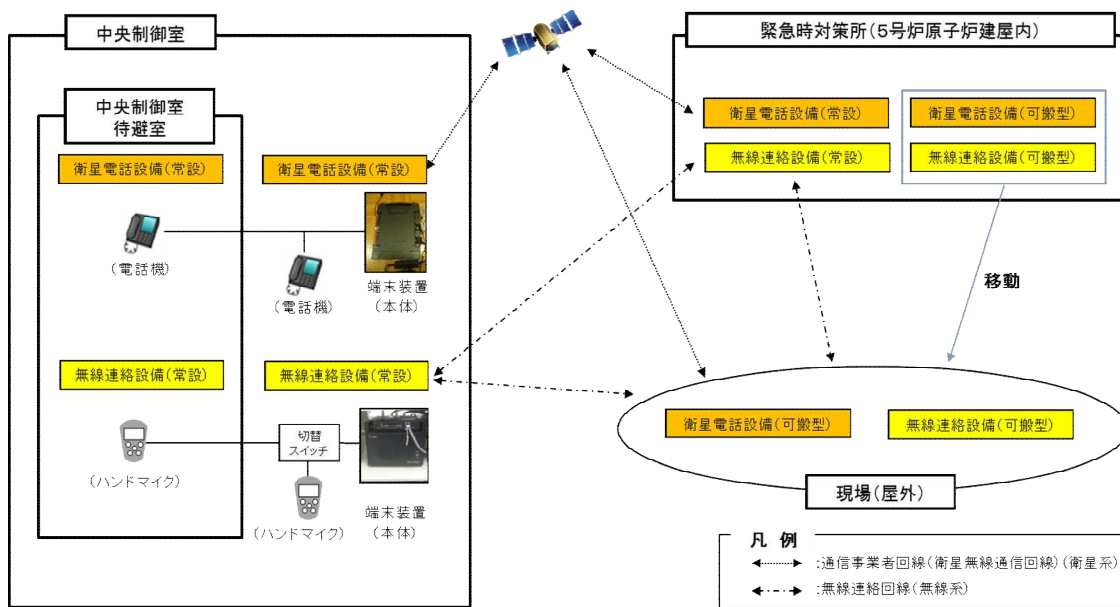


図2.4-21 中央制御室待避室における通信連絡設備の概要
(6号及び7号炉各々)



：S A 範囲

(7) 中央制御室待避室のその他設備・資機材

中央制御室待避室には、格納容器圧力逃し装置作動時において運転員がとどまれるようにするため、可搬型蓄電池内蔵型照明、乾電池内蔵型照明、酸素濃度・二酸化炭素濃度計、可搬型エリアモニタを配備する。

中央制御室待避室にとどまり必要な監視等を行うのに必要な照度を有するものを、可搬型蓄電池内蔵型照明を3台、乾電池内蔵型照明を2台配備する。表 2.4-4 に中央制御室待避室に配備している可搬型照明を示す。


表 2.4-4 中央制御室待避室に配備する可搬型照明

	保管場所	数量	仕様
可搬型蓄電池内蔵型照明 	中央制御室	3台（予備1台）	<ul style="list-style-type: none"> ・定格電圧：交流100V ・点灯可能時間：12時間以上
乾電池内蔵型照明 （ランタンタイプLEDライト） 	中央制御室	中央制御室待避室2台 （故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用としては中央制御室の予備3台と共用する。）	電源：乾電池（単一×3） 点灯可能時間：約72時間 （消灯した場合、予備を点灯させ、乾電池交換を実施する。）

 : S A 範囲

酸素濃度・二酸化炭素濃度計は中央制御室待避室の居住環境の基準値の範囲を測定できるものを、1台配備する。表2.4-5に中央制御室待避室に配備する酸素濃度・二酸化炭素濃度計を示す。

表2.4-5 中央制御室待避室に配備する酸素濃度・二酸化炭素濃度計

機器名称及び外観	仕様等	
酸素濃度・二酸化炭素濃度計 	検知原理	二酸化炭素：NDIR（非分散型赤外線） 酸素：ガルバニ式
	検知範囲	二酸化炭素：0.04%～5.00% 酸素：5.0～30.0%
	表示精度	二酸化炭素：±10%Rdg 酸素：3%FS
	電源	電源：乾電池（単三×4） 測定可能時間：約20時間 （バッテリー切れの場合、予備を稼働させ、乾電池交換を実施する。）
	個数	1台 （故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として予備1台*を保有する。）

※予備1台は6号炉及び7号炉中央制御室と共用

可搬型エリアモニタは中央制御室待避室の居住環境の基準値の範囲を測定できるものを、1台配備する。表2.4-6に中央制御室待避室に配備する可搬型エリアモニタを示す。

表2.4-6 中央制御室待避室に配備する可搬型エリアモニタ

機器名称及び外観	仕様等	
可搬型エリアモニタ 	検出器の種類	半導体検出器
	検知範囲	0.001～99.99mSv/h
	電源	電源：乾電池（単一×4） 測定可能時間：約300時間 （バッテリー切れの場合、予備を稼働させ、乾電池交換を実施する。）
	台数	1台 （予備1台）

2.5 重大事故等時の電源設備について

中央制御室には、重大事故等が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な設備（図 2.5-1 に示す空調及び図 2.5-2 に示す照明）を設置している。これらの設備については、重大事故等が発生した場合にも、図 2.5-3 に示すとおり常設代替交流電源設備である第一ガスタービン発電機（以下、単に「ガスタービン発電機」という）からの給電が可能な設計とする。

ガスタービン発電機の容量は、中央制御室の居住性（重大事故等）に係る被ばく評価で想定する格納容器破損モードのうち、中央制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンスとして、冷却材喪失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（以下、大 LOCA+注水機能喪失+全交流動力電源喪失）に対して、表 2.5-1 に示すとおり十分な電源供給容量を確保している。

照明については、全交流動力電源喪失発生からガスタービン発電機による給電が開始されるまでの間、図 2.5-4 に示す直流非常灯に加え、12 時間以上無電源で点灯する蓄電池内蔵型照明を配備しており、ガスタービン発電機から給電を再開するまでの間（事故発生後 70 分以内）の照明は確保できる。

ガスタービン発電機による給電が開始された後については、中央制御室内の非常用照明にて照明は確保できる。なお、中央制御室の全照明が消灯した場合には、可搬型蓄電池内蔵型照明により、必要な照度を確保可能な設計とする。

また、運転員のシミュレーション訓練において全交流動力電源喪失を想定した訓練により、直流非常灯下で対応操作ができることを確認しているとともに、中央制御室内の非常用照明が使用できない場合にも必要な照度を確保できるよう、可搬型蓄電池内蔵型照明を配備する。仮にこれら照明が活用できない場合のため、ランタンタイプ LED ライト、ヘッドライト等の乾電池内蔵型照明を中央制御室に備えており、それらも活用した訓練を実施している。

空調については、ガスタービン発電機が起動するまでの間は起動しないが、被ばく評価において、必要な居住性が確保されていることを確認している。

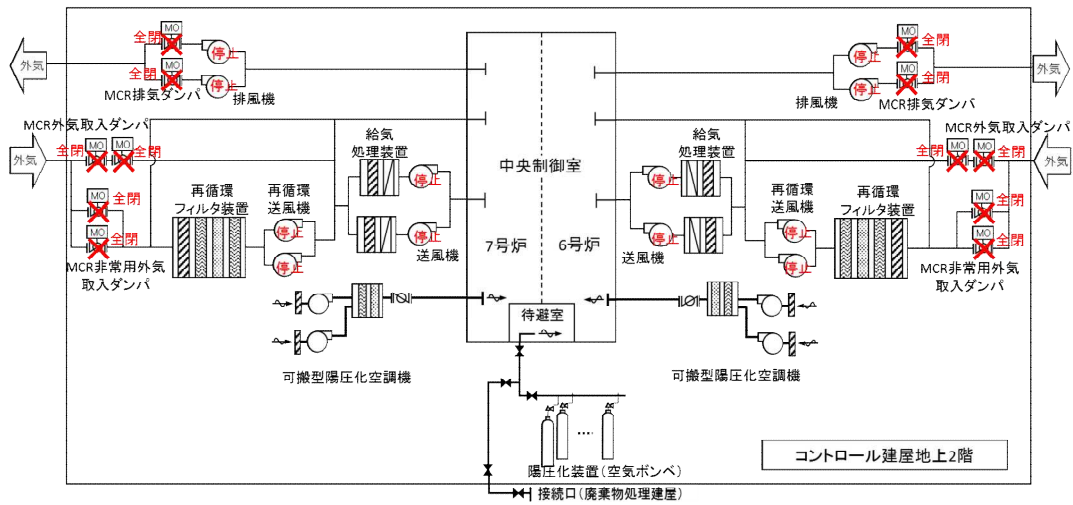
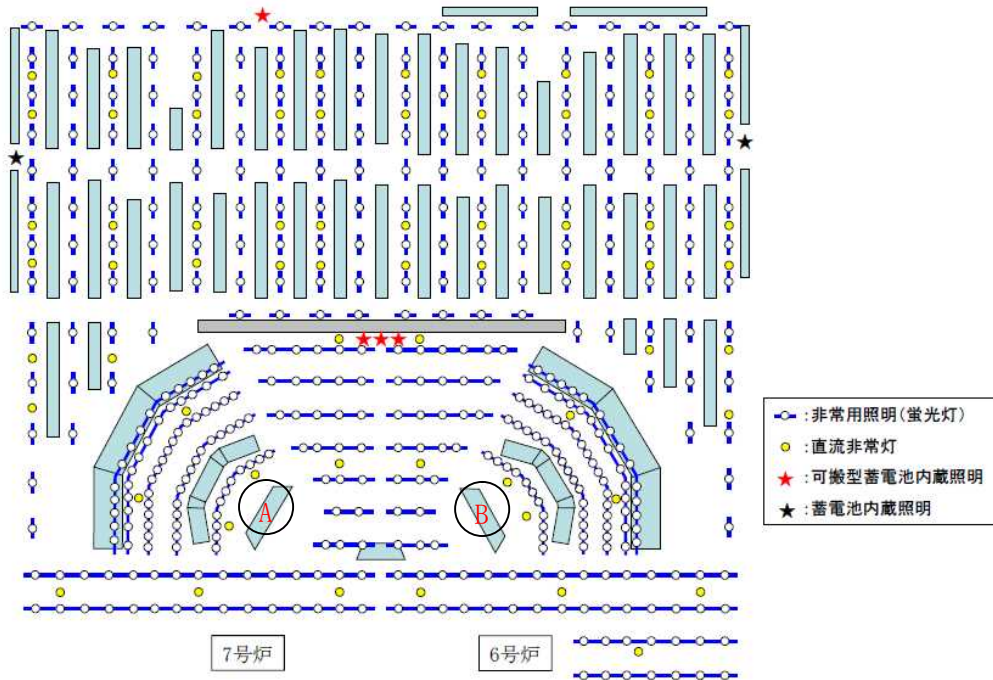
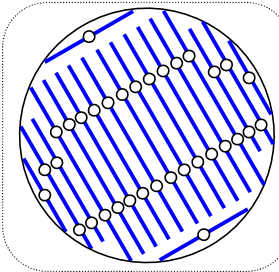
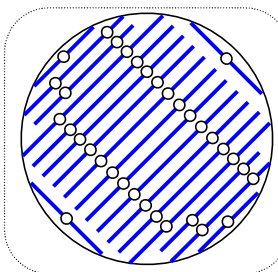


図 2.5-1 中央制御室空調設備の概要 (重大事故等時)



拡大図A(7号炉)

拡大図B(6号炉)



【照明設備仕様】	
● 非常用照明	
ベンチ盤操作部エリア	: 1,000 ルクス (設計値)
鉛直にある計器面	: 300~400 ルクス (設計値)
● 直流非常灯	: 床面 1 ルクス以上 (設計値)

図 2.5-2 中央制御室照明設備の概要

： S A 範囲

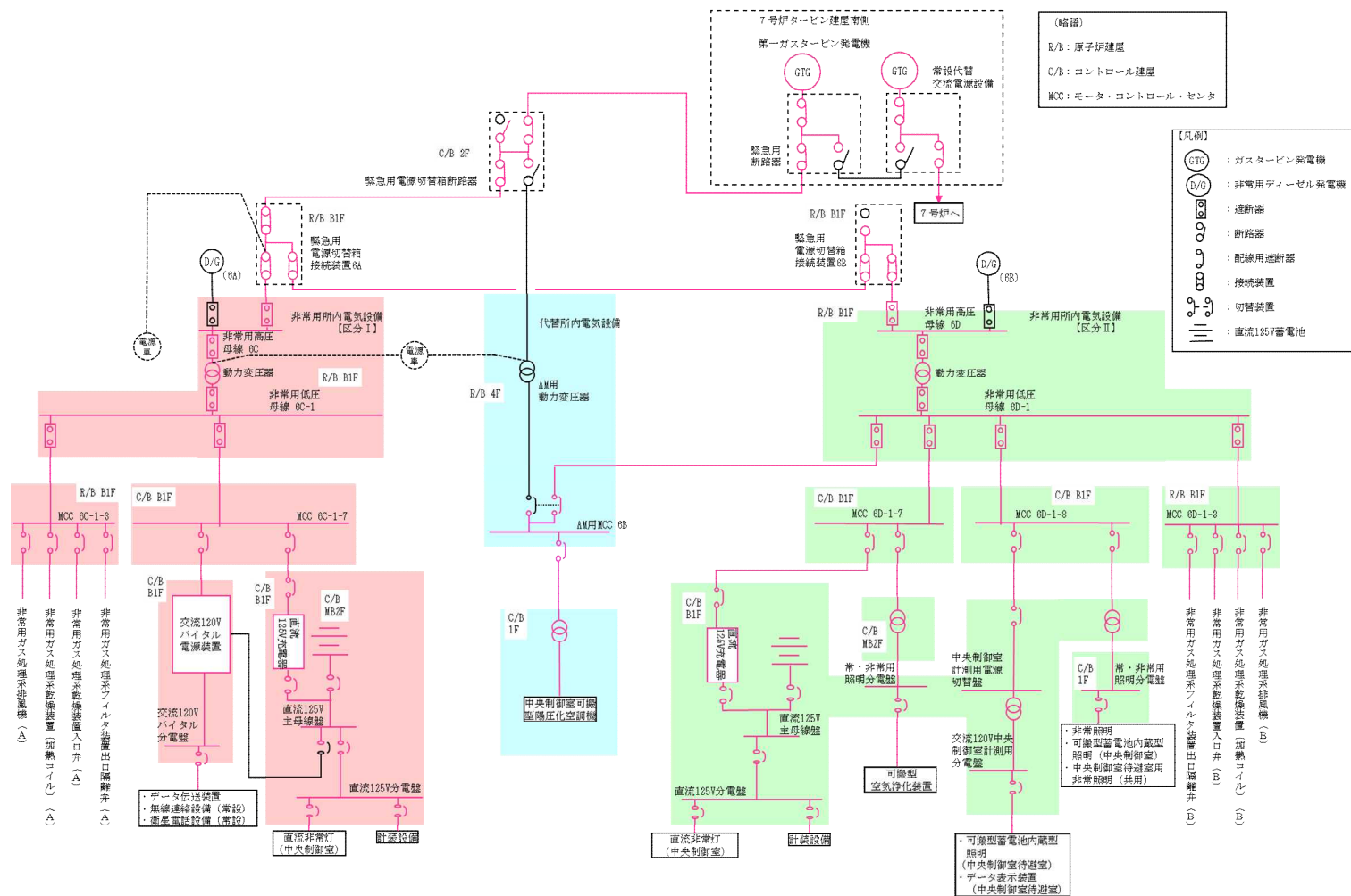


図 2.5-3 6号炉中央制御室 給電系統概要図 (重大事故等時)

表 2.5-1 ガスタービン発電機(連続定格容量 2,950kW)の最大所要負荷

負荷		6号炉	7号炉
(1)	中央制御室可搬型陽圧化空調機	3kW	3kW
(2)	交流 120V 中央制御室計測用分電盤 A, B 非常用照明	約 100kW	約 100kW
(3)	直流 125V 充電器盤 A	約 94kW	約 94kW
(4)	直流 125V 充電器盤 A-2	約 56kW	約 56kW
(5)	AM 用直流 125V 充電器盤	約 41kW	約 41kW
(6)	直流 125V 充電器盤 B	約 98kW	約 98kW
(7)	復水移送ポンプ (2 台)	110kW	110kW
(8)	残留熱除去系ポンプ※	540kW	540kW
(9)	燃料プール冷却浄化ポンプ	90kW	110kW
(9)	非常用ガス処理系排風機等	約 37kW	約 20kW
(10)	その他機器	約 111kW	約 114kW
小計		約 1,280kW	約 1,286kW
計		約 2,566kW	

※「大LOCA+注水機能喪失+全交流動力電源喪失」において不要であるが、保守的に容量としては見込む。なお、電源車からの給電時は不要である。



(通常点灯状態)



(直流非常灯照明点灯状態)

図 2.5-5 直流非常灯照明点灯時の中央制御室の状況

(1) 可搬型蓄電池内蔵型照明を用いた場合の監視操作について

中央制御室の照明が全て消灯した場合に使用する可搬型蓄電池内蔵型照明は、6号及び7号炉にて3台使用する設計とする。数量はシミュレーション施設を用いて、監視操作に必要な照度を確保できることを確認のうえ決定している。可搬型蓄電池内蔵型照明を操作箇所に応じて向きを変更することにより、さらに照度を確保できることを確認している。

仮に可搬型蓄電池内蔵型照明が活用できない場合のため、乾電池内蔵型照明を中央制御室に備えており、それらも活用した訓練を実施している。

表 2.5-2 に中央制御室に配備している可搬型蓄電池内蔵型照明及び乾電池内蔵型照明の概要を示す。

表 2.5-2 中央制御室に配備している可搬型蓄電池内蔵型照明及び乾電池内蔵型照明

	保管場所	数量	仕様
可搬型蓄電池内蔵型照明 	中央制御室	3台 (予備1台)	<ul style="list-style-type: none"> 定格電圧：交流100V 点灯可能時間：12時間以上
乾電池内蔵型照明 (ランタンタイプLEDライト) 	中央制御室	20台 (6号炉, 7号炉共用) (中央制御室対応として 中央制御室主盤エリア5台 +中央制御室裏盤エリア10台 +中央制御室待避室2台 +予備3台)	電源：乾電池 (単一×3) 点灯可能時間：約72時間 (消灯した場合、予備を点灯させ、乾電池交換を実施する。) ※乾電池内蔵型照明はバッテリー給電方式であることから発電設備の状況に依らず活用可能であるが、代替交流電源からの給電が可能な設計となっていないことから自主配備の資機材として位置づける。
乾電池内蔵型照明 (三脚タイプLEDライト) 	中央制御室	4台 (6号炉, 7号炉共用) (ランタンタイプLEDの補助)	電源：乾電池 (単三×6) 点灯可能時間：約30時間 ※乾電池内蔵型照明はバッテリー給電方式であることから発電設備の状況に依らず活用可能であるが、代替交流電源からの給電が可能な設計となっていないことから自主配備の資機材として位置づける。
乾電池内蔵型照明 (ヘッドライト(ヘルメット装着用)) 	中央制御室	100台 (6号炉及び7号炉の運転員全員に配備)	電源：乾電池 (単三×1) 点可能灯時間：約8時間 (管理区域での作業可能な10時間点灯できるように予備乾電池を持参する。) ※乾電池内蔵型照明はバッテリー給電方式であることから発電設備の状況に依らず活用可能であるが、代替交流電源からの給電が可能な設計となっていないことから自主配備の資機材として位置づける。

可搬型蓄電池内蔵型照明の照度は、図 2.5-6 に示すとおり大型表示盤から約 15m の机位置に設置した場合で、直流照明の設計値である照度（1ルクス）に対し、大型表示盤表面で約 20 ルクスの照度を確認し、監視操作が可能なことを確認している。



(※貼付画像については、印刷仕上がり時に照明確認時点と同様の雰囲気となるよう補正を施してあります。)

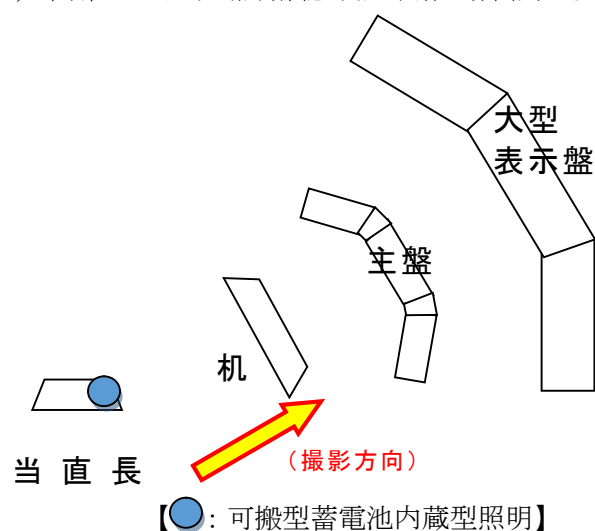


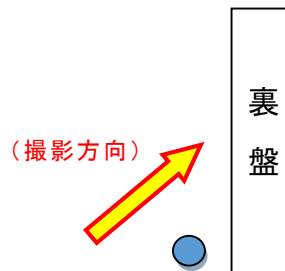
図 2.5-6 シミュレーション施設における可搬型蓄電池内蔵型照明確認状況

： S A 範囲

同様に、重大事故等対処のための追加安全対策設備等を配置した裏盤について、図 2.5-7 に示すとおり可搬型蓄電池内蔵型照明の照度は盤から約 1 m の位置に設置した場合で、制御盤表面で約 10 ルクスの照度を確認し、監視操作が可能であることを確認している。



(※貼付画像については、印刷仕上がり時に照明確認時点と同様の雰囲気となるよう補正を施してあります。)



【●：可搬型蓄電池内蔵型照明】



(上記撮影を逆方向から撮影，右端が照明設備)

図 2.5-7 裏盤における可搬型蓄電池内蔵型照明確認状況

： S A 範囲

3. 添付資料

3.1 中央制御室待避室の運用について

原子炉格納容器圧力逃がし装置作動前から作動後にわたっての、中央制御室待避室の運用を以下にまとめる。図 3.1-1 に原子炉格納容器圧力逃がし装置作動と中央制御室及び中央制御室待避室換気空調設備の運用の概要を示す。

(1) 原子炉格納容器圧力逃がし装置作動前（待避前）

運転員等は重大事故等時において、原子炉格納容器圧力逃がし装置を作動させる必要があると判断された場合、中央制御室待避室を使用するため、以下設備、資機材の運用準備を行う。

表3.1-1 中央制御室待避室の運用準備

居住性設備	<ul style="list-style-type: none">・可搬型陽圧化空調機を用いることにより、中央制御室バウンダリ全体が陽圧化されていること・中央制御室待避室の遮蔽設備の設置・中央制御室待避室の空調隔離ダンパの閉止・中央制御室待避室の酸素濃度・二酸化炭素濃度計，可搬型エリアモニタの配置，電源入・陽圧化装置による中央制御室待避室の加圧
監視設備	<ul style="list-style-type: none">・6号炉，7号炉のデータ表示装置（待避室）電源入
通信連絡設備	<ul style="list-style-type: none">・現場要員や緊急時対策所との通信連絡のための，6号炉，7号炉各々の無線連絡設備（常設），衛星電話設備（常設）の準備（通話確認）

(2) 原子炉格納容器圧力逃がし装置作動中（待避中）

運転員等は、原子炉格納容器圧力逃がし装置作動開始後、速やかに中央制御室待避室に移動し、出入口扉を閉めるとともに、中央制御室待避室に施設する中央制御室待避室内外差圧計器を確認し、中央制御室待避室へ適切に空気が供給され、中央制御室待避室内が陽圧化されていることを確認する。また酸素濃度・二酸化炭素濃度計により酸素濃度及び二酸化炭素濃度（酸素濃度が18%以上であること，二酸化炭素濃度が0.5%以下であるこ

と)を確認するとともに、中央制御室待避室の放射線量率を可搬型エリアモニタにて監視する。

中央制御室待避室にとどまっている間にも、6号及び7号炉のデータ表示装置(待避室)を用いることで、原子炉格納容器圧力逃がし装置作動状況はじめとしたプラントの監視が可能な設計とする。また中央制御室待避室に通信連絡設備を設置し、緊急時対策所本部等との連絡が常時可能な設計とする。中央制御室待避室にこれら設備を設置することで、中央制御室制御盤エリアに居るとき同様、タイムリーな監視操作が可能な設計とする。

なお、中央制御室待避室にとどまっている間に中央制御室制御盤エリアに出る際には、中央制御室制御盤エリアの放射線量率を可搬型エリアモニタで確認した上で、必要な放射線防護装備、個人線量管理措置を施した上で、中央制御室制御盤エリアに出ることになる。そのために必要な資機材等を中央制御室待避室に備える設計とする。

(3) 原子炉格納容器圧力逃がし装置作動後(待避解除)

運転員等は、原子炉格納容器圧力逃がし装置作動に伴うプルーム通過後は、中央制御室制御盤エリアの放射線量率を可搬型エリアモニタで確認した上で、緊急時対策所本部との協議の上、中央制御室制御盤エリアでの対応を再開する。

 : S A 範囲

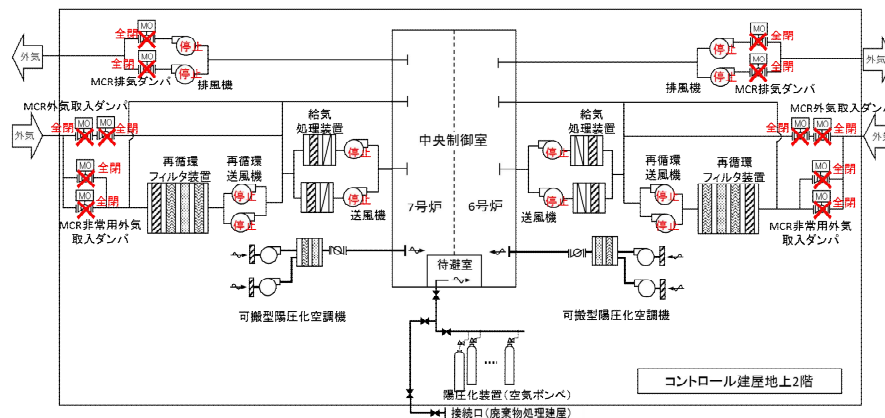
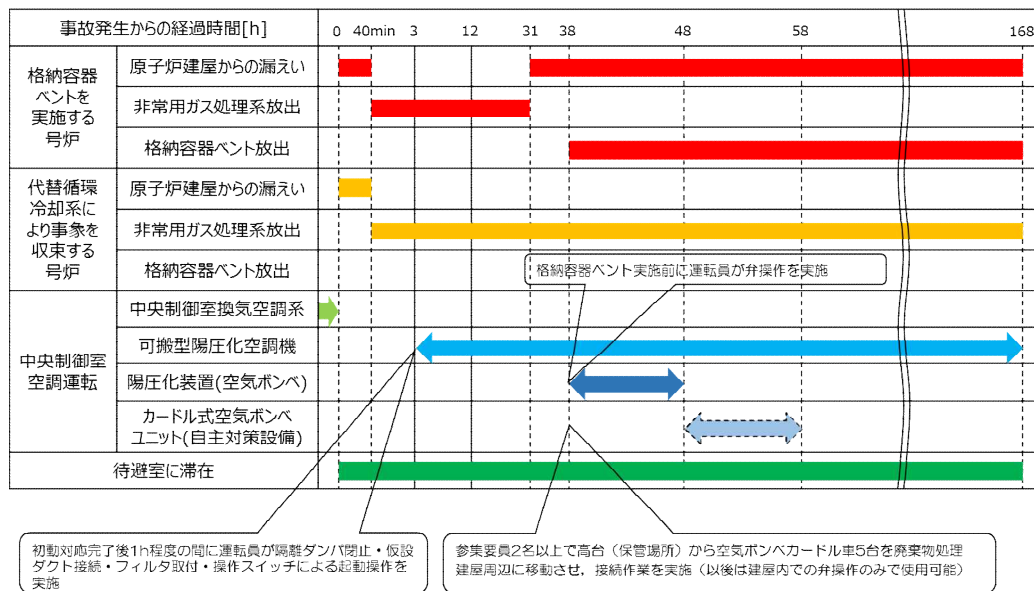


図 3.1-1 原子炉格納容器圧力逃がし装置作動と中央制御室及び中央制御室待避室換気空調設備の運用の概要

3.2 配備する資機材の数量について

(1) 放射線防護資機材等

中央制御室に配備する放射線防護資機材等の内訳を表 3.2-1 及び表 3.2-2 に示す。なお、放射線防護資機材等は、汚染が付着しないようビニール袋等であらかじめ養生し、配備する。

表 3.2-1 防護具

品名	配備数（6号及び7号炉共用）※7		
	5号炉原子炉建屋内 緊急時対策所	中央制御室	構内 (参考)
不織布カバーオール	1,890着※1	420着※8	約5,000着
靴下	1,890足※1	420足※8	約5,000足
帽子	1,890着※1	420着※8	約5,000着
綿手袋	1,890双※1	420双※8	約5,000双
ゴム手袋	3,780双※2	840双※9	約15,000双
ろ過式呼吸用保護具（以下内訳）	810個※3	180個※10	約2,050個
電動ファン付き全面マスク	80個※15	20個※17,23	約50個
全面マスク	730個※16	160個※18	約2,000個
チャコールフィルタ（以下内訳）	1,890組※1	420組※8	約2,500組
電動ファン付き全面マスク用	560組※19	140組※21,23	約500組
全面マスク用	1,330組※20	280組※22	約2,000組
アノラック	945着※4	210着※11	約3,000着
汚染区域用靴	40足※5	10足※12	約300足
高線量対応防護服 （タングステンベスト）	14着※6	—	10着
セルフエアセット※13	4台	4台	約100台
酸素呼吸器※14	—	5台	約20台

- ※1：180名（1～7号炉対応の緊急時対策要員164名＋自衛消防隊10名＋余裕。以下同様）×7日×1.5倍
 ※2：※1×2
 ※3：180名×3日（除染による再使用を考慮）×1.5倍
 ※4：180名×7日×1.5倍×50%（年間降水日数を考慮）
 ※5：80名（1～7号炉対応の現場復旧班要員65名＋保安班要員15名）×0.5（現場要員の半数）
 ※6：14名（ブルーム直後に対応する現場復旧班要員14名）
 ※7：予備を含む（今後、訓練等で見直しを行う）
 ※8：20名（6号及び7号炉運転員18名＋余裕）×2交替×7日×1.5倍
 ※9：※8×2
 ※10：20名（6号及び7号炉運転員18名＋余裕）×2交替×3日（除染による再使用を考慮）×1.5倍
 ※11：20名（6号及び7号炉運転員18名＋余裕）×2交替×7日×1.5倍×50%（年間降水日数を考慮）
 ※12：20名（6号及び7号炉運転員18名＋余裕）×0.5（現場要員の半数）
 ※13：初期対応用3台＋予備1台
 ※14：インターフェイスシステムLOCA等対応用4台＋予備1台
 ※15：80名（1～7号炉対応の現場復旧班要員65名＋保安班要員15名）
 ※16：※3－※15
 ※17：20名（6号及び7号炉運転員18名＋余裕）
 ※18：※10－※17
 ※19：※15×7日
 ※20：※1－※19
 ※21：※17×7日
 ※22：※8－※21
 ※23：中央制御室の被ばく評価において、運転員が交替する場合の入退域時に電動ファン付き全面マスクを着用するとして評価していることから、交替の拠点となる後方支援拠点にも同数配備する。

： S A 範囲

- ・ 1.5 倍の妥当性の確認について

【5号炉原子炉建屋内緊急時対策所】

第2次緊急態勢時(1日目), 1~7号炉対応の要員は緊急時対策要員 164名 + 自衛消防隊 10名であり, 機能班要員 84名, 現場要員 80名及び自衛消防隊 10名で構成されている。このうち, 本部要員は, 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所を陽圧化することにより, 防護具類を着用する必要がないが, 全要員は 12時間に 1回交替するため, 2回の交替分を考慮する。また, 現場要員 80名は, 1日に 6回現場に行くことを想定する。自衛消防隊は火災現場には消防服で出向し, 防護具類を着用する必要がないため考慮しない。

ブルーム通過以降(2日目以降), 1~7号炉対応の要員は緊急時対策要員 111名 + 5号炉運転員 8名であり, 機能班要員 54名, 現場要員 57名及び 5号炉運転員 8名で構成されている。このうち, 本部要員は, 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所を陽圧化することにより, 防護具類を着用する必要がないが, 全要員は 7日目以降に 1回交替するため, 1回の交替分を考慮する。また, 現場要員は 1日に 2回現場に行くことを想定する。自衛消防隊は火災現場には消防服で出向し, 防護具類を着用する必要がないため考慮しない。

$$174 \text{ 名} \times 2 \text{ 交替} + 80 \text{ 名} \times 6 \text{ 回} + 119 \text{ 名} + 65 \text{ 名} \times 2 \text{ 回} \times 6 \text{ 日} \\ = 1,727 \text{ 着} < 1,890 \text{ 着}$$

【中央制御室】

要員数 18名は, 運転員(中央制御室) 7名と運転員(現場) 11名で構成されている。運転員は 2交替を考慮し, 交替時の 1回着用を想定する。また, 運転員(現場)は, 1回現場に行くことを想定している。

$$18 \text{ 名} \times 1 \text{ 回} \times 2 \text{ 交替} \times 7 \text{ 日} + 11 \text{ 名} \times 1 \text{ 回} \times 2 \text{ 交替} \times 7 \text{ 日} = 406 \text{ 着} < 420 \text{ 着}$$

上記想定により, 重大事故等発生時に, 交替等で中央制御室に複数の班がいる場合を考慮しても, 初動対応として十分な数量を確保している。

なお, いずれの場合も防護具類が不足する場合は, 構内より適宜運搬することにより補充する。

表 3.2-2 計測器(被ばく管理, 汚染管理)

品名		配備台数 ^{※5}
		中央制御室(6号及び7号炉共用)
個人線量計	電子式線量計	70台 ^{※1}
	ガラスバッチ	70台 ^{※1}
GM汚染サーベイメータ		3台 ^{※2}
電離箱サーベイメータ		2台 ^{※3}
可搬型エリアモニタ		3台 ^{※4}

※1: 20名(6号及び7号炉運転員 18名) +

46名(引継班, 日勤班, 作業管理班) + 余裕

※2: 中央制御室のモニタリング及びチェンジングエリアにて使用

※3: 中央制御室のモニタリングに使用

※4: 各エリアにて使用。設置のタイミングは, チェンジングエリア設営判断と同時(原子力災害対策特別措置法第10条特定事象)

※5: 予備を含む(今後, 訓練等で見直しを行う。)

(2) 飲食料等

中央制御室に配備する飲食料等の内訳を表 3.2-3 に示す。なお、飲食料等は、汚染が付着しないようビニール袋等であらかじめ養生し、配備する。

表 3.2-3 飲食料等

品名	配備数 ^{※4}
	中央制御室（6号及び7号炉共用）
飲食料等	
・食料	420食 ^{※1}
・飲料水（1.5リットル）	280本 ^{※2}
簡易トイレ	1式
ヨウ素剤	320錠 ^{※3}

※1：20名（6号及び7号炉運転員18名＋余裕）×7日×3食

※2：20名（6号及び7号炉運転員18名＋余裕）×7日×2本

※3：20名（6号及び7号炉運転員18名＋余裕）×8錠

（初日2錠＋2日目以降1錠／1日×6日）

※4：予備を含む（今後、訓練等で見直しを行う。）

 : S A 範囲

3.3 チェンジングエリアについて

(1) チェンジングエリアの基本的な考え方

チェンジングエリアの設営に当たっては、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」第59条第1項（原子炉制御室）並びに「実用発電用原子炉及びその附属設備の技術基準に関する規則の解釈」第74条第1項（原子炉制御室）に基づき、原子炉制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、原子炉制御室への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設けることを基本的な考え方とする。

なお、チェンジングエリアは6号及び7号炉共用とする。

（実用発電用原子炉及びその附属設備の技術基準に関する規則の解釈第74条第1項（原子炉制御室）抜粋）

原子炉制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、原子炉制御室への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設けること。

(2) チェンジングエリアの概要

チェンジングエリアは、脱衣エリア、サーベイエリア、除染エリアからなり、中央制御室陽圧化バウンダリに隣接するとともに、要員の被ばく低減の観点からコントロール建屋内に設営する。概要は表3.3-1のとおり。


 : S A 範囲

表 3.3-1 チェンジングエリアの概要

	項目	理由
設営場所	コントロール建屋 地下1階～2階 東側エリア	中央制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、中央制御室への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設ける。
設営形式	エアーテント	設営の容易さ及び迅速化の観点から、エアーテントを採用する。
手順着手の判断基準	原子力災害対策特別措置法第10条特定事象が発生した後、保安班長が、事象進展の状況（格納容器雰囲気放射線レベル計（CAMS）等により炉心損傷を判断した場合等）、参集済みの要員数及び保安班が実施する作業の優先順位を考慮して、チェンジングエリア設営を行うと判断した場合。	中央制御室の外側が放射性物質により汚染するようなおそれが発生した場合、チェンジングエリアの設営を行う。
実施者	保安班	チェンジングエリアを速やかに設営できるように定期的に訓練を行っている保安班が設営を行う。



: S A 範囲

(3) チェンジングエリアの設営場所及び屋内のアクセスルート

チェンジングエリアは、中央制御室陽圧化バウンダリに隣接した場所に設置する。チェンジングエリアの設営場所及び屋内のアクセスルートは、図 3.3-1 のとおり。

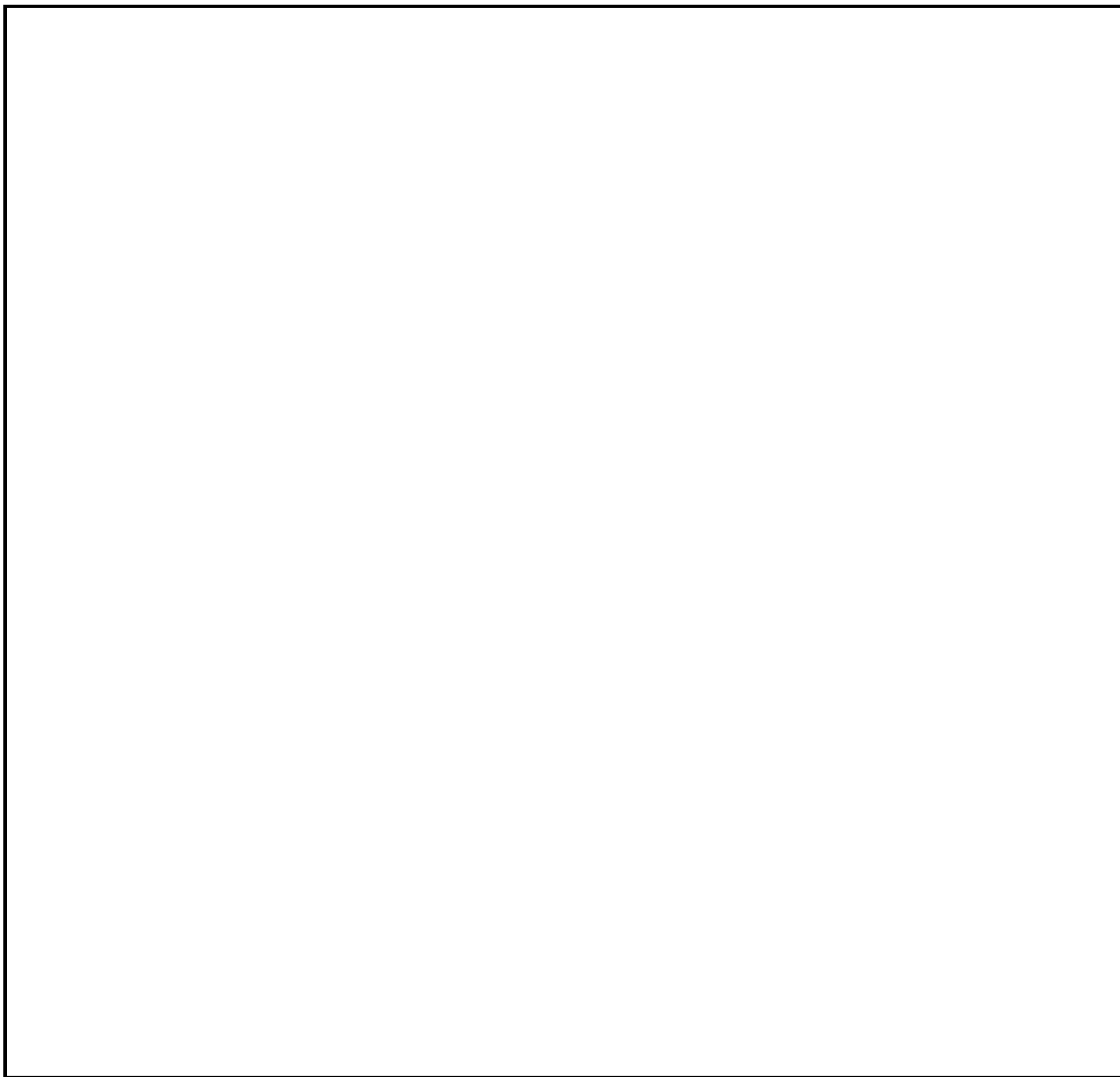



図 3.3-1 中央制御室チェンジングエリアの設営場所
及び屋内のアクセスルート

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。

 : S A 範囲

(4) チェンジングエリアの設営（考え方、資機材）

a. 考え方

中央制御室への放射性物質の持ち込みを防止するため、図 3.3-2 の設営フローに従い、図 3.3-3 のとおりチェンジングエリアを設営する。チェンジングエリアの設営は、保安班員 2 名で、約 60 分を想定する。なお、チェンジングエリアが速やかに設営できるよう定期的に訓練を行い、設営時間の短縮及び更なる改善を図ることとしている。

チェンジングエリアの設営は、原子力防災組織の緊急時対策要員（夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外））の保安班 2 名、又は参集要員（10 時間後までに参集）のうち、チェンジングエリアの設営に割り当てることができる要員で行う。設営の着手は、保安班長が、原子力災害対策特別措置法第 10 条特定事象が発生した後、事象進展の状況（格納容器雰囲気放射線レベル計（CAMS）等により炉心損傷を判断した場合等）、参集済みの要員数及び保安班が実施する作業の優先順位を考慮して判断し、速やかに実施する。

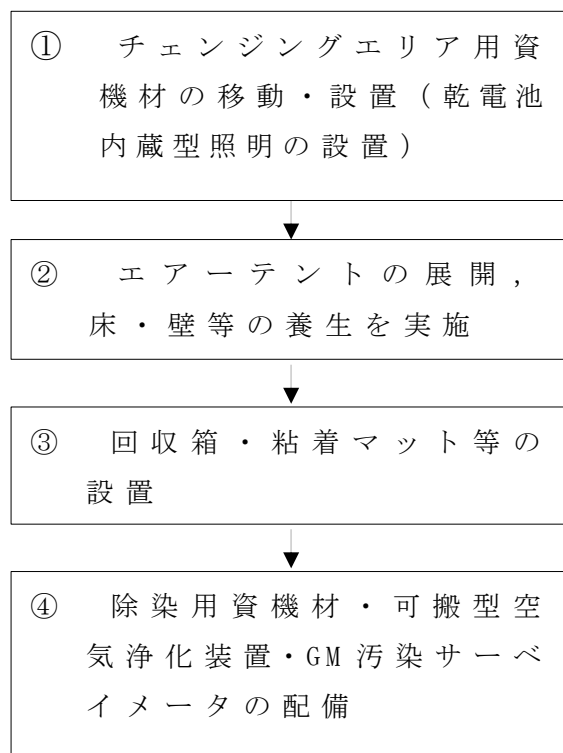


図 3.3-2 チェンジングエリア設営フロー

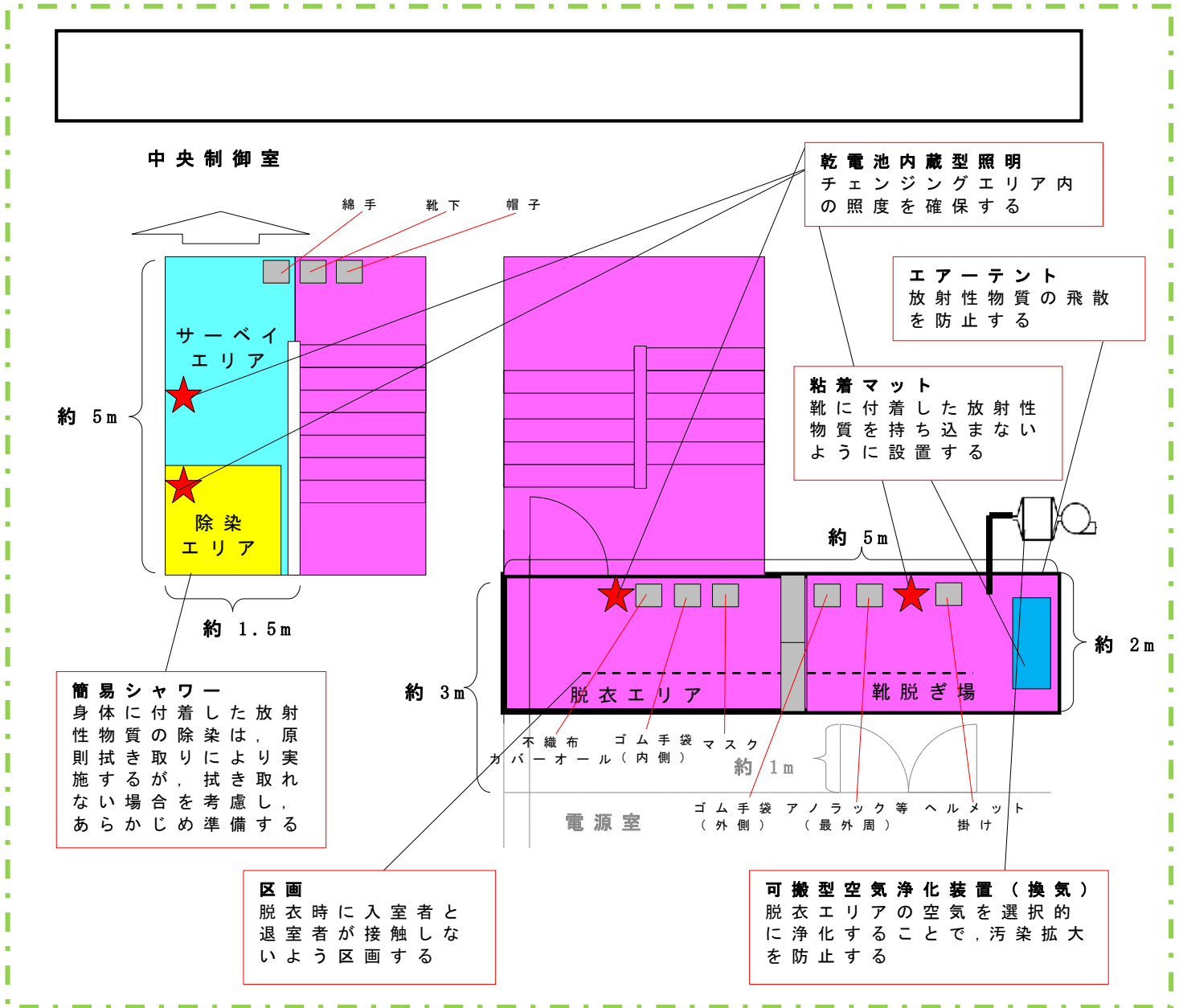


図 3.3-3 中央制御室チェンジングエリア

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。

： S A 範囲

b. チェンジングエリア用資機材

チェンジングエリア用資機材については、運用開始後のチェンジングエリアの補修や汚染によるシート張替え等も考慮して、表 3.3-2 のとおりとする。チェンジングエリア用資機材は、チェンジングエリア付近に保管する。

表 3.3-2 中央制御室チェンジングエリア用資機材

名称	数量 (6号及び7号炉共用)	根拠
エアータント	1 式	チェンジングエリア設営に必要な数量
養生シート	2 巻	
バリア	2 個	
フェンス	4 枚	
粘着マット	2 枚	
ポリ袋	20 枚	
テープ	2 巻	
ウエス	1 箱	
ウェットティッシュ	2 巻	
はさみ	1 個	
マジック	2 本	
簡易シャワー	1 式	
簡易タンク	1 式	
トレイ	1 個	
バケツ	2 個	
可搬型空気浄化装置	1 台(予備 1 台)	
乾電池内蔵型照明	4 台(予備 1 台)	

 : S A 範囲

(5) チェンジングエリアの運用

(出入管理, 脱衣, 汚染検査, 除染, 着衣, 要員に汚染が確認された場合の対応, 廃棄物管理, チェンジングエリアの維持管理)

a. 出入管理

チェンジングエリアは, 中央制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において, 中央制御室に待機していた要員が, 中央制御室外で作業を行った後, 再度, 中央制御室に入室する際等に利用する。中央制御室外は, 放射性物質により汚染しているおそれがあることから, 中央制御室外で活動する要員は防護具を着用し活動する。

チェンジングエリアのレイアウトは図 3.3-3 のとおりであり, チェンジングエリアには下記の①から③のエリアを設けることで中央制御室内への放射性物質の持ち込みを防止する。

① 脱衣エリア

防護具を適切な順番で脱衣するエリア。

② サーベイエリア

防護具を脱衣した要員の身体や物品のサーベイを行うエリア。

汚染が確認されなければ中央制御室内へ移動する。

③ 除染エリア

サーベイエリアにて汚染が確認された際に除染を行うエリア。

 : S A 範囲

b. 脱衣

チェンジングエリアにおける防護具の脱衣手順は以下のとおり。

- ・脱衣エリアの靴脱ぎ場で、汚染区域用靴，ヘルメット，ゴム手袋外側，アノラック等を脱衣する。
- ・脱衣エリアで、不織布カバーオール，ゴム手袋内側，マスク，帽子，靴下，綿手袋を脱衣する。

なお、チェンジングエリアでは、保安班員が要員の脱衣状況を適宜確認し、指導、助言、防護具の脱衣の補助を行う。

c. 汚染検査

チェンジングエリアにおける汚染検査手順は以下のとおり。

- ・脱衣後，サーベイエリアに移動する。
- ・サーベイエリアにて汚染検査を受ける。
- ・汚染基準を満足する場合は，中央制御室へ入室する。汚染基準を超える場合は，除染エリアに移動する。

なお、保安班員でなくても汚染検査ができるように汚染検査の手順について図示等を行う。また、保安班員は汚染検査の状況について、適宜確認し、指導、助言をする。

d. 除染

チェンジングエリアにおける除染手順は以下のとおり。

- ・汚染検査にて汚染基準を超える場合は，除染エリアに移動する。
- ・汚染箇所をウェットティッシュで拭き取りする。
- ・再度汚染箇所について汚染検査する。
- ・汚染基準を超える場合は，簡易シャワーで除染する。（簡易シャワーでも汚染基準を超える場合は，汚染箇所を養生し，再度除染ができる施設へ移動する。）

 : S A 範囲

e. 着衣

防護具の着衣手順は以下のとおり。

- ・中央制御室内で、綿手袋、靴下、帽子、不織布カバーオール、マスク、ゴム手袋内側、ゴム手袋外側等を着衣する。
- ・チェンジングエリアの靴脱ぎ場で、ヘルメット、汚染区域用靴等を着用する。

保安班員は、要員の作業に応じて、アノラック等の着用を指示する。

f. 要員に汚染が確認された場合の対応

サーベイエリア内で要員の汚染が確認された場合は、サーベイエリアに隣接した除染エリアで要員の除染を行う。

要員の除染については、ウェットティッシュでの拭き取りによる除染を基本とするが、拭き取りにて除染できない場合も想定し、汚染箇所への水洗によって除染が行えるよう簡易シャワーを設ける。

簡易シャワーで発生した汚染水は、図 3.3-4 のとおり必要に応じてウエスへ染み込ませる等により固体廃棄物として処理する。

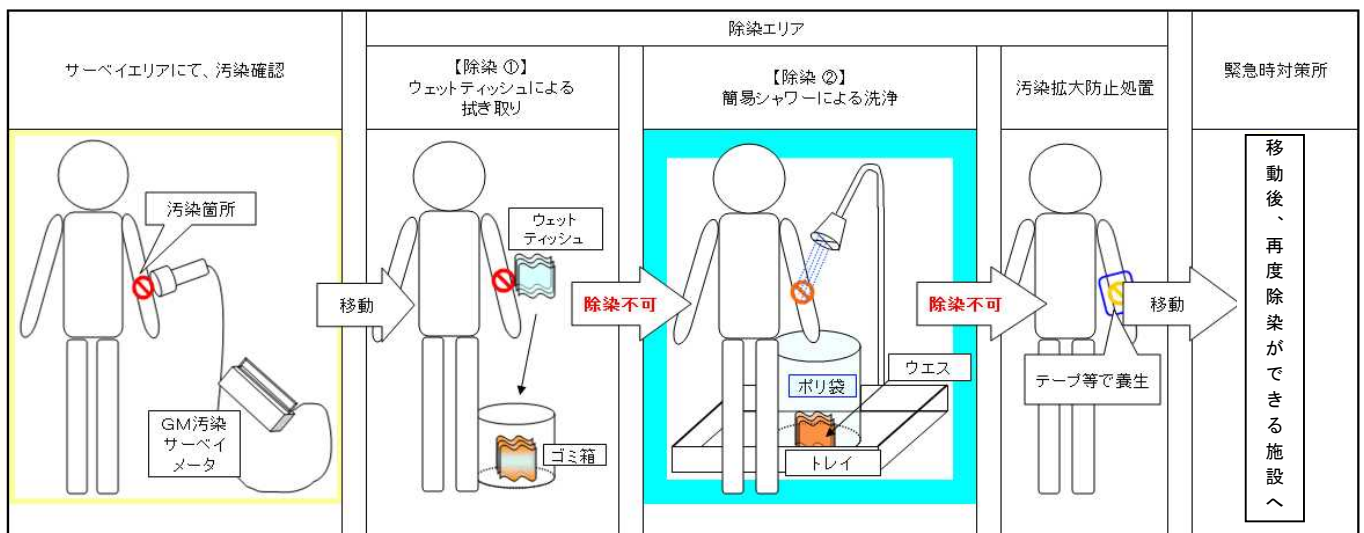


図 3.3-4 除染及び汚染水処理イメージ図

： S A 範囲

g. 廃棄物管理

中央制御室外で活動した要員が脱衣した防護具については、チェンジングエリア内に留め置くとチェンジングエリア内の線量率の上昇及び汚染拡大へつながる要因となることから、適宜チェンジングエリア外に持ち出しチェンジングエリア内の線量率の上昇及び汚染拡大防止を図る。

h. チェンジングエリアの維持管理

保安班員は、チェンジングエリア内の表面汚染密度、線量率及び空気中放射性物質濃度を定期的（1回/日以上）に測定し、放射性物質の異常な流入や拡大がないことを確認する。

プルーム通過後にチェンジングエリアの出入管理を再開する際には、表面汚染密度、線量率及び空気中放射性物質濃度の測定を実施し、必要に応じチェンジングエリアの除染を実施する。なお、測定及び除染を行った要員は、脱衣エリアにて脱衣を行う。

(6) チェンジングエリアに係る補足事項

a. 可搬型空気浄化装置

チェンジングエリアには、更なる被ばく低減のため、可搬型空気浄化装置を1台設置する。可搬型空気浄化装置は、最も汚染が拡大するおそれのある脱衣エリアの空気を吸い込み浄化するように配置し、脱衣エリアを換気することで、中央制御室外で活動した要員の脱衣による汚染拡大を防止する。中央制御室内への汚染持込防止を目的とした可搬型空気浄化装置による換気ができていることの確認は、チェンジングエリアのエアータント生地がしばむ状態になっているかどうかを目視する等により確認する。可搬型空気浄化装置は、脱衣エリアを換気できる風量とし、仕様等を図 3.3-5 に示す。

なお、中央制御室はプルーム通過時には、原則出入りしない運用とすることから、チェンジングエリアについても、プルーム通過時は、原則利用しないこととする。したがって、チェンジングエリア用の可搬型空気浄化装置についてもプルーム通過時には運用しないことから、可搬型空気浄化装置のフィルタが高線量化することでの居住性への影響はない。

ただし、可搬型空気浄化装置は長期的に運用する可能性があることから、フィルタの線量が高くなることも想定し、本体（フィルタ含む）の予備を1台設ける。なお、交換したフィルタ等は、線源とならないようチェンジングエリアから遠ざけて保管する。


	<p>○外形寸法： 縦 380× 横 350×高 1100mm</p> <p>○風量： 9m³/min (540m³/h)</p> <p>○重量： 約 45kg</p> <p>○フィルタ： 微粒子フィルタ よう素フィルタ</p>
	<p>微粒子フィルタ</p> <p>微粒子フィルタのろ材はガラス繊維であり、微粒子を含んだ空気がろ材を通過する際に、微粒子が捕集される。</p>
	<p>よう素フィルタ</p> <p>よう素フィルタのろ材は、活性炭素繊維であり、よう素を含んだ空気がフィルタを通過する際に、よう素が活性炭素繊維を通ることにより吸着・除去される。</p>

図 3.3-5 可搬型空気浄化装置の仕様等

b. チェンジングエリアの設営状況

チェンジングエリアは、靴脱ぎ場及び脱衣エリアの空間をエアーテントにより区画する。エアーテントの外観は図 3.3-6 のとおりであり、高圧ポンペにより約 3 分間送風することで、展張することが可能である。なお、展張は手動及びブロワによる送風も可能な設計とする。

チェンジングエリア内面は、必要に応じて汚染の除去の容易さの観点から養生シートを貼ることとし、一時閉鎖となる時間を短縮している。また、エアーテントに損傷が生じた際は、速やかに補修が行えるよう補修用の資機材を準備する。

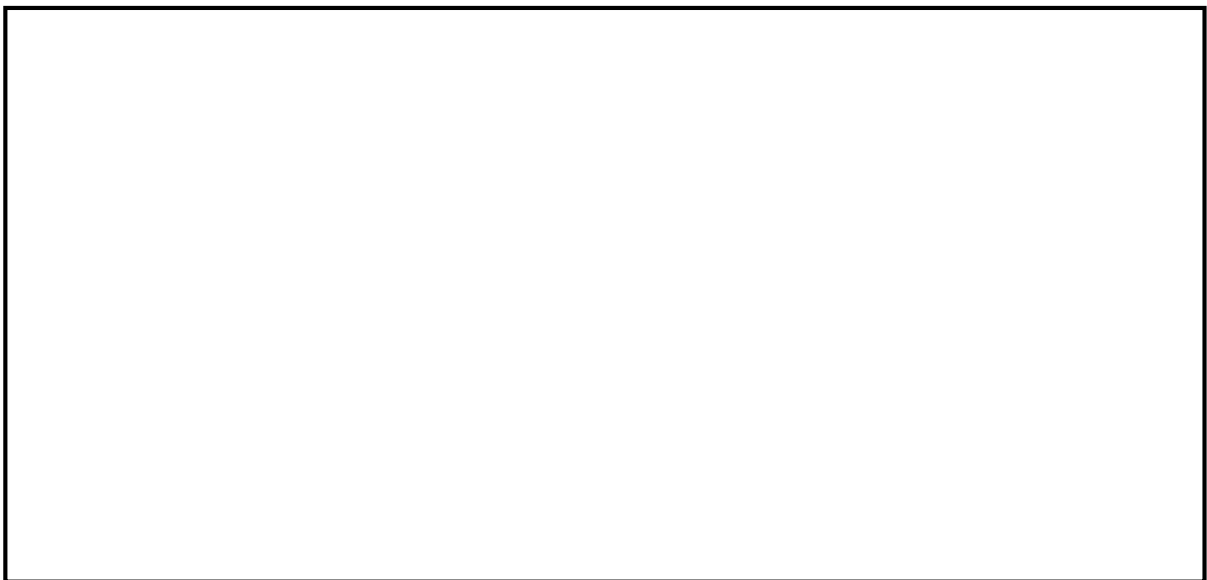


図 3.3-6 エアーテントの外観

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。

c. チェンジングエリアへの空気の流れ

中央制御室チェンジングエリアは、一定の気密性が確保されたコントロール建屋内に設置し、図 3.3-7 のように、汚染の区分ごとにエリアを区画し、汚染を管理する。

また、更なる被ばく低減のため、可搬型空気浄化装置を 1 台設置する。可搬型空気浄化装置は、脱衣を行うホットエリアの空気を吸い込み浄化し、ホットエリアを換気することで脱衣による汚染拡大を防止するとともに、チェンジングエリア周辺を循環運転することによりチェンジングエリア周辺の放射性物質を低減する。

図 3.3-7 のようにチェンジングエリア内に空気の流れをつくることで脱衣による汚染拡大を防止する。

 : S A 範囲

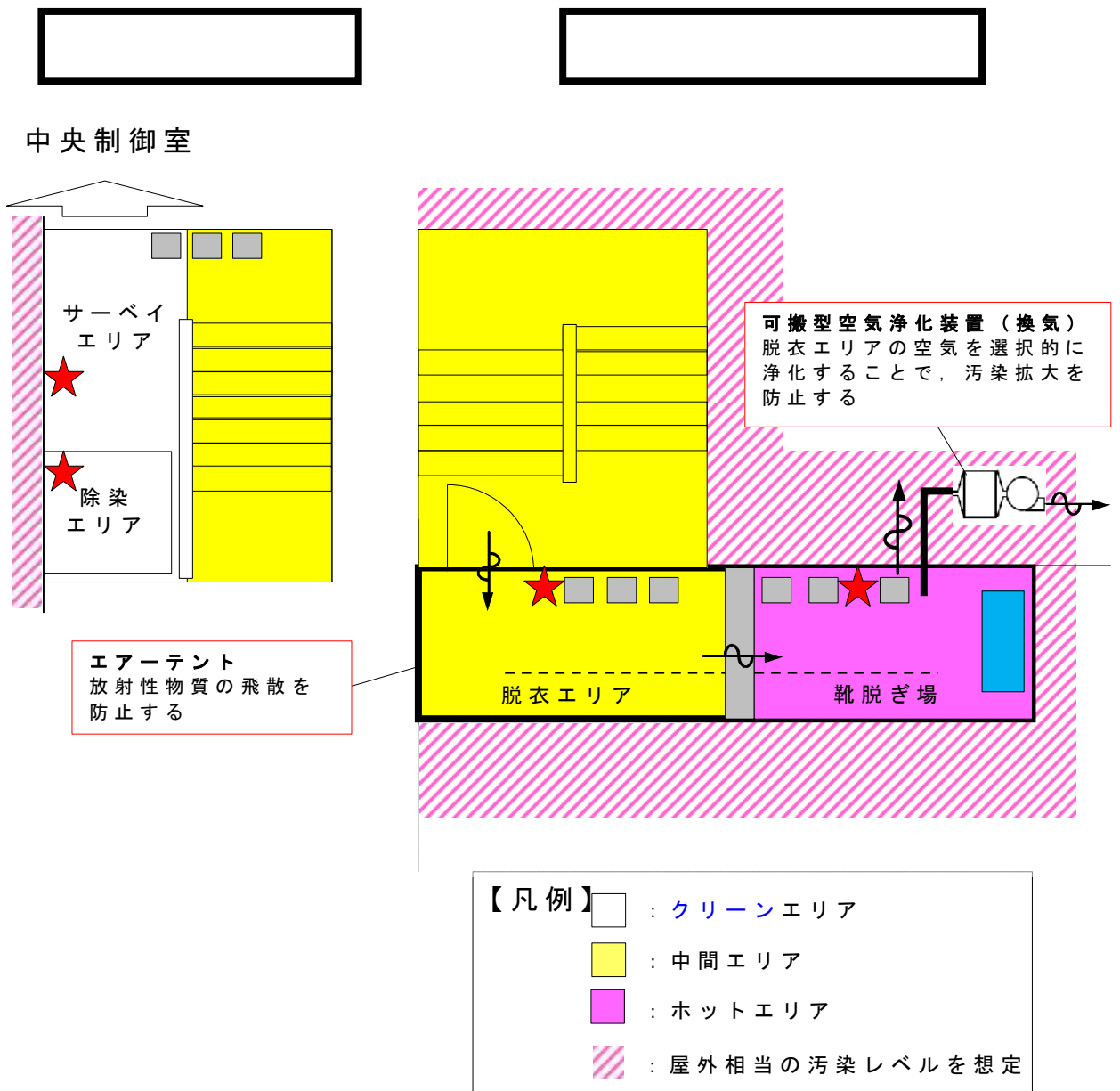


図 3.3-7 中央制御室チェンジングエリアの空気の流れ

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。

▭ : S A 範囲

d. チェンジングエリアでのクロスコンタミ防止について

中央制御室に入室しようとする要員に付着した汚染が、他の要員に伝播することがないようにサーベイエリアにおいて要員の汚染が確認された場合は、汚染箇所を養生するとともに、サーベイエリア内に汚染が移行していないことを確認する。

サーベイエリア内に汚染が確認された場合は、一時的にチェンジングエリアを閉鎖するが、速やかに養生シートを張り替える等により、要員の出入りに大きな影響は与えないようにする。ただし、中央制御室から緊急に現場に行く必要がある場合は、張り替え途中であっても、退室する要員は防護具を着用していることから、退室することは可能である。

また、中央制御室への入室の動線と退室の動線を分離することで、脱衣時の接触を防止する。なお、中央制御室から退室する要員は、防護具を着用しているため、中央制御室に入室しようとする要員と接触したとしても、汚染が身体に付着することはない。

(7) 汚染の管理基準

表 3.3-3 のとおり、状況に応じた汚染の管理基準を運用する。

ただし、サーベイエリアのバックグラウンドに応じて、表 3.3-3 の管理基準での運用が困難となった場合は、バックグラウンドと識別できる値を設定する。

表 3.3-3 汚染の管理基準

状況		汚染の管理基準	根拠等
状況①	屋外(発電所構内全般)へ少量の放射性物質が漏えい又は放出されるような原子力災害時	1,300cpm (4Bq/cm ²)	法令に定める表面汚染密度限度(アルファ線を放出しない放射性同位元素の表面汚染密度限度) : 40Bq/cm ² の1/10
状況②	大規模プルームが放出されるような原子力災害時	40,000cpm (120Bq/cm ²)	原子力災害対策指針におけるOIL4に準拠
		13,000cpm (40Bq/cm ²)	原子力災害対策指針におけるOIL4【1ヶ月後の値】に準拠


(8) 中央制御室におけるマスク着用の要否について

炉心損傷の判断後に運転員が中央制御室に滞在する場合、又は現場作業を実施する際に**全面マスク等**を着用する。

(9) 乾電池内蔵型照明

チェンジングエリア設置場所付近の全照明が消灯した場合に乾電池内蔵型照明を使用する。乾電池内蔵型照明は、脱衣、汚染検査、除染時に必要な照度を確保するために表 3.3-4 に示す数量及び仕様とする。

表 3.3-4 チェンジングエリアの乾電池内蔵型照明

	保管場所	数量	仕様
乾電池内蔵型照明 	中央制御室	4台（予備1台）	電源：乾電池（単一×3） 点灯可能時間：約72時間 （消灯した場合、予備を点灯させ、乾電池交換を実施する。）

(10) チェンジングエリアのスペースについて

中央制御室における現場作業を行う運転員は、2名1組で4組を想定し、同時に8名の運転員がチェンジングエリア内に収容できる設計とする。チェンジングエリアに同時に8名の要員が来た場合、全ての要員が中央制御室に入りきるまで約21分であり、全ての要員が汚染している場合でも約36分であることを確認している。

また、仮に想定人数以上の要員が同時にチェンジングエリアに来た場合でも、チェンジングエリアは建屋内に設置しており、屋外での待機はなく不要な被ばくを防止することができる。

 : S A 範囲

3.4 中央制御室への地震及び火災等の影響

地震、津波、自然災害（竜巻等）、及び火災、溢水について、中央制御室に影響を与える事象を抽出し、対応について整理した。

中央制御室に影響を与える可能性のある事象として、表 3.4-1 に示す起因事象（内部火災、内部溢水、地震等）と同時にもたらされる環境条件が考えられるが、いずれの場合でも中央制御室での運転操作に影響を与えることはない。

中央制御室における主な対応を以下に示す。

○ 地震

6号炉及び7号炉中央制御室の大型表示盤付近で被災した場合、運転員は制御盤への誤接触、運転員自身の転倒を防止するため、制御盤の手摺にて安全を確保するとともに警報発信状況等の把握に努める。また地震時においても運転員が必要な監視操作を行うことができるよう、中央制御室は基準地震動 S_s に対し耐震性を有するコントロール建屋 2 階に設置するとともに、制御盤は必要な耐震性を有する設計とする。

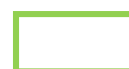
○ 津波

6号炉及び7号炉中央制御室を設置する敷地における基準津波の最高水位は T.M.S.L.+8.3m 程度である。6号炉及び7号炉中央制御室を設置しているコントロール建屋は敷地高さ T.M.S.L.+12m に施設されており、また6号炉及び7号炉中央制御室はコントロール建屋 2 階フロア (T.M.S.L.+17.3m) に設置している。このことより、6号炉及び7号炉中央制御室及びアクセスルートは基準津波の影響を受けない設計とする。

○ 火災

中央制御室にて火災が発生した場合は運転員が火災状況を確認できる設計とし、初期消火を行うことができるよう消火器を設置している。

また、中央制御室外で発生した火災に対しても、中央制御室の機能に影響を与えることがない設計とする。



○ 溢水

中央制御室には溢水源は存在しないことを確認している。

万が一、火災が発生したとしても、運転員が火災状況を確認し、消火器にて初期消火を行うこととしているため、消火活動に伴う内部溢水による影響はない。

また、中央制御室外で発生した溢水に対しても、中央制御室の機能に影響を与えることがない設計とする。

 : D B 範囲

表3.4-1 中央制御室に同時にもたらされる環境条件への対応 (1/2)

起回事象	同時にもたらされる中央制御室の環境条件	中央制御室での運転操作に与える影響
内部火災 (地震起因含む)	火災による中央制御室内設備の機能喪失	中央制御室にて火災が発生しても速やかに消火できるよう、「運転員が火災状況を確認し、二酸化炭素消火器にて初期消火を行う」ことを規定類に定めることとしているため、中央制御室の機能は維持される。 (詳細については、設置許可基準規則第8条「火災による損傷の防止」に関する適合状況説明資料を参照)
内部溢水 (地震起因含む)	溢水による中央制御室内設備の機能喪失	中央制御室には溢水源がないことを確認している。 火災が発生したとしても、「運転員が火災状況を確認し、二酸化炭素消火器にて初期消火を行う」ことを規定類に定めることとしているため、内部溢水による影響がないことを確認している。 蒸気配管破断が発生した場合も、漏えいした蒸気の影響がないことを確認している。 (詳細については、設置許可基準規則第9条「溢水による損傷の防止等」に関する適合状況説明資料を参照)
地震	地震時の誤接触等による誤操作	地震発生時の対応として「運転員は地震が発生した場合、制御盤から離れて誤接触を防止するとともに、制御盤の手摺にて身体确保安全に努める」ことを規定類に定めることとしている。
風(台風) 竜巻	外部電源喪失による照明等の所内電源の喪失	外部電源喪失においても、中央制御室の照明は、ディーゼル発電機から給電され [*] 、蓄電池からの給電により点灯する直流非常灯も備えており、機能が喪失することはない。また、蓄電池を内蔵した可搬型照明を備えており、機能が喪失することはない。 (詳細については、設置許可基準規則第11条「安全避難通路等」に関する適合状況説明資料を参照)
低温(凍結)		※非常用ディーゼル発電機は各自然現象に対して、外部電源喪失の有無によらず健全性が確保されることを確認している。 地震：設計基準地震動に対して、耐震Sクラス設計であるため、健全性が確保される。 風(台風)：設計基準の風速による風圧に対して、外郭その他による防護で健全性が確保されることを確認。 竜巻：設計基準の竜巻風速による複合荷重(風圧、気圧差、飛来物衝撃力)に対して、外郭その他による防護で健全性が確保されることを確認。
降水		低温(凍結)：原子炉建屋換気空調設備により温度制御されているため、本体設備への影響はない。屋外タンクに貯蔵されている軽油については、凍結等が発生しないことを確認。 降水：設計基準の降水に対して、外郭その他による防護で健全性が確保されることを確認。
積雪		積雪：設計基準の積雪による堆積荷重に対して、外郭その他による防護で健全性が確保されることを確認。
落雷		落雷：設計基準の雷撃電流値に対して、避雷針や保安器等による防護で健全性が確保されることを確認。
地滑り		地滑り：地滑りに対して、近傍の斜面から隔離距離を確保することにより健全性が確保されることを確認。 (次頁に続く)

: D B 範囲

表3.4-1 中央制御室に同時にもたらされる環境条件への対応 (2/2)

起回事象	同時にもたらされる中央制御室の環境条件	中央制御室での運転操作に与える影響	
火山	外部電源喪失による照明等の所内電源の喪失	<p>(前頁の続き)</p> <p>火山：設計基準の降下火砕物の堆積荷重に対して、外郭その他による防護で健全性が確保されることを確認。また、給気系はフィルタ交換等により閉塞せず健全性が確保されることを確認。</p> <p>生物学的事象：海生生物に対して、除塵装置その他による防護で健全性が確保されることを確認。また、小動物の侵入に対して、外郭となる建屋貫通部への止水処置等による防護で健全性が確保されることを確認。</p> <p>森林火災：防火帯の内側にあるため延焼せず、熱影響を評価して健全性が確保されることを確認。また、ばい煙に対してもフィルタにより健全性が確保されることを確認。</p> <p>有毒ガス：設備へ影響を与える事象ではないため、健全性が確保されることを確認。</p> <p>船舶の衝突：船舶の侵入に対して、カーテンウォールその他による防護で健全性が確保されることを確認。</p> <p>電磁的障害：電磁的障害による擾乱に対して、健全性が確保されることを確認。</p>	
生物学的事象			
外部火災 (森林火災)			
低温 (凍結)	低温による中央制御室内設備が凍結することによる機能喪失	<p>中央制御室の換気空調設備により温度制御されているため、中央制御室への影響はない。</p> <p>(詳細については、設置許可基準規則第6条「外部からの衝撃による損傷の防止 (低温)」に関する適合状況説明資料を参照)</p>	
火山	降下火砕物による中央制御室内換気設備への影響	<p>外部の状況を監視カメラ等で確認し、中央制御室内に有毒ガス・降下火砕物等が流入する可能性がある場合、及び中央制御室内において有毒ガスが流入したことを煙や異臭で確認した場合等は、中央制御室の空調系を手動で再循環運転へ切り替えることで外気を遮断できることから、中央制御室への影響はない。この場合の酸素濃度・二酸化炭素濃度への影響を【補足1】，【補足2】に示す。ただし、影響が長期化する場合は、必要に応じて一時的に外気を取り入れて換気する。</p> <p>図3.4-1に運転モード毎の中央制御室換気空調系の系統概略図を示す。</p>	
外部火災 (森林火災) 有毒ガス	ばい煙や有毒ガスの発生による中央制御室内換気設備への影響	<p>なお、外部火災時の有毒ガスについては、6/7号炉中央制御室外気取入口における濃度がIDLH (急性の毒性限界濃度 (30分曝露によって生命及び健康に対する即時の危険な影響を与える曝露レベルの濃度限度値)) 以下となるため、外気遮断運転の有無によらず問題とはならない。</p> <p>外部火災以外の有毒ガスについても、敷地外有毒ガス及び敷地内屋内貯蔵有毒物質が影響を及ぼすことはなく、敷地内屋外設備からの有毒ガス、窒素ガスの濃度は外気取入口において判定基準以下となるため、同様に外気遮断運転の有無によらず問題とはならない。</p> <p>(詳細については、設置許可基準規則第6条「外部からの衝撃による損傷の防止 (外部火災)」，設置許可基準規則第6条「外部からの衝撃による損傷の防止 (有毒ガス)」，設置許可基準規則第6条「外部からの衝撃による損傷の防止 (火山)」に関する適合状況説明資料を参照)</p>	

: DB 範囲

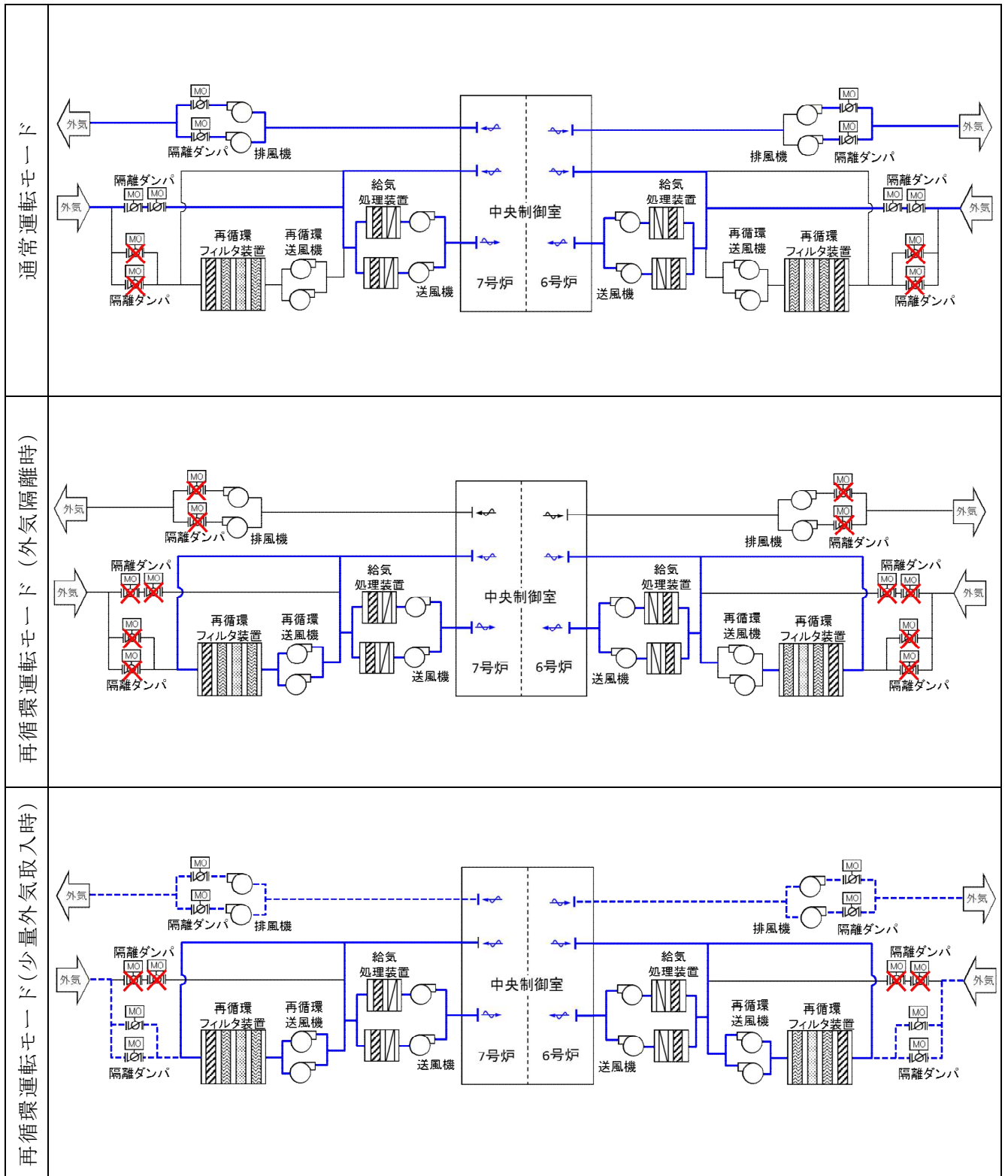


図 3.4-1 運転モード毎の中央制御室換気空調系系統概略図

【補足 1】 外気隔離時の中央制御室の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の評価について
(設計基準事故時)

1. 概要

「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 38 条, 第 13 項に規定する「換気設備の隔離その他の適切な防護措置」として, 中央制御室換気空調設備は, 隔離ダンパを閉操作することにより外気から遮断し再循環運転とすることができる。

設計基準事故が発生時において, 隔離ダンパを閉操作し, 外気から隔離した場合の中央制御室の居住性について, 以下の通り評価した。

2. 評価

外気隔離時の中央制御室内に滞在する運転員の操作環境の悪化防止のため, 酸素濃度及び二酸化炭素濃度について評価を行った。

(1) 酸素濃度

「空気調和・衛生工学便覧 空気設備篇」に基づき, 酸素濃度について評価した。

a. 評価条件

- ・滞在人員 18 名
- ・中央制御室バウンダリ容積 20,800m³
- ・空気流入率: 0.1 回/h

(2010 年 3 月 16 日～17 日に実施した中央制御室空気流入率測定試験結果

A 系: 0.30±0.006 回/h, B 系: 0.25±0.006 回/h も基に保守的に設定)

- ・初期酸素濃度: 20.95%
- ・1 人当りの呼吸量は, 事故時の運転操作を想定し, 歩行時の呼吸量を適用し, 24 l/min とする。
- ・一人当りの酸素消費量は呼気の酸素濃度を 16.4%として, 65.52 L/h とする。
- ・許容酸素濃度は 18%以上 (労働安全衛生法から)

b. 評価結果

上記評価条件から求めた酸素濃度は表 1 のとおりであり, 720 時間外気隔離した場合においても, 中央制御室内に滞在する運転員の操作環境に影響を与えない。

表 1 外気隔離時の酸素濃度（設計基準事故時）

時間	12 時間	24 時間	36 時間	96 時間	168 時間	720 時間
酸素濃度	20.91%	20.89%	20.89%	20.89%	20.89%	20.89%

(2) 二酸化炭素濃度

「空気調和・衛生工学便覧 空気設備篇」に基づき、二酸化炭素濃度について評価した。

a. 評価条件

- ・ 滞在人員 18 名
- ・ 中央制御室バウンダリ容積 20,800m³
- ・ 空気流入率：0.1 回/h

(2010 年 3 月 16 日～17 日に実施した中央制御室空気流入率測定試験結果 A 系：0.30±0.006 回/h, B 系：0.25±0.006 回/h も基に保守的に設定)

- ・ 初期二酸化炭素濃度：0.039%
- ・ 1 人当りの二酸化炭素吐出量は、事故時の運転操作を想定し、中等作業時の吐出量を適用して 0.046m³/h とする。
- ・ 許容二酸化炭素濃度は 0.5% 以下（労働安全衛生法から）

b. 評価結果

上記評価条件から求めた二酸化炭素濃度は表 2 のとおりであり、720 時間外気隔離した場合においても、中央制御室内に滞在する運転員の操作環境に影響を与えない。

表 2 外気隔離時の二酸化炭素濃度（設計基準事故時）

時間	12 時間	24 時間	36 時間	96 時間	168 時間	720 時間
二酸化炭素濃度	0.06%	0.076%	0.078%	0.079%	0.079%	0.079%

【補足 2】 外気隔離時の中央制御室の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の評価について

(重大事故時)

1. 概要

「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 38 条, 第 13 項に規定する「換気設備の隔離その他の適切な防護措置」として, 重大事故発生時において中央制御室換気空調設備は全停止及び隔離ダンパを閉操作し, 中央制御室陽圧化空調機により外気を浄化した空気により中央制御室バウンダリを陽圧化する設計としている。

重大事故が発生時において, 空調全停し中央制御室バウンダリを陽圧化した場合の中央制御室の居住性について, 以下のとおり評価した。

2. 評価

外気隔離時の中央制御室内に滞在する運転員の操作環境の悪化防止のため, 酸素濃度及び二酸化炭素濃度について評価を行った。

(1) 酸素濃度

「空気調和・衛生工学便覧 空気設備篇」に基づき, 酸素濃度について評価した。

a. 評価条件

- ・滞在人員 20 名
- ・中央制御室バウンダリ容積 20,800m³
- ・換気量: 4,500m³/h
(中央制御室可搬型陽圧化空調機の設計風量 4,500~6,000m³/h より保守的に 4,500m³/h と設定)
- ・初期酸素濃度: 20.95%
- ・1 人当りの呼吸量は, 事故時の運転操作を想定し, 歩行時の呼吸量を適用し, 24 l/min とする。
- ・一人当りの酸素消費量は呼気の酸素濃度を 16.4%として, 65.52 L/h とする。
- ・許容酸素濃度は 18%以上 (労働安全衛生法から)

b. 評価結果

上記評価条件から求めた酸素濃度は表 1 のとおりであり, 168 時間外気隔離した場

合においても、中央制御室内に滞在する運転員の操作環境に影響を与えない。

表 1 外気隔離時の酸素濃度（重大事故時）

時間	12 時間	24 時間	36 時間	96 時間	168 時間
酸素濃度	20.92%	20.92%	20.92%	20.92%	20.92%

(2) 二酸化炭素濃度

「空気調和・衛生工学便覧 空気設備篇」に基づき、二酸化炭素濃度について評価した。

a. 評価条件

- ・滞在人員 20 名
- ・中央制御室バウンダリ容積 20,800m³
- ・換気量：4,500m³/h
(中央制御室可搬型陽圧化空調機的设计風量 4,500~6,000m³/h より保守的に 4,500m³/h と設定)
- ・初期二酸化炭素濃度：0.039%
- ・1人当りの二酸化炭素吐出量は、事故時の運転操作を想定し、中等作業時の吐出量を適用して 0.046m³/h とする。
- ・許容二酸化炭素濃度は 0.5% 以下（労働安全衛生法から）

b. 評価結果

上記評価条件から求めた二酸化炭素濃度は表 2 のとおりであり、168 時間外気隔離した場合においても、中央制御室内に滞在する運転員の操作環境に影響を与えない。

表 2 外気隔離時の二酸化炭素濃度（重大事故時）

時間	12 時間	24 時間	36 時間	96 時間	168 時間
二酸化炭素濃度	0.058%	0.060%	0.060%	0.060%	0.060%

3.5 中央制御室待避室のデータ表示装置（待避室）で確認できるパラメータ
 表 3.5-1 データ表示装置（待避室）で確認できるパラメータ 6号炉
 (1 / 7)

目的	対象パラメータ
炉心反応度の状態確認	A P R M 平均値
	A P R M (A)
	A P R M (B)
	A P R M (C)
	A P R M (D)
	S R N M (A) 対数計数率出力
	S R N M (B) 対数計数率出力
	S R N M (C) 対数計数率出力
	S R N M (D) 対数計数率出力
	S R N M (E) 対数計数率出力
	S R N M (F) 対数計数率出力
	S R N M (G) 対数計数率出力
	S R N M (H) 対数計数率出力
	S R N M (J) 対数計数率出力
	S R N M (L) 対数計数率出力
	S R N M (A) 計数率高高
	S R N M (B) 計数率高高
	S R N M (C) 計数率高高
	S R N M (D) 計数率高高
	S R N M (E) 計数率高高
	S R N M (F) 計数率高高
	S R N M (G) 計数率高高
	S R N M (H) 計数率高高
	S R N M (J) 計数率高高
S R N M (L) 計数率高高	
炉心冷却の状態確認	原子炉圧力 (広帯域) (B V)
	原子炉圧力 (A)
	原子炉圧力 (B)
	原子炉圧力 (C)
	原子炉圧力 (S A)
	原子炉水位 (広帯域) P B V
	原子炉水位 (広帯域) (A)
	原子炉水位 (広帯域) (C)
	原子炉水位 (広帯域) (F)
	原子炉水位 (燃料域) P B V
	原子炉水位 (燃料域) (A)
	原子炉水位 (燃料域) (B)
	原子炉水位 (S A) (ワイド)
	原子炉水位 (S A) (ナロー)
	炉水温度 P B V
逃し安全弁 開	

目的	対象パラメータ
炉心冷却の 状態確認	H P C F (B) 系統流量
	H P C F (C) 系統流量
	R C I C 系統流量
	高压代替注水系系統流量
	R H R (A) 系統流量
	R H R (B) 系統流量
	R H R (C) 系統流量
	残留熱除去系熱交換器 (A) 入口温度
	残留熱除去系熱交換器 (B) 入口温度
	残留熱除去系熱交換器 (C) 入口温度
	残留熱除去系熱交換器 (A) 出口温度
	残留熱除去系熱交換器 (B) 出口温度
	残留熱除去系熱交換器 (C) 出口温度
	残留熱除去系熱交換器 (A) 入口冷却水流量
	残留熱除去系熱交換器 (B) 入口冷却水流量
	残留熱除去系熱交換器 (C) 入口冷却水流量
	原子炉補機冷却水系 (A) 系統流量
	原子炉補機冷却水系 (B) 系統流量
	原子炉補機冷却水系 (C) 系統流量
	6 . 9 k V 6 A 1 母線電圧
	6 . 9 k V 6 A 2 母線電圧
	6 . 9 k V 6 B 1 母線電圧
	6 . 9 k V 6 B 2 母線電圧
	6 . 9 k V 6 S A 1 母線電圧
	6 . 9 k V 6 S A 2 母線電圧
	6 . 9 k V 6 S B 1 母線電圧
	6 . 9 k V 6 S B 2 母線電圧
	6 . 9 k V 6 C 母線電圧
	6 . 9 k V 6 D 母線電圧
	6 . 9 k V 6 E 母線電圧
	D / G 6 A 遮断器 投入
	D / G 6 B 遮断器 投入
	D / G 6 C 遮断器 投入
	原子炉压力容器温度 (原子炉压力容器下鏡上部温度)
復水補給水系流量 (原子炉压力容器) (R P V注水流量)	
復水貯蔵槽水位 (S A)	

目的	対象パラメータ
格納容器内の状態確認	C A M S (A) D / W 放射能
	C A M S (B) D / W 放射能
	C A M S (A) S / C 放射能
	C A M S (B) S / C 放射能
	ドライウエル圧力 (広帯域) (最大)
	格納容器内圧力 (D / W)
	サブプレッション・チェンバ圧力 (最大)
	格納容器内圧力 (S / C)
	R P V ベロシール部周辺温度 (最大)
	サブプレッションプール水位 B V
	サブプレッション・チェンバ・プール水位
	サブプレッション・チェンバ気体温度
	S / P 水温度 (最大)
	サブプレッション・チェンバ・プール水温度 (中間上部)
	サブプレッション・チェンバ・プール水温度 (中間下部)
	サブプレッション・チェンバ・プール水温度 (下部)
	C A M S (A) 水素濃度
	C A M S (B) 水素濃度
	格納容器内水素濃度 (S A) (D / W)
	格納容器内水素濃度 (S A) (S / C)
	C A M S (A) 酸素濃度
	C A M S (B) 酸素濃度
	C A M S (A) サンプル切替 (D / W)
	C A M S (B) サンプル切替 (D / W)
	R H R (A) 系統流量
	R H R (B) 系統流量
	R H R (C) 系統流量
	R H R 格納容器冷却ライン隔離弁 B 全閉以外
	R H R 格納容器冷却ライン隔離弁 C 全閉以外
	残留熱除去系ポンプ (A) 吐出圧力
	残留熱除去系ポンプ (B) 吐出圧力
	残留熱除去系ポンプ (C) 吐出圧力
	ドライウエル雰囲気温度 (上部ドライウエルフランジ部雰囲気温度)
	ドライウエル雰囲気温度 (下部ドライウエルリターンライン上部雰囲気温度)
	復水補給水系流量 (原子炉格納容器) (ドライウエル注水流量)

目的	対象パラメータ
格納容器内の状態確認	復水移送ポンプ (A) 吐出圧力
	復水移送ポンプ (B) 吐出圧力
	復水移送ポンプ (C) 吐出圧力
	復水補給水系温度 (代替循環冷却)
	格納容器下部水位 (ペDESTAL水位高 (3m))
	格納容器下部水位 (ペDESTAL水位高 (2m))
	格納容器下部水位 (ペDESTAL水位高 (1m))
	復水補給水系流量 (原子炉格納容器) (ペDESTAL注水流量)
放射能隔離の状態確認	排気筒排気放射能 (IC) (最大)
	排気筒排気 (SCIN) 放射能 (A)
	排気筒排気 (SCIN) 放射能 (B)
	主蒸気管放射能高 (スクラム) 区分 (1)
	主蒸気管放射能高 (スクラム) 区分 (2)
	主蒸気管放射能高 (スクラム) 区分 (3)
	主蒸気管放射能高 (スクラム) 区分 (4)
	PCIS 隔離 内側
	PCIS 隔離 外側
	MSIV (内側) 閉
	主蒸気内側隔離弁 (A) 全閉以外
	主蒸気内側隔離弁 (B) 全閉以外
	主蒸気内側隔離弁 (C) 全閉以外
	主蒸気内側隔離弁 (D) 全閉以外
	MSIV (外側) 閉
	主蒸気外側隔離弁 (A) 全閉以外
主蒸気外側隔離弁 (B) 全閉以外	
主蒸気外側隔離弁 (C) 全閉以外	
主蒸気外側隔離弁 (D) 全閉以外	
環境の情報確認	SGTS (A) 作動 (1系)
	SGTS (B) 作動 (1系)
	SGTS 排ガス放射能 (IC) (最大)
	SGTS 排ガス (SCIN) 放射能 (A)
	SGTS 排ガス (SCIN) 放射能 (B)

目的	対象パラメータ
非常用炉心冷却系 (ECCS) の状態等	A D S A 作動
	A D S B 作動
	R C I C 作動
	H P C F ポンプ (B) 起動
	H P C F ポンプ (C) 起動
	R H R ポンプ (A) 起動
	R H R ポンプ (B) 起動
	R H R ポンプ (C) 起動
	R H R 注入弁 (A) 全閉以外
	R H R 注入弁 (B) 全閉以外
	R H R 注入弁 (C) 全閉以外
	全制御棒全挿入
	総給水流量
使用済燃料プールの状態確認	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A) (使用済燃料貯蔵プールエリア雰囲気温度)
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端+6000mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端+5000mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端+4000mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端+3000mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端+2000mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端+1000mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端 -1000mm))
	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (低レンジ)
	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ)

目的	対象パラメータ
使用済燃料プールの状態確認	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プールエリア雰囲気温度)
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端 +6750mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端 +6500mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端 +6000mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端 +5500mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端 +5000mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端 +4000mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端 +3000mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端 +2000mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端 +1000mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端 -1000mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端 -3000mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度(プール底部付近))

目的	対象パラメータ
水素爆発による格納容器の破損防止確認	フィルタ装置水素濃度 (格納容器圧力逃がし装置水素濃度)
	フィルタ装置水素濃度 (フィルタベント装置出口水素濃度)
	フィルタ装置出口放射線モニタ (A)
	フィルタ装置出口放射線モニタ (B)
	フィルタ装置入口圧力
	フィルタ装置水位 (A)
	フィルタ装置水位 (B)
	フィルタ装置スクラバ水 pH
	フィルタ装置金属フィルタ差圧
	耐圧強化ベント系放射線モニタ (A)
	耐圧強化ベント系放射線モニタ (B)
水素爆発による原子炉建屋の損傷防止確認	原子炉建屋水素濃度 (R / B オペフロ水素濃度 A)
	原子炉建屋水素濃度 (R / B オペフロ水素濃度 B)
	原子炉建屋水素濃度 (上部ドライウエル所員用エアロック)
	原子炉建屋水素濃度 (上部ドライウエル機器搬入用ハッチ)
	原子炉建屋水素濃度 (サプレッション・チェンバ出入口)
	原子炉建屋水素濃度 (下部ドライウエル所員用エアロック)
	原子炉建屋水素濃度 (下部ドライウエル機器搬入用ハッチ)
	静的触媒式水素再結合器 動作監視装置 (北側 P A R 吸気温度)
	静的触媒式水素再結合器 動作監視装置 (北側 P A R 排気温度)
	静的触媒式水素再結合器 動作監視装置 (南側 P A R 吸気温度)
	静的触媒式水素再結合器 動作監視装置 (南側 P A R 排気温度)

目的	対象パラメータ
炉心反応度の状態確認	A P R M (平均値)
	A P R M (A)
	A P R M (B)
	A P R M (C)
	A P R M (D)
	S R N M (A) 計数率
	S R N M (B) 計数率
	S R N M (C) 計数率
	S R N M (D) 計数率
	S R N M (E) 計数率
	S R N M (F) 計数率
	S R N M (G) 計数率
	S R N M (H) 計数率
	S R N M (J) 計数率
	S R N M (L) 計数率
	S R N M A 計数率高高
	S R N M B 計数率高高
	S R N M C 計数率高高
	S R N M D 計数率高高
	S R N M E 計数率高高
	S R N M F 計数率高高
	S R N M G 計数率高高
S R N M H 計数率高高	
S R N M J 計数率高高	
S R N M L 計数率高高	
炉心冷却の状態確認	原子炉圧力 A
	原子炉圧力 (A)
	原子炉圧力 (B)
	原子炉圧力 (C)
	原子炉圧力 (S A)
	原子炉水位 (W) A
	原子炉水位 (広帯域) (A)
	原子炉水位 (広帯域) (C)
	原子炉水位 (広帯域) (F)
	原子炉水位 (F)
	原子炉水位 (燃料域) (A)
	原子炉水位 (燃料域) (B)
	原子炉水位 (S A) (ワイド)
	原子炉水位 (S A) (ナロー)
	C U W再生熱交換器入口温度
	S R V開 (C R T)

目的	対象パラメータ
炉心冷却の 状態確認	H P C F (B) 系統流量
	H P C F (C) 系統流量
	R C I C 系統流量
	高压代替注水系系統流量
	R H R (A) 系統流量
	R H R (B) 系統流量
	R H R (C) 系統流量
	残留熱除去系熱交換器 (A) 入口温度
	残留熱除去系熱交換器 (B) 入口温度
	残留熱除去系熱交換器 (C) 入口温度
	残留熱除去系熱交換器 (A) 出口温度
	残留熱除去系熱交換器 (B) 出口温度
	残留熱除去系熱交換器 (C) 出口温度
	残留熱除去系熱交換器 (A) 入口冷却水流量
	残留熱除去系熱交換器 (B) 入口冷却水流量
	残留熱除去系熱交換器 (C) 入口冷却水流量
	原子炉補機冷却水系 (A) 系統流量
	原子炉補機冷却水系 (B) 系統流量
	原子炉補機冷却水系 (C) 系統流量
	6 . 9 k V 7 A 1 母線電圧
	6 . 9 k V 7 A 2 母線電圧
	6 . 9 k V 7 B 1 母線電圧
	6 . 9 k V 7 B 2 母線電圧
	6 . 9 k V 6 S A 1 母線電圧
	6 . 9 k V 6 S A 2 母線電圧
	6 . 9 k V 6 S B 1 母線電圧
	6 . 9 k V 6 S B 2 母線電圧
	6 . 9 k V 7 C 母線電圧
	6 . 9 k V 7 D 母線電圧
	6 . 9 k V 7 E 母線電圧
	M / C 7 C D / G 受電遮断器閉
	M / C 7 D D / G 受電遮断器閉
	M / C 7 E D / G 受電遮断器閉
原子炉压力容器温度 (R P V 下鏡上部温度)	
復水補給水系流量 (原子炉压力容器) (R H R (A) 注入配管流量)	
復水貯蔵槽水位 (S A)	

目的	対象パラメータ
格納容器内の状態確認	格納容器内雰囲気放射線モニタ (A) D / W
	格納容器内雰囲気放射線モニタ (B) D / W
	格納容器内雰囲気放射線モニタ (A) S / C
	格納容器内雰囲気放射線モニタ (B) S / C
	ドライウエル圧力 (W)
	格納容器内圧力 (D / W)
	S / C 圧力 (最大値)
	格納容器内圧力 (S / C)
	D / W 温度 (最大値)
	S / P 水温度最大値
	S / P 水位 (W) (最大値)
	サブプレッション・チェンバ・プール水位
	サブプレッション・チェンバ気体温度
	サブプレッション・チェンバ・プール水温度 (中間上部)
	サブプレッション・チェンバ・プール水温度 (中間下部)
	サブプレッション・チェンバ・プール水温度 (下部)
	格納容器内水素濃度 (A)
	格納容器内水素濃度 (B)
	格納容器内水素濃度 (S A) (D / W)
	格納容器内水素濃度 (S A) (S / C)
	格納容器内酸素濃度 (A)
	格納容器内酸素濃度 (B)
	C A M S (A) D / W 測定中
	C A M S (B) D / W 測定中
	C A M S (A) S / C 測定中
	C A M S (B) S / C 測定中
	R H R (A) 系統流量
	R H R (B) 系統流量
	R H R (C) 系統流量
	P C V スプレイ弁 (B) 全閉
	P C V スプレイ弁 (C) 全閉
	残留熱除去系ポンプ (A) 吐出圧力
	残留熱除去系ポンプ (B) 吐出圧力
	残留熱除去系ポンプ (C) 吐出圧力
ドライウエル雰囲気温度 (上部 D / W 内雰囲気温度)	
ドライウエル雰囲気温度 (下部 D / W 内雰囲気温度)	

 : S A 範囲

目的	対象パラメータ
格納容器内の状態確認	復水補給水系流量 (原子炉格納容器) (RHR (B) 注入配管流量)
	復水移送ポンプ (A) 吐出圧力
	復水移送ポンプ (B) 吐出圧力
	復水移送ポンプ (C) 吐出圧力
	復水補給水系温度 (代替循環冷却)
	格納容器下部水位 (D/W下部水位 (3m))
	格納容器下部水位 (D/W下部水位 (2m))
	格納容器下部水位 (D/W下部水位 (1m))
	復水補給水系流量 (原子炉格納容器) (下部D/W注水流量)
放射能隔離の状態確認	排気筒放射線モニタ (IC) 最大値
	排気筒放射線モニタ (SCIN) A
	排気筒放射線モニタ (SCIN) B
	区分Ⅰ主蒸気管放射能高高
	区分Ⅱ主蒸気管放射能高高
	区分Ⅲ主蒸気管放射能高高
	区分Ⅳ主蒸気管放射能高高
	PCIS 隔離 内側
	PCIS 隔離 外側
	主蒸気内側隔離弁 全弁全閉
	主蒸気内側隔離弁 (A) 全閉
	主蒸気内側隔離弁 (B) 全閉
	主蒸気内側隔離弁 (C) 全閉
	主蒸気内側隔離弁 (D) 全閉
	主蒸気外側隔離弁 全弁全閉
	主蒸気外側隔離弁 (A) 全閉
	主蒸気外側隔離弁 (B) 全閉
主蒸気外側隔離弁 (C) 全閉	
主蒸気外側隔離弁 (D) 全閉	
環境の情報確認	SGTS (A) 作動
	SGTS (B) 作動
	SGTS放射線モニタ (IC) 最大値
	SGTS排ガス放射線モニタ (SCIN) A
	SGTS排ガス放射線モニタ (SCIN) B

 : SA範囲

目的	対象パラメータ
非常用炉心冷却系 (ECS) の状態等	A D S A 作動
	A D S B 作動
	R C I C 起動状態 (C R T)
	H P C F ポンプ (B) 起動
	H P C F ポンプ (C) 起動
	R H R ポンプ (A) 起動
	R H R ポンプ (B) 起動
	R H R ポンプ (C) 起動
	R H R 注入弁 (A) 全閉
	R H R 注入弁 (B) 全閉
	R H R 注入弁 (C) 全閉
	全制御棒全挿入
	全給水流量
使用済燃料プールの状態確認	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A) (使用済燃料貯蔵プールエリア雰囲気温度)
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端+6000mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端+5000mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端+4000mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端+3000mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端+2000mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端+1000mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端-1000mm))
	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (低レンジ)
	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ)

目的	対象パラメータ
使用済燃料プールの状態確認	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プールエリア雰囲気温度)
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端 +6750mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端 +6500mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端 +6000mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端 +5500mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端 +5000mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端 +4000mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端 +3000mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端 +2000mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端 +1000mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端 -1000mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端 -3000mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度(プール底部付近))

目的	対象パラメータ
水素爆発による格納容器の破損防止確認	フィルタ装置水素濃度 (格納容器圧力逃がし装置水素濃度)
	フィルタ装置水素濃度 (フィルタベント装置出口水素濃度)
	フィルタ装置出口放射線モニタ (A)
	フィルタ装置出口放射線モニタ (B)
	フィルタ装置入口圧力
	フィルタ装置水位 (A)
	フィルタ装置水位 (B)
	フィルタ装置スクラバ水 pH
	フィルタ装置金属フィルタ差圧
	耐圧強化ベント系放射線モニタ (A)
	耐圧強化ベント系放射線モニタ (B)
	水素爆発による原子炉建屋の損傷防止確認
原子炉建屋水素濃度 (R / B オペフロ水素濃度 B)	
原子炉建屋水素濃度 (上部ドライウエル所員用エアロック)	
原子炉建屋水素濃度 (上部ドライウエル機器搬入用ハッチ)	
原子炉建屋水素濃度 (サブプレッション・チェンバ出入口)	
原子炉建屋水素濃度 (下部ドライウエル所員用エアロック)	
原子炉建屋水素濃度 (下部ドライウエル機器搬入用ハッチ)	
静的触媒式水素再結合器 動作監視装置 (北側 P A R 吸気温度)	
静的触媒式水素再結合器 動作監視装置 (北側 P A R 排気温度)	
静的触媒式水素再結合器 動作監視装置 (南側 P A R 吸気温度)	
静的触媒式水素再結合器 動作監視装置 (南側 P A R 排気温度)	

3.6 事故シーケンスの組み合わせと待避室の収容性

重大事故等が発生した場合においても中央制御室に運転員がとどまる居住性を確保するため、中央制御室待避室を設置している。

中央制御室待避室は、重大事故等に対応する要員がとどまることができなければならない。そのため、中央制御室待避室の設計は収容可能人数を「20名」としている。その内訳を表 3.6-1 に示す。

表 3.6-1 中央制御室収容人数設計内訳

当直長	1名
当直副長	2名
運転員	12名
消火対応要員	3名
予備	2名
合計	20名

また、複数号炉の同一中央制御室であるため、重大事故等の事故シーケンスが合わさった場合においても対応が可能である必要がある。そのため、事故シーケンスの組み合わせによる運転員の対応要員数を評価した。

評価条件として、6号炉において「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損) (代替循環冷却を使用しない場合)」(以下、「大 LOCA」とする)の発生を想定し、7号炉側を事故シーケンス組合せとして、有効性評価における他の事故シナリオを想定した。なお、全交流動力電源喪失シナリオは4シナリオあるが、6号炉の原子炉格納容器ベント操作時における対応要員数が変わらないため「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG喪失)」で代表する。「格納容器雰囲気直接加熱(DCH)」「原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用(FCI)」「熔融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)」の3シナリオについては「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損) (代替循環冷却を使用する場合)」で実施する代替循環冷却系を使用した対応と同じであり、「停止中の反応度誤投入」シナリオは、事故の終息が短時間で終了するため対象外とした。

事故シーケンスの組み合わせによる運転員の対応要員数を表 3.6-2 に示す。事故シーケンスの組み合わせを考慮しても、運転員の対応要員数は最大で「15名」であり、消火活動要員を含めても「18名」であり、中央制御室待避室の設計「20名」により十分対応可能である。

6号炉の原子炉格納容器ベント操作時の7号炉側の作業への影響について表 3.6-3 に整理した。また、図 3.6-1～14 にて事故シーケンス組み合わせ毎の作業時間抜粋を示す。

表 3.6-2 事故シーケンス組み合わせによる運転員の対応要員数

6号炉事故シーケンス	7号炉事故シーケンス	対応要員数				消火要員	合計
		当直長	6号炉対応	7号炉対応	小計		
大 LOCA	高圧・低圧注水機能喪失	1名	7名	5名	13名	3名	16名
	高圧注水・減圧機能喪失	1名	7名	5名	13名	3名	16名
	全交流動力電源喪失	1名	7名	7名	15名	3名	18名
	崩壊熱除去機能喪失 (取水機能喪失)	1名	7名	7名	15名	3名	18名
	崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去系機能喪失)	1名	7名	5名	13名	3名	16名
	原子炉停止機能喪失	1名	7名	3名	11名	3名	14名
	LOCA時注水機能喪失	1名	7名	5名	13名	3名	16名
	格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA)	1名	7名	7名	15名	3名	18名
	大 LOCA (代替循環冷却を使用する場合)	1名	7名	7名	15名	3名	18名
	想定事故 1	1名	7名	2名	10名	3名	13名
	想定事故 2	1名	7名	4名	12名	3名	15名
	停止中崩壊熱除去機能喪失	1名	7名	4名	12名	3名	15名
	停止中全交流動力電源喪失	1名	7名	4名	12名	3名	15名
	停止中原子炉冷却材の流出	1名	7名	4名	12名	3名	15名

※事故シーケンスの組み合わせを考慮しても、運転員の対応要員数は最大で「15名」であり、消火活動要員を含めても「18名」となることから、中央制御室待避室の設計「20名」により十分対応可能である。

表 3.6-3 6号炉原子炉格納容器ベントによる影響 (1/5)

6号炉 事故シーケンス	7号炉 事故シーケンス	6号炉原子炉格納容器ベント操作時の7号炉側作業への影響	
大 LOCA	高圧・低圧注水 機能喪失	<p>【7号炉運転員への影響】 原子炉水位を低圧代替注水系（常設）により維持しているため原子炉注入弁の操作が必要になるが、待避室への待避前に原子炉注水量を調整することにより中央制御室での操作頻度を少なくすることができる</p> <p>【緊急時対策要員への影響】 復水貯蔵槽への補給を実施しているが、既に通常水位まで回復していることから、6号炉原子炉格納容器ベント前に補給を停止して待避することが可能</p> <p>フィルタ装置水位調整等については、6号炉原子炉格納容器ベント前に水位調整を実施することで対応可能。また、炉心損傷前の原子炉格納容器ベントであるため、耐圧強化ベントに切り替えることも可能</p>	影響なし
	高圧注水・減圧 機能喪失	<p>【7号炉運転員への影響】 残留熱除去系による原子炉停止時冷却モードを実施しているため、流量調整は不要であり、6号炉の原子炉格納容器ベントによる影響はない</p> <p>【緊急時対策要員への影響】 緊急時対策要員を必要としないシナリオであるため影響はない</p>	影響なし
	全交流動力電源 喪失	<p>【7号炉運転員への影響】 原子炉水位を低圧代替注水系（常設）により維持しており、残留熱除去系による格納容器スプレイを実施しているため、原子炉注入弁及び格納容器スプレイ弁の操作が必要になる。残留熱除去系による循環冷却を実施することにより中央制御室での操作頻度を少なくすることができる</p> <p>【緊急時対策要員への影響】 復水貯蔵槽への補給を実施しているが、既に通常水位まで回復していることから、6号炉原子炉格納容器ベント前に補給を停止して待避することが可能</p> <p>代替原子炉補機冷却系運転のために、電源車等への給油を行うが、要員の交替又は遮蔽が期待できるタービン建屋大物搬入口に配置する等の被ばく低減対応が可能。また、残留熱除去系を停止して、再度原子炉格納容器ベントによる格納容器除熱を実施することも可能</p>	影響なし

表 3.6-3 6号炉原子炉格納容器ベントによる影響 (2/5)

6号炉 事故シーケンス	7号炉 事故シーケンス	6号炉原子炉格納容器ベント操作時の7号炉側作業への影響	
	崩壊熱除去機能喪失 (取水機能喪失)	<p>【7号炉運転員への影響】 原子炉水位を低圧代替注水系（常設）により維持しているため原子炉注入弁の操作が必要になるが、待避室への待避前に原子炉注水量を調整することにより中央制御室での操作頻度を少なくすることができる</p> <p>【緊急時対策要員への影響】 復水貯蔵槽への補給を実施しているが、既に通常水位まで回復していることから、6号炉原子炉格納容器ベント前に補給を停止して待避することが可能</p> <p>代替原子炉補機冷却系運転のために、電源車等への給油を行うが、要員の交替又は遮蔽が期待できるタービン建屋大物搬入口に配置する等の被ばく低減対応が可能。また、残留熱除去系を停止して、原子炉格納容器ベントによる格納容器除熱を実施することも可能</p>	影響なし
大 LOCA	崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去系機能喪失)	<p>【7号炉運転員への影響】 原子炉水位を高圧炉心注水系により維持しているため原子炉注入弁の操作が必要になるが、低圧代替注水系（常設）に切り替えることにより中央制御室での操作頻度を少なくすることができる</p> <p>【緊急時対策要員への影響】 復水貯蔵槽への補給を実施しているが、既に通常水位まで回復していることから、6号炉原子炉格納容器ベント前に補給を停止して待避することが可能</p> <p>フィルタ装置水位調整等については、6号炉原子炉格納容器ベント前に水位調整を実施することで対応可能。また、炉心損傷前の原子炉格納容器ベントであるため、耐圧強化ベントに切り替えることも可能</p>	影響なし
	原子炉停止機能喪失	<p>【7号炉運転員への影響】 原子炉水位を高圧注水系により維持しているため原子炉注入弁の操作が必要になるが、残留熱除去系による原子炉停止時冷却モードに切り替えることにより中央制御室での操作頻度を少なくすることができる</p> <p>【緊急時対策要員への影響】 緊急時対策要員を必要としないシナリオであるため影響はない</p>	影響なし

表 3.6-3 6号炉原子炉格納容器ベントによる影響 (3/5)

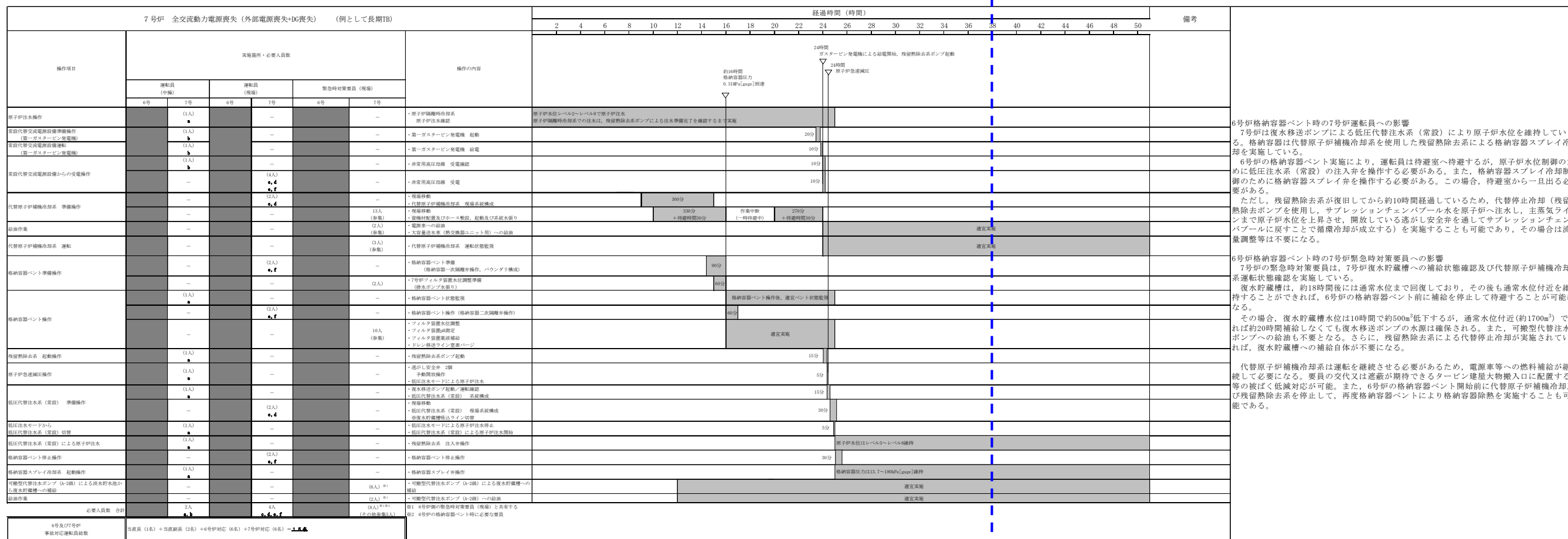
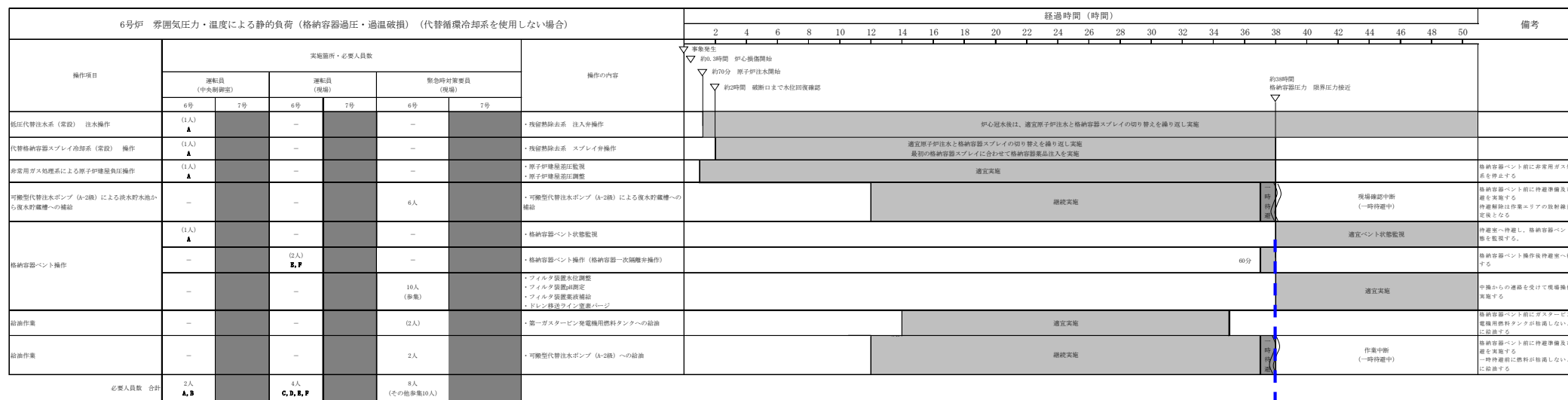
6号炉 事故シーケンス	7号炉 事故シーケンス	6号炉原子炉格納容器ベント操作時の7号炉側作業への影響	
大 LOCA	LOCA 時注水機能喪失	<p>【7号炉運転員への影響】 原子炉水位を低圧代替注水系（常設）により維持しているため原子炉注入弁の操作が必要になるが、待避室への待避前に原子炉注水量を調整することにより中央制御室での操作頻度を少なくすることができる</p> <p>【緊急時対策要員への影響】 復水貯蔵槽への補給を実施しているが、既に通常水位まで回復していることから、6号炉原子炉格納容器ベント前に補給を停止して待避することが可能</p> <p>フィルタ装置水位調整等については、6号炉原子炉格納容器ベント前に水位調整を実施することで対応可能。また、炉心損傷前の原子炉格納容器ベントであるため、耐圧強化ベントに切り替えることも可能</p>	影響なし
	格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA)	<p>【7号炉運転員への影響】 原子炉水位を高圧炉心注水系により維持しているため原子炉注入弁の操作が必要になるが、残留熱除去系による原子炉停止時冷却モードに切り替えることにより中央制御室での操作頻度を少なくすることができる</p> <p>【緊急時対策要員への影響】 緊急時対策要員を必要としないシナリオであるため影響はない</p>	影響なし
	大 LOCA (代替循環冷却を使用する場合)	<p>【7号炉運転員への影響】 代替循環冷却により原子炉および格納容器の除熱を実施しており中央制御室での操作は不要</p> <p>【緊急時対策要員への影響】 代替原子炉補機冷却系運転のために、電源車等への給油を行うが、要員の交替又は遮蔽が期待できるタービン建屋大物搬入口に配置する等の被ばく低減対応が可能。</p>	影響なし

表 3.6-3 6号炉原子炉格納容器ベントによる影響 (4/5)

6号炉 事故シーケンス	7号炉 事故シーケンス	6号炉原子炉格納容器ベント操作時の7号炉側作業への影響	
大 LOCA	想定事故 1	<p>【7号炉運転員への影響】 使用済燃料プールへの可搬型注水ポンプによる蒸発量に応じた注水により使用済燃料プール水位を維持しているが、通常水位まで回復することにより6号炉原子炉格納容器ベント前に補給を停止して待避することが可能</p> <p>【緊急時対策要員への影響】 使用済燃料プールへの可搬型注水ポンプによる補給を実施しているが、通常水位まで回復することにより6号炉原子炉格納容器ベント前に補給を停止して待避することが可能</p>	影響なし
	想定事故 2	<p>【7号炉運転員への影響】 使用済燃料プールへの可搬型注水ポンプによる蒸発量に応じた注水により使用済燃料プール水位を維持しているが、通常水位まで回復することにより6号炉原子炉格納容器ベント前に補給を停止して待避することが可能</p> <p>【緊急時対策要員への影響】 使用済燃料プールへの可搬型注水ポンプによる補給を実施しているが、通常水位まで回復することにより6号炉原子炉格納容器ベント前に補給を停止して待避することが可能</p>	影響なし
	停止中崩壊熱除去 機能喪失	<p>【7号炉運転員への影響】 残留熱除去系による原子炉停止時冷却モードを実施しているため、流量調整は不要であり、6号炉の原子炉格納容器ベントによる影響はない</p> <p>【緊急時対策要員への影響】 緊急時対策要員を必要としないシナリオであるため影響はない</p>	影響なし

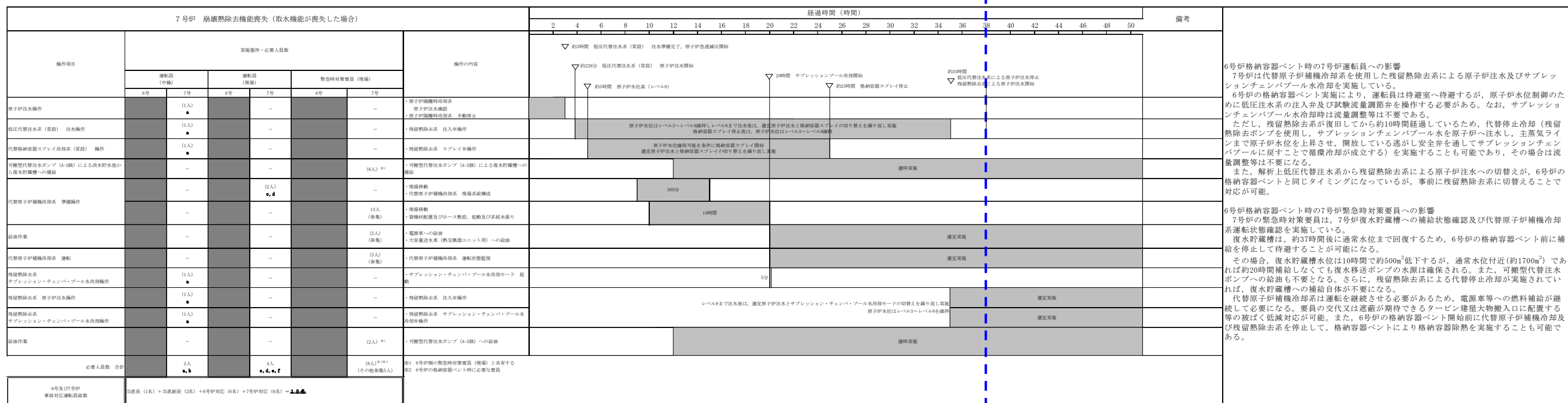
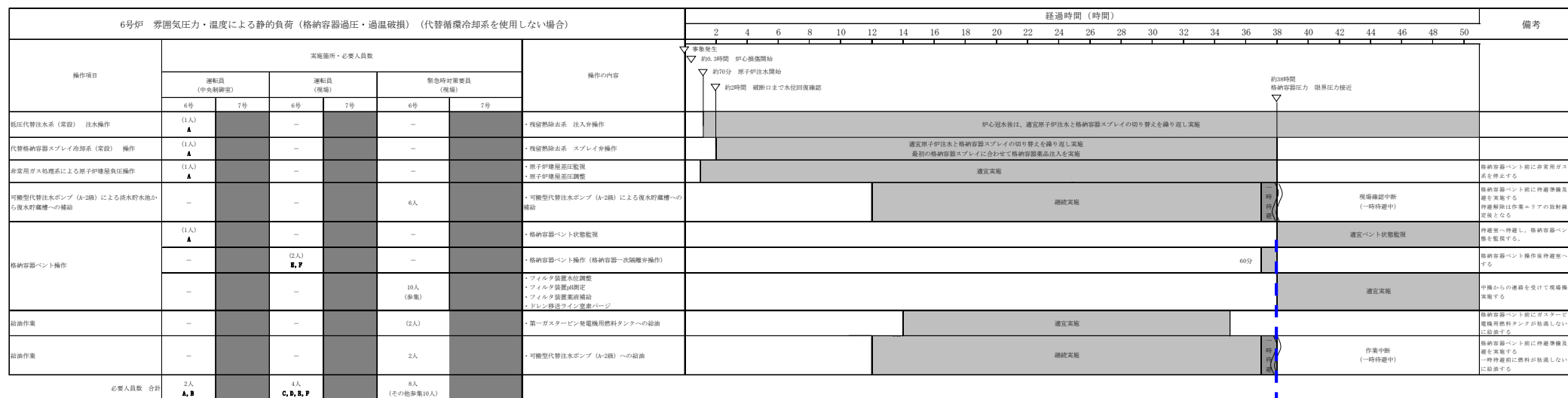
表 3.6-3 6号炉原子炉格納容器ベントによる影響 (5/5)

6号炉 事故シーケンス	7号炉 事故シーケンス	6号炉原子炉格納容器ベント操作時の7号炉側作業への影響	
大 LOCA	停止中全交流動力電源喪失	<p>【7号炉運転員への影響】 残留熱除去系による原子炉停止時冷却モードを実施しているため、流量調整は不要であり、6号炉の原子炉格納容器ベントによる影響はない</p> <p>【緊急時対策要員への影響】 代替原子炉補機冷却系運転のために、電源車等への給油を行うが、要員の交替又は遮蔽が期待できるタービン建屋大物搬入口に配置する等の被ばく低減対応が可能。また、6号炉の原子炉格納容器ベント開始前に代替原子炉補機冷却および残留熱除去系を停止して、再度逃がし安全弁による原子炉減圧維持および復水移送ポンプによる低圧代替注水を実施することも可能</p>	影響なし
	停止中原子炉冷却材の流出	<p>【7号炉運転員への影響】 残留熱除去系による原子炉停止時冷却モードを実施しているため、流量調整は不要であり、6号炉の原子炉格納容器ベントによる影響はない</p> <p>【緊急時対策要員への影響】 緊急時対策要員を必要としないシナリオであるため影響はない</p>	影響なし



6号炉格納容器ベント時の7号炉運転員への影響
7号炉は復水移送ポンプによる低圧代替注水系 (常設) により原子炉水位を維持している。格納容器は代替原子炉補機冷却系を使用した残留熱除去系による格納容器スプレイ冷却系を実施している。
6号炉の格納容器ベント実施により、運転員は待避室へ待避するが、原子炉水位制御のために低圧注水系 (常設) の注入弁を操作する必要がある。また、格納容器スプレイ冷却制御のために格納容器スプレイ弁を操作する必要がある。この場合、待避室から一旦出る必要がある。
ただし、残留熱除去系が復旧してから約10時間経過しているため、代替停止冷却 (残留熱除去ポンプを使用し、サブプレッションチェンバール水を原子炉へ注水し、主蒸気ラインまで原子炉水位を上昇させ、開放している逃がし安全弁を通してサブプレッションチェンバールに戻すことで循環冷却が成立する) を実施することも可能であり、その場合は流量調整等は不要になる。
6号炉格納容器ベント時の7号炉緊急時対策要員への影響
7号炉の緊急時対策要員は、7号炉復水貯蔵槽への補給状態確認及び代替原子炉補機冷却系運転状態確認を実施している。
復水貯蔵槽は、約18時間後には通常水位まで回復しており、その後も通常水位付近を維持することができれば、6号炉の格納容器ベント前に補給を停止して待避することが可能になる。
その場合、復水貯蔵槽水位は10時間で約500m³低下するが、通常水位付近(約1700m³)であれば約20時間補給しなくても復水移送ポンプの水源は確保される。また、可搬型代替注水ポンプへの給油も不要となる。さらに、残留熱除去系による代替停止冷却が実施されていれば、復水貯蔵槽への補給自体が不要になる。
代替原子炉補機冷却系は運転を継続させる必要があるため、電源車等の燃料補給が継続して必要になる。要員の交代又は遮断が期待できるタービン建屋大物搬入口に配置する等の被ばく低減対応が可能。また、6号炉の格納容器ベント開始前に代替原子炉補機冷却及び残留熱除去系を停止して、再度格納容器ベントにより格納容器除熱を実施することも可能である。

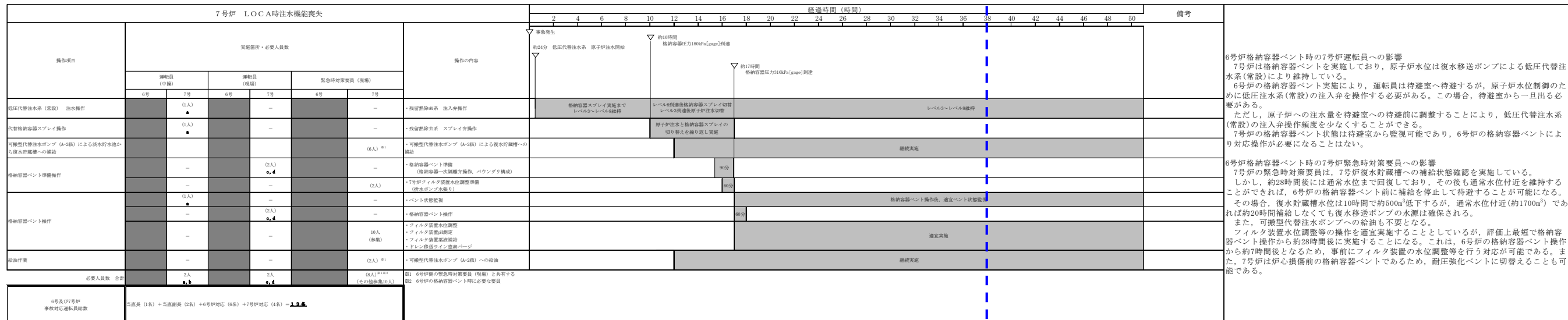
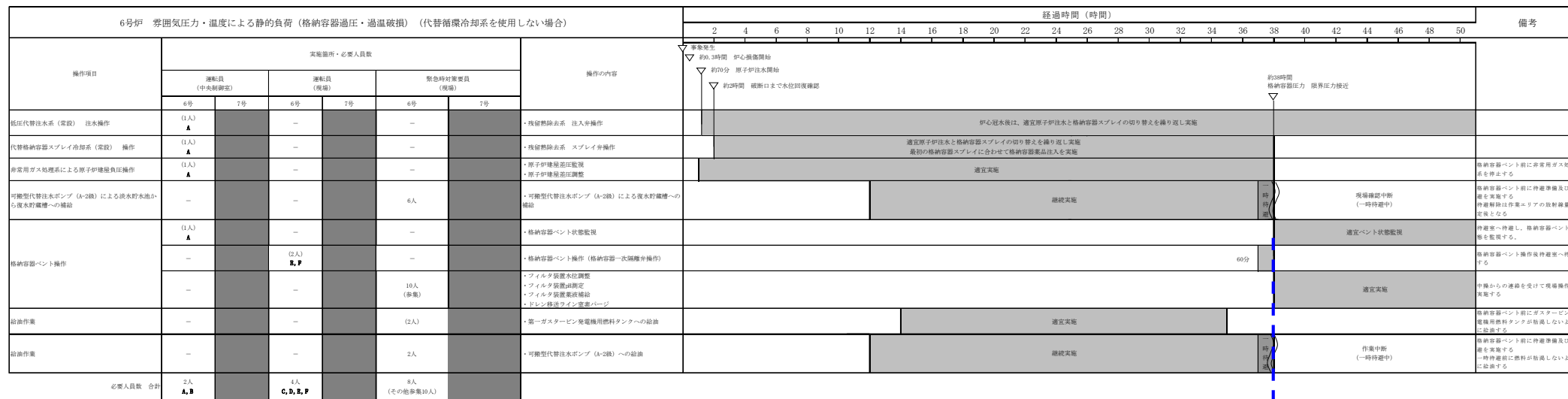
図 3.6-3 大LOCA+全交流動力電源喪失



6号炉格納容器ベント時の7号炉運転員への影響
7号炉は代替原子炉補給冷却系を使用した残留熱除去系による原子炉注水及びサブプレッションチェンバール水冷却を実施している。
6号炉の格納容器ベント実施により、運転員は待機室へ待避するが、原子炉水位制御のために低圧注水系の注入弁及び試験流量調節弁を操作する必要がある。なお、サブプレッションチェンバール水冷却時は流量調整等は不要である。
ただし、残留熱除去系が復旧してから約10時間経過しているため、代替停止冷却（残留熱除去ポンプを使用し、サブプレッションチェンバール水を原子炉へ注水し、主蒸気ラインまで原子炉水位を上昇させ、開放している逃がし安全弁を通してサブプレッションチェンバールに戻すことで循環冷却が成立する）を実施することも可能であり、その場合は流量調整等は不要になる。
また、解析上低圧代替注水系から残留熱除去系による原子炉注水への切替えが、6号炉の格納容器ベントと同じタイミングになっているが、事前に残留熱除去系に切替えることで対応が可能。

6号炉格納容器ベント時の7号炉緊急時対策要員への影響
7号炉の緊急時対策要員は、7号炉復水貯蔵槽への補給状態確認及び代替原子炉補給冷却系運転状態確認を実施している。
復水貯蔵槽は、約37時間後に通常水位まで回復するため、6号炉の格納容器ベント前に補給を停止して待避することが可能になる。
その場合、復水貯蔵槽水位は10時間で約500m³低下するが、通常水位付近(約1700m³)であれば約20時間補給しなくても復水移送ポンプの水源は確保される。また、可搬型代替注水ポンプへの給油も不要となる。さらに、残留熱除去系による代替停止冷却が実施されていれば、復水貯蔵槽への補給自体が不要になる。
代替原子炉補給冷却系は運転を継続させる必要があるため、電源車等への燃料補給が継続して必要になる。要員の交代又は差蔽が期待できるタービン建屋大物搬入口に配置する等の被ばく低減対応が可能。また、6号炉の格納容器ベント開始前に代替原子炉補給冷却及び残留熱除去系を停止して、格納容器ベントにより格納容器除熱を実施することも可能である。

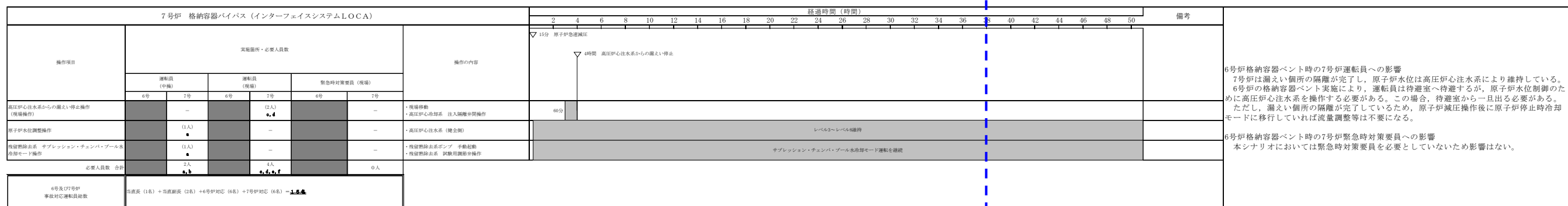
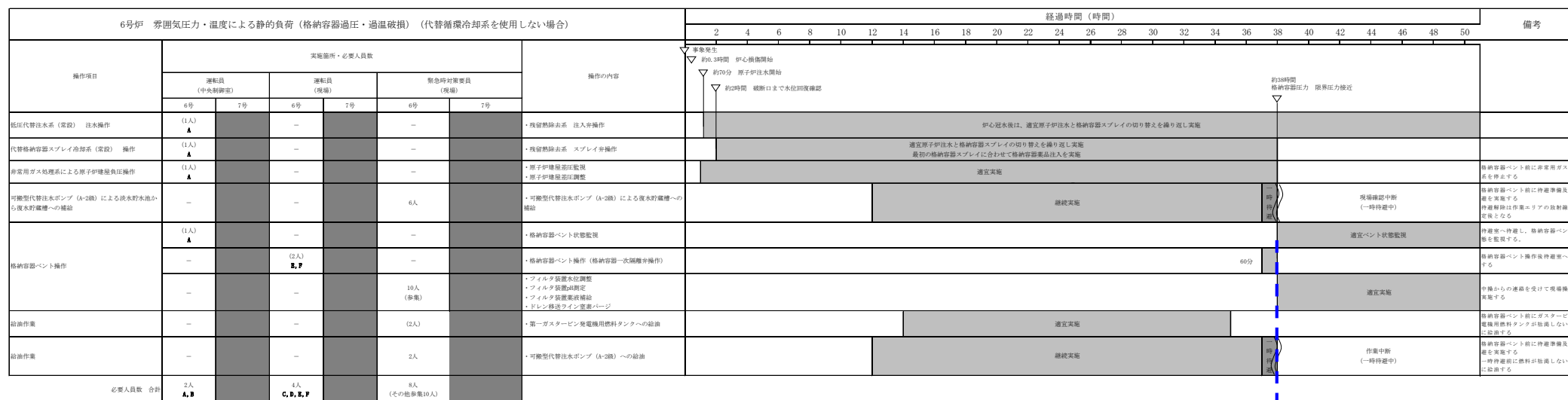
図 3.6-4 大LOCA + 崩壊熱除去機能喪失（取水機能喪失）



6号炉格納容器ベント時の7号炉運転員への影響
7号炉は格納容器ベントを実施しており、原子炉水位は復水移送ポンプによる低圧代替注水系（常設）により維持している。
6号炉の格納容器ベント実施により、運転員は待避室へ待避するが、原子炉水位制御のために低圧注水系（常設）の注入弁を操作する必要がある。この場合、待避室から一旦出る必要がある。
ただし、原子炉への注水量を待避室へ待避前に調整することにより、低圧代替注水系（常設）の注入弁操作頻度を少なくすることができる。
7号炉の格納容器ベント状態は待避室から監視可能であり、6号炉の格納容器ベントにより対応操作が必要になることはない。

6号炉格納容器ベント時の7号炉緊急時対策要員への影響
7号炉の緊急時対策要員は、7号炉復水貯蔵槽への補給状態確認を実施している。しかし、約28時間後には通常水位まで回復しており、その後も通常水位付近を維持することができる。約28時間後には通常水位まで回復して待避することが可能になる。
その場合、復水貯蔵槽水位は10時間で約500m³低下するが、通常水位付近（約1700m³）であれば約20時間補給しなくても復水移送ポンプの水源は確保される。
また、可搬型代替注水ポンプへの給油も不要となる。
フィルタ装置水位調整等の操作を適宜実施することとしているが、評価上最短で格納容器ベント操作から約28時間後に実施することになる。これは、6号炉の格納容器ベント操作から約7時間後となるため、事前にフィルタ装置の水位調整等を行う対応が可能である。また、7号炉は炉心損傷前の格納容器ベントであるため、耐圧強化ベントに切替えることも可能である。

図 3.6-7 大LOCA+LOCA時注水機能喪失



6号炉格納容器ベント時の7号炉運転員への影響
7号炉は漏えい個所の隔離が完了し、原子炉水位は高圧炉心注水系により維持している。
6号炉の格納容器ベント実施により、運転員は待避室へ待避するが、原子炉水位制御のために高圧炉心注水系を操作する必要がある。この場合、待避室から一旦出る必要がある。ただし、漏えい個所の隔離が完了しているため、原子炉減圧操作後に原子炉停止時冷却モードに移行していれば流量調整等は不要になる。

6号炉格納容器ベント時の7号炉緊急時対策要員への影響
本シナリオにおいては緊急時対策要員を必要としないため影響はない。

図 3.6-8 大LOCA+格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）

6号炉 蒸気気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用しない場合）							経過時間（時間）													備考													
操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容	経過時間（時間）													備考												
	運転員 (中央制御室)		運転員 (現場)		緊急時対策要員 (現場)			2	4	6	8	10	12	14	16	18	20	22	24	26		28	30	32	34	36	38	40	42	44	46	48	50
	6号	7号	6号	7号	6号	7号																											
低圧代替注水（常設） 注水操作	(1人) A	—	—	—	—	—	70分 炉心検査開始 約70分 原子炉注水開始 約25時間 破断口まで水位回復確認	炉心注水後は、適宜原子炉注水と格納容器スプレイの切り替えを繰り返して実施																									
代替格納容器スプレイ冷却系（常設） 操作	(1人) A	—	—	—	—	—	適宜原子炉注水と格納容器スプレイの切り替えを繰り返して実施 最初の格納容器スプレイに合わせて格納容器薬品注入を実施																										
非常用ガス処理系による原子炉建屋負圧操作	(1人) A	—	—	—	—	—	適宜実施													格納容器ベント前に非常用ガス処理系を停止する													
可搬型代替注水ポンプ（A-2機）による淡水貯水池から淡水貯蔵槽への給送	—	—	—	—	6人	—	継続実施													格納容器ベント前に待避準備及び待避を実施する 待避後は作業エリアの放射線量を監視する													
格納容器ベント操作	(1人) A	—	—	—	—	—	適宜実施													待避室へ待避し、格納容器ベント状態を確認する													
	—	—	(2人) B, F	—	—	—	40分													格納容器ベント操作後待避室へ待避する													
給油作業	—	—	—	—	10人 (参加)	—	適宜実施													格納容器ベント前にオスタービン発電機燃料タンクが設置しないよう注意する													
	—	—	—	—	(2人)	—	適宜実施													格納容器ベント前に待避準備及び待避を実施する 一時待避中に燃料が枯渇しないよう注意する													
給油作業	—	—	—	—	2人	—	適宜実施													作業待機 (一時待避中)													
必要人員数 合計	2人 A, B	—	4人 C, D, E, F	—	8人 (その他参加10人)	—																											

7号炉 蒸気気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用する場合）							経過時間（時間）													備考													
操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容	経過時間（時間）													備考												
	運転員 (中操)		運転員 (現場)		緊急時対策要員 (現場)			2	4	6	8	10	12	14	16	18	20	22	24	26		28	30	32	34	36	38	40	42	44	46	48	50
	6号	7号	6号	7号	6号	7号																											
低圧代替注水（常設） 注水操作	(1人) A	—	—	—	—	—	70分 原子炉注水開始 約25時間 破断口まで水位回復確認	破断口まで水位回復後、適宜原子炉注水と格納容器スプレイの切り替えを繰り返して実施																									
代替格納容器スプレイ冷却系（常設） 操作	(1人) A	—	—	—	—	—	適宜原子炉注水と格納容器スプレイの切り替えを繰り返して実施																										
非常用ガス処理系による原子炉建屋負圧操作	(1人) A	—	—	—	—	—	適宜実施													格納容器ベント前に非常用ガス処理系を停止する													
可搬型代替注水ポンプ（A-2機）による淡水貯水池から淡水貯蔵槽への給送	—	—	—	—	(6人) ^{※1}	—	継続実施													格納容器ベント前に待避準備及び待避を実施する 待避後は作業エリアの放射線量を監視する													
代替原子炉補機冷却系 準備操作	—	—	—	—	(2人) B, F	—	300分																										
	—	—	—	—	—	13人 (参加)	10時間																										
給油作業	—	—	—	—	(2人) (参加)	—	適宜実施													格納容器ベント前にオスタービン発電機燃料タンクが設置しないよう注意する													
代替原子炉補機冷却系 運転	—	—	—	—	(3人) (参加)	—	適宜実施													格納容器ベント前に待避準備及び待避を実施する 一時待避中に燃料が枯渇しないよう注意する													
代替循環冷却系運転 準備操作 (系統構成)	(1人) A	—	—	—	—	—	30分																										
代替循環冷却系運転開始	—	—	—	—	(4人) B, F	—	30分																										
	(2人) B, F	—	—	—	—	—	5分																										
代替循環冷却系運転状態監視	(1人) A	—	—	—	—	—	適宜実施																										
給油作業	—	—	—	—	(2人) ^{※1}	—	適宜実施																										
必要人員数 合計	2人 A, B	—	4人 C, D, E, F	—	8人 ^{※1※2} (その他参加5人)	—																											

6号炉格納容器ベント時の7号炉運転員への影響
7号炉は代替循環冷却系により原子炉及び格納容器の除熱を実施している。
6号炉の格納容器ベント実施により、運転員は待避室へ待避するが、代替循環冷却系運転開始後は流量調整等は不要であり、原子炉及び格納容器の除熱状態の確認は待避室から可能である。

6号炉格納容器ベント時の7号炉緊急時対策要員への影響
7号炉の緊急時対策要員は、代替原子炉補機冷却系運転状態確認を実施している。
代替原子炉補機冷却系は運転を継続させる必要があるため、電源車等への燃料補給が継続して必要になる。要員の交代又は遮蔽が期待できるタービン建屋大物搬入口に配置する等の被ばく低減対応が可能

図 3.6-9 大LOCA+大LOCA（代替循環冷却を使用する場合）

6号炉 券開気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用しない場合）							経過時間（時間）													備考													
操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容	経過時間（時間）													備考												
	運転員 (中央制御室)		運転員 (現場)		緊急時対策要員 (現場)			2	4	6	8	10	12	14	16	18	20	22	24	26		28	30	32	34	36	38	40	42	44	46	48	50
	6号	7号	6号	7号	6号	7号																											
低圧代替注水系（常設） 注水操作	(1人) ▲	—	—	—	—	—	炉心浸水後は、適宜原子炉注水と格納容器スプレいの切り替えを繰り返して実施																										
代替格納容器スプレイ冷却系（常設） 操作	(1人) ▲	—	—	—	—	—	格納容器注水と格納容器スプレいの切り替えを繰り返して実施 最初の格納容器スプレイに合わせて格納容器薬品注入を実施																										
非常用ガス処理系による原子炉格納容器注水操作	(1人) ▲	—	—	—	—	—	原子炉格納容器注水 原子炉格納容器注水調整														格納容器ベント前に非常用ガス処理系を停止する												
可搬型代替注水ポンプ（A-2機）による炉水貯水池から炉水貯蔵槽への給水	—	—	—	—	—	6人	可搬型代替注水ポンプ（A-2機）による炉水貯蔵槽への給水														格納容器ベント前に待避準備及び待避を実施する （一時待避中） 待避中は非常用ガス処理系の稼働を監視する												
格納容器ベント操作	(1人) ▲	—	—	—	—	—	格納容器ベント状態監視														待避室へ待避し、格納容器ベント状態を監視する。												
	—	—	(2人) B, F	—	—	—	格納容器ベント操作（格納容器一次隔離弁操作）														格納容器ベント操作後待避室へ待避する												
給油作業	—	—	—	—	—	10人 (非常)	フィルタ装置水位調整 フィルタ装置油位調整 フィルタ装置薬液補給 トロンク線送ライン薬液パージ														待避室へ待避し、格納容器ベント状態を監視する												
	—	—	—	—	—	(2人)	第一ボスタービン発電機用燃料タンクへの給油														格納容器ベント前にボスタービン発電機用燃料タンクが空にならないよう監視する												
給油作業	—	—	—	—	—	2人	可搬型代替注水ポンプ（A-2機）への給油														格納容器ベント前に待避準備及び待避を実施する （一時待避中） 一時待避中に燃料が乾かないよう監視する												
必要人員数 合計	2人 A, B	—	4人 C, D, E, F	—	—	8人 (その他参加10人)																											

7号炉 想定事故1（燃料プールの冷却系及び補給水系の故障）							経過時間（時間）													備考													
操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容	経過時間（時間）													備考												
	運転員 (中央制御室)		運転員 (現場)		緊急時対策要員 (現場)			2	4	6	8	10	12	14	16	18	20	22	24	26		28	30	32	34	36	38	40	42	44	46	48	50
	6号	7号	6号	7号	6号	7号																											
状況判断	—	(1人) ■	—	—	—	—	使用済燃料プール水位、温度監視														6号炉格納容器ベント時の7号炉運転員への影響 7号炉は使用済燃料プールへの可搬型代替注水ポンプによる蒸発量に応じた注水により使用済燃料プール水位を維持している。 6号炉の格納容器ベント実施により、運転員は待避室へ待避するが、7号炉の使用済燃料プールの状態は待避室から監視可能であり、6号炉の格納容器ベントにより対応操作が必要になることはない。 ただし、使用済燃料プールへの補給を実施している可搬型代替注水ポンプへ燃料補給が適時（約3時間毎）必要になる。蒸発量に応じた注水を実施しているため、連続運転をしないと想定すると補給間隔は長くなる。蒸発による水位低下量は「約100mm/h」であり、例えば10時間補給しない場合の水位低下による使用済燃料プール周囲露量は「約0.01mSv/h」程度である。 これにより、6号炉の格納容器ベント前に使用済燃料プール水位を通常水位まで補給し待避することが可能となる。												
可搬型代替注水ポンプ（A-2機）による炉水貯水池から使用済燃料プールへの注水（常設スプレイライン使用）	—	—	—	—	—	(6人)※1	可搬型代替注水ポンプ（A-2機）を用いた使用済燃料プール注水																										
給油作業	—	—	—	—	—	(2人)※1	可搬型代替注水ポンプ（A-2機）への給油																										
必要人員数（7号炉） 合計	—	1人 ■	—	—	—	6人	(8人)※1※2																										
6号及び7号炉 事故時対応運転員総数	当直長（1名）+当直副長（2名）+6号炉対応（6名）+7号炉対応（1名）=10名																																

図 3.6-10 大LOCA+想定事故1

6号炉 蒸気気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用しない場合）						経過時間（時間）		備考	
操作項目	実施場所・必要人員数						操作の内容		経過時間（時間）
	運転員 (中央制御室)		運転員 (現場)		緊急時対策要員 (現場)				
	6号	7号	6号	7号	6号	7号			
低圧代替注水系（常設） 注水操作	(1人) ▲	—	—	—	—	—	約0.3時間 炉心換熱開始 約0.7時間 原子炉注水開始 約2時間 破断口まで水位回復確認		
代替格納容器スプレイ冷却系（常設） 操作	(1人) ▲	—	—	—	—	—	炉心注水後は、適宜原子炉注水と格納容器スプレイの切り替えを繰り返して実施		
非常用ガス処理系による原子炉格納容器操作	(1人) ▲	—	—	—	—	—	適宜実施	格納容器ベント前に非常用ガス処理系を停止する	
可搬型代替注水ポンプ（A-2機）による淡水貯水池から淡水貯蔵罐への給水	—	—	—	—	6人	—	適宜実施	格納容器ベント前に待機準備及び待機を実施する 待機準備は作業エリアの放射線量監視となる	
格納容器ベント操作	(1人) ▲	—	—	—	—	—	—	適宜ベント状態監視	待機室へ待機し、格納容器ベント状態を監視する
	—	—	(2人) B, F	—	—	—	—	格納容器ベント操作（格納容器一次側操作）	格納容器ベント操作後待機室へ待機する
	—	—	—	—	10人 (緊急)	—	—	フィタタ装置水位調整 フィタタ装置監視 フィタタ装置異常確認 フィタタ装置ライン監視（バーブ）	適宜実施
給油作業	—	—	—	—	(2人)	—	—	適宜実施	格納容器ベント前にオスタービン装置異常発生アラームが発生しないように監視する
給油作業	—	—	—	—	2人	—	—	適宜実施	格納容器ベント前に待機準備及び待機を実施する 待機準備は作業エリアの放射線量監視となる
必要人員数 合計	2人 A, B	—	4人 C, D, E, F	—	8人 (その他参加10人)	—	—	—	—

7号炉 想定事故2（サイフォン現象等によるプール水の小規模な喪失）						経過時間（時間）		備考	
操作項目	実施場所・必要人員数						操作の内容		経過時間（時間）
	運転員 (中央)		運転員 (現場)		緊急時対策要員 (現場)				
	6号	7号	6号	7号	6号	7号			
状況判断	—	(1人) ▲	—	—	—	—	—	—	
可搬型代替注水ポンプ（A-2機）による淡水貯水池から使用済燃料プールへの注水（常設スプレイトラン使用）	—	—	—	—	—	(6人) #1	—	—	適宜実施
給油作業	—	—	—	—	—	(2人) #1	—	—	適宜実施
必要人員数（7号炉） 合計	—	1人 ▲	—	—	—	2人 #1, #2	—	—	—
6号及び7号炉 事故時対策要員数	#1 6号炉の緊急時対策要員（現場）と兼任する #2 6号炉の格納容器ベント時に必要要員						—	—	—

6号炉格納容器ベント時の7号炉運転員への影響
7号炉は使用済燃料プールへの可搬型代替注水ポンプによる蒸発量に応じた注水により使用済燃料プール水位を維持している。
6号炉の格納容器ベント実施により、運転員は待機室へ待避するが、7号炉の使用済燃料プールの状態は待機室から監視可能であり、6号炉の格納容器ベントにより対応操作が必要になることはない。
ただし、使用済燃料プールへの補給を実施している可搬型代替注水ポンプへ燃料補給が適時（約3時間毎）必要になる。蒸発量に応じた注水を実施しているため、連続運転をしないと想定すると補給間隔は長くなる。蒸発による水位低下量は「約100mm/h」であり、例えば10時間補給しない場合の水位低下による使用済燃料プール周囲線量は「約0.01mSv/h」程度である。
これにより、6号炉の格納容器ベント前に使用済燃料プール水位を通常水位まで補給し待避することが可能となる。

6号炉格納容器ベント時の7号炉緊急時対策要員への影響
7号炉の緊急時対策要員は、7号炉使用済燃料プールへの補給状態確認を実施している。しかし、上記の運転員の記載の通り6号炉の格納容器ベント時は補給を停止し、待避することが可能となる。

図 3.6-11 大LOCA+想定事故2

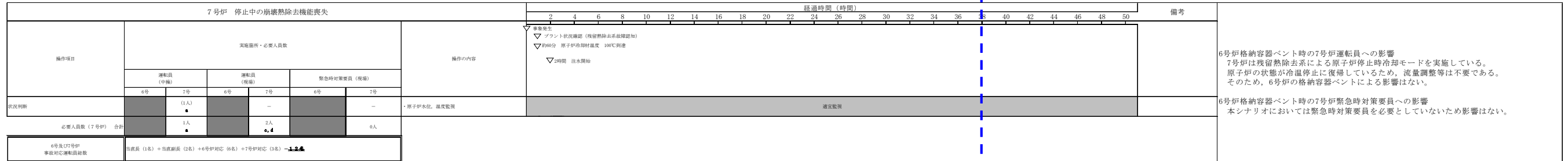
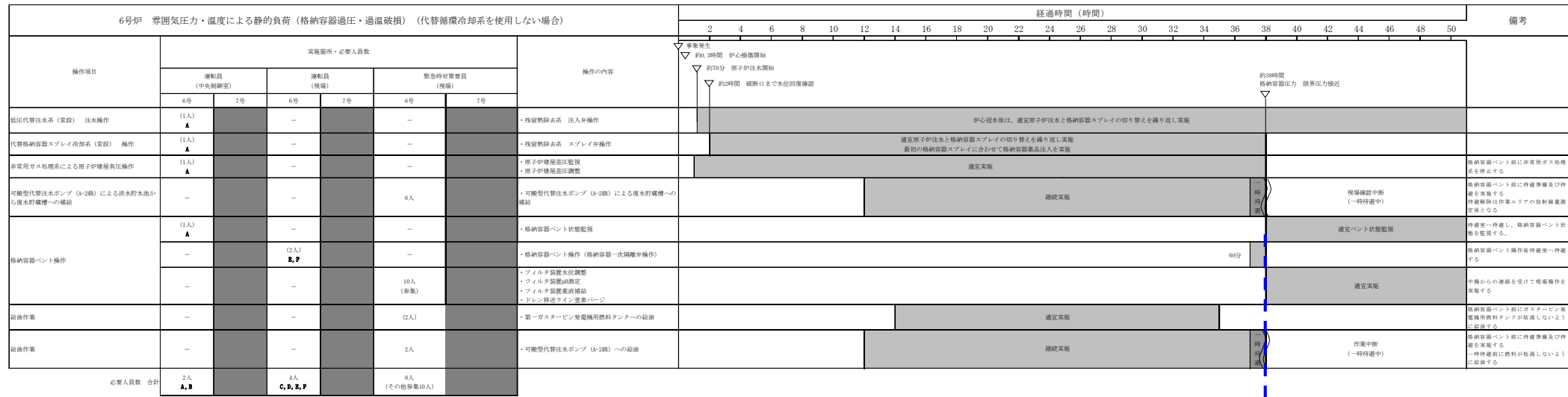
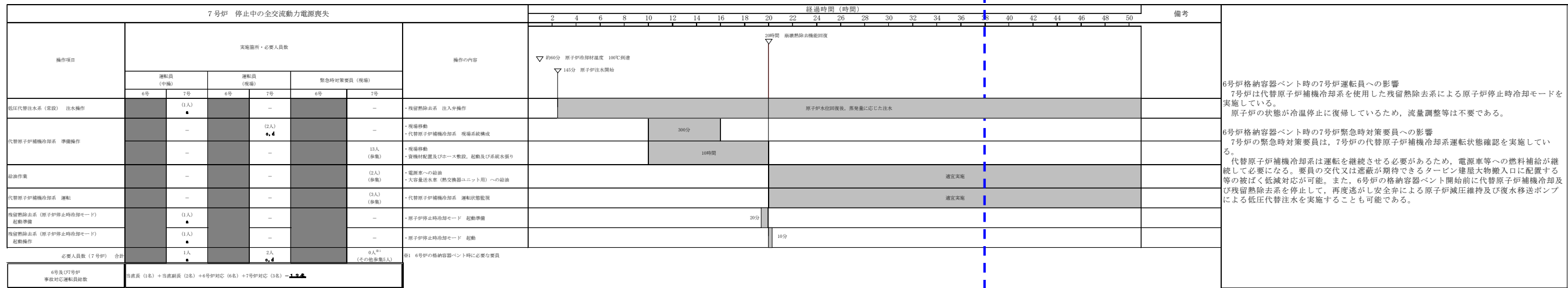
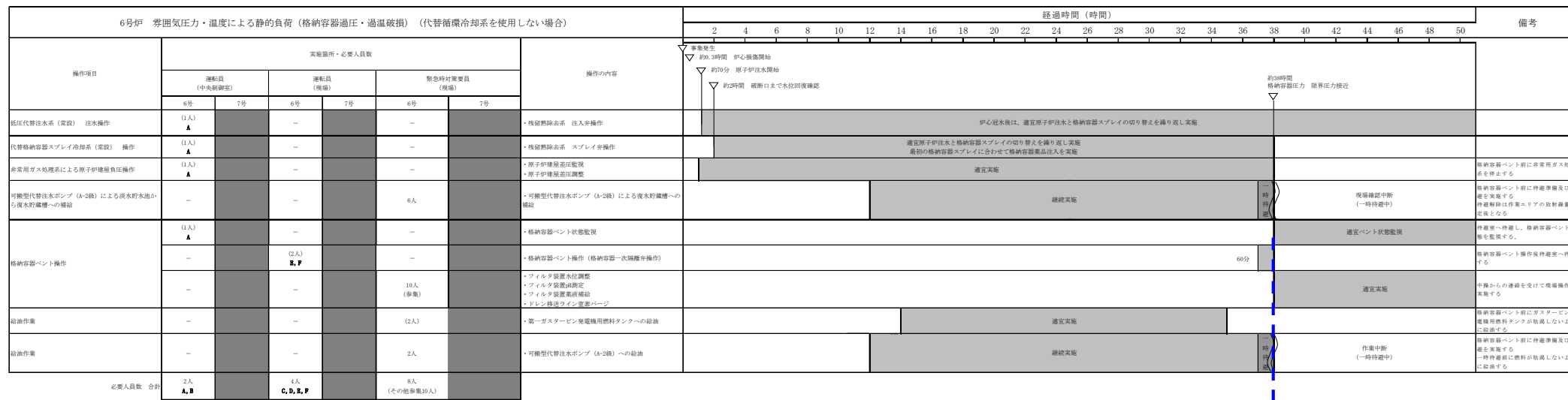


図 3.6-12 大LOCa+停止中の崩壊熱除去機能喪失



6号炉格納容器ベント時の7号炉運転員への影響
7号炉は代替原子炉補機冷却系を使用した残留熱除去系による原子炉停止時冷却モードを実施している。
原子炉の状態が冷温停止に復帰しているため、流量調整等は不要である。

6号炉格納容器ベント時の7号炉緊急時対策要員への影響
7号炉の緊急時対策要員は、7号炉の代替原子炉補機冷却系運転状態確認を実施している。
代替原子炉補機冷却系は運転を継続させる必要があるため、電源車等への燃料補給が継続して必要になる。要員の交代又は遮断が期待できるタービン建屋大物搬入口に配置する等の被ばく低減対応が可能。また、6号炉の格納容器ベント開始前に代替原子炉補機冷却及び残留熱除去系を停止して、再度逃がし安全弁による原子炉減圧維持及び復水移送ポンプによる低圧代替注水を実施することも可能である。

図 3.6-13 大LOCA+停止中の全交流動力電源喪失

6号炉 券囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用しない場合）						経過時間（時間）																		備考		
操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容																			
	運転員 (中核制御室)		運転員 (現場)		緊急時対策要員 (現場)																					
	6号	7号	6号	7号	6号	7号																				
低圧代替注水系（常設） 注水操作	(1人) ▲						・残熱除去系 注水操作 炉心冠水後は、適宜原子炉注水と格納容器スプレいの切り替えを繰り返す実施																			
代替格納容器スプレイ冷却系（常設） 操作	(1人) ▲						・残熱除去系 スプレイ操作 適宜原子炉注水と格納容器スプレいの切り替えを繰り返す実施 最初の格納容器スプレイに合わせて格納容器薬品注入を実施																			
非常用ガス処理系による原子炉格納容器注水操作	(1人) ▲						・原子炉格納容器注水監視 ・原子炉格納容器注水調整 適宜実施																			
可搬型代替注水ポンプ（A-2機）による脱水利水池から復水利水機への給水						6人	・可搬型代替注水ポンプ（A-2機）による復水利水機への給水 継続実施																			
格納容器ベント操作	(1人) ▲						・格納容器ベント状態監視 格納容器ベント前には待避準備及び待避を実施する。 待避準備完了後、格納容器ベント状態監視を実施する。																			
			(2人) ●, F				・格納容器ベント操作（格納容器一次隔離弁操作） 60分																			
給油作業						10人 (多数)	・ファイタダ量測位置調整 ・ファイタダ量測位置調整 ・ファイタダ量測位置調整 ・トロンク線路ライン調整作業 適宜実施																			
給油作業					(2人)		・第一ボスタービン発電機用燃料タンクへの給油 適宜実施																			
給油作業					2人		・可搬型代替注水ポンプ（A-2機）への給油 継続実施																			
必要人員数 合計	2人 ▲, B		4人 ●, D, E, F		8人 (その他参加10人)																					

7号炉 停止中の原子炉冷却材流出						経過時間（時間）																		備考		
操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容																			
	運転員 (中核)		運転員 (現場)		緊急時対策要員 (現場)																					
	6号	7号	6号	7号	6号	7号																				
状況判断		(1人) ▲					・原子炉水位、温度監視 適宜監視																			
必要人員数（7号炉） 合計		1人 ▲			2人 ●, D																					
4号及び7号炉 事故対応運転員総数	当直員（1名）+当直副員（2名）+6号炉対応（6名）+7号炉対応（3名）→ 1, 2, 3, 4																									

6号炉格納容器ベント時の7号炉運転員への影響
7号炉は残留熱除去系による原子炉停止時冷却モードを実施している。原子炉の状態が冷温停止に復帰しているため、流量調整等は不要である。そのため、6号炉の格納容器ベントによる影響はない。

6号炉格納容器ベント時の7号炉緊急時対策要員への影響
本シナリオにおいては緊急時対策要員を必要としないため影響はない。

図 3.6-14 大LOCA + 停止中の原子炉冷却材の流出

3.7 申請前号炉の中央制御室の居住性評価について

柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉重大事故等時における申請前号炉(1～5号炉)の中央制御室の居住性評価について以下に示す。なお、重大事故等時において、5号炉の運転員は自号炉の中央制御室から5号炉原子炉建屋内緊急時対策所に移動し5号炉の監視業務等を行う設計としていることから、5号炉に関しては中央制御室を居住性評価の対象とせず、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の居住性について検討を行った。

居住性評価に当たっては、「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。

図3.7-1に柏崎刈羽原子力発電所1～7号炉中央制御室の配置図を示す。

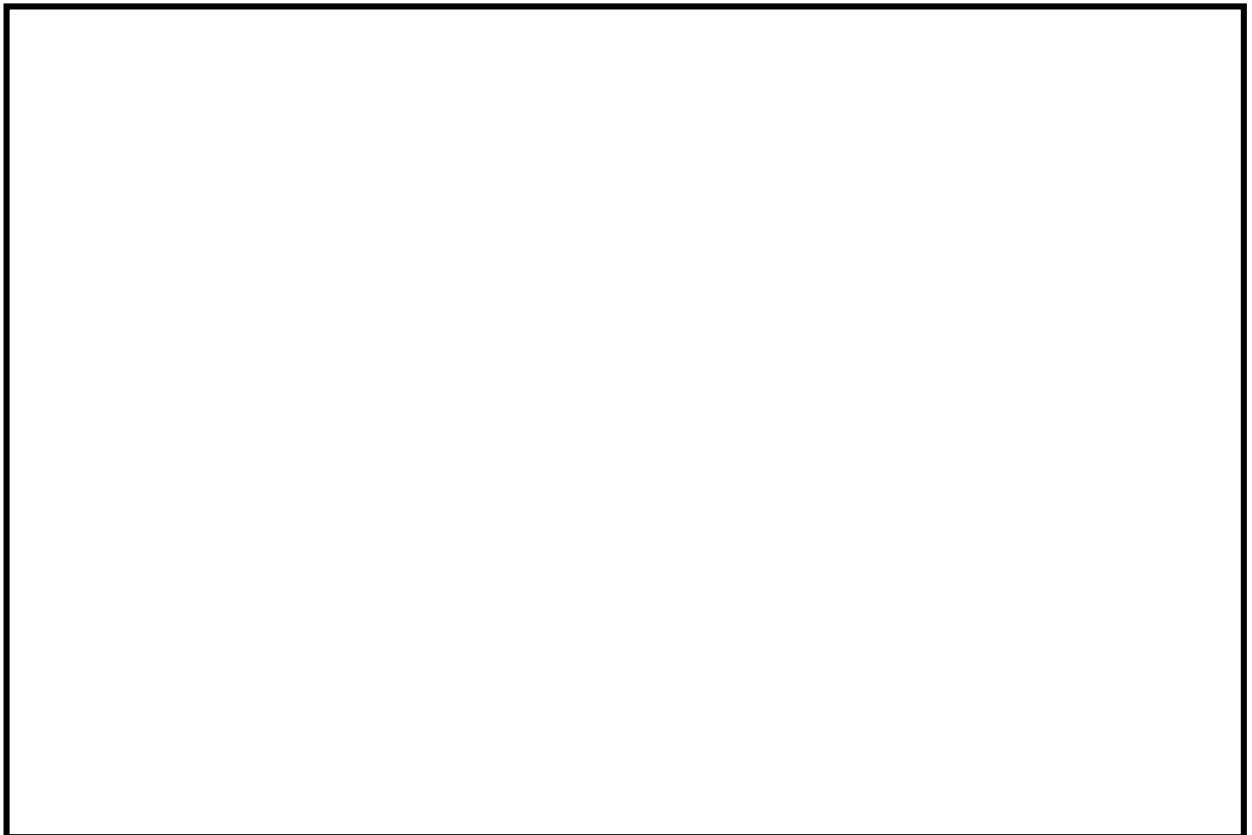


図3.7-1 柏崎刈羽原子力発電所1～7号炉中央制御室 配置図

(1) 居住性評価の前提条件

想定事象は、6号及び7号炉中央制御室の居住性（重大事故）に係る被ばく評価と同様に以下のとおりとした。

- 6号又は7号炉のいずれかが「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ーケンス」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する。
- 6号又は7号炉の残る1つが「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ーケンス」で、代替循環冷却系により事象を収束する。

居住性評価においては、6号及び7号炉のうち1～4号炉の中央制御室により近接している7号炉において、格納容器ベントを実施することを想定した。また、5号炉の中央制御室の運転員は5号炉原子炉建屋内緊急時対策所に待避することを前提に、上述の想定事象における5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の居住性を検討対象とした。

なお、被ばく評価に用いる大気中への放出放射エネルギー及び放射性物質の大気拡散の評価は、補足説明資料 59-11 「原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価について 2. 中央制御室の居住性（重大事故）に係る被ばく評価について」で示す方法と同様の方法にて実施した。

(2) 1～4号炉中央制御室の居住性について

1～4号炉の中央制御室における居住性評価の評価結果を表 3.7-1 に示す。1～4号炉の運転員は、各号炉の中央制御室内にとどまることとする。また中央制御室内ではマスクを着用するものとし、着用時間は1時間当たり0.9時間と想定した。さらに運転員の交替は考慮しないものとして、評価を行った。評価の結果、最も被ばく量が大きくなるのは4号炉中央制御室の運転員であり、約54mSv/7日間となる。

なお、1～4号炉の中央制御室に対しては、6号及び7号炉の重大事故時においても自号炉にとどまることができるよう、以下の放射線防護資機材を配備する設計とする。

○放射線防護資機材等の配備

- ・ チェンジングエリアの設置, マスク着脱時等に使用するクリーンエリアの設置, マスク・着替え等放射線防護資機材の配備, 水・食料の配備
- ・ 酸素濃度計, 二酸化炭素濃度計, 可搬型エリアモニタ, 可搬型照明の配備

表 3.7-1 1~4号炉中央制御室の居住性に係る被ばく評価結果^{※1}
(7号炉格納容器ベント実施時)(運転員の交替を考慮しない場合)

被ばく経路		実効線量 (mSv/7日間) 6号及び7号炉からの寄与の合計			
		1号炉	2号炉	3号炉	4号炉
室内作業時	① 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での外部被ばく	0.1以下	0.1以下	0.1以下	0.1以下
	② 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での外部被ばく	約 1.0×10^{-1}	約 1.2×10^{-1}	約 9.9×10^{-1}	約 1.2×10^0
	③ 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 ^{※2}	約 2.5×10^1	約 3.1×10^1	約 3.8×10^1	約 5.2×10^1
	(内訳) 内部被ばく ^{※3} 外部被ばく	約 2.1×10^1 約 4.2×10^0	約 2.5×10^1 約 5.8×10^0	約 3.1×10^1 約 6.9×10^0	約 4.3×10^1 約 9.2×10^0
	④ 大気中に放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での外部被ばく	0.1以下	0.1以下	0.1以下	0.1以下
実効線量 (=①+②+③+④)		約26	約31	約39	約54

- ※1 評価手法は「補足資料 59-11 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価について 2. 中央制御室の居住性(重大事故)に係る被ばく評価について」で示す方法と同様の方法にて実施
- ※2 中央制御室換気空調系は空調機停止及び隔離弁閉止し, 外気が0.5回/hで中央制御室内に流入するものと仮定
- ※3 マスクの防護係数としてPF50, 着用時間は1時間当たり0.9時間と想定

(3) 5号炉中央制御室の居住性について

5号炉中央制御室は図3.7-1に示すとおり、6号及び7号炉に近接しているため6号及び7号炉の発災時に環境の悪化の影響を受けやすい。このため、重大事故時においては、5号炉の運転員は中央制御室から5号炉原子炉建屋内緊急時対策所に待避する設計としている。

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の居住性設備は、6号及び7号炉中央制御室^{※1}の遮蔽設備及び空調設備と同等以上の性能を有する設計とし、福島第一原子力発電所事故と同等の事象の発生を想定した場合においても、必要な居住性が確保される設計としている。^{※2}

そのため、前述(1)の想定事象が発生した場合においても、5号炉中央制御室の運転員が滞在する5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の居住性は確保される設計とする。

※1 「補足説明資料 59-11 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価について」において、6号及び7号炉中央制御室の居住性が審査ガイドの判断基準である「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

※2 「61条緊急時対策所の補足説明資料 61-10 緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価について」を参照

なお、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所においては、5号炉運転員が業務を継続できるよう、プラント監視等のための設備を配置し、また1～4号炉同様、放射線防護資機材を配備する設計とする。

○5号炉原子炉建屋内緊急時対策所にてプラント監視、通信連絡が実施できる設備の設置

- ・デジタル記録計等を用いたプラントパラメータの遠隔監視機器・手順整備
- ・現場との通信連絡設備配備

○放射線防護資機材等の配備

- ・チェンジングエリアの設置、マスク着脱時等に使用するクリーンエリアの設置、マスク・着替え等放射線防護資機材の配備、水・食料の配備
- ・酸素濃度計、二酸化炭素濃度計、可搬型エアモニタ、可搬型照明の配備

4. まとめ

以上より、中央制御室の運転員の滞在場所（1～4号炉中央制御室及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所）の設置や放射線防護資機材配備等により、申請前各号炉においても重大事故等時に必要な居住性（7日間で100mSvを超えない）が確保される設計であることを確認した。

中央制御室の居住性に係る被ばく評価について

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

2. 中央制御室の居住性（重大事故）に係る被ばく評価について・・・	59-11-2-1
2.1 評価事象・・・・・・・・	59-11-2-1
2.2 大気中への放出量の評価・・・・・・・・	59-11-2-2
2.3 大気拡散の評価・・・・・・・・	59-11-2-4
2.4 中央制御室の居住性（重大事故）に係る被ばく評価・・・・・・・・	59-11-2-5
2.4.1 中央制御室内での被ばく・・・・・・・・	59-11-2-6
2.4.1.1 原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による被ばく（経路①）・・・・・・・・	59-11-2-6
2.4.1.2 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく（経路②）・・・・・・・・	59-11-2-6
2.4.1.3 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく（経路③）・・・・・・・・	59-11-2-6
2.4.1.4 室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく（経路④）・・・・・・・・	59-11-2-6

2.4.2 入退域時の被ばく	59-11-2-7
2.4.2.1 原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による被ばく（経路⑤）	59-11-2-7
2.4.2.2 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく（経路⑥）	59-11-2-7
2.4.2.3 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく（経路⑦）	59-11-2-8
2.4.2.4 大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による被ばく（経路⑧）	59-11-2-8
2.5 評価結果のまとめ	59-11-2-8

添付資料 1 中央制御室の居住性（設計基準事故）に係る被ばく評価について

26 条-別添 2-添 1-1-1	
1-1 中央制御室の居住性（設計基準事故）に係る被ばく評価条件表	26 条-別添 2-添 1-1-1
1-2 居住性評価に用いた気象資料の代表性について	26 条-別添 2-添 1-2-1
1-3 空気流入率試験結果について	26 条-別添 2-添 1-3-1
1-4 運転員の交替について	26 条-別添 2-添 1-4-1
1-5 内規 ^{*1} との整合性について	26 条-別添 2-添 1-5-1

添付資料 2 中央制御室の居住性（重大事故）に係る被ばく評価について

59-11-添 2-1-1	
2-1 中央制御室の居住性（重大事故）に係る被ばく評価条件	59-11-添 2-1-1
2-2 事象の選定の考え方について	59-11-添 2-2-1
2-3 核分裂生成物の原子炉格納容器外への放出割合の設定について	59-11-添 2-3-1
2-4 放射性物質の大気放出過程について	59-11-添 2-4-1
2-5 原子炉格納容器等への無機よう素の沈着効果について	59-11-添 2-5-1
2-6 6号及び7号炉の原子炉建屋原子炉区域の負圧達成時間について	59-11-添 2-6-1
2-7 被ばく評価に用いた気象資料の代表性について	59-11-添 2-7-1
2-8 被ばく評価に用いる大気拡散評価について	59-11-添 2-8-1
2-9 地表面への沈着速度の設定について	59-11-添 2-9-1
2-10 エアロゾル粒子の乾性沈着速度について	59-11-添 2-10-1
2-11 有機よう素の乾性沈着速度について	59-11-添 2-11-1
2-12 マスクによる防護係数について	59-11-添 2-12-1
2-13 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばくの評価方法について	59-11-添 2-13-1
2-14 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばくの評価方法について	59-11-添 2-14-1

2-15	地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばくの評価方法について	59-11-添 2-15-1
2-16	室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばくの評価方法について	59-11-添 2-16-1
2-17	大気中に放出された放射性物質の入退域時の吸入摂取による被ばくの評価方法について	59-11-添 2-17-1
2-18	格納容器圧力逃がし装置及びよう素フィルタ内の放射性物質からのガンマ線による被ばくの評価方法について	59-11-添 2-18-1
2-19	原子炉格納容器内 pH 制御の効果に期待することによる影響について	59-11-添 2-19-1
2-20	6 号及び 7 号炉で格納容器ベントを実施した場合の影響について	59-11-添 2-20-1
2-21	コンクリート厚の施工誤差の影響について	59-11-添 2-21-1
2-22	格納容器雰囲気直接加熱発生時の被ばく評価について	59-11-添 2-22-1
2-23	空気流入率試験結果について	59-11-添 2-23-1
2-24	格納容器ベントの実施タイミングを変更することによる影響について	59-11-添 2-24-1
2-25	審査ガイド ^{※2} への適合状況	59-11-添 2-25-1

59 条補足説明資料 11 参照

(※1) 原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について (内規)

(※2) 実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド

1. 中央制御室の居住性（設計基準事故）に係る被ばく評価について

設計基準事故時における中央制御室等の運転員の被ばく評価に当たっては、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）（平成21・07・27原院第1号 平成21年8月12日）」（以下、「被ばく評価手法（内規）」という。）に基づき、評価を行った。

1.1 大気中への放出量の評価

評価事象は、原子炉冷却材喪失及び主蒸気管破断を対象とした。

想定事故時における放射性物質の建屋内の存在量、大気中への放出量は、仮想事故相当のソースタームを基にする数値、評価手法及び評価条件を使用して評価した。

1.2 大気拡散の評価

被ばく評価に用いる相対濃度と相対線量は、大気拡散の評価に従い実効放出継続時間を基に計算した値を年間について小さい方から順に並べた累積出現頻度97%に当たる値を用いた。評価においては、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。

1.3 建屋内の放射性物質からのガンマ線の評価

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運転員の実効線量は、施設の位置、建屋の配置、形状等から評価した。直接ガンマ線については、QAD-CGGP2Rコードを用い、スカイシャインガンマ線については、ANISN及びG33-GP2Rコードを用いて評価した。

1.4 中央制御室の居住性に係る被ばく評価

被ばく評価に当たって考慮している被ばく経路（①～⑤）を図1-1に示す。それぞれの経路における評価方法及び評価条件は以下に示すとおりである。

中央制御室等の運転員に係る被ばく評価期間は事象発生後30日間とした。運転員の勤務形態は5直2交替とし、30日間の積算線量を滞在期間及び入退域に要する時間の割合で配分し、実効線量を評価した。

1.4.1 中央制御室内での被ばく

1.4.1.1 建屋内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく（経路①）

事故期間中に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運転員の外部被ばくは、前述1.3の方法で実効線量を評価した。

1.4.1.2 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく（経路②）

大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での外部被ばくは、事故期間中の大気中への放射性希ガス（以下、「希ガス」という。）の放出量を基に大気拡散効果と中央制御室の壁・天井によるガンマ線の遮蔽効果を踏まえて運転員の実効線量を評価した。

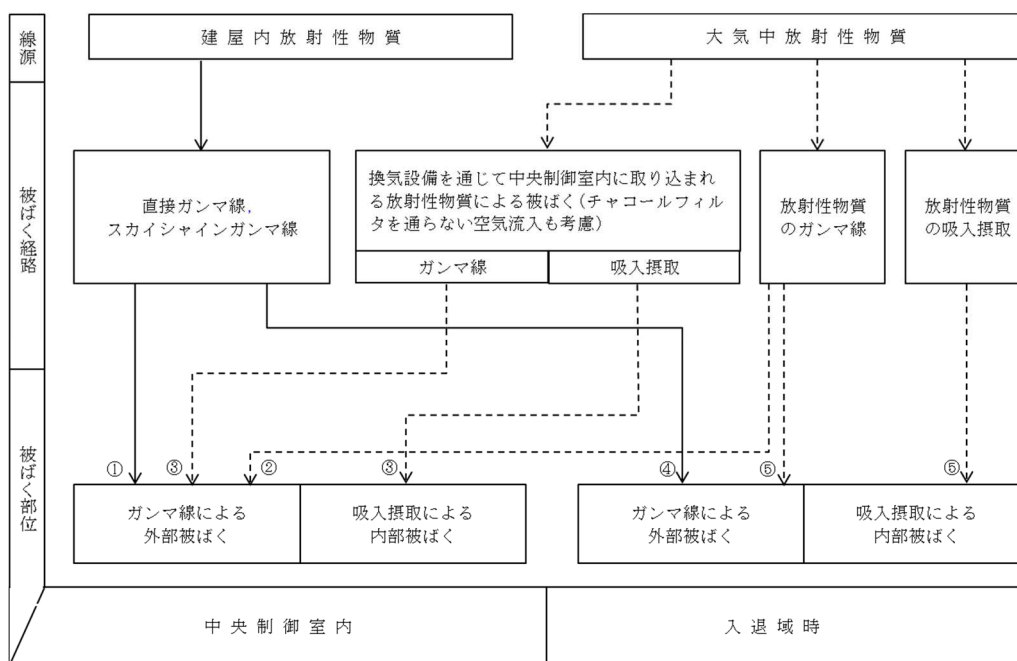


図1-1 事故時における中央制御室等の運転員の被ばく経路

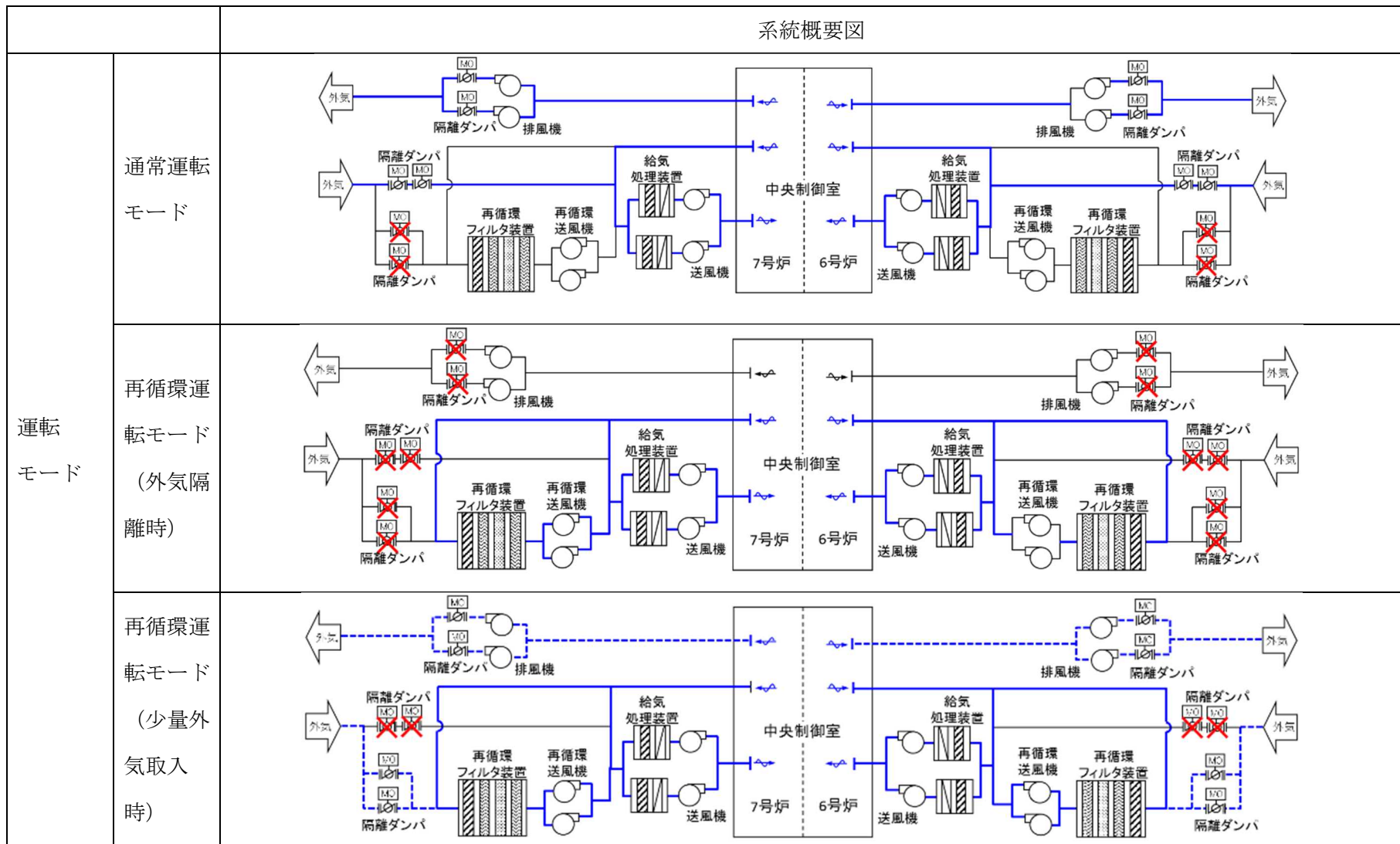


図1-2 6号及び7号炉中央制御室換気空調設備の概要図

1.4.1.3 室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく（経路③）

事故期間中に大気中へ放出された放射性物質の一部は外気から中央制御室内に取り込まれる。中央制御室内に取り込まれた希ガスのガンマ線による外部被ばく及び放射性よう素（以下、「よう素」という。）の吸入摂取による内部被ばくの和として実効線量を評価した。

中央制御室内の放射性物質濃度の計算に当たっては、(1)、(2)に示す中央制御室換気空調設備の効果を考慮した。

(1) 再循環運転モード

中央制御室換気空調設備の再循環運転モードは、通常開いている外気取り込みダンパを閉止し、再循環させてよう素をチャコールフィルタにより低減する運転モードであり、具体的な系統構成は図1-2に示すとおりである。なお、柏崎刈羽原子力発電所6号炉と7号炉の中央制御室（下部中央制御室を除く）は共用している。

(2) チャコールフィルタを通らない空気流入量

柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉中央制御室へのチャコールフィルタを通らない空気流入量は、空気流入率測定試験結果を踏まえて保守的に換気率換算で0.5回/hを仮定して評価した。

1.4.2 入退域時の被ばく

1.4.2.1 建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく（経路④）

事故期間中に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、中央制御室の壁・天井によるガンマ線の遮蔽効果を期待しないこと以外は、「1.4.1.1 建屋内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく（経路①）」と同様な手法で実効線量を評価した。

入退域時の運転員の実効線量の評価に当たっては、サービス建屋入口を代表評価点とし、入退域ごとに評価点に15分間滞在するとして評価した。

1.4.2.2 大気中へ放出された放射性物質による入退域時の被ばく（経路⑤）

大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばくは、中央制御室の壁・天井によるガンマ線の遮蔽効果を期待しないこと以外は「1.4.1.2 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく（経路②）」と同様な手法で、希ガスのガンマ線による外部被ばく及びよう素の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。入退域時の運転員の実効線量の評価に当たっては、上記1.4.2.1の仮定と同じで

ある。

1.5 評価結果のまとめ

柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉の設計基準事故時における中央制御室の運転員の被ばく評価を実施した結果、原子炉冷却材喪失及び主蒸気管破断において被ばく評価手法（内規）の判断基準100mSvを超えないことを確認した。なお、評価結果を表1-1及び表1-2に、評価内訳を表1-3及び表1-4に示す。また、被ばく経路を表1-5、被ばく評価の主要条件を表1-6及び表1-7に示す。

表1-1 中央制御室の居住性（設計基準事故）に係る被ばく評価結果（6号炉）
（単位：mSv）

被ばく経路		原子炉冷却材喪失 (実効線量)	主蒸気管破断 (実効線量)
中央 制 御 室 内	① 建屋内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 1.1×10^{-1}	約 1.6×10^{-5}
	② 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 1.9×10^{-1}	約 9.0×10^{-4}
	③ 室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 1.1×10^1	約 3.9×10^{-1}
	小計 (①+②+③)	約 1.2×10^1	約 3.9×10^{-1}
入 退 域 時	④ 建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 1.0×10^0	約 5.5×10^{-4}
	⑤ 大気中へ放出された放射性物質による入退域時の被ばく	約 4.8×10^{-1}	約 9.6×10^{-3}
	小計 (④+⑤)	約 1.5×10^0	約 1.0×10^{-2}
合計 (①+②+③+④+⑤)		約13	約0.40

表1-2 中央制御室の居住性（設計基準事故）に係る被ばく評価結果（7号炉）
（単位：mSv）

被ばく経路		原子炉冷却材喪失 (実効線量)	主蒸気管破断 (実効線量)
中央制御室内	① 建屋内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 3.8×10^{-3}	約 9.0×10^{-4}
	② 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 3.1×10^{-1}	約 1.3×10^{-3}
	③ 室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 2.0×10^1	約 5.7×10^{-1}
	小計 (①+②+③)	約 2.1×10^1	約 5.7×10^{-1}
入退域時	④ 建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 1.4×10^0	約 5.6×10^{-4}
	⑤ 大気中へ放出された放射性物質による入退域時の被ばく	約 4.8×10^{-1}	約 1.3×10^{-2}
	小計 (④+⑤)	約 1.8×10^0	約 1.3×10^{-2}
合計 (①+②+③+④+⑤)		約22	約0.58

表1-3 中央制御室の居住性（設計基準事故）に係る被ばく評価結果内訳（6号炉）

（単位：mSv）

被ばく経路		原子炉冷却材喪失			主蒸気管破断		
		内部被ばく	外部被ばく	実効線量の合計値	内部被ばく	外部被ばく	実効線量の合計値
中央制御室内	① 建屋内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	—	約 1.1×10^{-1}	約 1.1×10^{-1}	—	約 1.6×10^{-5}	約 1.6×10^{-5}
	② 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	—	約 1.9×10^{-1}	約 1.9×10^{-1}	—	約 9.0×10^{-4}	約 9.0×10^{-4}
	③ 室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 9.4×10^0	約 1.9×10^0	約 1.1×10^1	約 3.8×10^{-1}	約 1.2×10^{-2}	約 3.9×10^{-1}
	小計（①+②+③）	約 9.4×10^0	約 2.2×10^0	約 1.2×10^1	約 3.8×10^{-1}	約 1.3×10^{-2}	約 3.9×10^{-1}
入退域時	④ 建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	—	約 1.0×10^0	約 1.0×10^0	—	約 5.5×10^{-4}	約 5.5×10^{-4}
	⑤ 大気中へ放出された放射性物質による入退域時の被ばく	約 3.3×10^{-1}	約 1.5×10^{-1}	約 4.8×10^{-1}	約 9.1×10^{-3}	約 5.3×10^{-4}	約 9.6×10^{-3}
	小計（④+⑤）	約 3.3×10^{-1}	約 1.2×10^0	約 1.5×10^0	約 9.1×10^{-3}	約 1.1×10^{-3}	約 1.0×10^{-2}
合計（①+②+③+④+⑤）		約 9.8×10^0	約 3.4×10^0	約13	約 3.9×10^{-1}	約 1.4×10^{-2}	約0.40

表1-4 中央制御室の居住性（設計基準事故）に係る被ばく評価結果内訳（7号炉）

（単位：mSv）

被ばく経路		原子炉冷却材喪失			主蒸気管破断		
		内部被ばく	外部被ばく	実効線量の合計値	内部被ばく	外部被ばく	実効線量の合計値
中央制御室内	① 建屋内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	—	約 3.8×10^{-3}	約 3.8×10^{-3}	—	約 9.0×10^{-4}	約 9.0×10^{-4}
	② 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	—	約 3.1×10^{-1}	約 3.1×10^{-1}	—	約 1.3×10^{-3}	約 1.3×10^{-3}
	③ 室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 1.7×10^1	約 3.2×10^0	約 2.0×10^1	約 5.5×10^{-1}	約 1.8×10^{-2}	約 5.7×10^{-1}
	小計（①+②+③）	約 1.7×10^1	約 3.5×10^0	約 2.1×10^1	約 5.5×10^{-1}	約 2.1×10^{-2}	約 5.7×10^{-1}
入退域時	④ 建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	—	約 1.4×10^0	約 1.4×10^0	—	約 5.6×10^{-4}	約 5.6×10^{-4}
	⑤ 大気中へ放出された放射性物質による入退域時の被ばく	約 3.3×10^{-1}	約 1.5×10^{-1}	約 4.8×10^{-1}	約 1.2×10^{-2}	約 5.3×10^{-4}	約 1.3×10^{-2}
	小計（④+⑤）	約 3.3×10^{-1}	約 1.5×10^0	約 1.8×10^0	約 1.2×10^{-2}	約 1.1×10^{-3}	約 1.3×10^{-2}
合計（①+②+③+④+⑤）		約 1.7×10^1	約 5.1×10^0	約22	約 5.6×10^{-1}	約 2.2×10^{-2}	約0.58

表1-5 中央制御室の居住性（設計基準事故）に係る被ばく経路

中央制御室内での被ばく	① 建屋内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく (直接及びスカイシャインガンマ線による外部被ばく)
	② 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく (放射性雲からのガンマ線による外部被ばく)
	③ 室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく (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からのガンマ線による外部被ばく)
入退域時の被ばく	④ 建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく (直接及びスカイシャインガンマ線による外部被ばく)
	⑤ 大気中へ放出された放射性物質による入退域時の被ばく (放射性雲からのガンマ線による外部被ばく, 吸入摂取による内部被ばく)

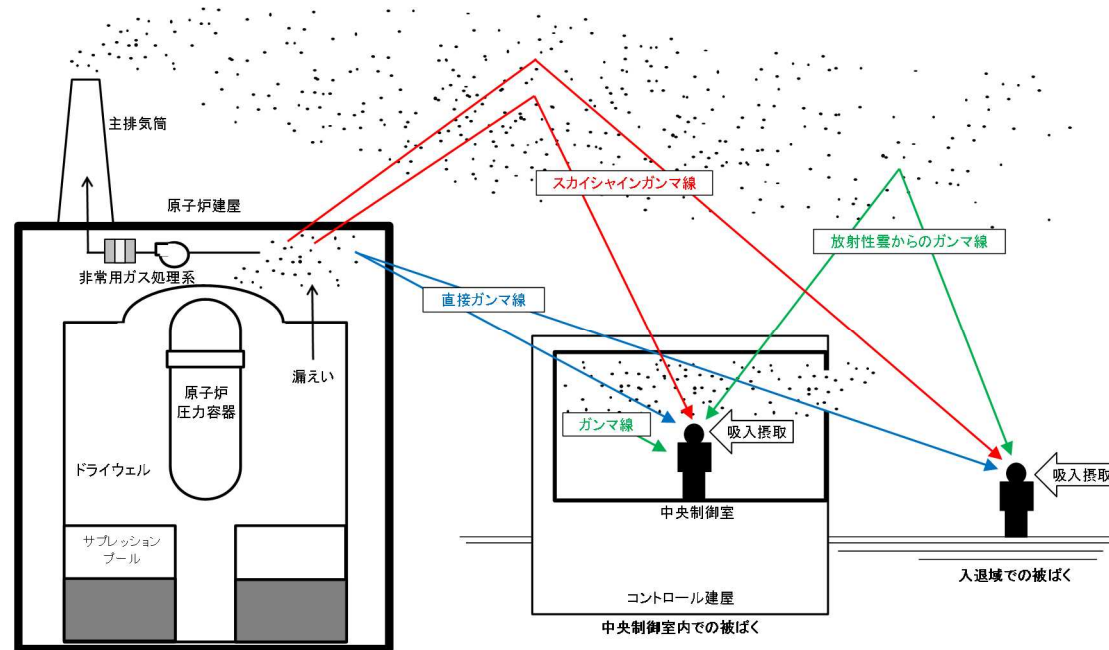
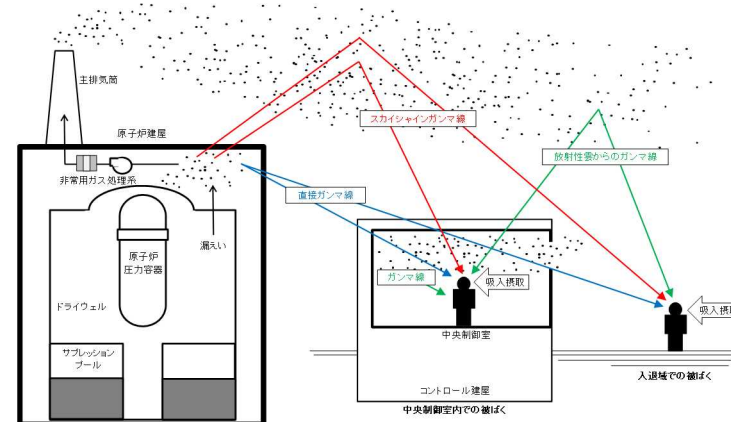


表1-6 中央制御室の居住性（設計基準事故：原子炉冷却材喪失）に係る被ばく評価の主要条件

主な評価条件

大項目	中項目	主要条件
原子炉格納容器に放出される核分裂生成物量	炉心熱出力	4,005MWt (定格出力3,926MWtの約102%)
	原子炉運転時間	2,000日
	格納容器に放出される核分裂生成物割合	希ガス：100% よう素：50%
原子炉格納容器内での低減効果	原子炉格納容器等への無機よう素の沈着効果	50%
	サプレッション・チェンバのプール水による無機よう素の気液分配係数	100
環境への放出	原子炉格納容器からの漏えい率	事故後1時間まで：0.6%/日 1時間以降：0.3%/日
大気拡散	気象資料	1985年10月1日～1986年9月30日（1年間）
	実効放出継続時間	希ガス：110時間 よう素：340時間
	累積出現頻度	小さい方から97%
	着目方位（滞在時）	6号炉：6方位 7号炉：9方位
運転員の被ばく評価	非常用ガス処理系よう素除去効率	99%
	非常用ガス処理系換気率	0.5回/日
	交替要員体制の考慮	5直2交替
	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 スカイシャインガンマ線：ANISN及びG33-GP2R
	評価期間	30日間



評価イメージ（原子炉冷却材喪失）

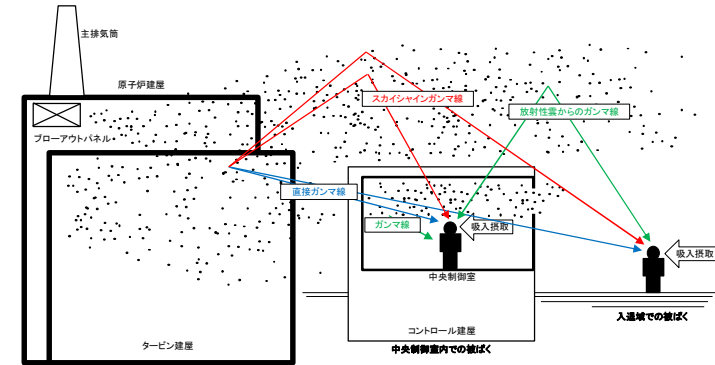
被ばく評価結果（原子炉冷却材喪失）

30日間の実効線量
6号炉：約 13mSv
7号炉：約 22mSv

表1-7 中央制御室の居住性（設計基準事故：主蒸気管破断）に係る被ばく評価の主要条件

主な評価条件

大項目	中項目	主要条件
原子炉格納容器に放出される核分裂生成物量	炉心熱出力	4,005MWt (定格出力3,926MWtの約102%)
	原子炉運転時間	2,000日
	事象発生前の原子炉冷却材中の放射性物質濃度	I-131を $1.3 \times 10^3 \text{Bq/g}$ とし、それに応じほかのハロゲン等の組成を拡散組成として考慮
	燃料棒から追加放出される核分裂生成物の量	I-131を $7.4 \times 10^{13} \text{Bq}$ とし、それに応じほかのハロゲン等及び希ガスの組成を平衡組成として考慮 希ガスについてはよう素の2倍とする
主蒸気隔離弁からの放出	主蒸気隔離弁閉止前の破断口からの放出	放出冷却材に含まれる量
	追加放出される核分裂生成物のうち主蒸気隔離弁閉止までの破断口からの放出	1%
	主蒸気隔離弁から建物内への漏えい	120%/日
大気拡散	気象資料	1985年10月1日～1986年9月30日（1年間）
	実効放出継続時間	希ガス・ハロゲン：1時間 よう素：20時間
	累積出現頻度	小さい方から97%
	着目方位（滞在時）	6号炉：6方位 7号炉：9方位
運転員の被ばく評価	交替要員体制の考慮	5直2交替
	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 スカイシャインガンマ線：ANISN及びG33-GP2R
	評価期間	30日間



評価イメージ（主蒸気管破断）

被ばく評価結果（主蒸気管破断）

30日間の実効線量
6号炉：約 0.40mSv
7号炉：約 0.58mSv

添付資料1 中央制御室の居住性（設計基準事故）に係る被ばく評価について

1-1 中央制御室の居住性（設計基準事故）に係る被ばく評価条件表

表1-1-1 大気中への放出量評価条件（原子炉冷却材喪失）（6号及び7号炉共通）（1/2）

項目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
評価事象	原子炉冷却材喪失 （仮想事故相当）	被ばく評価手法 （内規）に示され たとおり設定	4.1 原子炉冷却材喪失及び主蒸気管破断を対象とする。原子炉冷却材喪失及び主蒸気管破断は、一方の事故で包絡できる場合は、いずれかで代表してもよい。
炉心熱出力	定格出力（3,926MWt）の 約102%	同上	4.1.1(1) 原子炉は、定格出力に余裕を見た出力で十分長時間運転していたとする。
原子炉運転時間	2,000日	同上	解説4.1 「十分長時間運転」とは、原子炉内の出力分布、核分裂生成物の蓄積状況、温度分布等の解析に影響を与える各種の状態量が、運転サイクル等を考慮してほぼ平衡に達している状態をいう。
サイクル数 （バッチ数）	5	同上	
原子炉格納容器 に放出される核 分裂生成物量	希ガス：100% よう素：50%	同上	4.1.1(2)b) 事象発生後、原子炉格納容器内に放出される放射性物質の量は、炉心内蓄積量に対して希ガス100%、よう素50%の割合とする。
よう素の形態	粒子状よう素：0% 無機よう素：90% 有機よう素：10%	同上	4.1.1(2)c) 原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち、有機よう素は10%とし、残りの90%は無機よう素とする。
原子炉格納容器 等への無機（元 素状）よう素の 沈着効果	50%が瞬時に沈着	同上	4.1.1(2)d) 原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち、無機よう素は、50%が原子炉格納容器内及び同容器内の機器等に沈着し、原子炉格納容器からの漏えいに寄与しないとする。有機よう素及び希ガスは、この効果を見捨てる。
サブプレッション プール水の無機 よう素に対する 除去効果	分配係数：100	同上	4.1.1(2)e) サプレッションプール水に無機よう素が溶解する割合は、分配係数で100とする。有機よう素及び希ガスは、この効果を見捨てる。

表1-1-1 大気中への放出量評価条件（原子炉冷却材喪失）（6号及び7号炉共通）（2/2）

項目		評価条件	選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
原子炉格納容器内での放射性物質の自然崩壊		考慮する	漏えいまでの自然崩壊を考慮	—
原子炉格納容器からの漏えい率		0～1時間：0.6%/日 1時間～30日：0.3%/日	被ばく評価手法（内規）に示されたとおり設定	4.1.1(2)f) 原子炉格納容器からの漏えいは、原子炉格納容器の設計漏えい率及び原子炉格納容器内の圧力に対応した漏えい率に余裕を見込んだ値とする。
非常用ガス処理系	換気率	0.5回/日	同上	4.1.1(2)g) 原子炉建屋の非常用換気系等（フィルタを含む。）は、起動するまでの十分な時間的余裕を見込む。非常用換気系等の容量は、設計で定められた値とする。フィルタのよう素除去効率は設計値に余裕を見込んだ値とする。
	よう素用チャコール・フィルタ除去効率	99%	同上	
	起動遅れ時間	瞬時に起動	原子炉水位低，ドライウエル圧力高又は原子炉建屋原子炉区域放射能高の信号により瞬時に切り替えられるものとする。	
原子炉建屋内での放射性物質の自然崩壊		考慮する	被ばく評価手法（内規）に示されたとおり設定	4.1.1(2)g) 原子炉建屋における沈着による放射性物質の除去効果は無視し，自然崩壊のみを考える。
事故の評価期間		30日間	同上	【解説 3.2】評価期間は，事故発生後 30日間とする。

表1-1-2 大気中への放出量評価条件（主蒸気管破断）（6号及び7号炉共通）（1/2）

項目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
評価事象	主蒸気管破断 （仮想事故相当）	被ばく評価手法 （内規）に示され たとおり設定	4.1 原子炉冷却材喪失及び主蒸気管破断を対象とする。原子炉冷却材喪失及び主蒸気管破断は、一方の事故で包絡できる場合は、いずれかで代表してもよい。
炉心熱出力	定格出力（3,926MWt）の 約102%	同上	4.1.2(1) 原子炉は、定格出力に余裕を見た出力で十分長時間運転していたとする。
原子炉運転時間	2,000日	同上	解説4.1 「十分長時間運転」とは、原子炉内の出力分布、核分裂生成物の蓄積状況、温度分布等の解析に影響を与える各種の状態量が、運転サイクル等を考慮してほぼ平衡に達している状態をいう。
サイクル数 （バッチ数）	5	同上	
冷却材流出量	蒸気：16ton 水：24ton	内規に示されたと おりの条件による 事故解析結果	4.1.2(2) 原子炉の出力運転中に、主蒸気管1本が、原子炉格納容器外で瞬時に両端破断すると仮定する。 (3) 主蒸気隔離弁は、設計上の最大の動作遅れ時間及び閉止時間で全閉する。 (4) 原子炉冷却材の流出流量の計算に当たっては、流量制限器の機能を考慮することができる。ただし、主蒸気隔離弁の部分において臨界流が発生するまでは、弁による流量制限の効果は考えない。 (5) 事象発生と同時に、外部電源は喪失すると仮定する。 (6) 事象発生後、原子炉圧力は、長時間、逃し安全弁の設定圧に保たれる。
事象発生前の 原子炉冷却材中の 放射性物質濃度	I-131を $1.3 \times 10^3 \text{Bq/g}$ とし、それに応じほかのハロゲン等の組成を拡散組成として考慮	同上	4.1.2(7)b) 事象発生前の原子炉冷却材中の放射性物質の濃度は、運転上許容されるI-131の最大濃度に相当する濃度とし、その組成は拡散組成とする。

表1-1-2 大気中への放出量評価条件（主蒸気管破断）（6号及び7号炉共通）（2/2）

項目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
燃料棒から追加放出される放射性物質の量	I-131を 7.4×10^{13} Bqとし、それに応じほかのハロゲン等及び希ガスの組成を平衡組成として考慮 希ガスについてはよう素の2倍とする	被ばく評価手法（内規）に示されたとおり設定	4.1.2(7)c) 原子炉圧力の減少に伴う燃料棒からの追加放出量を、I-131は先行炉等での実測データに基づく値に安全余裕を見込んだ値とし、その他の放射性物質はその組成を平衡組成として求める。希ガスはよう素の2倍の放出量とする。
主蒸気隔離弁閉止前に破断口より放出される追加放出された放射性物質の量	追加放出された放射性物質の1%	同上	4.1.2(7)d) 主蒸気隔離弁閉止前の燃料棒からの放射性物質の追加放出割合は、主蒸気隔離弁閉止前の原子炉圧力の低下割合に比例するとし、追加放出された放射性物質の1%が破断口から放出する。
よう素の形態	粒子状よう素：0% 無機よう素：90% 有機よう素：10%	同上	4.1.2(7)f) 燃料棒から放出されたよう素のうち、有機よう素は10%とし、残りの90%は無機よう素とする。有機よう素のうち10%は瞬時に気相部に移行する。残りのよう素及びその他のハロゲンが気相部にキャリーオーバーされる割合は、2%とする。希ガスは、すべて瞬時に気相部に移行する。
有機よう素が気相部に移行する割合	10%	同上	
有機よう素が分解したよう素、無機よう素、その他ハロゲンのキャリーオーバー割合	2%	同上	
主蒸気隔離弁漏えい率	120%/日	同上	4.1.2(7)h) 主蒸気隔離弁は、1個が閉止しないとする。閉止した隔離弁からは、蒸気が漏えいする。閉止した主蒸気隔離弁の漏えい率は設計値に余裕を見込んだ値とし、この漏えい率は一定とする。
主蒸気隔離弁からの漏えい期間	無限期間	同上	
原子炉圧力容器からサブプレッション・チェンバへの換気率	原子炉圧力容器気相体積の100倍/日	同上	4.1.2(7)i) 主蒸気隔離弁閉止後は、残留熱除去系又は逃がし安全弁等を通して、崩壊熱相当の蒸気が、サブプレッションプールに移行する。
タービン建屋内で床・壁等に沈着する割合	0%	保守的に仮定	—
事故の評価期間	30日間	被ばく評価手法（内規）に示されたとおり設定	【解説3.2】評価期間は、事故発生後30日間とする。

表1-1-3 放射性物質の大気中への放出量（30日間積算値）（6号及び7号炉共通）

評価事象	評価条件	放出量 (Bq)
原子炉冷却材喪失	希ガス (ガンマ線実効エネルギー0.5MeV換算)	約 1.6×10^{16}
	よう素 (I-131等価量 (成人実効線量係数換算))	約 5.8×10^{13}
主蒸気管破断	希ガス及びハロゲン等 (ガンマ線実効エネルギー0.5MeV換算)	約 3.4×10^{13}
	よう素 (I-131等価量 (成人実効線量係数換算))	約 7.4×10^{11}

表1-1-4 放射性物質の大気拡散の評価条件 (1/4)

項目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
大気拡散評価モデル	ガウスプルームモデル	被ばく評価手法（内規）に示されたとおり設定	5.1.1(2)a) 中央制御室評価で特徴的な近距離の建屋の影響を受ける場合には、(5.1)式の通常の大気拡散による拡がりのパラメータである σ_y 及び σ_z に、建屋による巻込み現象による初期拡散パラメータ σ_{y0} 、 σ_{z0} を加算した総合的な拡散パラメータ Σ_y 、 Σ_z を適用する。
気象条件	柏崎刈羽原子力発電所の1985.10～1986.9 1年間の気象データ	同上	5.1.1(2) d) 気象データ 建屋影響は、放出源高さから地上高さに渡る気象条件の影響を受けるため、地上高さに相当する比較的的低風速の気象データ（地上10m高さで測定）を採用するのは保守的かつ適切である。
放出源及び放出源高さ	(原子炉冷却材喪失) 放出源：主排気筒 放出源高さ：73m (主蒸気管破断) 放出源：原子炉建屋ブローアウトパネル 放出源高さ：0m	同上	4.1.1(2) i) 原子炉格納容器から原子炉建屋内に漏えいした放射性物質は、原子炉建屋内非常用ガス処理系で処理された後、排気筒を経由して環境に放出されるとする。 4.1.2(7) g) 主蒸気隔離弁閉止前に放出された原子炉冷却材は、完全蒸発し、同時に放出された放射性物質を均一に含む蒸気雲になるとする。隔離弁閉止後に放出された放射性物質は、大気中に地上放散する。
実効放出継続時間	(原子炉冷却材喪失) 希ガス：110時間 よう素：340時間 (主蒸気管破断) 希ガス・ハロゲン等：1時間 よう素：20時間	同上	【解説5.13】(3) 実効放出継続時間(T)は、想定事故の種類によって放出率に変化があるので、放出モードを考慮して適切に定めなければならないが、事故期間中の放射性物質の全放出量を1時間当たりの最大放出量で除した値を用いることも一つの方法である。 実効放出継続時間が8時間を超える場合は、長時間放出とみなして計算する。

表1-1-4 放射性物質の大気拡散の評価条件 (2/4)

項目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法(内規)での記載
累積出現頻度	小さい方から97%	被ばく評価手法(内規)に示されたとおり設定	5.2.1(2) 評価点の相対濃度は、毎時刻の相対濃度を年間について小さい方から累積した場合、その累積出現頻度が97%に当たる相対濃度とする。
建物の影響	考慮する	同上	5.1.2(1)a) 中央制御室のように、事故時の放射性物質の放出点から比較的近距離の場所では、建屋の風下側における風の巻き込みによる影響が顕著となると考えられる。そのため、放出点と巻き込みを生じる建屋及び評価点との位置関係によっては、建屋の影響を考慮して大気拡散の計算をする必要がある。
巻き込みを生じる代表建屋	(原子炉冷却材喪失) 原子炉建屋 (主蒸気管破断) 原子炉建屋	放出源から最も近く、巻き込みの影響が最も大きい建屋として、被ばく評価手法(内規)に示された選定例に基づき選定	5.1.2(3)a)2) 巻き込みを生じる建屋として、原子炉格納容器、原子炉建屋、原子炉補助建屋、タービン建屋、コントロール建屋、燃料取り扱い建屋等、原則として放出源の近隣に存在するすべての建屋が対象となるが、巻き込みの影響が最も大きいと考えられる一つの建屋を代表として相対濃度を算出することは、保守的な結果を与える。 3) 巻き込みを生じる代表的な建屋として、表5.1に示す建屋を選定することは適切である。

表1-1-4 放射性物質の大気拡散の評価条件 (3/4)

項目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
大気拡散 評価地点	<p>(原子炉冷却材喪失) 中央制御室中心 及び サービス建屋入口</p> <p>(主蒸気管破断) 中央制御室中心 及び サービス建屋入口</p>	被ばく評価手法 (内規)に示され たとおり設定	<p>5.1.2(3)b)3) i) 建屋の巻き込みの影響を受ける場合には、中央制御室の属する建屋表面での濃度は風下距離の依存性は小さくほぼ一様と考えられるので、評価点は厳密に定める必要はない。屋上面を代表とする場合、例えば中央制御室の中心点を評価点とするのは妥当である。</p> <p>7.2(3) 相対線量D/Qの評価点は、中央制御室内の中心、操作盤位置等の代表点とする。室内の複数点の計算結果から線量が最大となる点を評価点としてもよい。</p> <p>7.3.2(5) 相対濃度χ/Qの評価点は、外気取入れを行う場合は中央制御室の外気取入口とする。また、外気を遮断する場合は中央制御室の中心点とする。</p> <p>7.5.1(5)a), 7.5.2(5)a) 管理建屋の入口を代表評価点とし、入退域ごとに評価点に、15分間滞在するとする。</p>
着目方位	<p>(原子炉冷却材喪失) 中央制御室 6号炉：6方位 7号炉：9方位 入退域 6号炉：4方位 7号炉：4方位</p> <p>(主蒸気管破断) 中央制御室 6号炉：6方位 7号炉：9方位 入退域 6号炉：4方位 7号炉：4方位</p>	同上	<p>5.1.2(3)c)1) 中央制御室の被ばく評価の計算では、代表建屋の風下後流側での広範囲に及ぶ乱流混合域が顕著であることから、放射性物質濃度を計算する当該着目方位としては、放出源と評価点とを結ぶラインが含まれる1方位のみを対象とするのではなく、図5.4に示すように、代表建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を対象とする。</p>

表1-1-4 放射性物質の大気拡散の評価条件 (4/4)

項目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
建物の投影面積	(原子炉冷却材喪失) 1,931m ² (原子炉建屋, 短手方向) (主蒸気管破断) 1,931m ² (原子炉建屋, 短手方向)	被ばく評価手法（内規）に示されたとおり設定	5.1.2(3)d)2) 建屋の影響がある場合の多くは複数の風向を対象に計算する必要があるため、風向の方位ごとに垂直な投影面積を求める。ただし、対象となる複数の方位の投影面積の中で、最小面積を、すべての方位の計算の入力として共通に適用することは、合理的であり保守的である。
巻き込みを生じる代表建屋の形状係数	1/2	同上	5.1.1(2)b) 形状係数cの値は、特に根拠が示されるもののほかは原則として1/2を用いる。

表1-1-5 相対濃度 (χ/Q) 及び相対線量 (D/Q)

		評価点	評価距離	評価方位	相対濃度/相対線量	
原子炉冷却材喪失	中央制御室	χ/Q (s/m ³)	中央制御室 中心	6号炉 56m 7号炉 79m	6号炉 SE, SSE, S, SSW, SW, WSW 7号炉 WNW, NW, NNW, N, NNE, NE, ENE, E, ESE	6号炉 (よう素) 1.5×10^{-4} (希ガス) 1.8×10^{-4} 7号炉 (よう素) 2.7×10^{-4} (希ガス) 3.0×10^{-4}
			中央制御室 中心	6号炉 56m 7号炉 79m	6号炉 SE, SSE, S, SSW, SW, WSW 7号炉 WNW, NW, NNW, N, NNE, NE, ENE, E, ESE	6号炉 1.4×10^{-18} 7号炉 2.3×10^{-18}
	入退域	χ/Q (s/m ³)	サービス 建屋入口	6号炉 118m 7号炉 134m	6号炉 ESE, SE, SSE, S 7号炉 NE, ENE, E, ESE	6号炉 7.6×10^{-5} 7号炉 7.7×10^{-5}
			サービス 建屋入口	6号炉 118m 7号炉 134m	6号炉 ESE, SE, SSE, S 7号炉 NE, ENE, E, ESE	6号炉 8.1×10^{-19} 7号炉 8.2×10^{-19}
主蒸気管破断	中央制御室	χ/Q (s/m ³)	中央制御室 中心	6号炉 60m 7号炉 34m	6号炉 SE, SSE, S, SSW, SW, WSW 7号炉 WNW, NW, NNW, N, NNE, NE, ENE, E, ESE	6号炉 (よう素) 5.0×10^{-4} (希ガス・ハロゲン) 1.0×10^{-3} 7号炉 (よう素) 8.3×10^{-4} (希ガス・ハロゲン) 1.7×10^{-3}
			中央制御室 中心	6号炉 60m 7号炉 34m	6号炉 SE, SSE, S, SSW, SW, WSW 7号炉 WNW, NW, NNW, N, NNE, NE, ENE, E, ESE	6号炉 3.8×10^{-18} 7号炉 6.0×10^{-18}
	入退域	χ/Q (s/m ³)	サービス 建屋入口	6号炉 94m 7号炉 86m	6号炉 ESE, SE, SSE, S 7号炉 NE, ENE, E, ESE	6号炉 2.7×10^{-4} 7号炉 3.6×10^{-4}
			サービス 建屋入口	6号炉 94m 7号炉 86m	6号炉 ESE, SE, SSE, S 7号炉 NE, ENE, E, ESE	6号炉 2.4×10^{-18} 7号炉 2.4×10^{-18}

表1-1-6 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評価条件
(原子炉冷却材喪失)

項目	評価条件	選 定 理 由	内規での記載	
表1-6に基づき、以下のとおり評価する。				
線源強度	原子炉建屋内線源強度分布	原子炉建屋内に放出された放射性物質は自由空間内に均一に分布	被ばく評価手法（内規）に示されたとおり設定	
計算モデル	原子炉建屋遮蔽厚さ		6.1(1)c) 二次格納施設内の放射性物質は自由空間容積に均一に分布するものとする。	
	中央制御室遮蔽厚さ		同上	同上
	評価点	(中央制御室内) 評価号炉側壁際 (入退域時) 評価号炉側 サービス建屋入口	同上	7.1.1(1)c) 7.1.2(1)c) 線源から中央制御室に至るまでの遮へい効果を、構造物の配置、形状及び組成から計算する。建屋等の構造壁又は天井に対して、配置、形状及び組成を明らかにして、遮へい効果を見込んでもよい。
	計算コード	(直接ガンマ線) QAD-CGGP2Rコード (スカイシャインガンマ線) ANISN及びG33-GP2Rコード	許認可評価で使用実績あり	7.1.1(1)d) 7.1.2(1)d) 線量の評価点は、中央制御室内の中心、操作盤位置等の代表点とする。室内の複数点の計算結果から線量が最大となる点を評価点としてもよい。 6.2(4)a) スカイシャインガンマ線の計算は一回散乱計算法を用いるものとし、必要に応じて輸送計算コードを適宜組み合わせる。 6.3(3)a) 直接ガンマ線の計算は、点減衰核積分法を用いる。

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。

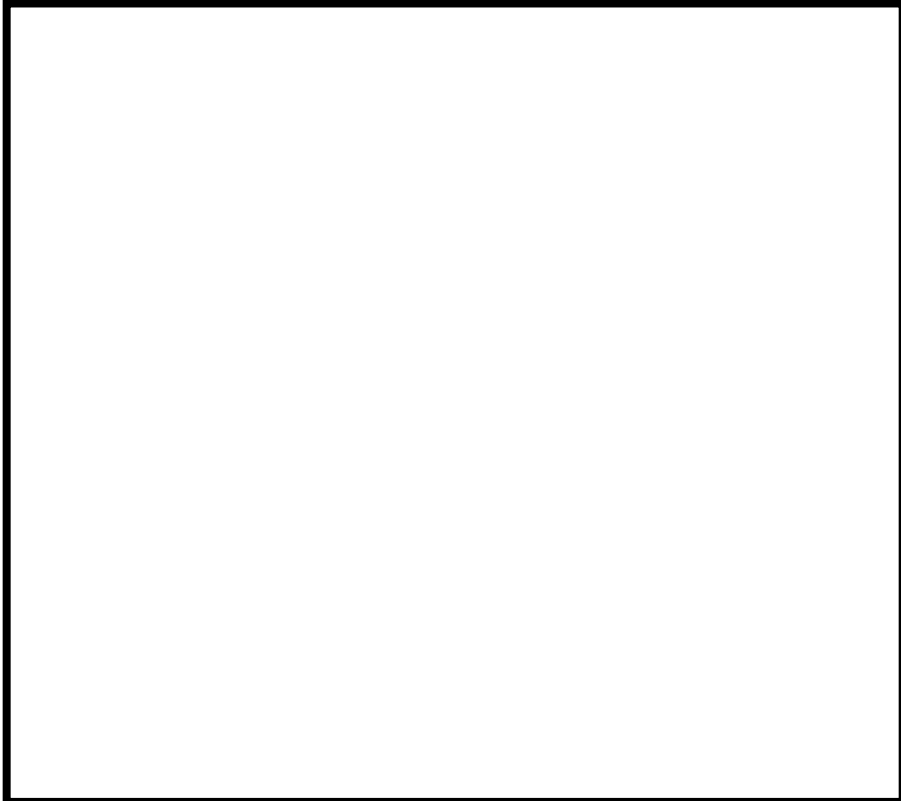


図1-1-1 6号炉原子炉建屋・中央制御室 遮蔽厚さ

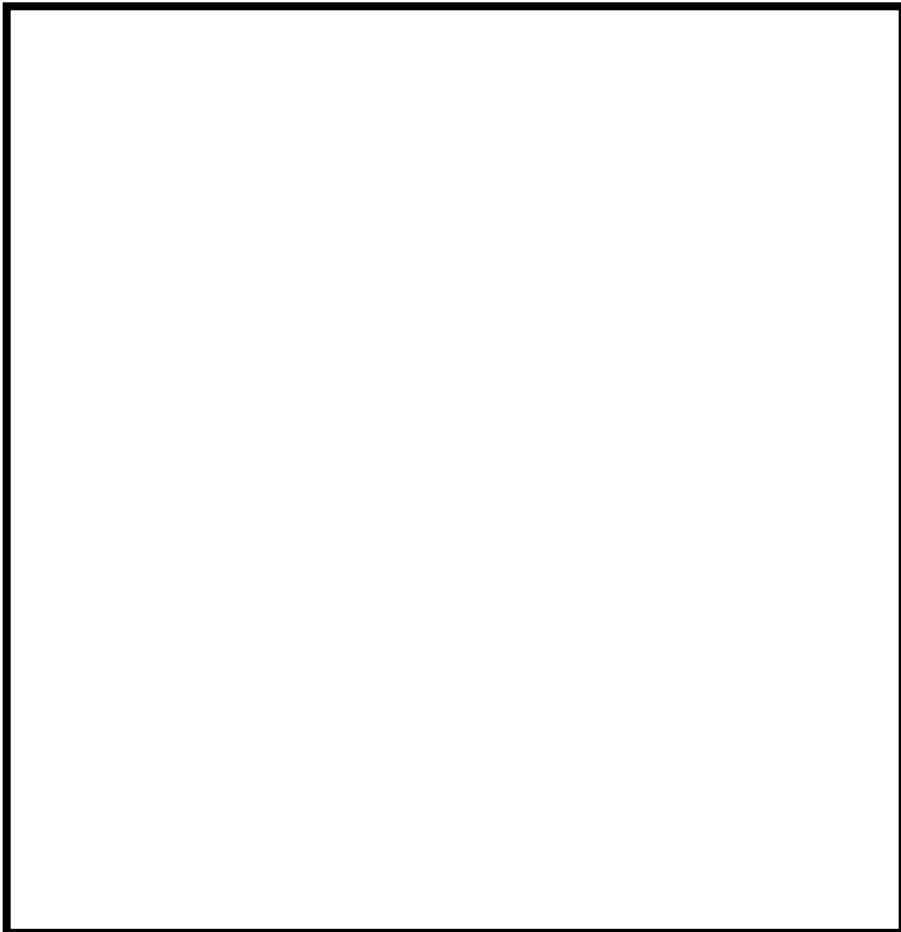


図1-1-2 7号炉原子炉建屋・中央制御室 遮蔽厚さ

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1-1-7 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評価条件
(主蒸気管破断) (1/2)

項目	評価条件	選 定 理 由	内規での記載
表1-7に基づき、以下のとおり評価する。			
線源強度	原子炉建屋内線源強度分布	タービン建屋内に放出された放射性物質は自由空間内に均一に分布	被ばく評価手法（内規）に示されたとおり設定
	タービン建屋遮蔽厚さ		6.1(2)b) 事故時に主蒸気管破断口からタービン建屋内に放出された放射性物質は、全量がタービン建屋から漏えいすることなく、タービン建屋の自由空間容積に均一に分布するものとする。このタービン建屋内の放射性物質を直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の線源とする。
計算モデル	中央制御室遮蔽厚さ		7.1.1(3)c) 7.1.2(3)c) 線源から中央制御室に至るまでの遮へい効果を、構造物の配置、形状及び組成から計算する。建屋等の構造壁又は天井に対して、配置、形状及び組成を明らかにして、遮へい効果を見込んでよい。
	評価点	(中央制御室内) 評価号炉側壁際 (入退域時) 評価号炉側 サービス建屋入口	同上
			同上

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1-1-7 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評価条件
(主蒸気管破断) (2/2)

項目	評価条件	選 定 理 由	内規での記載
表1-7に基づき、以下のとおり評価する。			
計 算 モ デ ル	計算コード	(直接ガンマ線) QAD-CGGP2Rコード (スカイシャインガンマ線) ANISN及びG33-GP2Rコード	許認可評価で使用実績あり 6.2(4)a) スカイシャインガンマ線の計算は一回散乱計算法を用いるものとし、必要に応じて輸送計算コードを適宜組み合わせる。 6.3(3)a) 直接ガンマ線の計算は、点減衰核積分法を用いる。



図 1-1-3 6号炉タービン建屋・中央制御室 遮蔽厚さ

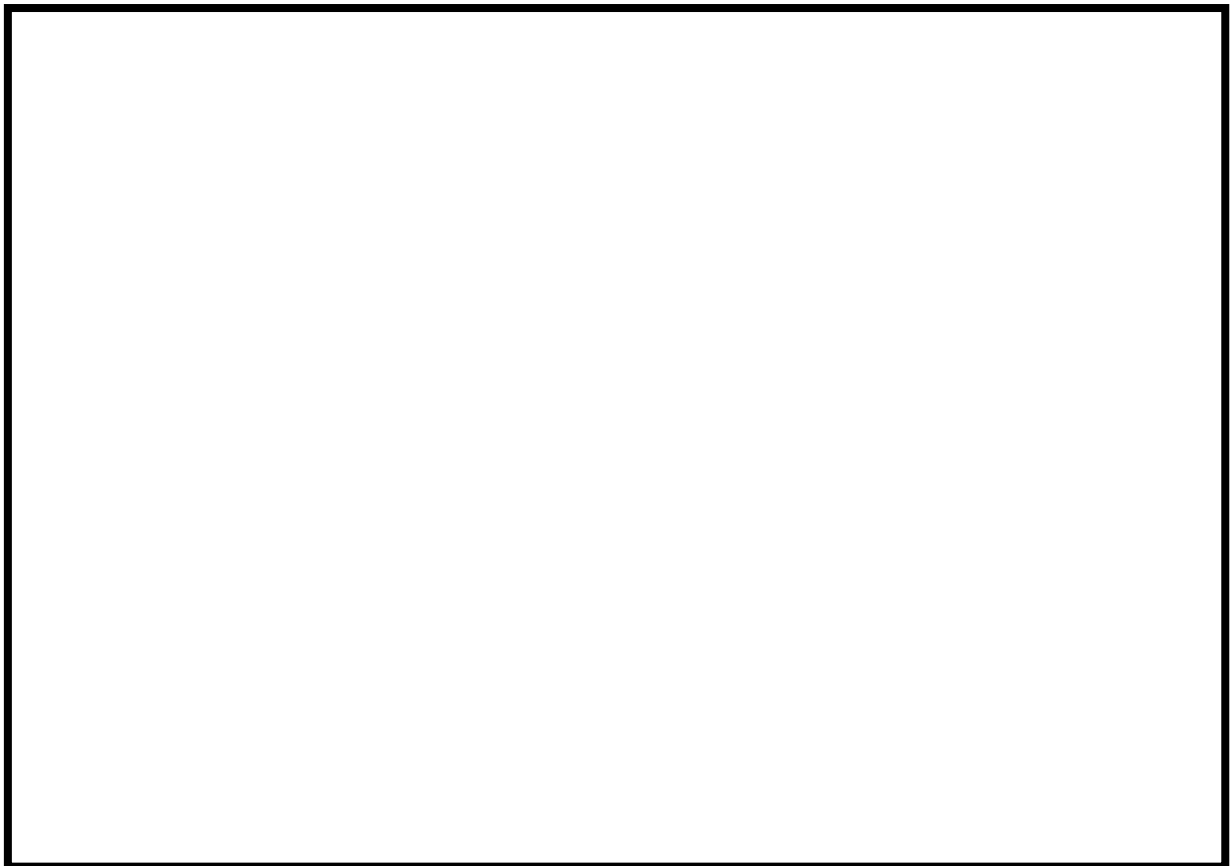


図 1-1-4 7号炉タービン建屋・中央制御室 遮蔽厚さ

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1-1-8 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価に用いる建物内の積算線源強度
(原子炉冷却材喪失) (6号及び7号炉共通)

代表エネルギー (MeV)	エネルギー範囲 (MeV)	原子炉格納容器内 積算線源強度 (Photons)	代表エネルギー (MeV)	エネルギー範囲 (MeV)	原子炉格納容器内 積算線源強度 (Photons)
0.01	$E \leq 0.01$	1.2×10^{17}	1.5	$1.34 < E \leq 1.5$	6.0×10^{19}
0.02	$0.01 < E \leq 0.02$	3.2×10^{15}	1.66	$1.5 < E \leq 1.66$	5.2×10^{18}
0.03	$0.02 < E \leq 0.03$	6.6×10^{17}	2.0	$1.66 < E \leq 2.0$	1.2×10^{19}
0.045	$0.03 < E \leq 0.045$	9.7×10^{14}	2.5	$2.0 < E \leq 2.5$	3.0×10^{19}
0.06	$0.045 < E \leq 0.06$	0.0×10^0	3.0	$2.5 < E \leq 3.0$	1.1×10^{18}
0.07	$0.06 < E \leq 0.07$	0.0×10^0	3.5	$3.0 < E \leq 3.5$	3.0×10^{16}
0.075	$0.07 < E \leq 0.075$	0.0×10^0	4.0	$3.5 < E \leq 4.0$	0.0×10^0
0.10	$0.075 < E \leq 0.10$	7.9×10^{21}	4.5	$4.0 < E \leq 4.5$	0.0×10^0
0.15	$0.10 < E \leq 0.15$	1.4×10^{18}	5.0	$4.5 < E \leq 5.0$	0.0×10^0
0.20	$0.15 < E \leq 0.20$	5.1×10^{19}	5.5	$5.0 < E \leq 5.5$	0.0×10^0
0.30	$0.20 < E \leq 0.30$	5.0×10^{20}	6.0	$5.5 < E \leq 6.0$	0.0×10^0
0.40	$0.30 < E \leq 0.40$	7.4×10^{20}	6.5	$6.0 < E \leq 6.5$	0.0×10^0
0.45	$0.40 < E \leq 0.45$	1.5×10^{19}	7.0	$6.5 < E \leq 7.0$	0.0×10^0
0.51	$0.45 < E \leq 0.51$	3.3×10^{19}	7.5	$7.0 < E \leq 7.5$	0.0×10^0
0.512	$0.51 < E \leq 0.512$	1.9×10^{18}	8.0	$7.5 < E \leq 8.0$	0.0×10^0
0.6	$0.512 < E \leq 0.6$	1.9×10^{20}	10.0	$8.0 < E \leq 10.0$	0.0×10^0
0.7	$0.6 < E \leq 0.7$	7.4×10^{20}	12.0	$10.0 < E \leq 12.0$	0.0×10^0
0.8	$0.7 < E \leq 0.8$	4.6×10^{20}	14.0	$12.0 < E \leq 14.0$	0.0×10^0
1.0	$0.8 < E \leq 1.0$	1.6×10^{20}	20.0	$14.0 < E \leq 20.0$	0.0×10^0
1.33	$1.0 < E \leq 1.33$	6.9×10^{19}	30.0	$20.0 < E \leq 30.0$	0.0×10^0
1.34	$1.33 < E \leq 1.34$	5.2×10^{16}	50.0	$30.0 < E \leq 50.0$	0.0×10^0

表1-1-9 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価に用いる建物内の積算線源強度
(主蒸気管破断) (6号及び7号炉共通)

代表エネルギー (MeV)	エネルギー範囲 (MeV)	原子炉格納容器内 積算線源強度 (Photons)	代表エネルギー (MeV)	エネルギー範囲 (MeV)	原子炉格納容器内 積算線源強度 (Photons)
0.01	$E \leq 0.01$	1.5×10^{14}	1.5	$1.34 < E \leq 1.5$	3.8×10^{15}
0.02	$0.01 < E \leq 0.02$	1.3×10^{13}	1.66	$1.5 < E \leq 1.66$	5.2×10^{15}
0.03	$0.02 < E \leq 0.03$	6.0×10^{14}	2.0	$1.66 < E \leq 2.0$	6.1×10^{15}
0.045	$0.03 < E \leq 0.045$	1.5×10^{16}	2.5	$2.0 < E \leq 2.5$	2.1×10^{16}
0.06	$0.045 < E \leq 0.06$	0.0×10^0	3.0	$2.5 < E \leq 3.0$	1.5×10^{15}
0.07	$0.06 < E \leq 0.07$	0.0×10^0	3.5	$3.0 < E \leq 3.5$	6.9×10^{13}
0.075	$0.07 < E \leq 0.075$	0.0×10^0	4.0	$3.5 < E \leq 4.0$	2.1×10^{13}
0.10	$0.075 < E \leq 0.10$	9.4×10^{17}	4.5	$4.0 < E \leq 4.5$	7.8×10^{11}
0.15	$0.10 < E \leq 0.15$	2.4×10^{17}	5.0	$4.5 < E \leq 5.0$	0.0×10^0
0.20	$0.15 < E \leq 0.20$	2.5×10^{17}	5.5	$5.0 < E \leq 5.5$	0.0×10^0
0.30	$0.20 < E \leq 0.30$	2.0×10^{17}	6.0	$5.5 < E \leq 6.0$	0.0×10^0
0.40	$0.30 < E \leq 0.40$	3.8×10^{17}	6.5	$6.0 < E \leq 6.5$	0.0×10^0
0.45	$0.40 < E \leq 0.45$	8.3×10^{15}	7.0	$6.5 < E \leq 7.0$	0.0×10^0
0.51	$0.45 < E \leq 0.51$	2.4×10^{15}	7.5	$7.0 < E \leq 7.5$	0.0×10^0
0.512	$0.51 < E \leq 0.512$	1.1×10^{15}	8.0	$7.5 < E \leq 8.0$	0.0×10^0
0.6	$0.512 < E \leq 0.6$	6.5×10^{16}	10.0	$8.0 < E \leq 10.0$	0.0×10^0
0.7	$0.6 < E \leq 0.7$	4.6×10^{16}	12.0	$10.0 < E \leq 12.0$	0.0×10^0
0.8	$0.7 < E \leq 0.8$	4.8×10^{16}	14.0	$12.0 < E \leq 14.0$	0.0×10^0
1.0	$0.8 < E \leq 1.0$	2.0×10^{16}	20.0	$14.0 < E \leq 20.0$	0.0×10^0
1.33	$1.0 < E \leq 1.33$	2.0×10^{16}	30.0	$20.0 < E \leq 30.0$	0.0×10^0
1.34	$1.33 < E \leq 1.34$	8.5×10^{13}	50.0	$30.0 < E \leq 50.0$	0.0×10^0

表1-1-10 防護措置の条件 (1/2)

項目	評価条件		選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
	6号炉	7号炉		
中央制御室換気空調系	(0～15分) 6号炉 通常運転 7号炉 通常運転 (15分～) 6号炉 少量外気 取入* 7号炉 停止	(0～15分) 6号炉 通常運転 7号炉 通常運転 (15分～) 6号炉 停止 7号炉 少量外気 取入*	被ばく評価手法（内規）に示されたとおり設定	7.3.2(6) 中央制御室の自動隔離を期待する場合には、その起動信号を明確にするとともに隔離に要する時間を見込む。また、隔離のために手動操作が必要な場合には、隔離に要する時間に加えて運転員が事故を検知してから操作を開始するまで10分以上の時間的余裕を見込んで計算する。
中央制御室換気空調系処理空間容積	20,800m ³		設計値を基に設定	7.3.2(7)b) 中央制御室に相当する区画の容積は、中央制御室バウンダリ内体積（容積）とする。
中央制御室バウンダリへの空気流入量	10,400m ³ /h (空気流入率 0.5回/h)		試験結果（0.3回/h）を基に余裕を見込んだ値として設定	2.定義 b) 別添の「原子力発電所の中央制御室の空気流入率測定試験手法」において定められた空気流入率に、中央制御室バウンダリ内体積（容積）を乗じたものである。

※ 少量外気取入時には排風機を使用するが、排風機は定格風量でのみ運転可能な設備であり、風量バランスはあらかじめ設定しているダンパ開度によって調整することから、排風機によって過剰な空気流入を発生させることはない。
なお、風量バランス、ダンパ開度については試験によって確認を行っている。

表1-1-10 防護措置の条件 (2/2)

項目	評価条件		選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
	6号炉	7号炉		
チャコール・フィルタの除去効率	90%		設計値を基に設定	7.3.2(3) 中央制御室換気系フィルタの効率は、設計値又は管理値を用いる。
マスクによる防護係数	考慮しない		—	7.3.3(3) 被ばく低減方策として、防護マスク着用による放射性よう素の吸入による内部被ばくの低減をはかる場合には、その効果及び運用条件を適切に示して評価に反映してもよい。
交替要員の考慮	5直2交替		被ばく評価手法（内規）に示されたとおり設定	7. (3) 運転員の勤務状態については、平常時の直交替を基に設定する。ただし、直交替の設定を平常時のものから変更する場合、事故時マニュアル等に当該の運用を記載することが前提である。

1-2 居住性評価に用いた気象資料の代表性について

柏崎刈羽原子力発電所敷地内において観測した 1985 年 10 月から 1986 年 9 月までの 1 年間の気象データを用いて評価を行うに当たり、当該 1 年間の気象データが長期間の気象状態を代表しているかどうかの検討を F 分布検定により実施した。

以下に検定方法及び検討結果を示す。

1. 検定方法

(1) 検定に用いた観測データ

気象資料の代表性を確認するに当たっては、通常は被ばく評価上重要な排気筒高風を用いて検定するものの、被ばく評価では保守的に地上風を使用することもあることから、排気筒高さ付近を代表する標高 85m の観測データに加え、参考として標高 20m の観測データを用いて検定を行った。

(2) データ統計期間

統計年：2004 年 04 月～2013 年 03 月

検定年：1985 年 10 月～1986 年 09 月

(3) 検定方法

不良標本の棄却検定に関する F 分布検定の手順に従って検定を行った。

2. 検定結果

検定の結果、排気筒高さ付近を代表する標高 85m の観測データについては、有意水準 5 % で棄却されたのは 3 項目（風向：E, SSE, 風速階級：5.5～6.4m/s）であった。

棄却された 3 項目のうち、風向（E, SSE）についてはいずれも海側に向かう風であること及び風速（5.5～6.4m/s）については、棄却限界をわずかに超えた程度であることから、評価に使用している気象データは、長期間の気象状態を代表しているものと判断した。

なお、標高 20m の観測データについては、有意水準 5 % で棄却されたのは 11 項目であったものの、排気筒高さ付近を代表する標高 85m の観測データに

より代表性は確認できていることから、当該データの使用には特段の問題はないものと判断した。

検定結果を表 1-2-1 から表 1-2-4 に示す。

表 1-2-1 棄却檢定表 (風向)
 檢定年：敷地内C点 (標高 85m, 地上高 51m) 1985 年 10 月~1986 年 9 月
 統計期間：敷地内A点 (標高 85m, 地上高 75m) 2004 年 4 月~2013 年 3 月
 (%)

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

表 1-2-2 棄却檢定表（風速）

檢定年：敷地内C点（標高 85m，地上高 51m）1985 年 10 月～1986 年 9 月
 統計期間：敷地内A点（標高 85m，地上高 75m）2004 年 4 月～2013 年 3 月
 (%)

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

表 1-2-3 棄却檢定表（風向）

檢定年：敷地内A点（標高 20m，地上高 10m）1985 年 10 月～1986 年 9 月
 統計期間：敷地内A点（標高 20m，地上高 10m）2004 年 4 月～2013 年 3 月
 (%)

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

表 1-2-4 棄却検定表（風速）
 検定年：敷地内A点（標高 20m，地上高 10m）1985 年 10 月～1986 年 9 月
 統計期間：敷地内A点（標高 20m，地上高 10m）2004 年 4 月～2013 年 3 月
 (%)

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

(補足) 線量評価に用いる大気拡散評価

線量評価に用いる大気拡散の評価は、実効放出継続時間を基に計算した値を年間について小さい値から順に並べて整理し、累積出現頻度97%に当たる値としている。また、着目方位は、図1-2-1～図1-2-8に示すとおり、建屋による拡がりの影響を考慮し、複数方位を対象としている。

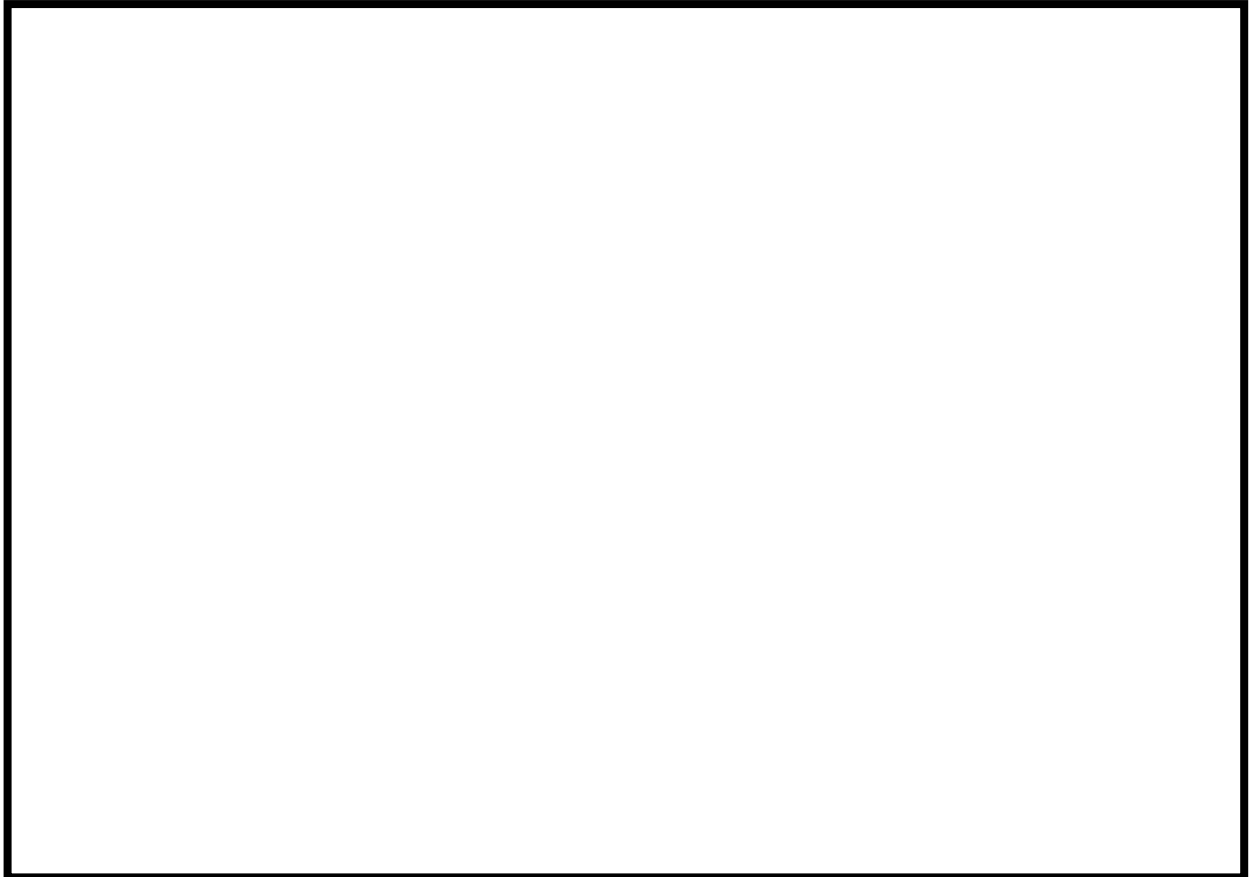


図1-2-1 6号炉原子炉冷却材喪失時の評価対象方位の選定

(放出点：6号炉主排気筒，評価点：中央制御室中心)

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。

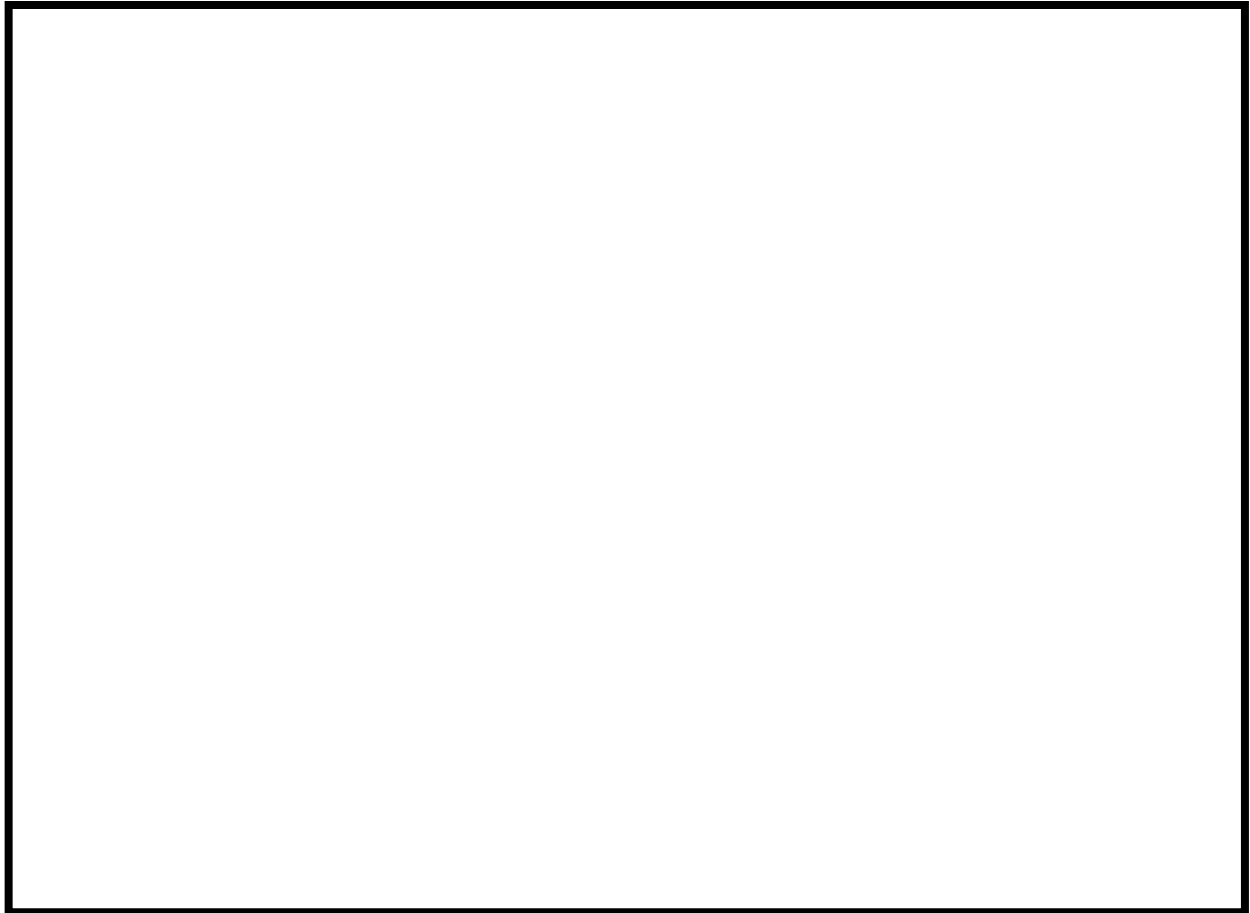


図1-2-2 6号炉原子炉冷却材喪失時の評価対象方位の選定
(放出点：6号炉主排気筒，評価点：サービス建屋入口)

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。

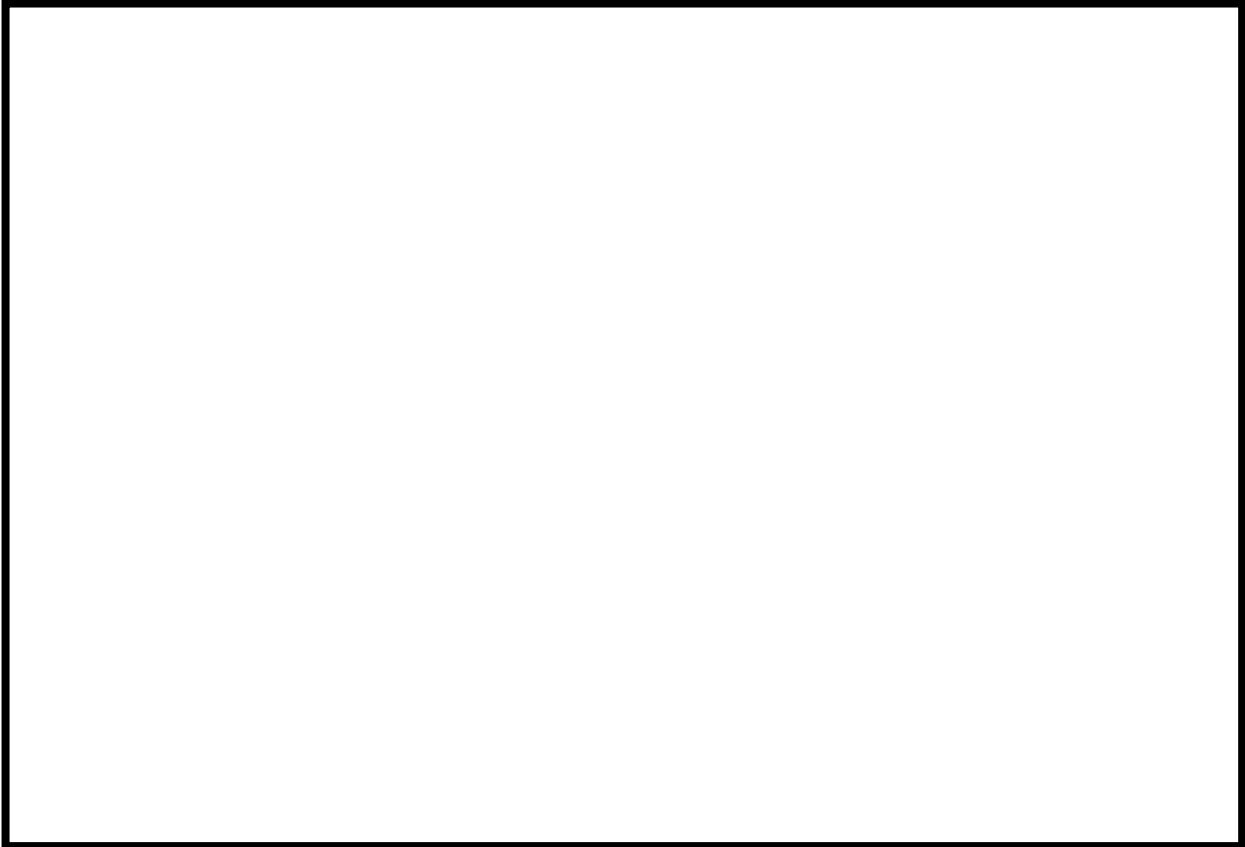


図1-2-3 7号炉原子炉冷却材喪失時の評価対象方位の選定

(放出点：7号炉主排気筒，評価点：中央制御室中心)

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。

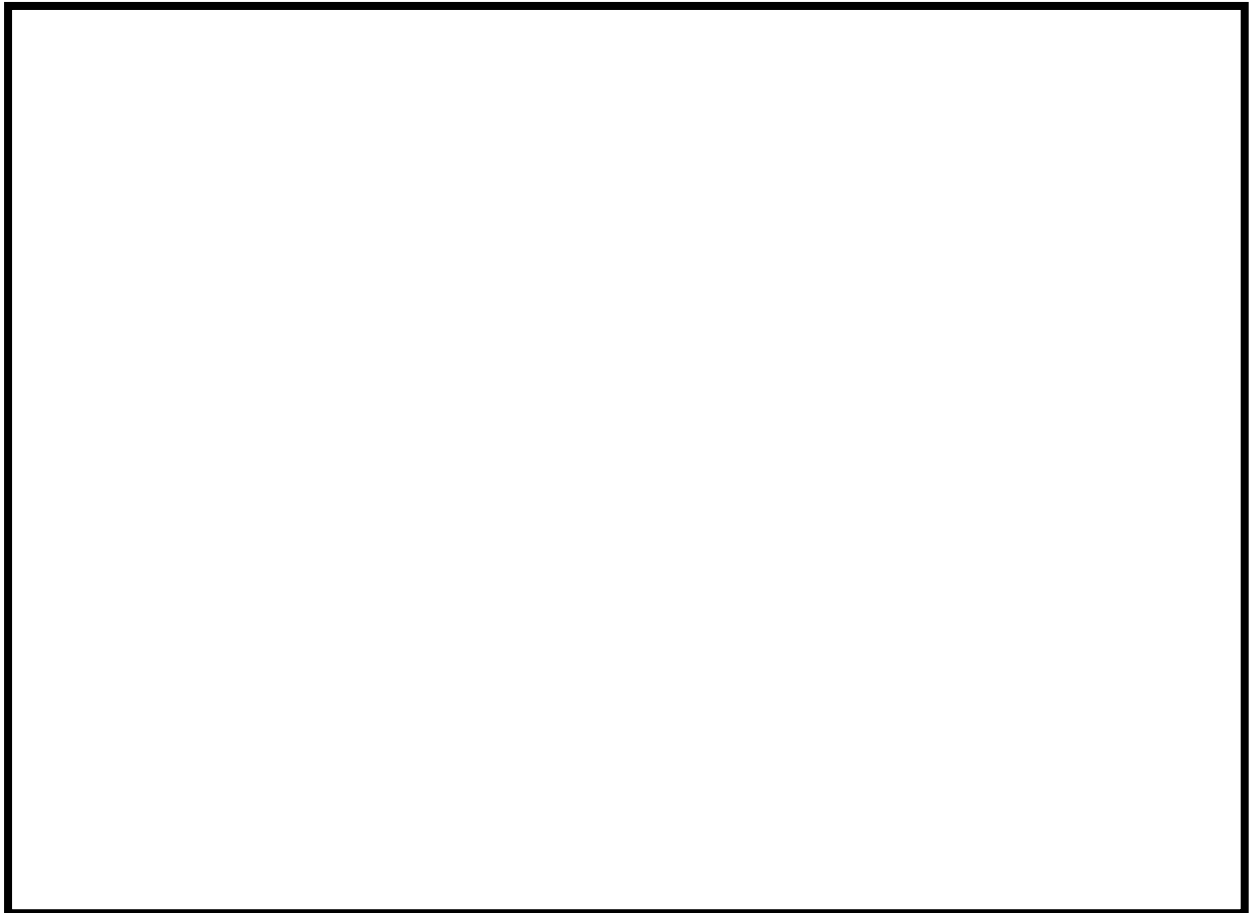


図1-2-4 7号炉原子炉冷却材喪失時の評価対象方位の選定
(放出点：7号炉主排気筒，評価点：サービス建屋入口)

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1-2-5 6号炉主蒸気管破断時の評価対象方位の選定

(放出点：6号炉原子炉建屋ブローアウトパネル，評価点：中央制御室中心)

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。

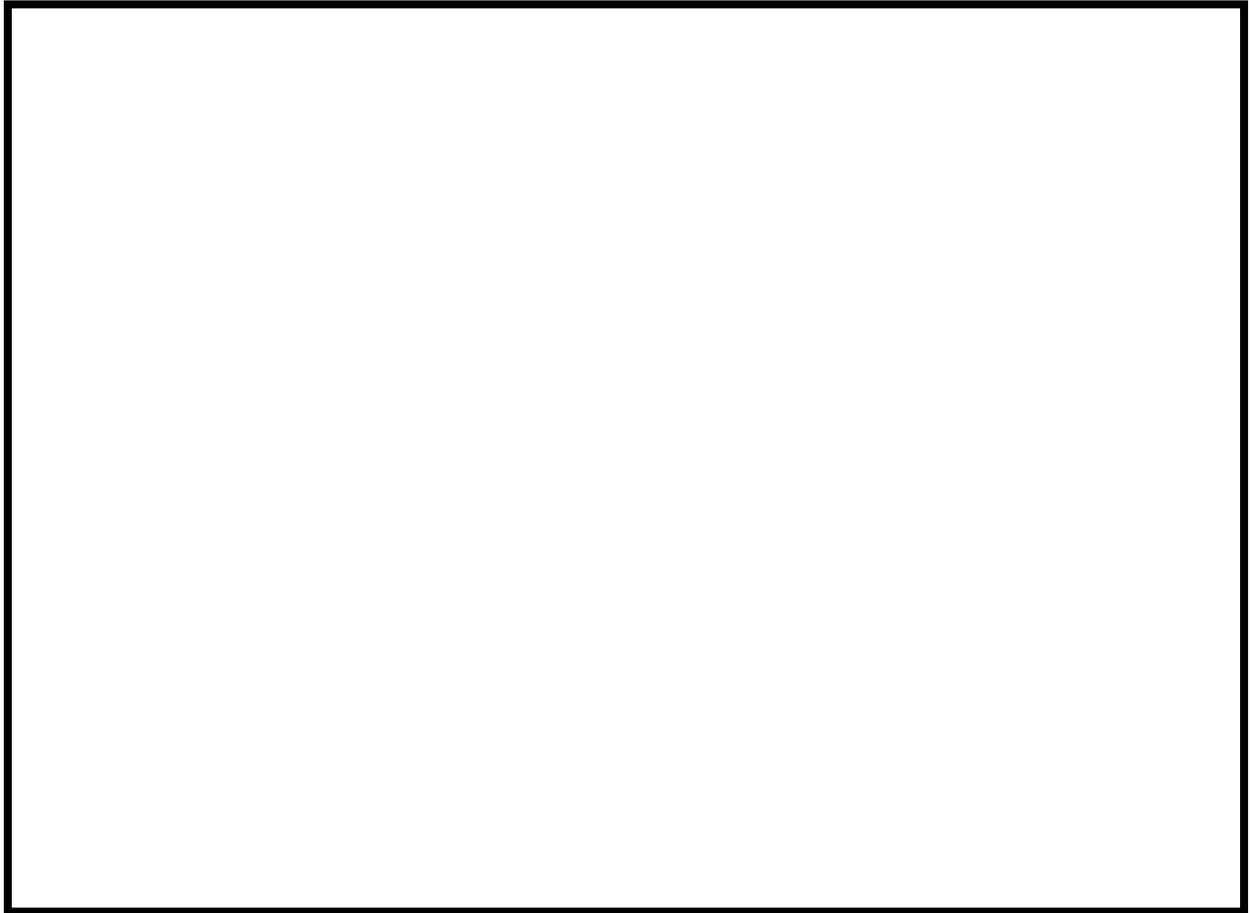


図1-2-6 6号炉主蒸気管破断時の評価対象方位の選定

(放出点：6号炉原子炉建屋ブローアウトパネル，評価点：サービス建屋入口)

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1-2-7 7号炉主蒸気管破断時の評価対象方位の選定

(放出点：7号炉原子炉建屋ブローアウトパネル，評価点：中央制御室中心)

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。

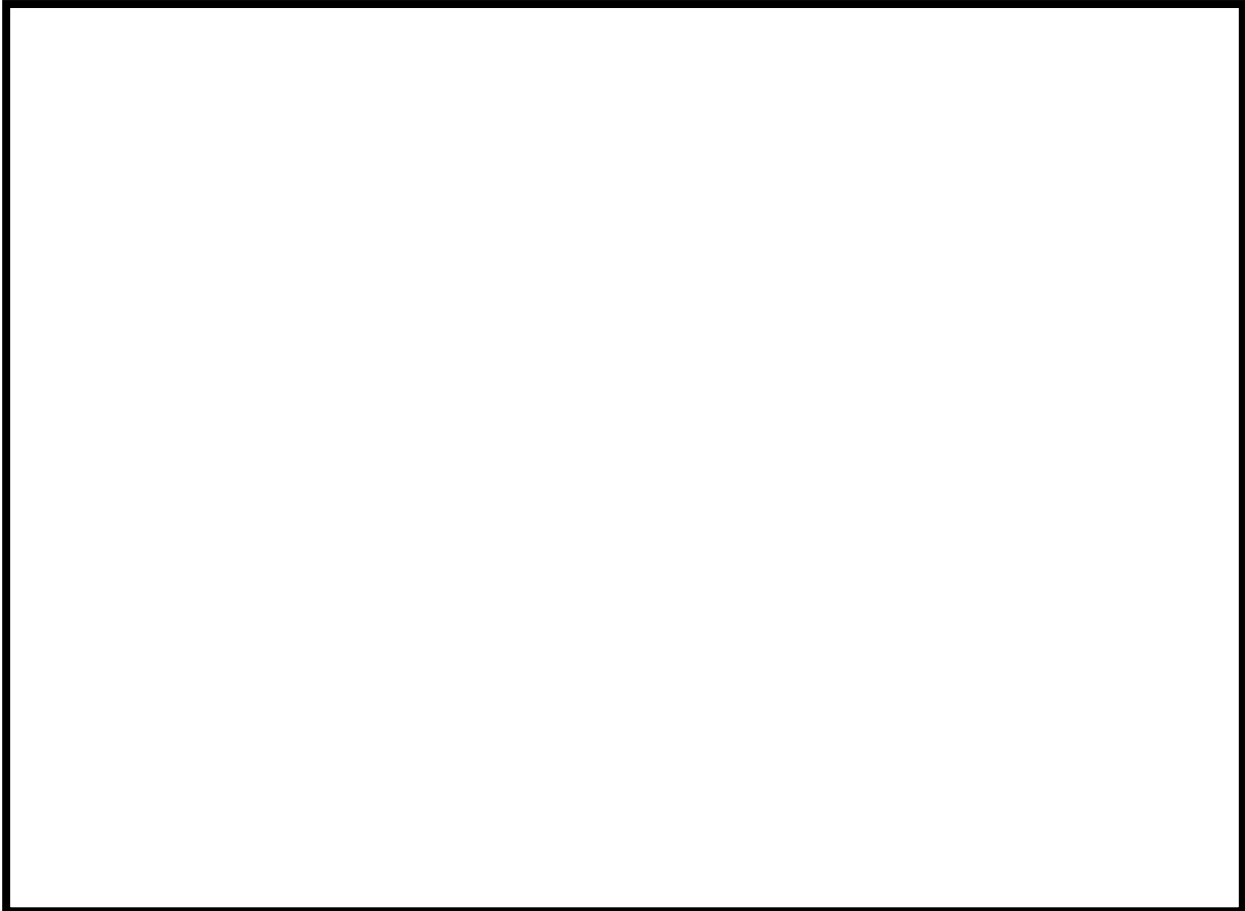


図1-2-8 7号炉主蒸気管破断時の評価対象方位の選定

(放出点：7号炉原子炉建屋ブローアウトパネル，評価点：サービス建屋入口)

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。

1-3 空気流入率試験結果について

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

表1-3-1 空気流入率試験結果

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

1-4 運転員の交替について

運転員の交替を考慮した中央制御室の居住性（設計基準）を評価するにあたり、平常時の直交替である5直2交替を考慮した。直交替サイクルを表1-4-1に、評価期間30日間の直交替スケジュールを表1-4-2に示す。なお、表1-4-2においては、A班が訓練明けの1直に入った際に事故が発生したと仮定している。

表1-4-1 直交替サイクル

	中央制御室の滞在時間
1直	8：30～21：25（12時間55分）
2直	21：00～8：55（11時間55分）

表1-4-2 直交替スケジュール（①：1直，②：2直）

	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18	19	20	21	22	23	24	25	26	27	28	29	30	
A班	①	①	②	②					①	①	②	②					①	①	②	②					①	①	②	②			
B班											①	①	②	②					①	①	②	②					①	①	②	②	
C班			①	①	②	②															①	①	②	②						①	①
D班					①	①	②	②					①	①	②	②															
E班	②	②					①	①	②	②					①	①	②	②						①	①	②	②				

A班の最初の入域もカウントし、30日間の中央制御室滞在時間及び入退域滞在時間の最大値を評価すると、A班の

中央制御室滞在時間：198時間40分（1直8回+2直8回）

入退域滞在時間：8時間0分（入退域数32回，1回あたり15分）

が最大となる。

1-5 内規^{*1}との整合性について

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>3. 評価項目（評価の手順，判断基準含む）</p> <p>3.1 想定事故</p> <p>(1) 想定事故の種類</p> <p>原子炉施設の構造，特性及び安全上の諸対策から，放射性物質の放出の拡大の可能性のある事故の態様として，原子炉格納容器内放出と原子炉格納容器外放出の2種類を考える【解説3.1】。</p> <p>a) BWR型原子炉施設の原子炉格納容器内放出は原子炉冷却材喪失，原子炉格納容器外放出は主蒸気管破断とする。</p> <p>b) PWR型原子炉施設の原子炉格納容器内放出は原子炉冷却材喪失，原子炉格納容器外放出は蒸気発生器伝熱管破損とする。</p> <p>c) 原子炉格納容器内放出及び原子炉格納容器外放出は，一方の事故で包含できる場合は，いずれかで代表してもよい。</p> <p>3.2 評価項目</p> <p>(1) 被ばく経路</p> <p>中央制御室内及び入退域時において，次の被ばく経路による被ばくを評価する（図3.1）。</p> <p>a) 中央制御室内での被ばく評価</p> <p>1) 建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく</p> <p>建屋に存在する放射性物質から放射されるガンマ線による中央制御室内での被ばくを，次の二つの経路を対象にして計算する。</p> <ul style="list-style-type: none"> - 建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による外部被ばく - 建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による外部被ばく <p>2) 大気中へ放出された放射性物質による被ばく</p> <p>大気中へ放出された放射性物質から放射されるガンマ線による被ばくを計算する。</p> <p>3) 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</p> <p>中央制御室内へ取り込まれた放射性物質による被ばくを，次の二つの被ばく経路を対象にして計算する。</p> <ul style="list-style-type: none"> - 中央制御室内へ外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による内部被ばく - 中央制御室内へ外気から取り込まれた放射性物質からのガンマ線による外部被ばく <p>b) 入退域時の被ばく評価</p> <p>4) 建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく</p> <p>建屋に存在する放射性物質から放射されるガンマ線による入退域時の被ばくを，次の二つの経路を対象にして計算する。</p> <ul style="list-style-type: none"> - 建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による外部被ばく - 建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による外部被ばく 	<p>3.1(1) →内規のとおり</p> <p>3.1(1)a) 柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉はBWR型原子炉施設なので，原子炉格納容器内放出は原子炉冷却材喪失，原子炉格納容器外放出は主蒸気管破断として評価する。</p> <p>3.2 →内規のとおり</p> <p>3.2(1)a)1) 建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による中央制御室内での外部被ばく線量を評価している。</p> <p>3.2(1)a)2) 大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による中央制御室での外部被ばくは，事故期間中の大気中への放射性物質の放出量を基に大気拡散効果と中央制御室の壁によるガンマ線の遮蔽効果を踏まえて評価している。</p> <p>3.2(1)a)3) 事故期間中に大気中へ放出された放射性物質の一部は外気から中央制御室内に取り込まれる。中央制御室内に取り込まれた放射性物質の吸入摂取による内部被ばく及びガンマ線による外部被ばくの和として実効線量を評価している。</p> <p>3.2(1)b)4) 建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による入退域時の外部被ばく線量を評価している。</p>

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>5) 大気中へ放出された放射性物質による被ばく 大気中へ放出された放射性物質による入退域時の被ばくを、次の二つの被ばく経路を対象にして計算する。 - 大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による内部被ばく - 大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による外部被ばく</p> <p>(2) 評価の手順 評価の手順を図3.2に示す。</p> <p>a) 大気中への放出量の計算及び放射性物質の施設内分布 想定事故に対して、大気中への放射性物質放出量を計算する。また、放射性物質の施設内の存在量分布を計算する。（「4.大気中への放出量の評価」）</p> <p>b) 原子炉施設周辺の気象データを用いて、大気拡散を計算して相対濃度及び相対線量を計算する。（「5.大気拡散の評価」）</p> <p>c) 放射性物質の施設内の存在量分布から建屋内の線源強度を計算する。（「6.建屋からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の評価」）</p> <p>d) 中央制御室室内での運転員の被ばくを計算する。 1) 前項c)の結果を用いて、建屋内の放射性物質からのガンマ線（スカイシャインガンマ線、直接ガンマ線）による被ばくを計算する。（「7.1建屋内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく」） 2) 前項a)及びb)の結果を用いて、大気中へ放出された放射性物質による被ばくを計算する。（「7.2大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく」） 3) 前項a)及びb)の結果を用いて、中央制御室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく（ガンマ線及び吸入摂取）を計算する。（「7.3室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく」）</p> <p>e) 入退域時の運転員の被ばくを計算する。 1) 前項c)の結果を用いて、建屋に存在する放射性物質から放射されるガンマ線（スカイシャインガンマ線、直接ガンマ線）による被ばくを計算する。（「7.4建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく」） 2) 前項a)及びb)の結果を用いて、大気中へ放出された放射性物質による被ばく（ガンマ線及び吸入摂取）を計算する。（「7.5大気中へ放出された放射性物質による入退域時の被ばく」）</p> <p>f) 文書化 評価条件及び評価結果を文書化する。</p> <p>g) 評価の手順のa)からc)までのうち、b)は他の評価と並列に進めてもよい。またd)及びe)は、並列に進めてもよい。</p>	<p>3.2(1)b)5) 大気中へ放出された放射性物質からの吸入摂取による内部被ばく線量及びガンマ線による外部被ばく線量を評価している。</p> <p>3.2(2)a) 想定事故に対して、大気中への放出量及び放射性物質の施設内の存在量分布を評価している。</p> <p>3.2(2)b) 原子炉施設周辺の気象データを用いて、大気拡散を計算して相対濃度及び相対線量を評価している。</p> <p>3.2(2)c) 放射性物質の施設内の存在量分布から建屋内の線源強度を評価している。</p> <p>3.2(2)d)1) 前項c)の結果を用いて、建屋内の放射性物質からのガンマ線（スカイシャインガンマ線、直接ガンマ線）による被ばくを評価している。 3.2(2)d)2) 前項a)及びb)の結果を用いて、大気中へ放出された放射性物質による被ばくを評価している。 3.2(2)d)3) 前項a)及びb)の結果を用いて、中央制御室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく（ガンマ線及び吸入摂取）を評価している。</p> <p>3.2(2)e)1) 前項c)の結果を用いて、建屋内に存在する放射性物質から放射されるガンマ線（スカイシャインガンマ線、直接ガンマ線）による被ばくを評価している。 3.2(2)e)2) 前項a)及びb)の結果を用いて、大気中へ放出された放射性物質による被ばく（ガンマ線及び吸入摂取）を評価している。</p> <p>3.2(2)f) 評価条件及び評価結果を文書化し、資料としてまとめている。</p> <p>3.2(2)g) 評価手順のa)からc)までのうち、b)は他の評価と並列に進めている。また、d)及びe)は、並列に進めている。</p>

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）

中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況

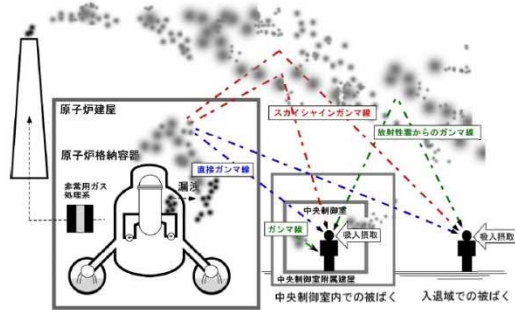
3.3 判断基準

「3.1想定事故」に対して、「3.2評価項目」の(1)a)中央制御室内での被ばく評価及び(1)b)入退域時の被ばく評価で計算した線量の合計値が、次の判断基準を満足すること。

- 1人あたりの被ばく経路ごとの実効線量の合算値が、100mSvを超えない（※1）【解説3.2】。

3.3 →内規のとおり

「1人あたりの被ばく経路ごとの実効線量の合算値が、100mSvを超えない」ことを満足していることを確認している。



(a) BWR型原子炉施設

図3.1 中央制御室居住性に係る被ばく経路

→図3.1のとおり被ばく経路を考慮している。

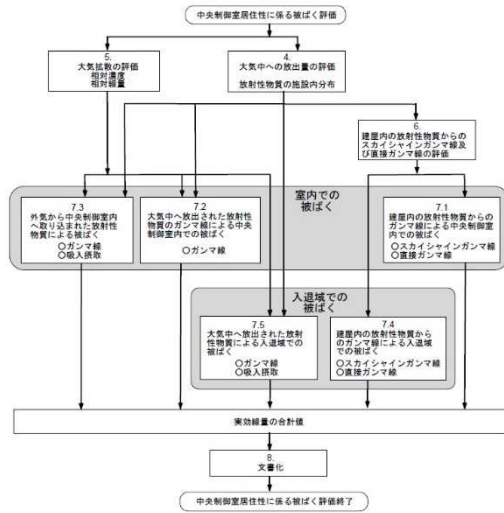
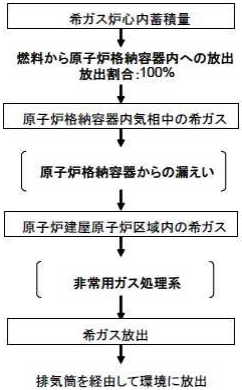
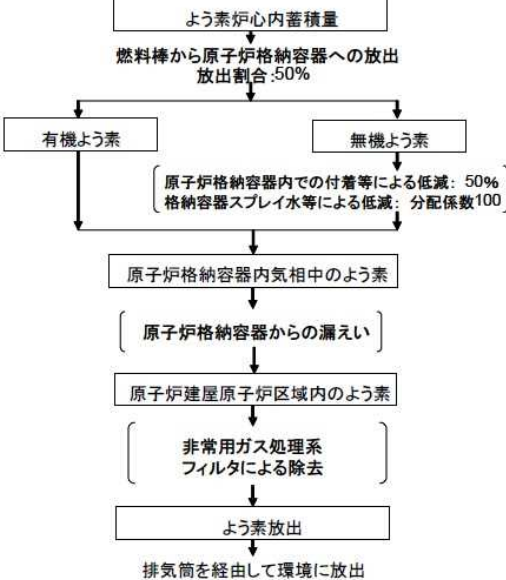


図3.2 評価の手順

→図3.2のとおり評価の手順に従って評価している。

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>4. 大気中への放出量の評価</p> <p>4.1 BWR型原子炉施設</p> <p>原子炉冷却材喪失及び主蒸気管破断を対象とする。原子炉冷却材喪失及び主蒸気管破断は、一方の事故で包絡できる場合は、いずれかで代表してもよい。</p> <p>4.1.1 原子炉冷却材喪失</p> <p>(1) 原子炉は、定格出力に余裕を見た出力で十分長時間運転していたとする【解説4.1】。</p> <p>(2) 大気中への放出量の計算</p> <p>a) 希ガスは図4.1, よう素は図4.2に示す放出経路で大気中へ放出されるとする。</p> <p>b) 事象発生後、原子炉格納容器内に放出される放射性物質の量は、炉心内蓄積量に対して希ガス100%, よう素50%の割合とする。</p> <p>c) 原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち、有機よう素は10%とし、残りの90%は無機よう素とする。</p> <p>d) 原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち、無機よう素は、50%が原子炉格納容器内及び同容器内の機器等に沈着し、原子炉格納容器からの漏えいに寄与しないとする。有機よう素及び希ガスは、この効果は無視する。</p> <p>e) サプレッションプール水に無機よう素が溶解する割合は、分配係数で100とする。有機よう素及び希ガスは、この効果は無視する。</p> <p>f) 希ガス及びよう素は、原子炉格納容器からの漏えいを計算する。原子炉格納容器からの漏えいは、原子炉格納容器の設計漏えい率及び原子炉格納容器内の圧力に対応した漏えい率に余裕を見込んだ値とする。</p> <p>g) 原子炉建屋の非常用換気系等(フィルタを含む。)は、起動するまでの十分な時間的余裕を見込む。非常用換気系等の容量は、設計で定められた値とする。フィルタのよう素除去効率設計値に余裕を見込んだ値とする【解説4.2】。原子炉建屋における沈着による放射性物質の除去効果は無視し、自然崩壊のみを考える。</p> <p>h) ECCSが再循環モードで運転され、原子炉格納容器内の水が原子炉格納容器外に導かれる場合には、原子炉格納容器外において設計漏えい率に余裕を見込んだ漏えい率での再循環水の漏えいがあると仮定する。再循環水中には、事象発生直後、よう素の炉心内蓄積量の50%が溶解するとし、ECCSの再循環系から原子炉建屋に漏えいしたよう素の気相への移行率は5%、原子炉建屋内でのよう素の沈着率は50%と仮定する。</p> <p>i) 原子炉格納容器から原子炉建屋内に漏えいした放射性物質は、原子炉建屋内非常用ガス処理系で処理された後、排気筒を経由して環境に放出されるとする。</p>	<p>4.1 →内規のとおり</p> <p>4.1.1 →内規のとおり</p> <p>4.1.1(1) 定格出力に余裕を見た出力で十分長時間運転していた炉心の評価対象炉心としている。</p> <p>4.1.1(2)a) 希ガスは図4.1, よう素は図4.2に示される放出経路で大気中へ放出されるとして評価している。</p> <p>4.1.1(2)b) 事象発生後、原子炉格納容器内に放出される放射性物質の量は、炉心内蓄積量に対して希ガス100%, よう素50%の割合として評価している。</p> <p>4.1.1(2)c) 原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち、有機よう素は10%とし、残りの90%は無機よう素として評価している。</p> <p>4.1.1(2)d) 原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち、無機よう素は、50%が原子炉格納容器内及び同容器内の機器等に沈着し、原子炉格納容器からの漏えいに寄与しないとして評価している。有機よう素及び希ガスは、この効果は無視して評価している。</p> <p>4.1.1(2)e) サプレッションプール水に無機よう素が溶解する割合は、分配係数で100として評価している。有機よう素及び希ガスは、この効果は無視して評価している。</p> <p>4.1.1(2)f) 希ガス及びよう素は、原子炉格納容器からの漏えいを評価している。原子炉格納容器からの漏えいは、原子炉格納容器の設計漏えい率及び原子炉格納容器内の圧力に対応した漏えい率に余裕を見込んだ値として評価している。</p> <p>4.1.1(2)g) 原子炉建屋の非常用ガス処理系は、起動信号により瞬時に起動するものとして評価している。非常用ガス処理系の容量は、設計で定められた値として評価している。フィルタのよう素除去効率は設計値に余裕を見込んだ値として評価している。原子炉建屋における沈着による放射性物質の除去効果は無視し、自然崩壊のみを考慮し評価している。</p> <p>4.1.1(2)h) 非常用炉心冷却系によりサプレッションプール水が原子炉格納容器外に導かれるが、原子炉格納容器外における漏えいは、原子炉格納容器の漏えいに比べ小さいことから、評価を省略している。</p>

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
 <p>図4.1 原子炉冷却材喪失の希ガスの放出経路（BWR型原子炉施設）</p>	<p>4.1.1(2)i) 原子炉格納容器から原子炉建屋内に漏えいした放射性物質は、非常用ガス処理系で処理された後、主排気筒を経由して環境に放出されるとして評価している。</p> <p>→図4.1の放出経路で希ガスを評価している。</p>
 <p>図4.2 原子炉冷却材喪失のよう素の放出経路（BWR型原子炉施設）</p>	<p>→図4.2の放出経路でよう素を評価している。</p>

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>4.1.2 主蒸気管破断</p> <p>(1) 原子炉は、定格出力に余裕を見た出力で十分長時間運転していたとする【解説4.1】。</p> <p>(2) 原子炉の出力運転中に、主蒸気管1本が、原子炉格納容器外で瞬時に両端破断すると仮定する。</p> <p>(3) 主蒸気隔離弁は、設計上の最大の動作遅れ時間及び閉止時間で全閉する。</p> <p>(4) 原子炉冷却材の流出流量の計算に当たっては、流量制限器の機能を考慮することができる。ただし、主蒸気隔離弁の部分において臨界流が発生するまでは、弁による流量制限の効果は考えない。</p> <p>(5) 事象発生と同時に、外部電源は喪失すると仮定する。</p> <p>(6) 事象発生後、原子炉圧力は、長時間、逃がし安全弁の設定圧に保たれる。</p> <p>(7) 大気中への放出量の計算</p> <p>a) 希ガスは図4.3、ハロゲン等は図4.4に示す放出経路で大気中へ放出されるとする。</p> <p>b) 事象発生前の原子炉冷却材中の放射性物質の濃度は、運転上許容されるI-131の最大濃度に相当する濃度とし、その組成は拡散組成とする。蒸気相中のハロゲン濃度は、液相の濃度の1/50とする。</p> <p>c) 原子炉圧力の減少に伴う燃料棒からの追加放出量を、I-131は先行炉等での実測データに基づく値に安全余裕を見込んだ値とし、その他の放射性物質はその組成を平衡組成として求める。希ガスはよう素の2倍の放出量とする。</p> <p>d) 主蒸気隔離弁閉止前の燃料棒からの放射性物質の追加放出割合は、主蒸気隔離弁閉止前の原子炉圧力の低下割合に比例するとし、追加放出された放射性物質の1%が破断口から放出する。</p> <p>e) 主蒸気隔離弁閉止後の燃料棒からの放射性物質の追加放出は、主蒸気隔離弁閉止直後に、これらすべての放射性物質が瞬時に原子炉冷却材中へ放出する。</p> <p>f) 燃料棒から放出されたよう素のうち、有機よう素は10%とし、残りの90%は無機よう素とする。有機よう素のうち10%は瞬時に気相部に移行する。残りのよう素及びその他のハロゲンが気相部にキャリーオーバーされる割合は、2%とする。希ガスは、すべて瞬時に気相部に移行する。</p> <p>g) 主蒸気隔離弁閉止前に放出された原子炉冷却材は、完全蒸発し、同時に放出された放射性物質を均一に含む蒸気雲になるとする。隔離弁閉止後に放出された放射性物質は、大気中に地上放散する。</p> <p>h) 主蒸気隔離弁は、1個が閉止しないとする。閉止した隔離弁からは、蒸気が漏えいする。閉止した主蒸気隔離弁の漏えい率は設計値に余裕を見込んだ値とし、この漏えい率は一定とする。</p> <p>i) 主蒸気隔離弁閉止後は、残留熱除去系又は逃がし安全弁等を通して、崩壊熱相当の蒸気が、サプレッションプールに移行する。</p>	<p>4.1.2 →内規のとおり</p> <p>4.1.2(1) 定格出力に余裕を見た出力で十分長時間運転していた炉心を評価対象炉心としている。</p> <p>4.1.2(2) 原子炉の出力運転中に、主蒸気管1本が、原子炉格納容器外で瞬時に両端破断すると仮定し評価している。</p> <p>4.1.2(3) 主蒸気隔離弁は、設計上の最大の動作遅れ時間及び閉止時間で全閉するとして評価している。</p> <p>4.1.2(4) 原子炉冷却材の流出流量の計算に当たっては、流量制限器の機能を考慮し、評価している。ただし、主蒸気隔離弁の部分において臨界流が発生するまでは、弁による流量制限の効果は考慮していない。</p> <p>4.1.2(5) 事象発生と同時に、外部電源は喪失すると仮定し、評価している。</p> <p>4.1.2(6) 事象発生後、原子炉圧力は、長時間、逃がし安全弁の設定圧に保たれるとして評価している。</p> <p>4.1.2(7)a) 希ガスは図4.3、ハロゲン等は図4.4に示す放出経路で大気中へ放出されるとして評価する。</p> <p>4.1.2(7)b) 事象発生前の原子炉冷却材中の放射性物質の濃度は、運転上許容されるI-131の最大濃度に相当する濃度とし、その組成は拡散組成として評価している。蒸気相中のハロゲン濃度は、液相の濃度の1/50とし、評価している。</p> <p>4.1.2(7)c) 原子炉圧力の減少に伴う燃料棒からの追加放出量を、I-131は先行炉等での実測データに基づく値に安全余裕を見込んだ値とし、その他の放射性物質はその組成を平衡組成として評価している。希ガスはよう素の2倍の放出量として評価している。</p> <p>4.1.2(7)d) 主蒸気隔離弁閉止前の燃料棒からの放射性物質の追加放出割合は、主蒸気隔離弁閉止前の原子炉圧力の低下割合に比例するとし、追加放出された放射性物質の1%が破断口から放出するとして評価している。</p> <p>4.1.2(7)e) 主蒸気隔離弁閉止後の燃料棒からの放射性物質の追加放出は、主蒸気隔離弁閉止直後に、これらすべての放射性物質が瞬時に原子炉冷却材中へ放出するとして評価している。</p> <p>4.1.2(7)f) 燃料棒から放出されたよう素のうち、有機よう素は10%とし、残りの90%は無機よう素としている。有機よう素のうち10%は瞬時に気相部に移行するとし、残りのよう素及びその他の</p>

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）

中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況

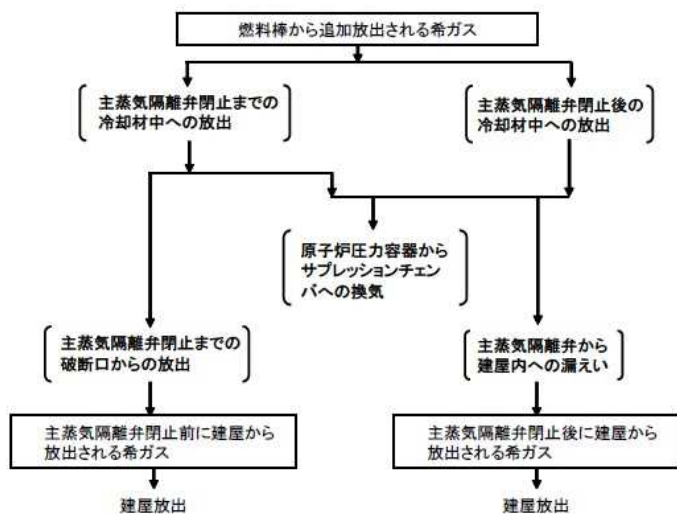


図4.3 主蒸気管破断の希ガスの放出経路（BWR 型原子炉施設）

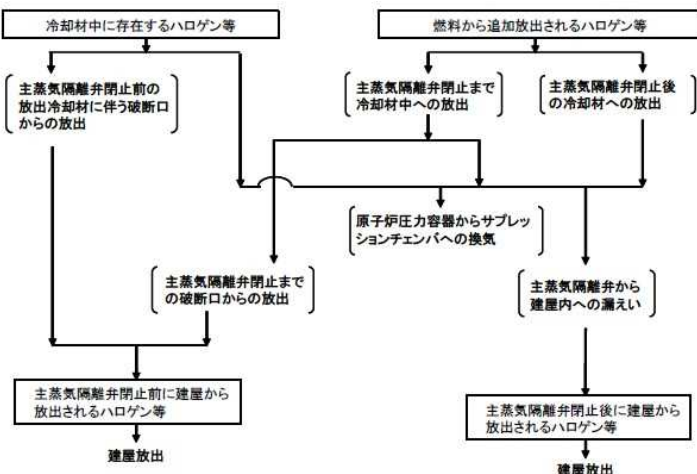


図4.4 主蒸気管破断のハロゲン等の放出経路（BWR 型原子炉施設）

ハロゲンが気相部にキャリーオーバーされる割合は、2%として評価している。希ガスは、すべて瞬時に気相部に移行するとして評価している。

4.1.2(7)g 主蒸気隔離弁閉止前に放出された原子炉冷却材は、完全蒸発し、同時に放出された放射性物質を均一に含む蒸気雲になるとして評価している。隔離弁閉止後に放出された放射性物質は、大気中に地上放散するとして評価している。

4.1.2(7)h 主蒸気隔離弁は、1個が閉止しないと、閉止した隔離弁からは、蒸気が漏えいするとして評価している。閉止した主蒸気隔離弁の漏えい率は設計値に余裕を見込んだ値とし、この漏えい率は一定として評価している。

4.1.2(7)i 主蒸気隔離弁閉止後は、逃がし安全弁等を通して、崩壊熱相当の蒸気が、サブプレッションプールに移行するものとして評価している。

→図4.3の放出経路で希ガスを評価している。

→図4.4の放出経路でハロゲン等を評価している。

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況																								
<p>5. 大気拡散の評価</p> <p>5.1 放射性物質の大気拡散</p> <p>5.1.1 大気拡散の計算式</p> <p>大気拡散モデルについては、国内の既存の中央制御室と大きく異なる設計の場合には適用しない。</p> <p>(1) 建屋の影響を受けない場合の基本拡散式【解説5.1】</p> <p>a) ガウスプルームモデルの適用</p> <p>1) ガウスプルームモデル</p> <p>放射性物質の空気中濃度は、放出源高さ、風向、風速、大気安定度に応じて、空間濃度分布が水平方向、鉛直方向ともに正規分布になると仮定した次のガウスプルームモデル^(参3)を適用して計算する。</p> $\chi(x, y, z) = \frac{Q}{2\pi\sigma_y\sigma_zU} \exp\left(-\lambda\frac{x}{U}\right) \exp\left(-\frac{y^2}{2\sigma_y^2}\right) \times \left[\exp\left\{-\frac{(z-H)^2}{2\sigma_z^2}\right\} + \exp\left\{-\frac{(z+H)^2}{2\sigma_z^2}\right\} \right] \dots\dots\dots (5.1)$ <table border="0"> <tr> <td>$\chi(x, y, z)$</td> <td>: 評価点(x, y, z)の放射性物質の濃度</td> <td>(Bq/m³)</td> </tr> <tr> <td>Q</td> <td>: 放射性物質の放出率</td> <td>(Bq/s)</td> </tr> <tr> <td>U</td> <td>: 放出源を代表する風速</td> <td>(m/s)</td> </tr> <tr> <td>λ</td> <td>: 放射性物質の崩壊定数</td> <td>(1/s)</td> </tr> <tr> <td>z</td> <td>: 評価点の高さ</td> <td>(m)</td> </tr> <tr> <td>H</td> <td>: 放射性物質の放出源の高さ</td> <td>(m)</td> </tr> <tr> <td>σ_y</td> <td>: 濃度のy方向の拡がりのパラメータ</td> <td>(m)</td> </tr> <tr> <td>σ_z</td> <td>: 濃度のz方向の拡がりのパラメータ</td> <td>(m)</td> </tr> </table> <p>拡散式の座標は、放出源直下の地表を原点に、風下方向をx軸、その直角方向をy軸、鉛直方向をz軸とする直角座標である。</p> <p>2) 保守性を確保するために、通常、放射性物質の核崩壊による減衰項は計算しない。すなわち、(5.1)式で、核崩壊による減衰項を次のとおりとする。</p> $\exp\left(-\lambda\frac{x}{U}\right) = 1 \dots\dots\dots (5.2)$ <p>b) σ_y及びσ_zは、中央制御室が設置されている建屋が、放出源から比較的近距离にあることを考えて、5.1.3項に示す方法で計算する。</p>	$\chi(x, y, z)$: 評価点(x, y, z)の放射性物質の濃度	(Bq/m ³)	Q	: 放射性物質の放出率	(Bq/s)	U	: 放出源を代表する風速	(m/s)	λ	: 放射性物質の崩壊定数	(1/s)	z	: 評価点の高さ	(m)	H	: 放射性物質の放出源の高さ	(m)	σ_y	: 濃度のy方向の拡がりのパラメータ	(m)	σ_z	: 濃度のz方向の拡がりのパラメータ	(m)	<p>5.1.1 →内規のとおり</p> <p>中央制御室は、国内の既存の中央制御室と大きく異なる設計ではないため、大気拡散モデルを適用する。</p> <p>5.1.1(1) 原子炉冷却材喪失、主蒸気管破断ともに建屋の影響を受けるため、5.1.1(2)に示された方法で評価している。</p>
$\chi(x, y, z)$: 評価点(x, y, z)の放射性物質の濃度	(Bq/m ³)																							
Q	: 放射性物質の放出率	(Bq/s)																							
U	: 放出源を代表する風速	(m/s)																							
λ	: 放射性物質の崩壊定数	(1/s)																							
z	: 評価点の高さ	(m)																							
H	: 放射性物質の放出源の高さ	(m)																							
σ_y	: 濃度のy方向の拡がりのパラメータ	(m)																							
σ_z	: 濃度のz方向の拡がりのパラメータ	(m)																							

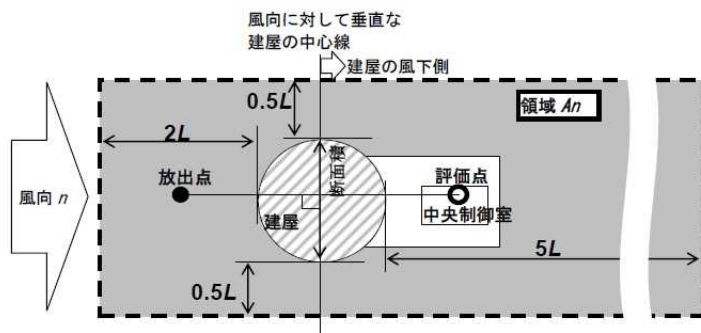
原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>c) 気象データ 風向，風速，大気安定度等の観測項目を，現地において少なくとも1年間観測して得られた気象資料を拡散式に用いる。放出源の高さにおける気象データが得られている場合にはそれを活用してよい。</p> <p>(2) 建屋影響を受ける場合の基本拡散式【解説5.2】</p> <p>a) 中央制御室評価で特徴的な近距離の建屋の影響を受ける場合には，(5.1)式の通常の大気拡散による拡がりのパラメータであるσ_y及びσ_zに，建屋による巻込み現象による初期拡散パラメータσ_{y0}，σ_{z0}を加算した総合的な拡散パラメータΣ_y，Σ_zを適用する。</p> <p>1) 建屋影響を受ける場合は，次の(5.3)式を基本拡散式とする。</p> $\chi(x, y, z) = \frac{Q}{2\pi \Sigma_y \Sigma_z U} \exp\left(-\lambda \frac{x}{U}\right) \exp\left(-\frac{y^2}{2\Sigma_y^2}\right) \times \left[\exp\left[-\frac{(z-H)^2}{2\Sigma_z^2}\right] + \exp\left[-\frac{(z+H)^2}{2\Sigma_z^2}\right] \right] \dots\dots\dots (5.3)$ $\Sigma_y^2 = \sigma_{y0}^2 + \sigma_y^2 \quad , \quad \Sigma_z^2 = \sigma_{z0}^2 + \sigma_z^2$ $\sigma_{y0}^2 = \sigma_{z0}^2 = \frac{cA}{\pi}$ <p>$\chi(x, y, z)$: 評価点(x, y, z)の放射性物質の濃度 (Bq/m³) Q : 放射性物質の放出率 (Bq/s) U : 放出源を代表する風速 (m/s) λ : 放射性物質の崩壊定数 (1/s) z : 評価点の高さ (m) H : 放射性物質の放出源の高さ (m) Σ_y : 建屋の影響を加算した濃度のy方向の拡がりのパラメータ (m) Σ_z : 建屋の影響を加算した濃度のz方向の拡がりのパラメータ (m) σ_y : 濃度のy方向の拡がりのパラメータ (m) σ_z : 濃度のz方向の拡がりのパラメータ (m) σ_{y0} : 建屋による巻込み現象によるy方向の初期拡散パラメータ (m) σ_{z0} : 建屋による巻込み現象によるz方向の初期拡散パラメータ (m) A : 建屋などの風向方向の投影面積 (m²) c : 形状係数 (-)</p>	<p>5.1.1(2)a) 中央制御室評価で特徴的な近距離の建屋の影響を受けるため，建屋による巻込み現象による影響を含めて評価している。</p> <p>5.1.1(2)a)1) 建屋の影響を受けるため，(5.3)式の基本拡散式を用いて評価している。</p>

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況																		
<p>2) 保守性を確保するために、通常、放射性物質の核崩壊による減衰項は計算しない。すなわち、(5.3)式で、核崩壊による減衰項を次のとおりとする。これは、(5.2)式の場合と同じである。</p> $\exp\left(-\lambda \frac{x}{U}\right) = 1$ <p>b) 形状係数c の値は、特に根拠が示されるもののほかは原則として1/2 を用いる。これは、Gifford により示された範囲 (1/2 < c < 2) において保守的に最も大きな濃度を与えるためである。</p> <p>c) 中央制御室の評価においては、放出源又は巻き込みを生じる建屋から近距離にあるため、拡散パラメータの値は σ_{y0}、σ_{z0} が支配的となる。このため、(5.3)式の計算で、$\sigma_y=0$ 及び $\sigma_z=0$ として、σ_{y0}、σ_{z0} の値を適用してもよい。</p> <p>d) 気象データ 建屋影響は、放出源高さから地上高さに渡る気象条件の影響を受けるため、地上高さに相当する比較的low風速の気象データ（地上10m 高さで測定）を採用するのは保守的かつ適切である。</p> <p>e) 建屋影響を受ける場合の条件については、「5.1.2 原子炉施設周辺の建屋影響による拡散」に従う。</p> <p>(3) 建屋影響を受ける場合の基本拡散式の適用について</p> <p>a) (5.3)式を適用する場合、「5.1.2 原子炉施設周辺の建屋影響による拡散」の(1)、a)の放出源の条件に応じて、原子炉施設周辺の濃度を、次のb)又はc)の方法によって計算する。</p> <p>b) 放出源の高さで濃度を計算する場合</p> <p>1) 放出源と評価点で高度差がある場合には、評価点高さを放出源高さとして ($z=H$, $H>0$) , (5.4) 式で濃度を求める【解説5.3】 【解説5.4】。</p> $\chi(x,y,z) = \frac{Q}{2\pi \sum_y \cdot \sum_z U} \exp\left(-\frac{y^2}{2\sum_y^2}\right) \cdot \left[1 + \exp\left(-\frac{(2H)^2}{2\sum_z^2}\right)\right] \dots\dots (5.4)$ <table border="0" style="margin-left: 20px;"> <tr> <td>$\chi(x,y,z)$</td> <td>: 評価点 (x,y,z) の放射性物質の濃度</td> <td>(Bq/m³)</td> </tr> <tr> <td>Q</td> <td>: 放射性物質の放出率</td> <td>(Bq/s)</td> </tr> <tr> <td>U</td> <td>: 放出源を代表する風速</td> <td>(m/s)</td> </tr> <tr> <td>H</td> <td>: 放射性物質の放出源の高さ</td> <td>(m)</td> </tr> <tr> <td>\sum_y</td> <td>: 建屋の影響を加算した 濃度の y 方向の拡がりのパラメータ</td> <td>(m)</td> </tr> <tr> <td>\sum_z</td> <td>: 建屋の影響を加算した 濃度の z 方向の拡がりのパラメータ</td> <td>(m)</td> </tr> </table>	$\chi(x,y,z)$: 評価点 (x,y,z) の放射性物質の濃度	(Bq/m ³)	Q	: 放射性物質の放出率	(Bq/s)	U	: 放出源を代表する風速	(m/s)	H	: 放射性物質の放出源の高さ	(m)	\sum_y	: 建屋の影響を加算した 濃度の y 方向の拡がりのパラメータ	(m)	\sum_z	: 建屋の影響を加算した 濃度の z 方向の拡がりのパラメータ	(m)	<p>5.1.1(2)a)2) 放射性物質の核崩壊による減衰項は計算していない。</p> <p>5.1.1(2)b) 形状係数cの値は、1/2を用いている。</p> <p>5.1.1(2)c) $\sigma_y=0$及び$\sigma_z=0$とした計算は行っていない。</p> <p>5.1.1(2)d) 建屋影響は、放出源高さから地上高さに渡る気象条件の影響を受けるため、保守的に地上高さに相当する比較的low風速の気象データ（地上10m高さで測定）で評価している。</p> <p>5.1.1(2)e) 建屋影響を受ける場合の条件については、「5.1.2 原子炉施設周辺の建屋影響による拡散」に従っている。</p> <p>5.1.1(3)a) (5.3)式を適用するため、「5.1.2 原子炉施設周辺の建屋影響による拡散」の(1)a)の放出源の条件に応じて、原子炉施設周辺の濃度を、次のb)又はc)の方法によって計算している。</p> <p>5.1.1(3)b)1) 放出源と評価点で高度差がある場合には、評価点高さを放出源高さとして ($z=H$, $H>0$) , (5.4)式で濃度を評価している。</p>
$\chi(x,y,z)$: 評価点 (x,y,z) の放射性物質の濃度	(Bq/m ³)																	
Q	: 放射性物質の放出率	(Bq/s)																	
U	: 放出源を代表する風速	(m/s)																	
H	: 放射性物質の放出源の高さ	(m)																	
\sum_y	: 建屋の影響を加算した 濃度の y 方向の拡がりのパラメータ	(m)																	
\sum_z	: 建屋の影響を加算した 濃度の z 方向の拡がりのパラメータ	(m)																	

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況															
<p>2) 放出源の高さが地表面よりも十分離れている場合には、地表面からの反射による濃度の寄与が小さくなるため、右辺の指数減衰項は1に比べて小さくなることを確認できれば、無視してよい【解説5.5】。</p> <p>c) 地上面の高さで濃度を計算する場合 放出源及び評価点が地上面にある場合（$z=0, H=0$），地上面の濃度を適用して，（5.5）式で求める【解説5.3】【解説5.4】。</p> $\chi(x,y,0) = \frac{Q}{\pi \sum_y \cdot \sum_z U} \exp\left(-\frac{y^2}{2\sum_y^2}\right) \dots\dots\dots (5.5)$ <table border="0" style="margin-left: 20px;"> <tr> <td>$\chi(x,y,0)$</td> <td>: 評価点(x,y,0)の放射性物質の濃度</td> <td>(Bq/m³)</td> </tr> <tr> <td>Q</td> <td>: 放射性物質の放出率</td> <td>(Bq/s)</td> </tr> <tr> <td>U</td> <td>: 放出源を代表する風速</td> <td>(m/s)</td> </tr> <tr> <td>\sum_y</td> <td>: 建屋の影響を加算した濃度のy方向の拡がりのパラメータ</td> <td>(m)</td> </tr> <tr> <td>\sum_z</td> <td>: 建屋の影響を加算した濃度のz方向の拡がりのパラメータ</td> <td>(m)</td> </tr> </table> <p>5.1.2 原子炉施設周辺の建屋影響による拡散</p> <p>(1) 原子炉施設の建屋後流での巻き込みが生じる場合の条件</p> <p>a) 中央制御室のように、事故時の放射性物質の放出点から比較的近距離の場所では、建屋の風下側における風の巻き込みによる影響が顕著となると考えられる。そのため、放出点と巻き込みを生じる建屋及び評価点との位置関係によっては、建屋の影響を考慮して大気拡散の計算をする必要がある。</p> <p>中央制御室の被ばく評価においては、放出点と巻き込みを生じる建屋及び評価点との位置関係について、以下に示す条件すべてに該当した場合、放出点から放出された放射性物質は建屋の風下側で巻き込みの影響を受け拡散し、評価点に到達するものとする。</p> <p>放出点から評価点までの距離は、保守的な評価となるように水平距離を用いる。</p> <ol style="list-style-type: none"> 1) 放出点の高さが建屋の高さの2.5倍に満たない場合 2) 放出点と評価点を結んだ直線と平行で放出点を風上とした風向nについて、放出点の位置が風向nと建屋の投影形状に応じて定まる一定の範囲(図5.1の領域An)の中にある場合 3) 評価点が、巻き込みを生じる建屋の風下側にある場合 <p>上記の三つの条件のうちの一つでも該当しない場合には、建屋の影響はないものとして大気拡散評価を行うものとする^(参4)。</p> <p>ただし、放出点と評価点が隣接するような場合の濃度予測には適用しない。</p> <p>建屋の影響の有無の判断手順を、図5.2に示す。</p>	$\chi(x,y,0)$: 評価点(x,y,0)の放射性物質の濃度	(Bq/m ³)	Q	: 放射性物質の放出率	(Bq/s)	U	: 放出源を代表する風速	(m/s)	\sum_y	: 建屋の影響を加算した濃度のy方向の拡がりのパラメータ	(m)	\sum_z	: 建屋の影響を加算した濃度のz方向の拡がりのパラメータ	(m)	<p>5.1.1(3)b)2) 放出源の高さが地表面よりも十分離れている場合には、地表面からの反射による濃度の寄与が小さくなり、右辺の指数減衰項は1に比べて小さくなることを確認している。</p> <p>5.1.1(3)c) 放出源及び評価点が地上面にある場合（$z=0, H=0$），地上面の濃度を適用して，（5.5）式で評価している。</p> <p>5.1.2 →内規のとおり</p> <p>5.1.2(1)a) 原子炉冷却材喪失、主蒸気管破断ともに、放出点と巻き込みを生じる建屋及び評価点との位置関係について、示された条件すべてに該当するため、放出点から放出された放射性物質は建屋の風下側で巻き込みの影響を受け拡散し、評価点に到達するものとして評価している。</p>
$\chi(x,y,0)$: 評価点(x,y,0)の放射性物質の濃度	(Bq/m ³)														
Q	: 放射性物質の放出率	(Bq/s)														
U	: 放出源を代表する風速	(m/s)														
\sum_y	: 建屋の影響を加算した濃度のy方向の拡がりのパラメータ	(m)														
\sum_z	: 建屋の影響を加算した濃度のz方向の拡がりのパラメータ	(m)														

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）

中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況



注:L 建屋又は建屋群の風向に垂直な面での高さ又は幅の小さい方

図5.1 建屋影響を考慮する条件（水平断面での位置関係）

b) 実験等によって、より具体的な最新知見が得られた場合、例えば風洞実験の結果から建屋の影響を受けていないことが明らかになった場合にはこの限りではない。

5.1.2(1)b) 5.1.2(1)a)にしたがって評価している。

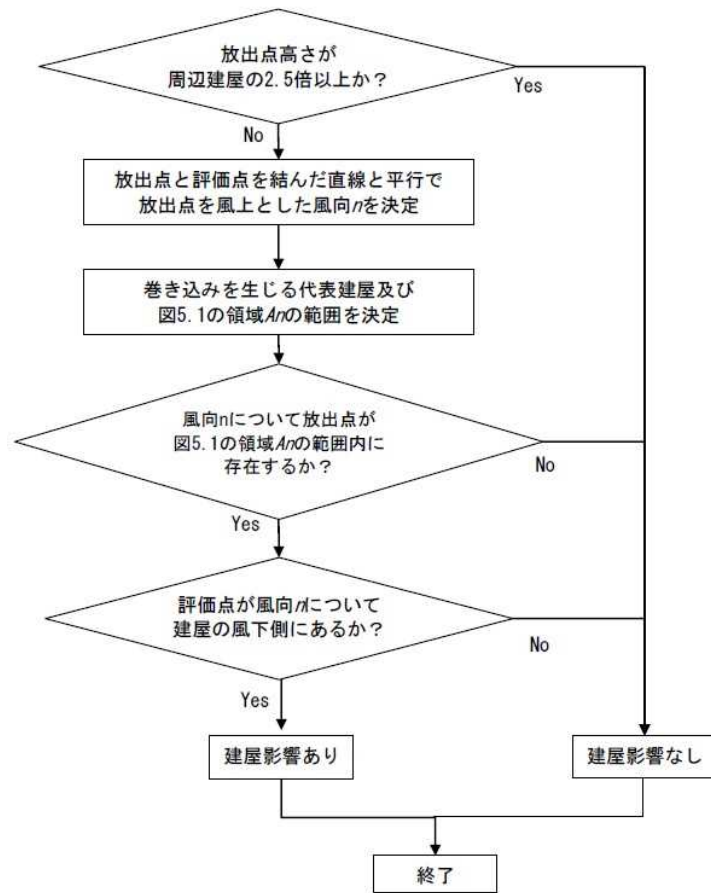


図5.2 建屋影響の有無の判断手順

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>(2) 建屋後流の巻き込みによる放射性物質の拡散の考え方</p> <p>a) 「5.1.2原子炉施設周辺の建屋影響による拡散」(1)a)項で、建屋後流での巻き込みが生じると判定された場合、プルームは、通常の大気拡散によって放射性物質が拡がる前に、巻き込み現象によって放射性物質の拡散が行われたと考える。このような場合には、風下着目方位を1方位のみとせず、複数方位を着目方位と見込み、かつ、保守的な評価となるよう、すべての評価対象方位について風下中心軸上の最大濃度を用いる。</p> <p>b) この場合の拡散パラメータは、建屋等の投影面積の関数であり、かつ、その中での濃度分布は正規分布と仮定する。 建屋影響を受けない通常の大気拡散の基本式(5.1)式と同様、建屋影響を取入れた基本拡散式(5.3)式も正規分布を仮定しているが、建屋の巻き込みによる初期拡散効果によって、ゆるやかな分布となる。(図5.3)</p> <div data-bbox="392 598 1120 1300" style="text-align: center;"> <p>(a) 水平方向</p> <p>(b) 鉛直方向</p> </div> <p>図5.3 建屋による巻き込み現象を考えた建屋周辺の濃度分布の考え方</p>	<p>5.1.2(2)a) 風下着目方位を1方位のみとせず、複数方位を着目方位と見込み、かつ、保守的な評価となるよう、すべての評価対象方位について風下中心軸上の最大濃度を用いて評価している。</p> <p>5.1.2(2)b) この場合の拡散パラメータは、建屋等の投影面積の関数であり、かつ、その中での濃度分布は正規分布と仮定して評価している。</p>

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）

中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況

(3) 建屋による巻き込みの評価条件

a) 巻き込みを生じる代表建屋

- 1) 原子炉施設の近辺では、隣接する複数の建屋の風下側で広く巻き込みによる拡散が生じているものとする。
- 2) 巻き込みを生じる建屋として、原子炉格納容器、原子炉建屋、原子炉補助建屋、タービン建屋、コントロール建屋、燃料取り扱い建屋等、原則として放出源の近隣に存在するすべての建屋が対象となるが、巻き込みの影響が最も大きいと考えられる一つの建屋を代表として相対濃度を算出することは、保守的な結果を与える【解説5.6】。
- 3) 巻き込みを生じる代表的な建屋として、表5.1に示す建屋を選定することは適切である。

表 5.1 放射性物質の巻き込みの対象とする代表建屋の選定例

原子炉施設	想定事故	建屋の種類
BWR 型原子炉施設	原子炉冷却材喪失	原子炉建屋(建屋影響がある場合)
	主蒸気管破断	原子炉建屋又はタービン建屋(結果が厳しい方で代表)
PWR 型原子炉施設	原子炉冷却材喪失	原子炉格納容器(原子炉格納施設)、 原子炉格納容器(原子炉格納施設)及び 原子炉建屋
	蒸気発生器伝熱管破損	原子炉格納容器(原子炉格納施設)、 原子炉格納容器(原子炉格納施設)及び 原子炉建屋

b) 放射性物質濃度の評価点

1) 中央制御室が属する建屋の代表面の選定

中央制御室内には、中央制御室が属する建屋（以下、「当該建屋」）の表面から、事故時に外気取入を行う場合は主に給気口を介して、また事故時に外気を取入れを遮断する場合には流入によって、放射性物質が侵入するとする。

2) 建屋の影響が生じる場合、中央制御室を含む当該建屋の近辺ではほぼ全般にわたり、代表建屋による巻き込みによる拡散の効果が及んでいると考えられる。このため、中央制御室換気設備の非常時の運転モードに応じて、次のi)又はii)によって、当該建屋の表面の濃度を計算する。

- i) 評価期間中も給気口から外気を取入れることを前提とする場合は、給気口が設置されている当該建屋の表面とする。
- ii) 評価期間中は外気を遮断することを前提とする場合は、中央制御室が属する当該建屋の各表面（屋上面又は側面）のうちの代表面（代表評価面）を選定する。

5.1.2(3)a) 巻き込みを生じる建屋として、巻き込みの影響が最も大きいと考えられる一つの建屋を代表として相対濃度を算出している。代表建屋は表5.1に示されているとおり、原子炉冷却材喪失の場合は原子炉建屋、主蒸気管破断の場合は原子炉建屋又はタービン建屋のうち結果が厳しい原子炉建屋で代表している。

5.1.2(3)b)1) 事故時には外気を取入れを遮断した上で再循環運転を行うが、同時に少量外気取入を行うため、中央制御室内には、流入及び給気口を介して放射性物質が侵入するものとして評価している。

5.1.2(3)b)2) 事故時には外気を取入れを遮断した上で再循環運転を行うため、代表面を選定して濃度を評価している。

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>3) 代表面上における評価点</p> <ul style="list-style-type: none"> i) 建屋の巻き込みの影響を受ける場合には、中央制御室の属する建屋表面での濃度は風下距離の依存性は小さくほぼ一様と考えられるので、評価点は厳密に定める必要はない。屋上面を代表とする場合、例えば中央制御室の中心点を評価点とするのは妥当である。 ii) 中央制御室が属する当該建屋とは、原子炉建屋、原子炉補助建屋又はコントロール建屋などが相当する。 iii) 代表評価面は、当該建屋の屋上面とすることは適切な選定である。また、中央制御室が屋上面から離れている場合は、当該建屋の側面を代表評価面として、それに対応する高さでの濃度を対で適用することも適切である。 iv) 屋上面を代表面とする場合、評価点として中央制御室の中心点を選定し、対応する風下距離から拡散パラメータを算出してもよい。また $\sigma_y=0$及び$\sigma_z=0$として、σ_{y0}、σ_{z0}の値を適用してもよい。 <p>c) 着目方位</p> <ul style="list-style-type: none"> 1) 中央制御室の被ばく評価の計算では、代表建屋の風下後流側での広範囲に及び乱流混合域が顕著であることから、放射性物質濃度を計算する当該着目方位としては、放出源と評価点とを結ぶラインが含まれる1方位のみを対象とするのではなく、図5.4に示すように、代表建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を対象とする【解説5.7】。 	<p>5.1.2(3)b)3) 中央制御室が属するコントロール建屋の屋上面を代表とし、中央制御室の中心点を評価点としている。</p> <p>5.1.2(3)c)1) 代表建屋の風下後流側での広範囲に及び乱流混合域が顕著であることから、放射性物質濃度を計算する当該着目方位としては、放出源と評価点を結ぶラインが含まれる1方位のみを対象とするのではなく、図5.4に示すように、代表建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を対象として評価している。</p>

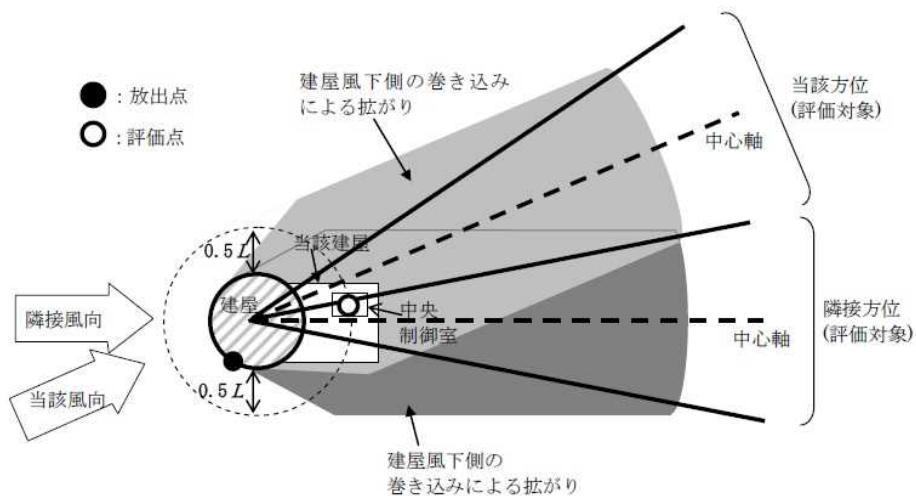


図5.4 建屋後流での巻き込み影響を受ける場合の考慮すべき方位

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）

中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況

評価対象とする方位は、放出された放射性物質が建屋の影響を受けて拡散すること、及び建屋の影響を受けて拡散された放射性物質が評価点に届くことの両方に該当する方位とする。

具体的には、全16方位について以下の三つの条件に該当する方位を選定し、すべての条件に該当する方位を評価対象とする。

- i) 放出点が評価点の風上にあること
- ii) 放出点から放出された放射性物質が、建屋の風下側に巻き込まれるような範囲に、放出点が存在すること。この条件に該当する風向の方位 m_1 の選定には、図5.5のような方法を用いることができる。図5.5の対象となる二つの風向の方位の範囲 m_{1A} 、 m_{1B} のうち、放出点が評価点の風上となるどちらか一方の範囲が評価の対象となる。放出点が建屋に接近し、 $0.5L$ の拡散領域(図5.5のハッチング部分)の内部にある場合は、風向の方位 m_1 は放出点が評価点の風上となる 180° が対象となる【解説5.8】。

全16方位について三つの条件に該当する方位を選定し、すべての条件に該当する方位を評価対象として評価している。

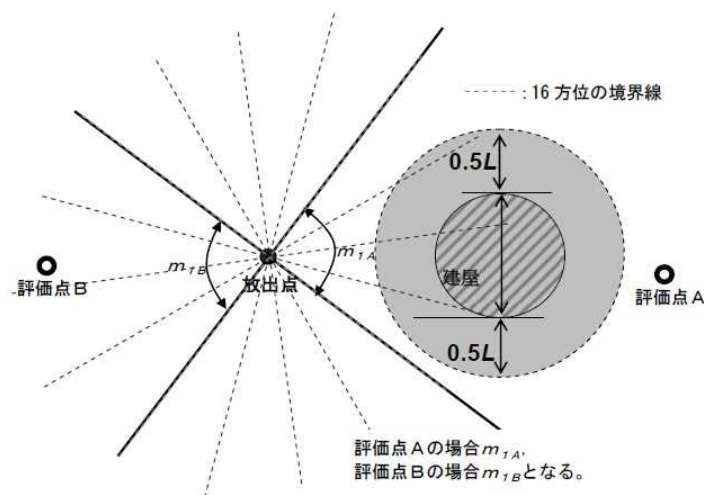
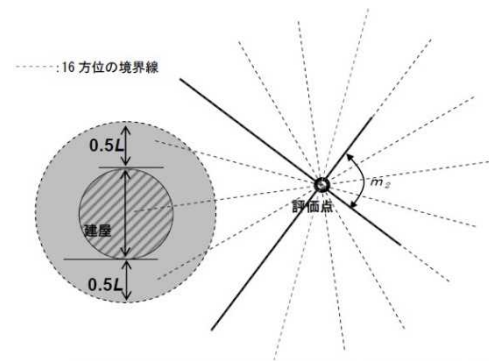


図5.5 建屋の風下側で放射性物質が巻き込まれる風向の方位 m_1 の選定方法
(水平断面での位置関係)

- iii) 建屋の風下側で巻き込まれた大気が評価点に到達すること。この条件に該当する風向の方位 m_2 の選定には、図5.6に示す方法を用いることができる。評価点が建屋に接近し、 $0.5L$ の拡散領域(図5.6のハッチング部分)の内部にある場合は、風向の方位 m_2 は放出点が評価点の風上となる 180° が対象となる【解説5.8】。



注:Lは風向に垂直な建屋の投影面の高さ又は投影面の幅のうちの小さい方

図5.6 建屋の風下側で巻き込まれた大気が評価点に到達する風向の方位 m_2 の選定方法(水平断面での位置関係)

図5.5及び図5.6は、断面が円筒形状の建屋を例として示しているが、断面形状が矩形の建屋についても、同じ要領で評価対象の方位を決定することができる【解説5.9】。建屋の影響がある場合の評価対象方位選定手順を、図5.7に示す。

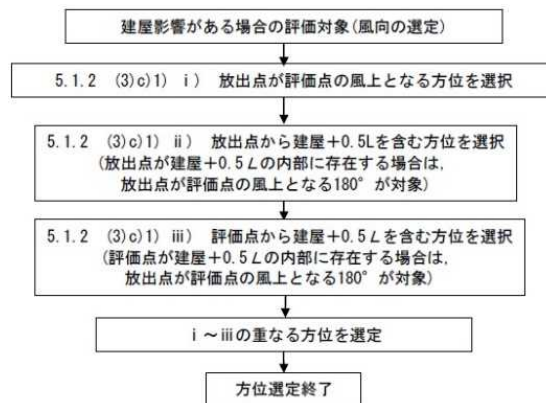


図5.7 建屋の影響がある場合の評価対象方位選定手順

→図5.7のように建屋の影響がある場合の評価対象方位選定手順にしたがって、建屋の巻き込み評価をしている。

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>2) 具体的には、図5.8のとおり、当該建屋表面において定めた評価点から、原子炉施設の代表建屋の水平断面を見込む範囲にあるすべての方位を定める。【解説5.7】幾何学的に建屋群を見込む範囲に対して、気象評価上の方位とのずれによって、評価すべき方位の数が増加することが考えられるが、この場合、幾何学的な見込み範囲に相当する適切な見込み方位の設定を行ってもよい【解説5.10】。</p> <div data-bbox="593 391 918 654" data-label="Diagram"> </div> <p>図5.8 評価対象方位の設定</p> <p>d) 建屋投影面積</p> <p>1) 図5.9に示すとおり、風向に垂直な代表建屋の投影面積を求め、放射性物質の濃度を求めるために大気拡散式の入力とする【解説5.11】。</p> <p>2) 建屋の影響がある場合の多くは複数の風向を対象に計算する必要があるので、風向の方位ごとに垂直な投影面積を求める。ただし、対象となる複数の方位の投影面積の中で、最小面積を、すべての方位の計算の入力として共通に適用することは、合理的であり保守的である。</p> <p>3) 風下側の地表面から上の投影面積を求め大気拡散式の入力とする。方位によって風下側の地表面の高さが異なる場合は、方位ごとに地表面高さから上の面積を求める。また、方位によって、代表建屋とは別の建屋が重なっている場合でも、原則地表面から上の代表建屋の投影面積を用いる【解説5.12】。</p> <div data-bbox="593 1077 929 1340" data-label="Diagram"> </div> <p>図5.9 風向に垂直な建屋投影面積の考え方</p>	<p>5.1.2(3)c)2) 当該建屋表面において定めた評価点から、原子炉施設の代表建屋の水平断面を見込む範囲にあるすべての方位を定めて評価している。</p> <p>5.1.2(3)d)1) 風向に垂直な代表建屋の投影面積を求めて、放射性物質の濃度を求めるために大気拡散の入力としている。</p> <p>5.1.2(3)d)2) すべての方位に対して最小面積である、地表面から上の原子炉建屋の最小投影面積を、すべての方位の計算の入力として共通に適用している。</p> <p>5.1.2(3)d)3) 風下側の地表面から上の投影面積を求め大気拡散式の入力とするが、地表面から上の代表建屋の投影面積を用いるため、地表面から上の原子炉建屋の最小投影面積をすべての方位の計算の入力として共通に適用している。</p>

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>(4) 建屋の影響がない場合の計算に必要な具体的な条件</p> <p>a) 放射性物質濃度の評価点の選定 建屋の影響がない場合の放射性物質の拡がりのパラメータはσ_y及びσ_zのみとなり、放出点からの風下距離の影響が大きいことを考慮して、以下のとおりとする。</p> <p>1) 非常時に外気の取入れを行う場合 外気取入口の設置されている点を評価点とする。</p> <p>2) 非常時に外気の取入れを遮断する場合 当該建屋表面において以下を満たす点を評価点とする。</p> <p>① 風下距離：放出点から中央制御室の最近接点までの距離 ② 放出点との高度差が最小となる建屋面</p> <p>b) 風向の方位 建屋の影響がない場合は、放出点から評価点を結ぶ風向を含む1方位のみについて計算を行う。</p> <p>5.1.3 濃度分布の拡がりのパラメータσ_y, σ_z</p> <p>(1) 風下方向の通常の大気拡散による拡がりのパラメータσ_y及びσ_zは、風下距離及び大気安定度に応じて、図5.10又はそれに対応する相関式によって求める。</p> <p>(2) 相関式から求める場合は、次のとおりとする^(参3)。</p> $\log \sigma_z = \log \sigma_1 + \{a_1 + a_2 \log x + a_3 (\log x)^2\} \log x \quad \dots\dots\dots (5.6)$ $\sigma_y = 0.67775 \theta_{0.1} x (5 - \log x) \quad \dots\dots\dots (5.7)$ <p>x : 風下距離 (km) σ_y : 濃度の水平方向の拡がりパラメータ (m) σ_z : 濃度の鉛直方向の拡がりパラメータ (m) $\theta_{0.1}$: 0.1kmにおける角度因子の値 (deg)</p> <p>a) 角度因子θは、$\theta(0.1\text{km}) / \theta(100\text{km}) = 2$とし、図5.10の風下距離を対数にとった片対数軸で直線内挿とした経験式のパラメータである。$\theta(0.1\text{km})$の値を表5.2に示す。</p> <p>b) (5.6)式のσ_1, a_1, a_2, a_3の値を、表5.3に示す。</p>	<p>5.1.2(4) 建屋の影響を考慮して評価している。</p> <p>5.1.3 →内規のとおり</p> <p>5.1.3(1)(2) 風下方向の通常の大気拡散による拡がりのパラメータσ_y及びσ_zは、風下距離及び大気安定度に応じて、示された相関式から求めている。</p>

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）

中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況

表 5.2 θ_{01} : 0.1kmにおける角度因子の値 (deg)

大気安定度	A	B	C	D	E	F
θ_{01}	50	40	30	20	15	10

表 5.3(1/2) 拡散のパラメータ σ_1, a_1, a_2, a_3 の値

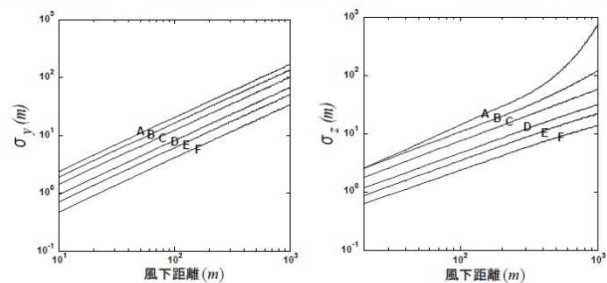
(a) 風下距離が 0.2km 未満
(a_2, a_3 は 0 とする)

大気安定度	σ_1	a_1
A	165.	1.07
B	83.7	0.894
C	58.0	0.891
D	33.0	0.854
E	24.4	0.854
F	15.5	0.822

表 5.3(2/2) 拡散のパラメータ σ_1, a_1, a_2, a_3 の値

(b) 風下距離が 0.2km 以遠

大気安定度	σ_1	a_1	a_2	a_3
A	768.1	3.9077	3.898	1.7330
B	122.0	1.4132	0.49523	0.12772
C	58.1	0.8916	-0.001649	0.0
D	37.1	0.7626	-0.095108	0.0
E	22.2	0.7117	-0.12697	0.0
F	13.8	0.6582	-0.1227	0.0



(a) y 方向の拡がりのパラメータ (σ_y) (b) z 方向の拡がりのパラメータ (σ_z)

図 5.10 濃度の拡がりのパラメータ

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）

中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況

図5.10 は、Pasquill-Meade の、いわゆる鉛直1/10 濃度幅h の図及び水平1/10 濃度幅を見込む角 θ の記述にほぼ忠実に従って作成したもので、中央制御室の計算に適用できる。

h 及び θ は、次のとおりである^(参3)。

$$h = 2.15\sigma_z \dots\dots\dots (5.8)$$

$$\frac{1}{2}\theta = \frac{180}{\pi} \cdot \frac{2.15\sigma_y}{x} \dots\dots\dots (5.9)$$

- h : 濃度が1/10になる高さ (m)
- θ : 角度因子 (deg)
- x : 風下距離 (m)

5.2 相対濃度 (χ/Q)

5.2.1 実効放出継続時間内の気象変動の扱いの考え方

事故後に放射性物質の放出が継続している時間を踏まえた相対濃度は、次のとおり計算する。

- (1) 相対濃度は、毎時刻の気象項目と実効的な放出継続時間（放射性物質の放出率の時間的変化から定めるもので、以下実効放出継続時間という）をもとに、評価点ごとに計算する。
- (2) 評価点の相対濃度は、毎時刻の相対濃度を年間について小さい方から累積した場合、その累積出現頻度が97%に当たる相対濃度とする【解説5.13】。

5.2.2 実効放出継続時間に応じた水平方向濃度の扱い

- (1) 相対濃度 χ/Q は、(5.10)式^(参3)によって計算する【解説 5.13】。

$$\chi/Q = \frac{1}{T} \sum_{i=1}^T (\chi/Q)_i \delta_i^d \dots\dots\dots (5.10)$$

- χ/Q : 実効放出継続時間中の相対濃度 (s/m^3)
- T : 実効放出継続時間 (h)
- $(\chi/Q)_i$: 時刻iの相対濃度 (s/m^3)
- δ_i^d : 時刻iで、風向が評価対象dの場合 $\delta_i^d = 1$
時刻iで、風向が評価対象外の場合 $\delta_i^d = 0$

- a) この場合、 $(\chi/Q)_i$ は、時刻iにおける気象条件に対する相対濃度であり、5.1.2項で示す考え方で計算するが、さらに、水平方向の風向の変動を考えて、次項に示すとおり計算する。
- b) 風洞実験の結果等によって $(\chi/Q)_i$ の補正が必要なときは、適切な補正を行う。

5.2.1 →内規のとおり

5.2.1(1) 相対濃度は、毎時刻の気象項目と実効的な放出継続時間（放射性物質の放出率の時間的変化から定めるもので、以下「実効放出継続時間」という。）をもとに、評価点ごとに評価している。

5.2.1(2) 評価点の相対濃度は、毎時刻の相対濃度を年間について小さい方から累積した場合、その累積出現頻度が97%に当たる相対濃度として評価している。

5.2.2 →内規のとおり

5.2.2(1) 実効放出継続時間に応じた相対濃度 χ/Q は、(5.10)式によって計算している。

5.2.2(1)a) $(\chi/Q)_i$ は、時刻iにおける気象条件に対する相対濃度であり、5.1.2項で示す考え方で計算するが、さらに、水平方向の風向の変動を考えて、次項に示すとおり計算している。

5.2.2(1)b) 補正は不要である。

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況																																	
<p>(2) $(\chi/Q)_i$ の計算式</p> <p>a) 建屋の影響を受けない場合の計算式 建屋の巻き込みによる影響を受けない場合は、相対濃度は、次の1)及び2)のとおり、短時間放出又は長時間放出に応じて計算する。</p> <p>1) 短時間放出の場合 短時間放出の場合、$(\chi/Q)_i$の計算は、風向が一定と仮定して(5.11)式^(参3)によって計算する。</p> $(\chi/Q)_i = \frac{1}{2\pi\sigma_{yi}\sigma_{zi}U_i} \cdot \left[\exp\left\{-\frac{(z-H)^2}{2\sigma_{zi}^2}\right\} + \exp\left\{-\frac{(z+H)^2}{2\sigma_{zi}^2}\right\} \right] \dots\dots (5.11)$ <table border="0"> <tr> <td>$(\chi/Q)_i$</td> <td>:時刻<i>i</i>の相対濃度</td> <td>(s/m^3)</td> </tr> <tr> <td>z</td> <td>:評価点の高さ</td> <td>(m)</td> </tr> <tr> <td>H</td> <td>:放出源の高さ(排気筒有効高さ)</td> <td>(m)</td> </tr> <tr> <td>U_i</td> <td>:時刻<i>i</i>の風速</td> <td>(m/s)</td> </tr> <tr> <td>σ_{yi}</td> <td>:時刻<i>i</i>で、濃度の水平方向の 拡がりパラメータ</td> <td>(m)</td> </tr> <tr> <td>σ_{zi}</td> <td>:時刻<i>i</i>で、濃度の鉛直方向の 拡がりパラメータ</td> <td>(m)</td> </tr> </table> <p>2) 長時間放出の場合 実効放出時間が8 時間を超える場合には、$(\chi/Q)_i$ の計算に当たっては、放出放射性物質の全量が一方位内の一様分布すると仮定して(5.12)式^(参3)によって計算する。</p> $(\chi/Q)_i = \frac{2.032}{2\sigma_{zi}U_ix} \cdot \left[\exp\left\{-\frac{(z-H)^2}{2\sigma_{zi}^2}\right\} + \exp\left\{-\frac{(z+H)^2}{2\sigma_{zi}^2}\right\} \right] \dots\dots (5.12)$ <table border="0"> <tr> <td>$(\chi/Q)_i$</td> <td>:時刻<i>i</i>の相対濃度</td> <td>(s/m^3)</td> </tr> <tr> <td>H</td> <td>:放出源の高さ(排気筒有効高さ)</td> <td>(m)</td> </tr> <tr> <td>x</td> <td>:放出源から評価点までの距離</td> <td>(m)</td> </tr> <tr> <td>U_i</td> <td>:時刻<i>i</i>の風速</td> <td>(m/s)</td> </tr> <tr> <td>σ_{zi}</td> <td>:時刻<i>i</i>で、濃度の鉛直方向の 拡がりパラメータ</td> <td>(m)</td> </tr> </table>	$(\chi/Q)_i$:時刻 <i>i</i> の相対濃度	(s/m^3)	z	:評価点の高さ	(m)	H	:放出源の高さ(排気筒有効高さ)	(m)	U_i	:時刻 <i>i</i> の風速	(m/s)	σ_{yi}	:時刻 <i>i</i> で、濃度の水平方向の 拡がりパラメータ	(m)	σ_{zi}	:時刻 <i>i</i> で、濃度の鉛直方向の 拡がりパラメータ	(m)	$(\chi/Q)_i$:時刻 <i>i</i> の相対濃度	(s/m^3)	H	:放出源の高さ(排気筒有効高さ)	(m)	x	:放出源から評価点までの距離	(m)	U_i	:時刻 <i>i</i> の風速	(m/s)	σ_{zi}	:時刻 <i>i</i> で、濃度の鉛直方向の 拡がりパラメータ	(m)	<p>5.2.2(2)a) 原子炉冷却材喪失、主蒸気管破断ともに建屋の影響を受けるため、5.2.2(2)b)に基づき相対濃度を計算している。</p>
$(\chi/Q)_i$:時刻 <i>i</i> の相対濃度	(s/m^3)																																
z	:評価点の高さ	(m)																																
H	:放出源の高さ(排気筒有効高さ)	(m)																																
U_i	:時刻 <i>i</i> の風速	(m/s)																																
σ_{yi}	:時刻 <i>i</i> で、濃度の水平方向の 拡がりパラメータ	(m)																																
σ_{zi}	:時刻 <i>i</i> で、濃度の鉛直方向の 拡がりパラメータ	(m)																																
$(\chi/Q)_i$:時刻 <i>i</i> の相対濃度	(s/m^3)																																
H	:放出源の高さ(排気筒有効高さ)	(m)																																
x	:放出源から評価点までの距離	(m)																																
U_i	:時刻 <i>i</i> の風速	(m/s)																																
σ_{zi}	:時刻 <i>i</i> で、濃度の鉛直方向の 拡がりパラメータ	(m)																																

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況																				
<p>b) 建屋の影響を受ける場合の計算式</p> <p>5.1.2 項の考え方にに基づき、中央制御室を含む建屋の後流側では、建屋の投影面積に応じた初期拡散による拡がりをもつ濃度分布として計算する。また、実効放出継続時間に応じて、次の1)又は2)によって、相対濃度を計算する。</p> <p>1) 短時間放出の場合</p> <p>建屋影響を受ける場合の濃度分布は、風向に垂直な建屋の投影の幅と高さに相当する拡がりの中で、放出点からの軸上濃度を最大値とする正規分布として仮定する。</p> <p>短時間放出の計算の場合には保守的に水平濃度分布の中心軸上に中央制御室評価点に存在し風向が一定であるものとして、(5.13)式^(※3)によって計算する。</p> $(\chi/Q)_i = \frac{1}{2\pi \sum_{yi} \cdot \sum_{zi} \cdot U_i} \left[\exp\left\{-\frac{(z-H)^2}{2\sum_{zi}^2}\right\} + \exp\left\{-\frac{(z+H)^2}{2\sum_{zi}^2}\right\} \right] \dots\dots (5.13)$ $\sum_{yi} = \sqrt{\sigma_{yi}^2 + \frac{cA}{\pi}} \quad , \quad \sum_{zi} = \sqrt{\sigma_{zi}^2 + \frac{cA}{\pi}}$ <table border="0" style="width: 100%; margin-top: 10px;"> <tr> <td style="width: 60%;">(χ/Q)_i : 時刻<i>i</i>の相対濃度</td> <td style="text-align: right;">(s/m³)</td> </tr> <tr> <td>H : 放出源の高さ</td> <td style="text-align: right;">(m)</td> </tr> <tr> <td>z : 評価点の高さ</td> <td style="text-align: right;">(m)</td> </tr> <tr> <td>U_i : 時刻<i>i</i>の風速</td> <td style="text-align: right;">(m/s)</td> </tr> <tr> <td>A : 建屋等の風向方向の投影面積</td> <td style="text-align: right;">(m²)</td> </tr> <tr> <td>c : 形状係数</td> <td style="text-align: right;">(-)</td> </tr> <tr> <td>\sum_{yi} : 時刻<i>i</i>で、建屋等の影響を入れた濃度の水平方向の拡がりパラメータ</td> <td style="text-align: right;">(m)</td> </tr> <tr> <td>\sum_{zi} : 時刻<i>i</i>で、建屋等の影響を入れた濃度の鉛直方向の拡がりパラメータ</td> <td style="text-align: right;">(m)</td> </tr> <tr> <td>σ_{yi} : 時刻<i>i</i>で、濃度の水平方向の拡がりパラメータ</td> <td style="text-align: right;">(m)</td> </tr> <tr> <td>σ_{zi} : 時刻<i>i</i>で、濃度の鉛直方向の拡がりパラメータ</td> <td style="text-align: right;">(m)</td> </tr> </table> <p>2) 長時間放出の場合</p> <p>i) 長時間放出の場合には、建屋の影響のない場合と同様に、1 方位内で平均した濃度として求めてもよい。</p>	(χ/Q) _i : 時刻 <i>i</i> の相対濃度	(s/m ³)	H : 放出源の高さ	(m)	z : 評価点の高さ	(m)	U _i : 時刻 <i>i</i> の風速	(m/s)	A : 建屋等の風向方向の投影面積	(m ²)	c : 形状係数	(-)	\sum_{yi} : 時刻 <i>i</i> で、建屋等の影響を入れた濃度の水平方向の拡がりパラメータ	(m)	\sum_{zi} : 時刻 <i>i</i> で、建屋等の影響を入れた濃度の鉛直方向の拡がりパラメータ	(m)	σ_{yi} : 時刻 <i>i</i> で、濃度の水平方向の拡がりパラメータ	(m)	σ_{zi} : 時刻 <i>i</i> で、濃度の鉛直方向の拡がりパラメータ	(m)	<p>5.2.2(2)b) 5.1.2項の考え方にに基づき、中央制御室を含む建屋の後流側では、建屋の投影面積に応じた初期拡散による拡がりをもつ濃度分布として計算している。また、5.2.2(2)b)2) iv)に基づき、実効放出継続時間によらず5.2.2(2)b)1)によって、相対濃度を計算している。</p> <p>5.2.2(2)b)1) 建屋影響を受ける場合の濃度分布は、風向に垂直な建屋の投影幅と高さに相当する拡がりの中で、放出点からの軸上濃度を最大値とする正規分布として仮定している。短時間放出の計算のため、保守的に水平濃度分布の中心軸上に中央制御室評価点に存在し風向が一定であるものとして、(5.13)式によって計算している。</p> <p>5.2.2(2)b)2) 保守的かつ簡便な計算を行うため、平均化処理を行うかわりに、短時間の計算式による最大濃度として計算している。</p>
(χ/Q) _i : 時刻 <i>i</i> の相対濃度	(s/m ³)																				
H : 放出源の高さ	(m)																				
z : 評価点の高さ	(m)																				
U _i : 時刻 <i>i</i> の風速	(m/s)																				
A : 建屋等の風向方向の投影面積	(m ²)																				
c : 形状係数	(-)																				
\sum_{yi} : 時刻 <i>i</i> で、建屋等の影響を入れた濃度の水平方向の拡がりパラメータ	(m)																				
\sum_{zi} : 時刻 <i>i</i> で、建屋等の影響を入れた濃度の鉛直方向の拡がりパラメータ	(m)																				
σ_{yi} : 時刻 <i>i</i> で、濃度の水平方向の拡がりパラメータ	(m)																				
σ_{zi} : 時刻 <i>i</i> で、濃度の鉛直方向の拡がりパラメータ	(m)																				

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況																								
<p>ii) ただし、建屋の影響による拡がりの幅が風向の1方位の幅よりも拡がり隣接の方位にまで及ぶ場合には、建屋の影響がない場合の(5.12)式のような、放射性物質の拡がりの全量を計算し1方位の幅で平均すると、短時間放出の(5.13)式で得られる最大濃度より大きな値となり不合理な結果となることがある【解説5.14】。</p> <p>iii) ii)の場合、1方位内に分布する放射性物質の量を求め、1方位の幅で平均化处理することは適切な例である。</p> <p>iv) ii)の場合、平均化处理を行うかわりに、長時間でも短時間の計算式による最大濃度として計算を行うことは保守的であり、かつ計算も簡便となる。</p> <p>5.3 相対線量(D/Q)</p> <p>(1) 大気中に放出された放射性物質に起因する放射性雲からのガンマ線による全身に対しての線量を計算するために、空気カーマを用いた相対線量を計算する。</p> <p>(2) 空気カーマから全身に対しての線量への換算係数は、1Sv/Gyとする。</p> <p>(3) 評価点(x, y, 0)における空気カーマ率は、(5.14)式^(参5)によって計算する。</p> $D = K_I E \mu_a \int_0^{\infty} \int_0^{\infty} \int_0^{\infty} \frac{e^{-\mu r}}{4\pi r^2} B(\mu r) \chi(x', y', z') dx' dy' dz' \quad \dots \dots \dots (5.14)$ $B(\mu r) = 1 + \alpha(\mu r) + \beta(\mu r)^2 + \gamma(\mu r)^3$ <table border="0" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <tr> <td style="padding-right: 10px;">D</td> <td style="padding-right: 10px;">: 評価点(x, y, 0)における空気吸収線量率</td> <td style="text-align: right;">($\mu\text{Gy}/s$)</td> </tr> <tr> <td style="padding-right: 10px;">K_I</td> <td style="padding-right: 10px;">: 空気吸収線量率への換算係数</td> <td style="text-align: right;">$\left(\frac{\text{dis} \cdot \text{m}^3 \cdot \mu\text{Gy}}{\text{MeV} \cdot \text{Bq} \cdot \text{s}} \right)$</td> </tr> <tr> <td style="padding-right: 10px;">E</td> <td style="padding-right: 10px;">: ガンマ線の実効エネルギー</td> <td style="text-align: right;">(MeV/dis)</td> </tr> <tr> <td style="padding-right: 10px;">μ_a</td> <td style="padding-right: 10px;">: 空気に対するガンマ線の線エネルギー吸収係数</td> <td style="text-align: right;">($1/\text{m}$)</td> </tr> <tr> <td style="padding-right: 10px;">μ</td> <td style="padding-right: 10px;">: 空気に対するガンマ線の線減衰係数</td> <td style="text-align: right;">($1/\text{m}$)</td> </tr> <tr> <td style="padding-right: 10px;">r</td> <td style="padding-right: 10px;">: (x', y', z')から(x, y, 0)までの距離</td> <td style="text-align: right;">(m)</td> </tr> <tr> <td style="padding-right: 10px;">$B(\mu r)$</td> <td style="padding-right: 10px;">: 空気に対するガンマ線の再生係数</td> <td></td> </tr> <tr> <td style="padding-right: 10px;">$\chi(x', y', z')$</td> <td style="padding-right: 10px;">: (x', y', z')の濃度</td> <td style="text-align: right;">(Bq/m^3)</td> </tr> </table> <p>$\mu_a, \mu, \alpha, \beta, \gamma$は、$0.5\text{MeV}$のガンマ線に対する値を用いる。</p> <p>(4) 建屋影響を受ける場合は、$\chi(x', y', z')$の計算において、建屋影響の効果を取入れてもよい。 (「5.2.2(2)b)建屋の影響を受ける場合の計算式」参照)</p>	D	: 評価点(x, y, 0)における空気吸収線量率	($\mu\text{Gy}/s$)	K_I	: 空気吸収線量率への換算係数	$\left(\frac{\text{dis} \cdot \text{m}^3 \cdot \mu\text{Gy}}{\text{MeV} \cdot \text{Bq} \cdot \text{s}} \right)$	E	: ガンマ線の実効エネルギー	(MeV/dis)	μ_a	: 空気に対するガンマ線の線エネルギー吸収係数	($1/\text{m}$)	μ	: 空気に対するガンマ線の線減衰係数	($1/\text{m}$)	r	: (x', y', z')から(x, y, 0)までの距離	(m)	$B(\mu r)$: 空気に対するガンマ線の再生係数		$\chi(x', y', z')$: (x', y', z')の濃度	(Bq/m^3)	<p>5.3 →内規のとおり</p> <p>5.3(1) 大気中に放出された放射性物質に起因する放射性雲からのガンマ線による全身に対しての線量を計算するために、空気カーマを用いた相対線量を計算している。</p> <p>5.3(2) 空気カーマから全身に対しての線量への換算係数は、1Sv/Gyとして評価している。</p> <p>5.3(3) 評価点(x, y, 0)における空気カーマ率は、(5.14)式によって計算している。</p> <p>5.3(4) 建屋影響を受けるため、建屋影響の効果を取入れている。</p>
D	: 評価点(x, y, 0)における空気吸収線量率	($\mu\text{Gy}/s$)																							
K_I	: 空気吸収線量率への換算係数	$\left(\frac{\text{dis} \cdot \text{m}^3 \cdot \mu\text{Gy}}{\text{MeV} \cdot \text{Bq} \cdot \text{s}} \right)$																							
E	: ガンマ線の実効エネルギー	(MeV/dis)																							
μ_a	: 空気に対するガンマ線の線エネルギー吸収係数	($1/\text{m}$)																							
μ	: 空気に対するガンマ線の線減衰係数	($1/\text{m}$)																							
r	: (x', y', z')から(x, y, 0)までの距離	(m)																							
$B(\mu r)$: 空気に対するガンマ線の再生係数																								
$\chi(x', y', z')$: (x', y', z')の濃度	(Bq/m^3)																							

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>(5) 評価点を放出点と同じ高さ（風下軸上）に設定し、$\chi(x', y', z)$を計算する場合の建屋の巻き込み効果を見込まずに計算することは、合理的かつ保守的である。ただし、建屋影響を受ける場合は、この影響を見込んだ複数方位を、着目方位とする必要がある。（「5.1.2(3)c)着目方位」参照）</p> <p>6. 建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線</p> <p>(1) 次のa), b)及びc)を、6.1から6.3までに示す方法によって計算する。</p> <p>a) スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源となる建屋内放射線源の計算</p> <p>b) スカイシャインガンマ線の計算</p> <p>c) 直接ガンマ線の計算</p> <p>(3) 地形及び施設の構造上の理由によって、スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による線量が大気中に放出された放射性物質による線量に対し明らかに有意な寄与とならない場合には、評価を省略することができる。</p> <p>6.1 スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算</p> <p>(1) 原子炉冷却材喪失（BWR型原子炉施設）</p> <p>a) 事故の想定は、「4.1.1原子炉冷却材喪失」とする。</p> <p>b) 事故時に炉心から原子炉格納容器内に放出された放射性物質は、原子炉格納容器からの漏えいによって原子炉建屋（二次格納施設）に放出される。この二次格納施設内の放射性物質をスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源とする。</p> <p>c) 二次格納施設内の放射性物質は自由空間容積に均一に分布するものとする。</p> <p>d) 二次格納施設内の放射性物質の崩壊による減衰及び非常用ガス処理系による除去効果を計算する。</p> <p>e) スカイシャインガンマ線の線源は、原子炉建屋運転階に存在する放射性物質とする【解説6.1】。</p> <p>f) 計算対象とする核種は希ガス及びよう素とし、核分裂収率が小さく半減期の極めて短いもの及びエネルギーの小さいものは、計算の対象としなくてもよい【解説6.2】。</p> <p>g) 希ガス及びよう素の原子炉格納容器内に放出される放射性物質の量の炉心内蓄積量に対する割合は、希ガス100%，よう素50%とする。</p> <p>h) 事故後30日間の積算線源強度は、二次格納施設内の放射性物質によるガンマ線エネルギーをエネルギー範囲によって区分して計算する。</p>	<p>5.3(5) 建屋の巻き込み効果を見込んだ計算を行っている。</p> <p>6 →内規のとおり</p> <p>6. (1) スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源となる建屋内放射線源の計算、スカイシャインガンマ線の計算、直接ガンマ線の計算において、6.1から6.3に示す方法によって評価している。</p> <p>6. (3) スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による線量を評価の対象としており、省略はしていない。</p> <p>6.1(1) →内規のとおり</p> <p>6.1(1)a) 事故の想定は、「4.1.1 原子炉冷却材喪失」としている。</p> <p>6.1(1)b) 事故時に炉心から原子炉格納容器内に放出された放射性物質は、原子炉格納容器からの漏えいによって原子炉建屋（二次格納施設）に放出される。この二次格納施設内の放射性物質をスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源としている。</p> <p>6.1(1)c) 二次格納施設内の放射性物質は自由空間容積に均一に分布するものとして評価している。</p> <p>6.1(1)d) 二次格納施設内の放射性物質の崩壊による減衰及び非常用ガス処理系による除去効果を計算している。</p> <p>6.1(1)e) スカイシャインガンマ線の線源は、原子炉建屋運転階に存在する放射性物質としている。</p> <p>6.1(1)f) 計算対象とする核種は希ガス及びよう素とし、核分裂収率が小さく半減期の極めて短いもの及びエネルギーの小さいものは、計算の対象としない。計算対象は、解説6.2に示された核種としている。</p> <p>6.1(1)g) 希ガス及びよう素の原子炉格納容器内に放出される放射性物質の量の炉心内蓄積量に対する割合は、希ガス100%，よう素50%としている。</p> <p>6.1(1)h) 事故後30日間の積算線源強度は、二次格納施設内の放射性物質によるガンマ線エネルギーをエネルギー範囲によって区分して計算している。</p>

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>(2) 主蒸気管破断（BWR型原子炉施設）</p> <p>a) 事故の想定は、「4.1.2主蒸気管破断」とする。</p> <p>b) 事故時に主蒸気管破断口からタービン建屋内に放出された放射性物質は、全量がタービン建屋から漏えいすることなく、タービン建屋の自由空間容積に均一に分布するものとする。このタービン建屋内の放射性物質を直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の線源とする。</p> <p>c) タービン建屋内の放射性物質の崩壊による減衰を計算する。</p> <p>d) 計算対象とする核種は希ガス及びハロゲン等とし、核分裂収率が小さく半減期の極めて短いもの及びエネルギーの小さいものは、計算の対象としない【解説6.2】。</p> <p>e) 計算対象とする核種及びタービン建屋内への放出量の計算条件は、タービン建屋からの漏えいを無視する以外は、大気中へ放出量の計算条件（「4.1.2主蒸気管破断」参照）と同じとする。</p> <p>f) 事故後30日間の積算線源強度は、タービン建屋内の放射性物質によるガンマ線エネルギーをエネルギー範囲別に区分して計算する。</p> <p>6.2 スカイシャインガンマ線の計算</p> <p>(1) 原子炉施設の建屋内に放出された放射性物質に起因するスカイシャインガンマ線による全身に対する線量は、施設の位置、建屋の配置、形状及び地形条件から計算する。</p> <p>(2) 空気カーマから全身に対する線量への換算係数は、ガンマ線エネルギーに依存した実効線量への換算係数又は1Sv/Gyとする。</p> <p>(4) スカイシャインガンマ線の計算方法</p> <p>a) スカイシャインガンマ線の計算は一回散乱計算法を用いるものとし、必要に応じて輸送計算コードを適宜組み合わせ用いる。ただし、(6.1)式の内容と同等で技術的妥当性が認められる場合には、特に使用する計算方法を制限するものではない。</p> <p>b) 基本計算式を(6.1)式<small>(参6, 参7, 参8)</small>とする。</p>	<p>6.1(2) →内規のとおり</p> <p>6.1(2)a) 事故の想定は、「4.1.2 主蒸気管破断」としている。</p> <p>6.1(2)b) 事故時に主蒸気管破断口からタービン建屋内に放出された放射性物質は、全量がタービン建屋から漏えいすることなく、タービン建屋の自由空間容積に均一に分布するものとしている。このタービン建屋内の放射性物質を直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の線源としている。</p> <p>6.1(2)c) タービン建屋内の放射性物質の崩壊による減衰を計算している。</p> <p>6.1(2)d) 計算対象とする核種は希ガス及びハロゲン等とし、核分裂収率が小さく半減期の極めて短いもの及びエネルギーの小さいものは、計算の対象としない。計算対象は、解説6.2に示された核種としている。</p> <p>6.1(2)e) 計算対象とする核種及びタービン建屋内への放出量の計算条件は、タービン建屋からの漏えいを無視する以外は、大気中への放出量の計算条件（「4.1.2 主蒸気管破断」参照）と同じとしている。</p> <p>6.1(2)f) 事故後30日間の積算線源強度は、タービン建屋内の放射性物質によるガンマ線エネルギーをエネルギー範囲によって区分して計算している。</p> <p>6.2 →内規のとおり</p> <p>6.2(1) 原子炉施設の建屋内に放出された放射性物質に起因するスカイシャインガンマ線による全身に対する線量は、施設の位置、建屋の配置、形状及び地形条件から計算している。</p> <p>6.2(2) 空気カーマから全身に対する線量への換算係数は、ガンマ線エネルギーに依存した実効線量への換算係数又は1Sv/Gyとして評価している。</p> <p>6.2(4)a) スカイシャインガンマ線の計算は、輸送計算コードを組み合わせ、一回散乱計算法を用い評価している。</p> <p>6.2(4)b) 基本計算式を(6.1)式として評価している。</p>

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）

中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況

$$H_S = \int_0^T D_S dt$$

$$D_S = \sum_E \sum_{\ell} \int_V \Phi(E, x) K(E') \frac{d\sigma}{d\Omega}(E, \theta) \frac{N}{r^2} B(E', b) \exp\left(-\sum_l \sum_m \mu_l' X_m\right) dV \quad \dots\dots\dots (6.1)$$

- H_S : 実効線量 (Sv)
- T : 計算期間 (s)
- D_S : ガンマ線の空気カーマ率 (Gy/s)
- $\Phi(E, x)$: 散乱点に於けるガンマ線束 ($\gamma/(m^2s)$)
- μ_l' : 散乱エネルギー E' に於ける物質 ℓ の線減衰係数 (1/m)
- $K(E')$: 散乱エネルギー E' の線量率換算係数 (Gy/(γ/m^2))
- $B(E', b)$: 散乱エネルギー E' のガンマ線の散乱点から計算点までの b に対するビルドアップ係数 (-)
- X_m : 領域 m の透過距離 (m)
- r : 散乱点から計算点までの距離 (m)
- V : 散乱体積 (m^3)
- N : 空気中の電子数密度 (electrons/ m^3)
- $\frac{d\sigma}{d\Omega}(E, \theta)$: Klein-Nishina の微分散乱断面積 ($m^2 / steradian$)
- θ : 散乱角 (radian)

c) 散乱点におけるガンマ線束は、次のi)又はii)のいずれかの方法によって計算する。
 i) 遮へいの影響を、ビルドアップ係数を用いて求める場合 (参8)

$$\Phi(E, x) = \frac{S(E)}{4\pi\rho^2} B(E, b^0) \exp\left(-\sum_i \sum_j \mu_i X_j\right) \quad \dots\dots\dots (6.2)$$

$$b^0 = \sum_k \sum_n \mu_k X_n$$

- μ_i : 線源エネルギー E の物質 i の線減衰係数 (1/m)
- $S(E)$: 線源エネルギー E の線源強度 (γ/s)
- $B(E, b^0)$: 線源エネルギー E のガンマ線の線源点から散乱点までの空気以外の遮へい体の b^0 に対するビルドアップ係数 (-)
- X_j : 領域 j の透過距離 (m)
- ρ : 線源点から散乱点までの距離 (m)
- μ_k : 線源エネルギー E の空気以外の物質 k の線減衰係数 (1/m)
- X_n : 空気以外の物質の領域 n の透過距離 (m)

6.2(4)c) 散乱点におけるガンマ線束は、ii)の方法によって評価している。

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>ii) 遮へいの影響を，輸送計算で求める場合^(参6, 参7)</p> $\Phi(E, x) = \frac{S_p(E)}{4\pi\rho^2} \exp\left(-\sum_i \mu_i x_i\right) \dots\dots\dots (6.3)$ $S_p(E) = \Phi(\theta) A_c \cos\theta$ <p> μ_i : 線源エネルギー E に於ける領域 i の線減衰係数 (1/m) x_i : 領域 i の透過距離 (m) ρ : 線源点から散乱点までの距離 (m) $S_p(E)$: 線源エネルギー E の線源強度 (γ/s) θ : 鉛直上方向とガンマ線の進行方向がなす角 (radian) $\Phi(\theta)$: 輸送計算式によって求めた θ 方向の角度束 (γ/m²s·weight) $weight = \frac{\Delta\Omega}{4\pi}$ Ω : ガンマ線の放出立体角 (steradian) A_c : 天井面積 (m²) </p> <p>6.3 直接ガンマ線の計算</p> <p>(1) 原子炉施設の建屋内に放出された放射性物質に起因する直接ガンマ線による線量の計算のために，線源，施設の位置関係，建屋構造等から計算の体系モデルを構築する。</p> <p>(2) 空気カーマから全身に対する線量への換算係数は，ガンマ線エネルギーに依存した実効線量への換算係数又は1Sv/Gyとする。</p> <p>(3) 直接ガンマ線の計算方法</p> <p>a) 直接ガンマ線の計算は，点減衰核積分法を用いる。ただし，(6.4)式の内容と同等で，技術的妥当性が認められる場合には，使用する計算方法を制限するものではない。</p> <p>b) 基本計算式は(6.4)式^(参6, 参7, 参9)とする。</p>	<p>6.3 →内規のとおり</p> <p>6.3(1) 原子炉施設の建屋内に放出された放射性物質に起因する直接ガンマ線による線量の計算のために，線源，施設の位置関係，建屋構造等から計算の体系モデルを構築して評価している。</p> <p>6.3(2) 空気カーマから全身に対する線量への換算係数は，ガンマ線エネルギーに依存した実効線量への換算係数又は1Sv/Gyとして評価している。</p> <p>6.3(3)a) 直接ガンマ線の計算は，点減衰核積分法を用いて評価している。</p> <p>6.3(3)b) 基本計算式は(6.4)式としている。</p>

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
$H_d = \sum_E K(E) \int_V \frac{S(E, x, y, z) e^{-bR}}{4\pi R^2} dV \dots\dots\dots (6.4)$ $b = \sum_i \mu_i l_i$ <p> H_d : 実効線量 (Sv) $K(E)$: 線源エネルギー E に対する線量換算係数 (Sv/(γ/m²)) $S(E, x, y, z)$: 積算線源強度 (γ/m³) $B(E, b)$: 線源エネルギー E でガンマ線減衰距離 b に対するビルドアップ係数 (-) μ_i : 線源エネルギー E に対する物質 i の線減衰係数 (1/m) l_i : 物質 i の透過距離 (m) R : 微小体積 dV から計算点までの距離 (m) V : 線源体積 (m³) </p>	
<p>7. 中央制御室居住性に係る被ばく評価</p> <p>(1) 中央制御室居住性に係る運転員の被ばくを、3.2(1)に示した被ばく経路について、7.1 から7.5 までに示す方法によって計算する。</p> <p>(2) 次のa)及びb)のとおり、想定事故に対し、すべての被ばく経路の評価が必要となるものではない【解説7.1】。</p> <p>b) BWR 型原子炉施設の主蒸気管破断時の半球状雲の放出及びPWR 型原子炉施設の蒸気発生器伝熱管破損時の二次系への漏えい停止までの放出など、事故発生直後の時間に集中して放出される放射性物質に対しては、入退域時の線量の評価は不要である。</p> <p>(3) 運転員の勤務状態については、平常時の直交替を基に設定する。ただし、直交替の設定を平常時のものから変更する場合、事故時マニュアル等に当該の運用を記載することが前提である。</p>	<p>7 →内規のとおり</p> <p>7(1) 中央制御室居住性に係る運転員の被ばくを、3.2(1)に示した被ばく経路について、7.1から7.5までに示す方法によって計算している。</p> <p>7(2)b) BWR型原子炉施設の主蒸気管破断時の半球状雲の放出については、入退域時の線量の評価には考慮していない。</p> <p>7(3) 運転員の勤務状態については、平常時の直交替を基に設定している。</p>
<p>7.1 建屋内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく</p> <p>(1) 次のa)及びb)の被ばく経路について、運転員の被ばくを、7.1.1 から7.1.2 までに示す方法によって計算する（図7.1）。</p> <p>a) 建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による中央制御室内での被ばく</p> <p>b) 建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による中央制御室内での被ばく</p>	<p>7.1 →内規のとおり</p> <p>7.1(1) 建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による中央制御室内での被ばく及び建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による中央制御室内での被ばく経路については、運転員の被ばくを、7.1.1から7.1.2までに示す方法によって計算している。</p>

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<div data-bbox="510 231 1052 574" data-label="Diagram"> </div> <div data-bbox="649 598 918 638" data-label="Caption"> <p>(a) BWR 型原子炉施設</p> </div> <div data-bbox="324 646 1220 678" data-label="Caption"> <p>図 7.1 建屋内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく経路</p> </div> <p>7.1.1 建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による中央制御室内での被ばく</p> <p>(1) 原子炉冷却材喪失時の線量評価（BWR 型原子炉施設）</p> <p>a) 原子炉冷却材喪失発生後30日間，原子炉建屋（二次格納施設）内に存在する放射性物質を線源としたスカイシャインガンマ線による，中央制御室内における積算線量を計算する（図 7.2）。</p> <p>b) スカイシャインガンマ線の線源強度は，「6.1スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いる。</p> <p>c) 線源から中央制御室に至るまでの遮へい効果を，構造物の配置，形状及び組成から計算する。建屋等の構造壁や天井に対して，配置，形状及び組成を明らかにして，遮へい効果を見込んでよい。</p> <p>d) 線量の評価点は，中央制御室内の中心点，操作盤位置等を代表点とする。室内の複数点の計算結果から線量が最大となる点を評価点としてもよい。</p> <p>e) 中央制御室内の滞在期間を，運転員の勤務状態に即して計算し，30日間の積算線量を滞在期間の割合で配分する。</p> <p>f) スカイシャインガンマ線による運転員の外部被ばく線量は，次のとおり計算する。</p> <p style="padding-left: 20px;">外部被ばく線量＝室内作業時スカイシャインガンマ線積算線量 ×直交替による滞在時間割合*1</p> <p>*1) 例：4直3交替勤務の場合 $0.25 = (8\text{h}/直 \times 3直 \times 30日 / 4) / (24\text{h} \times 30日)$</p>	<p>7.1.1 →内規のとおり</p> <p>7.1.1(1)a) 原子炉冷却材喪失発生後30日間，原子炉建屋（二次格納施設）内に存在する放射性物質を線源としたスカイシャインガンマ線による，中央制御室内における積算線量を評価している。</p> <p>7.1.1(1)b) スカイシャインガンマ線の線源強度は，「6.1スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いて評価している。</p> <p>7.1.1(1)c) 線源から中央制御室に至るまでの遮蔽効果を，構造物の配置，形状及び組成から評価している。</p> <p>7.1.1(1)d) 線量の評価点は，室内の複数点の計算結果から線量が最大となる点を評価点としている。</p> <p>7.1.1(1)e) 中央制御室内の滞在期間を，運転員の勤務状態に即して計算し，30日間の積算線量を滞在期間の割合で配分して評価している。</p> <p>7.1.1(1)f) スカイシャインガンマ線による運転員の外部被ばく線量は，示された計算式を用いて評価している。</p>

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）

中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況

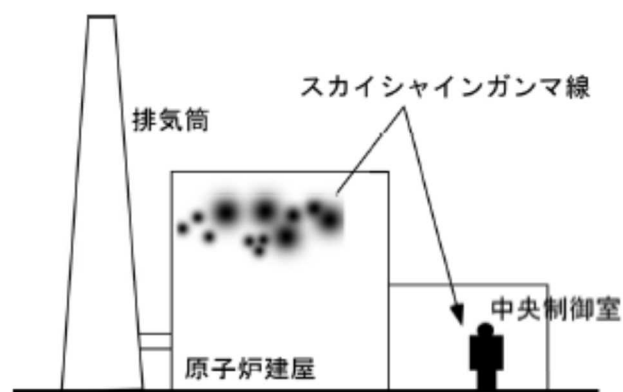


図7.2 原子炉冷却材喪失のスカイシャインガンマ線の計算
(BWR型原子炉施設)

(3) 主蒸気管破断時の線量評価（BWR型原子炉施設）

- a) 主蒸気管破断発生後30日間，タービン建屋内に存在する放射性物質を線源としたスカイシャインガンマ線による，中央制御室内における積算線量を計算する（図7.4）。
- b) スカイシャインガンマ線の線源強度は，「6.1スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いる。
- c) 線源から中央制御室に至るまでの遮へい効果を，構造物の配置，形状及び組成から計算する。建屋等の構造壁又は天井に対して，配置，形状及び組成を明らかにして，遮へい効果を見込んでよい。
- d) 線量の評価点は，中央制御室内の中心，操作盤位置等の代表点とする。室内の複数点の計算結果から線量が最大となる点を評価点としてもよい。
- e) 中央制御室内の滞在期間を，運転員の勤務状態に即して計算し，30日間の積算線量を滞在期間の割合で配分する。
- f) スカイシャインガンマ線による運転員の外部被ばく線量は，次のとおり計算する。

外部被ばく線量＝室内作業時スカイシャインガンマ線積算線量

×直交替による滞在時間割合*1

*1) 例：4直3交替勤務の場合 $0.25 = (8\text{h}/直 \times 3直 \times 30日 / 4) / (24\text{h} \times 30日)$

7.1.1(3) →内規のとおり

7.1.1(3)a) 主蒸気管破断発生後30日間，タービン建屋内に存在する放射性物質を線源としたスカイシャインガンマ線による，中央制御室内における積算線量を計算し評価している。

7.1.1(3)b) スカイシャインガンマ線の線源強度は，「6.1スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いて評価している。

7.1.1(3)c) 線源から中央制御室に至るまでの遮蔽効果を，構造物の配置，形状及び組成から評価している。

7.1.1(3)d) 線量の評価点は，室内の複数点の計算結果から線量が最大となる点を評価点としている。

7.1.1(3)e) 中央制御室内の滞在期間を，運転員の勤務状態に即して計算し，30日間の積算線量を滞在期間の割合で配分して評価している。

7.1.1(3)f) スカイシャインガンマ線による運転員の外部被ばく線量は，示された計算式を用いて評価している。

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）

中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況

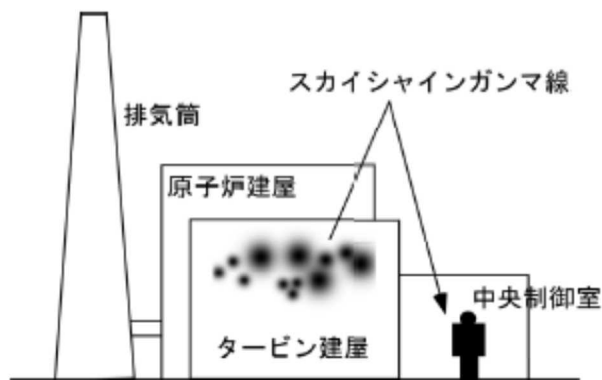


図7.4 主蒸気管破断のスカイシャインガンマ線の計算
(BWR型原子炉施設)

7.1.2 建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による中央制御室内での被ばく

(1) 原子炉冷却材喪失時の線量評価（BWR型原子炉施設）

- a) 原子炉冷却材喪失発生後30日間、原子炉建屋等（二次格納施設）内に存在する放射性物質を線源とした直接ガンマ線による、中央制御室内における積算線量を計算する（図7.5）。
- b) 直接ガンマ線の線源強度は、「6.1スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いる。
- c) 線源から中央制御室に至るまでの遮へい効果を、構造物の配置、形状及び組成から計算する。建屋等の構造壁又は天井に対して、配置、形状及び組成を明らかにして、遮へい効果を見込んでよい。
- d) 線量の評価点は、中央制御室内の中心、操作盤位置等の代表点とする。室内の複数点の計算結果から線量が最大となる点を評価点としてもよい。
- e) 中央制御室内の滞在期間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30日間の積算線量を滞在期間の割合で配分する。
- f) 直接ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、次のとおり計算する。

$$\text{外部被ばく線量} = \text{室内作業時直接ガンマ線積算線量} \times \text{直交替による滞在時間割合}^{*1}$$

$$*1) \text{例：4直3交替勤務の場合 } 0.25 = (8\text{h}/\text{直} \times 3\text{直} \times 30\text{日} / 4) / (24\text{h} \times 30\text{日})$$

7.1.2 →内規のとおり

- 7.1.2(1)a) 原子炉冷却材喪失発生後30日間、原子炉建屋等（二次格納施設）内に存在する放射性物質を線源とした直接ガンマ線による、中央制御室内における積算線量を評価している。
- 7.1.2(1)b) 直接ガンマ線の線源強度は、「6.1スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いて評価している。
- 7.1.2(1)c) 線源から中央制御室に至るまでの遮蔽効果を、構造物の配置、形状及び組成から評価している。
- 7.1.2(1)d) 線量の評価点は、室内の複数点の計算結果から線量が最大となる点を評価点としている。
- 7.1.2(1)e) 中央制御室内の滞在期間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30日間の積算線量を滞在期間の割合で配分して評価している。
- 7.1.2(1)f) 直接ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、示された計算式を用いて評価している。

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）

中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況

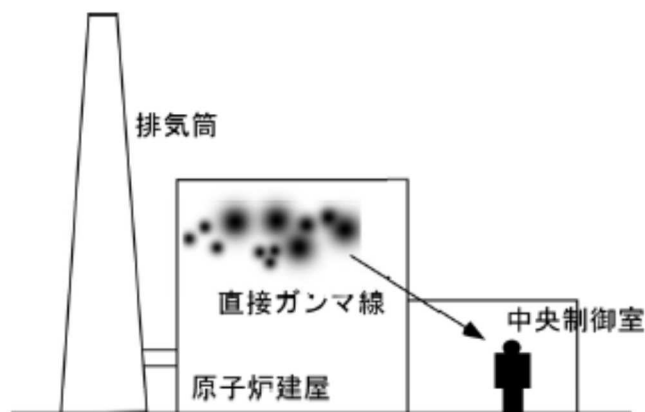


図7.5 原子炉冷却材喪失の直接ガンマ線の計算
(BWR型原子炉施設)

(3) 主蒸気管破断時の線量評価（BWR型原子炉施設）

- a) 主蒸気管破断発生後30日間、タービン建屋内に存在する放射性物質を線源とした直接ガンマ線による、中央制御室内における積算線量を計算する（図7.7）。
- b) 直接ガンマ線の線源強度は、「6.1スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いる。
- c) 線源から中央制御室に至るまでの遮へい効果を、構造物の配置、形状及び組成から計算する。建屋等の構造壁又は天井に対して、配置、形状及び組成を明らかにして、遮へい効果を見込んでよい。
- d) 線量の評価点は、中央制御室内の中心、操作盤位置等の代表点とする。室内の複数点の計算結果から線量が最大となる点を評価点としてもよい。
- e) 中央制御室内の滞在期間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30日間の積算線量を滞在期間の割合で配分する。
- f) 直接ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、次のとおり計算する。

$$\text{外部被ばく線量} = \text{室内作業時直接ガンマ線積算線量} \times \text{直交替による滞在時間割合}^{*1}$$

*1) 例：4直3交替勤務の場合 $0.25 = (8\text{h}/\text{直} \times 3\text{直} \times 30\text{日} / 4) / (24\text{h} \times 30\text{日})$

- 7.1.2(3)a) 主蒸気管破断発生後30日間、タービン建屋内に存在する放射性物質を線源とした直接ガンマ線による、中央制御室内における積算線量を評価している。
- 7.1.2(3)b) 直接ガンマ線の線源強度は、「6.1スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いて評価している。
- 7.1.2(3)c) 線源から中央制御室に至るまでの遮蔽効果を、構造物の配置、形状及び組成から評価している。
- 7.1.2(3)d) 線量の評価点は、室内の複数点の計算結果から線量が最大となる点を評価点としている。
- 7.1.2(3)e) 中央制御室内の滞在期間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30日間の積算線量を滞在期間の割合で配分して評価している。
- 7.1.2(3)f) 直接ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、示された計算式を用いて評価している。

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）

中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況

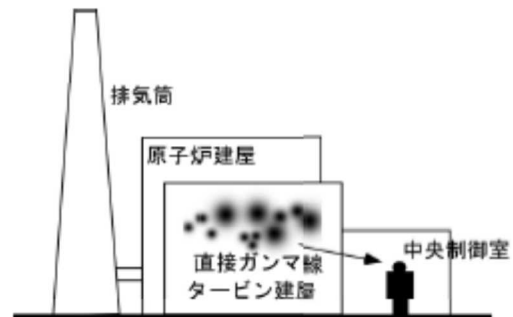
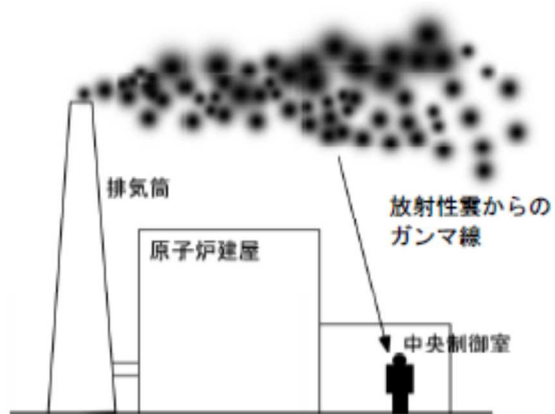


図7.7 主蒸気管破断の直接ガンマ線の計算
(BWR型原子炉施設)

7.2 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく

(1) 大気中へ放出された放射性物質から放射されるガンマ線による運転員の被ばくを、次の(2)から(5)によって計算する（図7.8）。



(a) BWR型原子炉施設

図7.8 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による
中央制御室内での被ばく経路

(2) 建屋から大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による中央制御室内作業時の運転員の被ばく線量を計算する。

7.2 →内規のとおり

7.2(1) 大気中へ放出された放射性物質から放射されるガンマ線による運転員の被ばくを、次の(2)から(5)によって計算している。

7.2(2) 建屋から大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による中央制御室内作業時の運転員の被ばく線量を評価している。

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況																								
<p>(3) 相対線量D/Qの評価点は、中央制御室内の中心、操作盤位置等の代表点とする。室内の複数点の計算結果から線量が最大となる点を評価点としてもよい。</p> <p>(4) 中央制御室の天井・側壁によるガンマ線（$E_\gamma \geq 1.5\text{MeV}$以上）の遮へい効果を計算する。</p> <p>(5) ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、次のとおり計算する。</p> <p style="text-align: center;">外部被ばく線量＝大気中へ放出された希ガス等（BWRプラントの主蒸気管破断では、ハロゲン等を含む）のガンマ線による実効線量 ×直交替による滞在時間割合*1</p> <p>*1) 例：4直3交替勤務の場合 $0.25 = (8\text{h}/直 \times 3直 \times 30日 / 4) / (24\text{h} \times 30日)$</p> <p>a) 主蒸気管破断時には、半球状雲中の放射性物質のガンマ線による線量寄与を加算する。 外部被ばく線量＝放出希ガス等のガンマ線（BWRプラントの主蒸気管破断では、ハロゲン等を含む）による実効線量 ×直交替による滞在時間割合*1 +（半球状雲による線量）</p> <p>c) 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による中央制御室内滞在時の実効線量は、次の1)及び2)に示す方法によって計算する。</p> <p>1) 原子炉冷却材喪失時及び蒸気発生器伝熱管破損時</p> $H_\gamma = \int_0^T K(D/Q)Q_\gamma(t)B \exp(-\mu'X') dt \quad \dots\dots\dots (7.1)$ <table border="0" style="margin-left: 20px;"> <tr> <td>H_γ</td> <td>: 希ガスのガンマ線の外部被ばくによる実効線量</td> <td>(Sv)</td> </tr> <tr> <td>K</td> <td>: 空気カーマから実効線量への換算係数</td> <td>(Sv / Gy, $K = 1$)</td> </tr> <tr> <td>D/Q</td> <td>: 相対線量</td> <td>(Gy / Bq)</td> </tr> <tr> <td>$Q_\gamma(t)$</td> <td>: 時刻 t における核種の環境放出率 (ガンマ線 0.5MeV 換算)</td> <td>(Bq / s)</td> </tr> <tr> <td>B</td> <td>: ビルドアップ係数</td> <td>(-)</td> </tr> <tr> <td>μ'</td> <td>: コンクリートに対するガンマ線の線減衰係数</td> <td>(1 / m)</td> </tr> <tr> <td>X'</td> <td>: 中央制御室コンクリート厚さ</td> <td>(m)</td> </tr> <tr> <td>T</td> <td>: 計算対象期間(30日間)</td> <td>(s)</td> </tr> </table> <p>(注)30日間連続滞在の場合の値である。</p> <p>上式のうちコンクリートによる減衰効果 $B \exp(-\mu'X')$ は、テラー型ビルドアップ係数を用いて計算してもよい。</p>	H_γ	: 希ガスのガンマ線の外部被ばくによる実効線量	(Sv)	K	: 空気カーマから実効線量への換算係数	(Sv / Gy, $K = 1$)	D/Q	: 相対線量	(Gy / Bq)	$Q_\gamma(t)$: 時刻 t における核種の環境放出率 (ガンマ線 0.5MeV 換算)	(Bq / s)	B	: ビルドアップ係数	(-)	μ'	: コンクリートに対するガンマ線の線減衰係数	(1 / m)	X'	: 中央制御室コンクリート厚さ	(m)	T	: 計算対象期間(30日間)	(s)	<p>7.2(3) 相対線量D/Qの評価点は、中央制御室内の中心を評価点としている。</p> <p>7.2(4) 中央制御室の天井・側壁によるガンマ線（$E_\gamma \geq 1.5\text{MeV}$以上）の遮蔽効果を考慮して計算している。</p> <p>7.2(5) ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、示された計算式を用いて評価している。</p> <p>7.2(5)a) 主蒸気管破断時には、半球状雲中の放射性物質のガンマ線による線量寄与を加算して評価している。</p> <p>7.2(5)c) 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による中央制御室内滞在時の実効線量は、示された方法によって評価している。</p>
H_γ	: 希ガスのガンマ線の外部被ばくによる実効線量	(Sv)																							
K	: 空気カーマから実効線量への換算係数	(Sv / Gy, $K = 1$)																							
D/Q	: 相対線量	(Gy / Bq)																							
$Q_\gamma(t)$: 時刻 t における核種の環境放出率 (ガンマ線 0.5MeV 換算)	(Bq / s)																							
B	: ビルドアップ係数	(-)																							
μ'	: コンクリートに対するガンマ線の線減衰係数	(1 / m)																							
X'	: 中央制御室コンクリート厚さ	(m)																							
T	: 計算対象期間(30日間)	(s)																							

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>2) 主蒸気管破断時</p> <p>i) 半球雲通過時の線量 (参5)</p> $H_{\gamma} = 6.2 \times 10^{-14} \frac{Q_{\gamma}}{V} E_{\gamma} \frac{R}{U} \left(1 - \exp\left(-\mu \frac{R}{2}\right) \right) B \exp(-\mu' X') \quad \dots\dots (7.2)$ <p> H_{γ} : 希ガスのガンマ線の外部被ばくによる実効線量 (Sv) Q_{γ} : 半球雲中の放射性物質質量 (γ線0.5MeV換算) (Bq) V : 半球雲体積 (m³) E_{γ} : ガンマ線の実効エネルギー (0.5MeV) (MeV/dis) μ : 空気に対するガンマ線の線エネルギー吸収係数 (1/m) R : 半球雲直径 (m) U : 半球雲の移動速度 (m/s) B : ビルドアップ係数 (-) μ' : コンクリートに対するガンマ線の線減衰係数 (1/m) X' : 中央制御室コンクリート厚さ (m) </p> <p>ii) 主蒸気隔離弁からの漏えい，放出放射能による線量</p> $H_{\gamma} = \int_0^T K(D/Q) Q_{\gamma}(t) B \exp(-\mu' X') dt \quad \dots\dots (7.3)$ <p> H_{γ} : 希ガスのガンマ線の外部被ばくによる実効線量 (Sv) K : 空気カーマから実効線量への換算係数 (Sv/Gy, K=1) D/Q : 相対線量 (Gy/Bq) $Q_{\gamma}(t)$: 時刻tにおける核種の環境放出率 (Bq/s) (γ線0.5MeV換算) B : ビルドアップ係数 (-) μ' : コンクリートに対するガンマ線の線減衰係数 (1/m) X' : 中央制御室コンクリート厚さ (m) T : 計算対象期間(30日間) (s) (注)30日間連続滞在の場合の値である。 </p> <p>7.3 室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく</p> <p>(1) 次のa)及びb)について，7.3.1から7.3.2までに示す方法によって計算する。</p> <p>a) 建屋表面の空気中の放射性物質濃度</p> <p>b) 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の放射性物質濃度</p> <p>なお，中央制御室の空気流入率については，「原子力発電所の中央制御室の空気流入率測定試験手法」に従うこと。</p> <p>(2) 次のa)及びb)の被ばく経路による運転員の被ばくを，7.3.3から7.3.4までに示す方法によって計算する。(図7.9)</p> <p>a) 室内に外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による中央制御室内での被ばく</p> <p>b) 室内に外気から取り込まれた放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく</p>	<p>7.3 →内規のとおり</p> <p>7.3(1) 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については，7.3.1から7.3.2までに示す方法によって評価している。</p> <p>7.3(2) 室内に外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による中央制御室内での被ばく及び室内に外気から取り込まれた放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく経路による運転員の被ばくについては，7.3.3から7.3.4までに示す方法によって評価している。</p>

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）

中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況

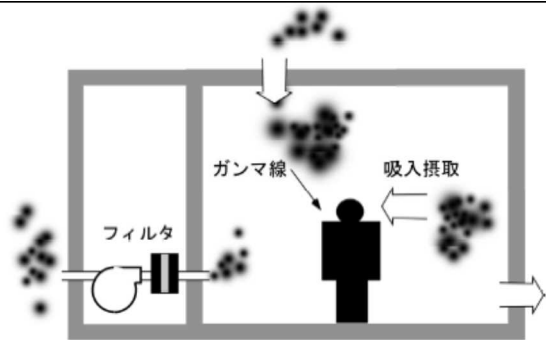


図7.9 外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく経路

7.3.1 中央制御室が属する建屋周辺の放射性物質の濃度

(1) 大気中に放出された放射性物質が大気中を拡散し、放出源付近の建屋の巻き込み影響を受ける場合にはその効果を計算したうえで（5. 大気拡散の評価）、中央制御室を含む当該建屋の周辺の放射性物質の濃度を計算する。

a) 建屋影響を考慮しない場合

建屋の影響を考慮しない場合は、5.1.1(1)の方法で計算した建屋周辺の濃度分布の結果を用いる（図7.10）。

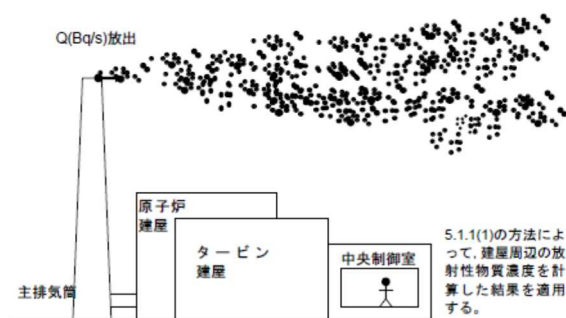


図7.10 中央制御室建屋付近への放射性物質の拡散

b) 建屋影響を考慮する場合

建屋の影響を考慮する場合は、5.1.1(2)及び(3)の方法で計算した建屋周辺の濃度分布の結果を用いる（図7.11）。

7.3.1 →内規のとおり

7.3.1(1) 大気中に放出された放射性物質が大気中を拡散し、放出源付近の建屋の巻き込み影響を受ける場合にはその効果を計算したうえで、中央制御室を含む当該建屋の周辺の放射性物質の濃度を計算している。

7.3.1(1)a) 建屋の影響を考慮して評価している。

7.3.1(1)b) 建屋の影響を考慮して、5.1.1(2)及び(3)の方法で計算した建屋周辺の濃度分布の結果を用いて評価している。

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>1) BWR の場合</p> <p>図7.11 中央制御室建屋付近への放射性物質の拡散</p> <p>7.3.2 中央制御室内の放射性物質濃度</p> <p>(1) 建屋の表面空気中から、次のa)及びb)の経路で放射性物質が外気から取り込まれることを想定する。</p> <p>a) 中央制御室の非常用換気空調によって室内に取り入れること</p> <p>b) 中央制御室内に直接、流入すること</p> <p>(2) 中央制御室内の雰囲気中で、放射性物質は一様混合すると仮定する。</p> <p>(3) 中央制御室換気系フィルタの効率、設計値又は管理値を用いる。</p> <p>(4) 中央制御室への外気取入及び空気流入による放射性物質の取り込みに対して、時刻tにおける核種iの外気中濃度を用いる。</p> <p>(5) 相対濃度 χ/Q の評価点は、外気取入れを行う場合は中央制御室の外気取入口とする。また、外気を遮断する場合は中央制御室の中心点とする。（(7.4)式の中央制御室の区画の濃度とする。）</p> <p>(6) 中央制御室の自動隔離を期待する場合には、その起動信号を明確にするるとともに隔離に要する時間を見込む。また、隔離のために手動操作が必要な場合には、隔離に要する時間に加えて運転員が事故を検知してから操作を開始するまで10分以上の時間的余裕を見込んで計算する。</p> <p>(7) 中央制御室内の雰囲気中に浮遊する放射性物質質量の時間変化は、次のとおり計算する。</p> <p>a) 中央制御室内への取り込み空気放射能濃度に基づき、空調システムの設計に従って中央制御室内の放射能濃度を求める【解説7.2】。</p>	<p>7.3.2 →内規のとおり</p> <p>7.3.2(1) 建屋の表面空気中から、中央制御室換気空調系及び直接流入する経路で放射性物質が外気から取り込まれることを想定し、評価している。</p> <p>7.3.2(2) 中央制御室内の雰囲気中で、放射性物質は一様混合すると仮定して評価している。</p> <p>7.3.2(3) 中央制御室換気系フィルタの効率は、設計値を用いて評価している。</p> <p>7.3.2(4) 中央制御室への外気取入及び空気流入による放射性物質の取り込みに対して、時刻tにおける核種iの外気中濃度を用いて評価している。</p> <p>7.3.2(5) 相対濃度 χ/Q の評価点は、外気を取入れを遮断した上で再循環運転を行うため、中央制御室の中心点としている。</p> <p>7.3.2(6) 中央制御室の隔離のために手動操作を想定しており、隔離に要する時間に加えて運転員が事故を検知してから操作を開始するまで10分以上の時間的余裕を見込んで計算している。</p> <p>7.3.2(7) 中央制御室内の雰囲気中に浮遊する放射性物質質量の時間変化は、示されたとおり評価している。</p> <p>7.3.2(7)a) 中央制御室内への取り込み空気放射能濃度に基づき、換気空調システムの設計に従って中央制御室内の放射能濃度を評価している。</p>

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
$\frac{dM_i^k(t)}{dt} = -\lambda^k M_i^k(t) - \sum_{j=1}^n \frac{G_{ji}}{V_i} M_j^k(t) + \sum_{j=1}^n (1-E_{ij}^k) \frac{G_{ij}}{V_j} M_j^k(t) + \sum_{l=1}^n (1-E_{il}^k) \alpha_l S_l^k(t) + \alpha_l S_l^k(t)$ $S_l^k(t) = (\chi/Q)_l Q^k(t)$ $S_l^k(t) = (\chi/Q)_l Q^k(t)$ <p style="text-align: right;">..... (7.4)</p> <p> $M_i^k(t)$: 時刻<i>t</i>における区画<i>i</i>の核種<i>k</i>の放射性物質の量 (Bq) V_i : 区画<i>i</i>の体積 (m³) E_{ij}^k : 区画<i>j</i>から<i>i</i>の経路にあるフィルタの除去効率 (-) G_{ij} : 区画<i>j</i>から<i>i</i>の体積流量 (m³/s) λ^k : 核種<i>k</i>の崩壊定数 (1/s) $S_l^k(t)$: 時刻<i>t</i>における外気取入口<i>l</i>での核種<i>k</i>の濃度 (Bq/m³) α_l : 外気取入口<i>l</i>からの外気取入量 (m³/s) $(\chi/Q)_l$: 評価点<i>l</i>の相対濃度 (s/m³) $Q^k(t)$: 放射性物質の放出率 (Bq/s) </p> <p> α_l : 空気流入量 (m³/s) 空気流入量 = 空気流入率 × 中央制御室バウンダリ内体積 (容積) $S_l^k(t)$: 空気流入を計算する核種<i>k</i>の濃度 (Bq/m³) $(\chi/Q)_l$: 空気流入に対する評価点<i>l</i>の相対濃度 (s/m³) </p> <p>b) 中央制御室に相当する区画の容積は、中央制御室バウンダリ内体積（容積）とする。</p>	<p>7.3.2(7)b) 中央制御室に相当する区画の容積は、中央制御室バウンダリ内体積（容積）としている。</p>

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）

- 7.3.3 室内に外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による中央制御室内での被ばく
- (1) 放射性物質の吸入摂取による運転員の被ばく線量を，次の(2)から(5)までの方法によって計算する（図7.12）。
 - (2) 線量の計算にあたっては，運転員の勤務状態に即して，中央制御室内の滞在期間を計算し，30日間の積算線量を滞在期間の割合で配分する。
 - (3) 被ばく低減方策として，防護マスク着用による放射性元素の吸入による内部被ばくの低減をはかる場合には，その効果及び運用条件を適切に示して評価に反映してもよい。
 - (4) 吸入摂取による運転員の内部被ばく線量は，次のとおり計算する。
 内部被ばく線量＝室内に外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による実効線量
 ×直交替による滞在時間割合*1
- *1) 例：4直3交替勤務の場合 0.25＝（8h/直×3直×30日/4）／（24h×30日）
 ここで，外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による運転員の実効線量は，(7.5)式によって計算する。

$$H_i = \int_0^T RH_a C_i(t) dt \quad \dots\dots\dots (7.5)$$

- H_i : 放射性物質の吸入摂取による内部被ばくによる実効線量 (Sv)
 R : 呼吸率(成人活動時) (m^3/s)
 H_a : 放射性物質(I-131)吸入摂取時の成人の実効線量への換算係数 (Sv/Bq)
 $C_i(t)$: 時刻tにおける中央制御室内の放射性物質濃度 (I-131等価量) (Bq/m^3)
 T : 計算期間(30日間) (s)
 (注)30日間連続滞在の場合の値である。

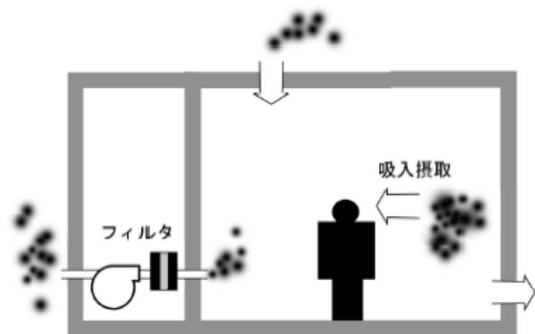


図7.12 放射性物質取り込みによる中央制御室内での吸入摂取による被ばく

中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況

- 7.3.3 →内規のとおり
- 7.3.3(1) 放射性物質の吸入摂取による運転員の被ばく線量を，次の(2)から(5)までの方法によって評価している。
 - 7.3.3(2) 線量の計算にあたっては，運転員の勤務状態に即して，中央制御室内の滞在期間を計算し，30日間の積算線量を滞在期間の割合で配分して評価している。
 - 7.3.3(3) 被ばく低減方策として，防護マスク着用を考慮していない。
 - 7.3.3(4) 吸入摂取による運転員の内部被ばく線量は，示されたとおり計算する。
- 外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による運転員の実効線量は，(7.5)式によって計算している。

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>(5) 主蒸気管破断時は、前項の線量に半球状雲通過時の放射性物質の室内取込による線量寄与を加算する。</p> <p>内部被ばく線量＝室内に外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による実効線量 ×直交替による滞在時間割合 +（半球状雲による線量）</p> <p>ここで、半球状雲に伴う運転員の吸入摂取による実効線量は(7.6)式によって計算する。</p> $H_i = \int_0^T RH_w C_{IP}(t) dt \quad \dots\dots\dots (7.6)$ <p>H_i : 放射性物質の吸入摂取の内部被ばくによる実効線量 (Sv) R : 呼吸率(成人活動時) (m^3/s) H_w : 放射性物質(I-131)吸入摂取時の成人の実効線量への換算係数 (Sv/Bq) $C_{IP}(t)$: 半球状雲通過時の室内取込み放射性物質に基づく時刻<i>t</i>における中央制御室内の放射能濃度 (Bq/m^3) (I-131等価量) T : 計算期間(30日間) (s) (注)30日間連続滞在の場合の値である。</p> <p>7.3.4 室内に外気から取り込まれた放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく</p> <p>(1) 放射性物質からのガンマ線による運転員の被ばく線量を、次の(2)から(6)までの方法によって計算する(図7.13)。</p> <p>(2) 中央制御室は、容積が等価な半球状とする。そして、半球の中心に運転員がいるものとする。</p> <p>(3) 中央制御室の容積は、中央制御室バウンダリ内体積(容積)とする。</p> <p>a) ただし、エンベロープの一部が、ガンマ線を遮へいできる躯体で区画され、運転員がその区画内だけに立入る場合には、当該区画の容積を用いてもよい。</p> <p>b) ガンマ線による被ばくの計算では、中央制御室と異なる階層部分のエンベロープについて、階層間の天井等による遮へいがあるので、中央制御室の容積から除外してもよい。</p> <p>(4) 線量の計算にあたっては、運転員の勤務状態に即して、中央制御室内の滞在期間を計算し、30日間の積算線量を滞在期間の割合で配分する。</p> <p>(5) ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、次のとおり計算する。</p> <p>外部被ばく線量＝室内に外気から取り込まれた放射性物質のガンマ線による実効線量 ×直交替による滞在時間割合^{*1}</p> <p>*1) 例：4直3交替勤務の場合 $0.25 = (8h/直 \times 3直 \times 30日 / 4) / (24h \times 30日)$</p> <p>a) 外気から取り込まれた放射性物質のガンマ線による運転員の実効線量は、(7.7)式^(参5)によって計算する。</p>	<p>7.3.3(5) 主蒸気管破断時は、前項の線量に半球状雲通過時の放射性物質の室内取込による線量寄与を加算して評価している。</p> <p>半球状雲に伴う運転員の吸入摂取による実効線量は(7.6)式によって計算している。</p> <p>7.3.4 →内規のとおり</p> <p>7.3.4(1) 放射性物質からのガンマ線による運転員の被ばく線量を、次の(2)から(6)までの方法によって計算している。</p> <p>7.3.4(2) 中央制御室は、容積が等価な半球状とする。そして、半球の中心に運転員がいるものとして評価している。</p> <p>7.3.4(3) 中央制御室の容積は、中央制御室バウンダリ内体積(容積)としている。</p> <p>7.3.4(4) 線量の計算にあたっては、運転員の勤務状態に即して、中央制御室内の滞在期間を計算し、30日間の積算線量を滞在期間の割合で配分して評価している。</p> <p>7.3.4(5) ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、a)で示されたとおり計算している。</p>

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）

中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況

$$H_{\gamma} = \int_0^T 6.2 \times 10^{-14} E_{\gamma} (1 - e^{-\mu R}) C_{\gamma}(t) dt \quad \dots\dots\dots (7.7)$$

- H_{γ} : 希ガスのガンマ線の外部被ばくによる実効線量 (Sv)
 - E_{γ} : ガンマ線の実効エネルギー (0.5MeV) (MeV/dis)
 - μ : 空気に対するガンマ線の線エネルギー吸収係数 (1/m)
 - R : 中央制御室半球換算時等価半径 (m)
 - $C_{\gamma}(t)$: 時刻tにおける中央制御室内の放射能濃度 (ガンマ線0.5MeV換算) (Bq/m^3)
 - T : 計算期間(30日) (s)
- (注) 30日間連続滞在の場合の値である。

b) また、(7.7)式以外に、(7.8)式^(※5)によって計算することも妥当である。

$$H_{\gamma} = \int_0^T \frac{1}{2} \frac{K}{\mu} \left[\frac{A}{1 + \alpha_1} \{1 - \exp(-(1 + \alpha_1)\mu R)\} + \frac{1 - A}{1 + \alpha_2} \{1 - \exp(-(1 + \alpha_2)\mu R)\} \right] \frac{E_{\gamma}}{0.5} C_{\gamma}(t) dt \quad \dots\dots\dots (7.8)$$

- H_{γ} : 希ガスのガンマ線の外部被ばくによる実効線量 (Sv)
- K : 線量率換算係数 ($Sv/(y/m^2)$)
- A, α_1, α_2 : テーラー型ビルドアップ係数(空气中0.5MeVガンマ線) (-)
- μ : 空気に対するガンマ線の線減衰係数 (1/m)

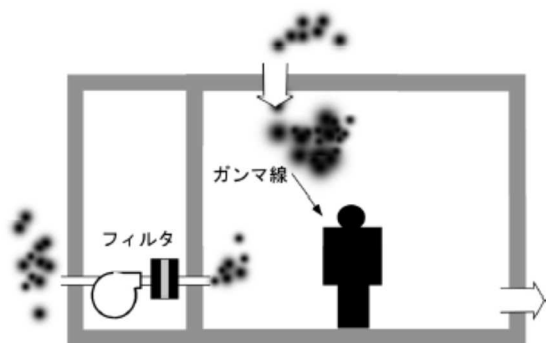
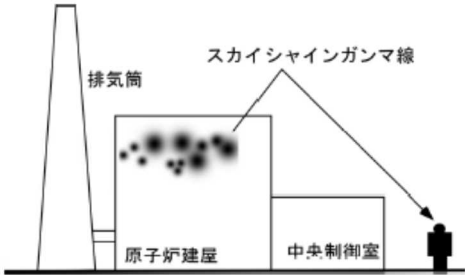
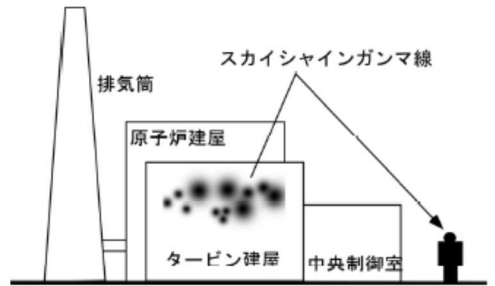
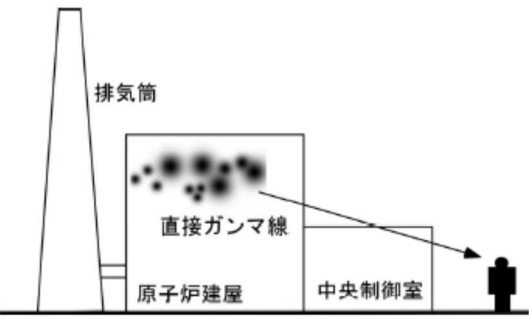


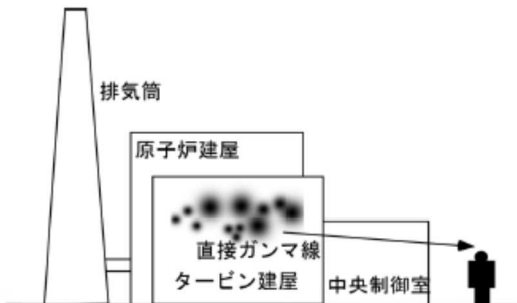
図7.13 放射性物質取り込みによる中央制御室内でのガンマ線による被ばく

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>(6) 主蒸気管破断時は、7.3.4(4)a)の計算式に、次の半球状雲通過時の放射性物質の室内取込による線量寄与を加算する。</p> <p>外部被ばく線量＝室内に外気から取り込まれた放射性物質の外部ガンマ線による 実効線量×直交替による滞在時間割合 +（半球状雲による線量）</p> <p>ここで、半球状雲によるガンマ線の線量は(7.9)式^(参5)によって計算する。</p> $H_y = \int_0^T 6.2 \times 10^{-14} E_\gamma (1 - e^{-\mu R}) C_{sp}(t) dt \quad \dots\dots\dots (7.9)$ <p> H_y : 希ガスのガンマ線の外部被ばくによる実効線量 (Sv) E_γ : ガンマ線の実効エネルギー(0.5MeV) (MeV/dis) μ : 空気に対するガンマ線の線エネルギー吸収係数 (1/m) R : 中央制御室半球換算時等価半径 (m) $C_{sp}(t)$: 半球状雲通過時の室内取込み放射性物質に基づく時刻tにおける中央制御室内の放射能濃度 (ガンマ線0.5MeV換算) (Bq/m³) T : 計算期間(30日) (s) (注)30日間連続滞在の場合の値である。 </p> <p>7.4 建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく</p> <p>(1) 次のa)及びb)の被ばく経路からの運転員の被ばくを、7.4.1 から7.4.2 までに示す方法によって計算する(図7.14)。</p> <p>a) 建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による入退域時の被ばく</p> <p>b) 建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による入退域時の被ばく</p> <div data-bbox="560 917 985 1220" data-label="Diagram"> </div> <p>(a) BWR型原子炉施設</p> <p>図7.14 建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく経路</p>	<p>7.3.4(6) 主蒸気管破断時は、7.3.4(4)a)の計算式に、次の半球状雲通過時の放射性物質の室内取込による線量寄与を加算して評価している。</p> <p>半球状雲によるガンマ線の線量は(7.9)式によって計算する。</p> <p>7.4 →内規のとおり</p> <p>7.4(1) 建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による入退域時の被ばく経路からの運転員の被ばくは、7.4.1から7.4.2までに示す方法によって計算している。</p>

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>7.4.1 建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による入退域時の被ばく</p> <p>(1) 原子炉冷却材喪失時の線量評価（BWR 型原子炉施設）</p> <p>a) 原子炉冷却材喪失発生後30日間、原子炉建屋（二次格納施設）内に存在する放射性物質を線源としたスカイシャインガンマ線による、入退域時の評価点における積算線量を計算する（図7.15）。</p> <p>b) スカイシャインガンマ線の線源強度は、「6.1スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いる。</p> <p>c) 線源から評価点に至るまでの遮へい効果を、構造物の配置、形状及び組成から計算する。</p> <p>d) 入退域での所要時間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30日間の積算線量を所要時間の割合で配分する【解説7.4】。</p> <p>e) 計算に当たっては、次の1)又は2)のいずれかの仮定を用いる。</p> <p>1) 管理建屋の入口を代表評価点とし、入退域ごとに評価点に15分間滞在するとする。</p> <p>2) 入退域時の移動経路及び入退域に要する時間をプラントごとに計算し、移動経路に従った適切な評価点及び滞在時間を設定する。この場合、移動に伴って、複数の評価点を設定してもよい。【解説7.5】</p> <p>f) スカイシャインガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、次のとおり計算する。</p> <p style="padding-left: 2em;">外部被ばく線量＝入退域時スカイシャインガンマ線積算線量 ×直交替による所要時間割合*1</p> <p>*1) 例：4直3交替勤務・片道15分の場合</p> $0.015625 = (0.25\text{h}/\text{直} \times 2 \times 3\text{直} \times 30\text{日} / 4) / (24\text{h} \times 30\text{日})$ <div style="text-align: center;">  </div> <p>図7.15 原子炉冷却材喪失時の建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による入退域時の被ばく（BWR型原子炉施設）</p>	<p>7.4.1 →内規のとおり</p> <p>7.4.1(1)a) 原子炉冷却材喪失発生後30日間、原子炉建屋（二次格納施設）内に存在する放射性物質を線源としたスカイシャインガンマ線による、入退域時の評価点における積算線量を計算している。</p> <p>7.4.1(1)b) スカイシャインガンマ線の線源強度は、「6.1スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いている。</p> <p>7.4.1(1)c) 線源から評価点に至るまでの遮蔽効果を、構造物の配置、形状及び組成から計算する。</p> <p>7.4.1(1)d) 入退域での所要時間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30日間の積算線量を所要時間の割合で配分して評価している。</p> <p>7.4.1(1)e) 計算に当たっては、1)の仮定を用いて評価している。</p> <p>7.4.1(1)e)1) 入退域時の評価点は、管理建屋の入口であるサービス建屋入口として評価している。</p> <p>7.4.1(1)f) スカイシャインガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、示されたとおり計算している。</p>

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>(3) 主蒸気管破断時の線量評価（BWR型原子炉施設）</p> <p>a) 主蒸気管破断発生後30日間、タービン建屋内に存在する放射性物質を線源としたスカイシャインガンマ線による、入退域時の評価点における積算線量を計算する（図7.17）。</p> <p>b) スカイシャインガンマ線の線源強度は、「6.1スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いる。</p> <p>c) 線源から評価点に至るまでの遮へい効果を、構造物の配置、形状及び組成から計算する。</p> <p>d) 入退域での所要時間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30日間の積算線量を所要時間の割合で配分する【解説7.4】。</p> <p>e) 計算に当たっては、次の1)又は2)のいずれかの仮定を用いる。</p> <p>1) 管理建屋の入口を代表評価点とし、入退域ごとに評価点に15分間滞在するとする。</p> <p>2) 入退域時の移動経路及び入退域に要する時間をプラントごとに計算し、移動経路に従った適切な評価点及び滞在時間を設定する。この場合、移動に伴って、複数の評価点を設定してもよい【解説7.5】。</p> <p>f) スカイシャインガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、次のとおり計算する。</p> <p style="padding-left: 2em;">外部被ばく線量＝入退域時スカイシャインガンマ線積算線量 ×直交替による所要時間割合*1</p> <p>*1) 例：4直3交替勤務・片道15分の場合</p> $0.015625 = (0.25\text{h}/\text{直} \times 2 \times 3\text{直} \times 30\text{日} / 4) / (24\text{h} \times 30\text{日})$ <div style="text-align: center;">  </div> <p>図7.17 主蒸気管破断時の建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による入退域時の被ばく(BWR型原子炉施設)</p>	<p>7.4.1(3)a) 主蒸気管破断発生後30日間、タービン建屋内に存在する放射性物質を線源としたスカイシャインガンマ線による、入退域時の評価点における積算線量を計算している。</p> <p>7.4.1(3)b) スカイシャインガンマ線の線源強度は、「6.1スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いている。</p> <p>7.4.1(3)c) 線源から評価点に至るまでの遮蔽効果を、構造物の配置、形状及び組成から計算している。</p> <p>7.4.1(3)d) 入退域での所要時間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30日間の積算線量を所要時間の割合で配分して評価している。</p> <p>7.4.1(3)e) 計算に当たっては、1)の仮定を用いて評価している。</p> <p>7.4.1(3)e)1) 入退域時の評価点は、管理建屋の入口であるサービス建屋入口として評価している。</p> <p>7.4.1(3)f) スカイシャインガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、示されたとおり計算している。</p>

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>7.4.2 建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による入退域時の被ばく</p> <p>(1) 原子炉冷却材喪失時の線量評価（BWR型原子炉施設）</p> <p>a) 原子炉冷却材喪失発生後30日間、原子炉建屋（二次格納施設）内に存在する放射性物質を線源とした直接ガンマ線による、入退域時の評価点における積算線量を計算する（図7.18）。</p> <p>b) 直接ガンマ線の線源強度は、「6.1スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いる。</p> <p>c) 線源から評価点に至るまでの遮へい効果を、構造物の配置、形状及び組成から計算する。</p> <p>d) 入退域での所要時間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30日間の積算線量を所要時間の割合で配分する【解説7.4】。</p> <p>e) 計算に当たっては、次の1)又は2)のいずれかの仮定を用いる。</p> <p>1) 管理建屋の入口を代表評価点とし、入退域ごとに評価点に15分間滞在するとする。</p> <p>2) 入退域時の移動経路及び入退域に要する時間をプラントごとに計算し、移動経路に従った適切な評価点及び滞在時間を設定する。この場合、移動に伴って、複数の評価点を設定してもよい【解説7.5】。</p> <p>f) 直接ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、次のとおり計算する。</p> <p style="padding-left: 2em;">外部被ばく線量＝入退域時直接ガンマ線積算線量 ×直交替による所要時間割合*1</p> <p>*1) 例：4直3交替勤務・片道15分の場合 $0.015625 = (0.25\text{h}/\text{直} \times 2 \times 3\text{直} \times 30\text{日} / 4) / (24\text{h} \times 30\text{日})$</p> <div style="text-align: center;">  </div> <p>図7.18 原子炉冷却材喪失時の建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による入退域時の被ばく（BWR型原子炉施設）</p>	<p>7.4.2 →内規のとおり</p> <p>7.4.2(1)a) 原子炉冷却材喪失発生後30日間、原子炉建屋（二次格納施設）内に存在する放射性物質を線源とした直接ガンマ線による、入退域時の評価点における積算線量を計算している。</p> <p>7.4.2(1)b) 直接ガンマ線の線源強度は、「6.1スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いている。</p> <p>7.4.2(1)c) 線源から評価点に至るまでの遮蔽効果を、構造物の配置、形状及び組成から計算している。</p> <p>7.4.2(1)d) 入退域での所要時間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30日間の積算線量を所要時間の割合で配分して評価している。</p> <p>7.4.2(1)e) 計算に当たっては、1)の仮定を用いて計算している。</p> <p>7.4.2(1)e)1) 入退域時の評価点は、管理建屋の入口であるサービス建屋入口として評価している。</p> <p>7.4.2(1)f) 直接ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、示されたとおり計算している。</p>

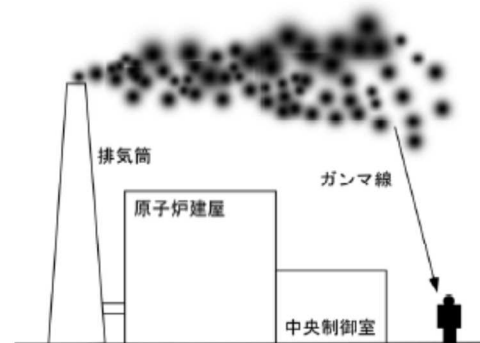
原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>(3) 主蒸気管破断時の線量評価（BWR型原子炉施設）</p> <p>a) 主蒸気管破断発生後30日間、タービン建屋内に存在する放射性物質を線源とした直接ガンマ線による、入退域時の評価点における積算線量を計算する（図7.20）。</p> <p>b) 直接ガンマ線の線源強度は、「6.1スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いる。</p> <p>c) 線源から評価点に至るまでの遮へい効果を、構造物の配置、形状及び組成から計算する。</p> <p>d) 入退域での所要時間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30日間の積算線量を所要時間の割合で配分する【解説7.4】。</p> <p>e) 計算に当たっては、次の1)又は2)のいずれかの仮定を用いる。</p> <p>1) 管理建屋の入口を代表評価点とし、入退域ごとに評価点に15分間滞在するとする。</p> <p>2) 入退域時の移動経路及び入退域に要する時間をプラントごとに計算し、移動経路に従った適切な評価点及び滞在時間を設定する。この場合、移動に伴って、複数の評価点を設定してもよい【解説7.5】。</p> <p>f) 直接ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、次のとおり計算する。</p> <p style="padding-left: 2em;">外部被ばく線量＝室内作業時直接ガンマ線積算線量 ×直交替による所要時間割合*1</p> <p>*1) 例：4直3交替勤務・片道15分の場合</p> $0.015625 = (0.25\text{h}/\text{直} \times 2 \times 3\text{直} \times 30\text{日} / 4) / (24\text{h} \times 30\text{日})$ <div style="text-align: center;">  </div> <p>図7.20 主蒸気管破断時の建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による入退域時の被ばく(BWR型原子炉施設)</p>	<p>7.4.2(3)a) 主蒸気管破断発生後30日間、タービン建屋内に存在する放射性物質を線源とした直接ガンマ線による、入退域時の評価点における積算線量を計算している。</p> <p>7.4.2(3)b) 直接ガンマ線の線源強度は、「6.1スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いている。</p> <p>7.4.2(3)c) 線源から評価点に至るまでの遮蔽効果を、構造物の配置、形状及び組成から計算している。</p> <p>7.4.2(3)d) 入退域での所要時間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30日間の積算線量を所要時間の割合で配分して評価している。</p> <p>7.4.2(3)e) 計算に当たっては、1)の仮定を用いて評価している。</p> <p>7.4.2(3)e)1) 入退域時の評価点は、管理建屋の入口であるサービス建屋入口として評価している。</p> <p>7.4.2(3)f) 直接ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、示されたとおり計算している。</p>

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>7.5 大気中へ放出された放射性物質による入退域時の被ばく</p> <p>(1) 次のa)及びb)の被ばく経路からの運転員の被ばくを、7.5.1 から7.5.2 までに示す方法で計算する。</p> <p>a) 大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく</p> <p>b) 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</p> <p>(2) 大気中に放出された放射性物質が大気中を拡散し、放出源付近の建屋の巻き込み影響を受ける場合にはその効果を計算したうえで（5.大気拡散の評価）、中央制御室を含む当該建屋の周辺の放射性物質の濃度を計算する。</p> <p>a) 建屋影響を考慮しない場合 建屋の影響を考慮しない場合は、5.1.1(1)の方法で計算した建屋周辺の濃度分布の結果を用いる（図7.21）。</p> <p>b) 建屋影響を考慮する場合 建屋の影響を考慮する場合は、5.1.1(2)及び(3)の方法で計算した建屋周辺の濃度分布の結果を用いる（図7.22）。</p> <div data-bbox="548 678 1008 981" data-label="Diagram"> <p style="text-align: center;">図 7.21 建屋影響がない場合</p> </div> <div data-bbox="504 1029 1041 1316" data-label="Diagram"> <p style="text-align: center;">図 7.22 建屋影響がある場合</p> </div>	<p>7.5 →内規のとおり</p> <p>7.5(1) 大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく及び吸入摂取による入退域時の被ばく経路からの運転員の被ばくは、7.5.1から7.5.2までに示す方法で計算している。</p> <p>7.5(2) 大気中に放出された放射性物質が大気中を拡散し、放出源付近の建屋の巻き込み影響を受ける場合にはその効果を計算したうえで（5.大気拡散の評価）、中央制御室を含む当該建屋の周辺の放射性物質の濃度を計算している。</p> <p>7.5(2)a) 建屋の影響を考慮するため、7.5(2)b)の方法で評価している。</p> <p>7.5(2)b) 建屋の影響を考慮するため、5.1.1(2)及び(3)の方法で計算した建屋周辺の濃度分布の結果を用いて評価している。</p>

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）	中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>7.5.1 大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく</p> <p>(1) 大気中へ放出された放射性物質から放射されるガンマ線による被ばくを計算する（図7.23）。ただし、事故発生直後の短時間に集中して放出される放射性物質（主蒸気管破断時の半球状雲、蒸気発生器伝熱管破断時の2次系への漏えい停止までの放出など）による線量については、入退域時の線量としては評価しない【解説7.1】。</p> <p>(2) 建屋から大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による運転員の交替のための入退域時の線量を計算する。</p> <p>(3) 入退域時の線量は入退域評価点での相対線量D/Qを求め、これに放射性物質（この場合は、放射能）の放出率を乗じて求める。</p> <p>(4) 入退域での所要時間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30日間の積算線量を所要時間の割合で配分する。</p> <p>(5) 入退域時の計算に当たっては、以下のいずれかの仮定を用いる。</p> <p>a) 管理建屋の入口を代表評価点とし、入退域ごとに評価点に、15分間滞在するとする。</p> <p>b) 入退域時の移動経路及び入退域に要する時間をプラントごとに計算し、移動経路に従った適切な評価点及び滞在時間を設定する。この場合、移動に伴って、複数の評価点を設定してもよい。【解説7.5】</p> <p>(6) ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、次のとおり計算する。 外部被ばく線量＝放出希ガス等（BWRプラントの主蒸気管破断では、ハロゲン等を含む）のガンマ線による実効線量 ×直交替による入退所要時間割合*1</p> <p>*1) 例：4直3交替勤務・片道15分の場合 $0.015625 = (0.25\text{h}/\text{直} \times 2 \times 3\text{直} \times 30\text{日} / 4) / (24\text{h} \times 30\text{日})$ ここで、ガンマ線による運転員の実効線量は、(7.10)式によって計算する。</p> $H_g = \int_0^T K(D/Q)Q_g(t)dt \quad \dots\dots\dots (7.10)$ <p>H_g : 希ガスのガンマ線の外部被ばくによる実効線量 (Sv) K : 空気カーマから実効線量への換算係数 (Sv/Gy, $K=1$) D/Q : 相対線量 (Gy/Bq) $Q_g(t)$: 時刻tにおける核種の環境放出率 (Bq/s) (ガンマ線0.5MeV換算) T : 計算期間(30日) (s) (注)30日間連続滞在の場合の値である。</p>	<p>7.5.1 →内規のとおり</p> <p>7.5.1(1) 大気中へ放出された放射性物質から放射されるガンマ線による被ばくを計算している。ただし、事故発生直後の短時間に集中して放出される放射性物質（主蒸気管破断時の半球状雲）による線量については、入退域時の線量としては評価していない。</p> <p>7.5.1(2) 建屋から大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による運転員の交替のための入退域時の線量を計算している。</p> <p>7.5.1(3) 入退域時の線量は入退域評価点での相対線量D/Qを求め、これに放射性物質（この場合は、放射能）の放出率を乗じて評価している。</p> <p>7.5.1(4) 入退域での所要時間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30日間の積算線量を所要時間の割合で配分して評価している。</p> <p>7.5.1(5) 入退域時の計算に当たっては、a)の仮定を用いて評価している。</p> <p>7.5.1(5)a) 入退域時の評価点は、管理建屋の入口であるサービス建屋入口として評価している。</p> <p>7.5.1(6) ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、示されたとおり計算している。</p>

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）

中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況



(a) BWR 型原子炉施設

図7.23 原子炉冷却材喪失時の放射性雲のガンマ線による
入退域時の被ばく

7.5.2 大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばく

- (1) 大気中へ放出された放射性物質を吸入摂取することによる被ばくを計算する（図7.24）。ただし、事故発生直後の短時間に集中して放出される放射性物質（主蒸気管破断時の半球状雲、蒸気発生器伝熱管破損時の2次系への漏えい停止までの放出など）による線量については、入退域時の線量としては評価しない【解説7.1】。
- (2) 入退域時の線量は入退域評価点での相対濃度 χ/Q を求め、これに放射性物質の放出率を乗じて求める。線量換算係数、呼吸率を乗じて求める。
- (3) 入退域での所要時間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30日間の積算線量を所要時間の割合で配分する。
- (4) 被ばく低減方策として、例えば、防護マスク着用による放射性元素の吸入による内部被ばくの低減をはかる場合には、その効果及び運用条件を適切に示して評価に反映してもよい。
- (5) 計算に当たっては、以下のいずれかの仮定を用いる。
 - a) 管理建屋の入口を代表評価点とし、入退域ごとに評価点に15分間滞在するとする。
 - b) 入退域時の移動経路及び入退域に要する時間をプラントごとに計算し、移動経路に従った適切な評価点及び滞在時間を設定する。この場合、移動に伴って、複数の評価点を設定してもよい【解説7.5】。

7.5.2 →内規のとおり

- 7.5.2(1) 大気中へ放出された放射性物質を吸入摂取することによる被ばくを計算している。ただし、事故発生直後の短時間に集中して放出される放射性物質（主蒸気管破断時の半球状雲）による線量については、入退域時の線量としては評価していない。
- 7.5.2(2) 入退域時の線量は入退域評価点での相対濃度 χ/Q を求め、これに放射性物質の放出率を乗じて評価している。線量換算係数、呼吸率を乗じて評価している。
- 7.5.2(3) 入退域での所要時間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30日間の積算線量を所要時間の割合で配分して評価している。
- 7.5.2(4) 被ばく低減方策として、防護マスク着用を考慮していない。
- 7.5.2(5) 入退域時の計算に当たっては、a)の仮定を用いて評価している。
 - 7.5.2(5)a) 入退域時の評価点は、管理建屋の入口であるサービス建屋入口として評価している。

原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）

中央制御室居住性に係る被ばく評価の適合状況

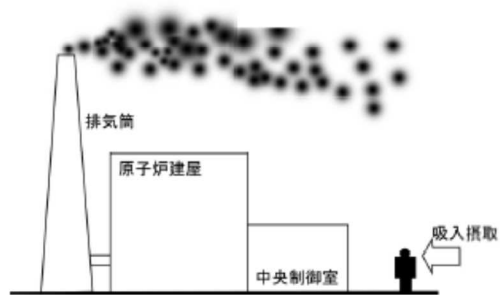
(6) 吸入摂取による運転員の内部被ばく線量は、次のとおり計算する。
 内部被ばく線量＝放出よう素の吸入摂取による実効線量
 ×直交替による所要時間割合*1

*1) 例：4直3交替勤務・片道15分の場合
 $0.015625 = (0.25\text{h/直} \times 2 \times 3\text{直} \times 30\text{日} / 4) / (24\text{h} \times 30\text{日})$

ここで、吸入摂取による運転員の実効線量は、(7.11)式によって計算する。

$$H_i = \int_0^T RH_e(\chi/Q)Q_i(t)dt \quad \dots\dots\dots (7.11)$$

- H_i : よう素の吸入摂取の内部被ばくによる実効線量 (Sv)
- R : 呼吸率(成人活動時) (m^3/s)
- H_e : よう素(I-131)吸入摂取時の成人の実効線量への
換算係数 (Sv/Bq)
- χ/Q : 相対濃度 (s/m^3)
- $Q_i(t)$: 時刻*t*におけるよう素環境放出率
(I-131等価量) (Bq/s)
- T : 計算期間(30日間) (s)
(注)30日間連続滞在の場合の値である。



(a) BWR型原子炉施設

図7.24 原子炉冷却材喪失時の放射性雲の吸入摂取による
入退城時の被ばく

7.5.2(6) 吸入摂取による運転員の内部被ばく線量は、示されたとおり計算している。

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉
運用，手順説明資料 原子炉制御室

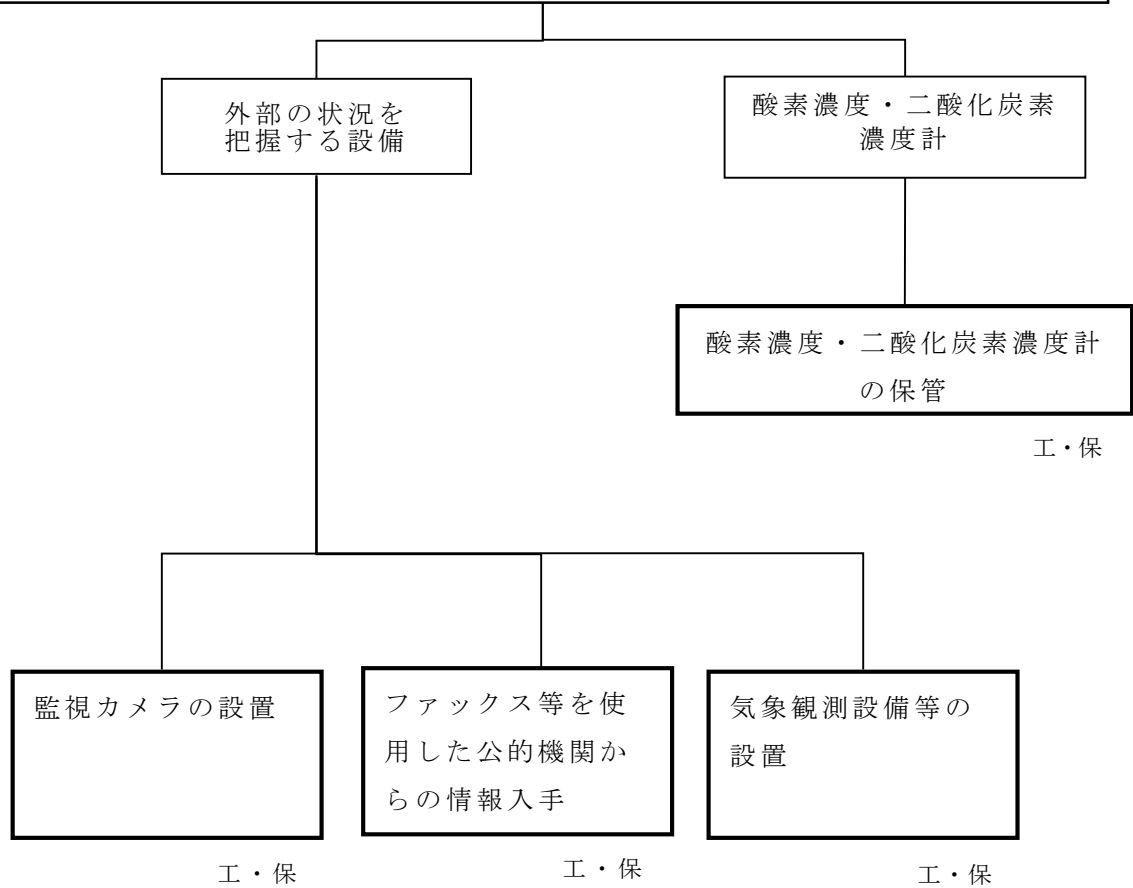
第26条 原子炉制御室等

【条文要求】（設置許可基準規則第26条）
 発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、原子炉制御室（安全施設に属するものに限る。以下この条において同じ。）を設けなければならない。
 二 発電用原子炉施設の外の状況を把握する設備を有するものとする事。

【条文要求】（技術基準規則第38条）
 発電用原子炉施設には、原子炉制御室を施設しなければならない。

3 原子炉制御室には、発電用原子炉施設の外部の状況を把握するための装置を施設しなければならない。

6 原子炉制御室には、酸素濃度計を施設しなければならない。



<p>【後段規制との対応】</p> <p>工：工認（基本設計方針、添付書類） 保：保安規定（運用手順に係る事項、下位文書含む） 核：核防規定（下位文書含む）</p>	<p>【添付六、八への反映事項】</p> <p>：添付六、八に反映 ：当該条文に関係しない（他条文での反映事項他）</p>
--	---

技術的能力に係る運用対策等（設計基準）

設置許可基準 対象条文	対象項目	区分	運用対策等
第26条 原子炉制御室等 （技術基準規則対象条文 第38条 原子炉制御室等）	外部の状況を 把握する設備	運用・手順	手順に基づき，発電用 原子炉施設の外部の状 況を把握する。
		体制	—
		保守・点検	—
		教育・訓練	—
	酸素濃度・二酸 化炭素濃度計	運用・手順	手順に基づき，酸素濃 度・二酸化炭素濃度計 により中央制御室の居 住環境の確認を行う。
		体制	—
		保守・点検	—
		教育・訓練	—

表1 通信連絡設備（設計基準）における点検項目並びに点検頻度

設計基準事故設備		点検項目	点検頻度
送受話器 (警報装置を含む)	ハンドセット, スピーカー	外観点検 機能確認	1回/年
電力保安通信用 電話設備	固定電話機	外観点検 通信確認	1回/6ヶ月
	PHS 端末		
	FAX		
テレビ会議システム	テレビ会議システム (社内向)	外観点検 通信確認	1回/6ヶ月
携帯型音声呼出 電話設備	携帯型音声呼出電話機	外観点検 通信確認	1回/6ヶ月
衛星電話設備	常設	外観点検 通信確認	1回/6ヶ月
	可搬型	外観点検 通信確認	1回/6ヶ月
無線連絡設備	常設	外観点検 通信確認	1回/6ヶ月
	可搬型	外観点検 通信確認	1回/6ヶ月
必要な情報を把握 できる設備 (安全パラメータ 表示システム (SPDS))	プロセス計算機	外観点検 機能確認	1回/年
	データ伝送装置	外観点検 機能確認	1回/年
	緊急時対策支援 システム伝送装置	外観点検 機能確認	1回/年
	SPDS 表示装置	外観点検 機能確認	1回/年
局線加入電話設備	加入電話機	外観点検 機能確認	1回/6ヶ月
	加入 FAX		
専用電話設備	専用電話設備 (ホットライン)	外観点検 機能確認	1回/6ヶ月
統合原子力防災ネ ットワークを用い た通信連絡設備	TV 会議システム	外観点検 通信確認	1回/6ヶ月
	IP-電話機		
	IP-FAX		
データ伝送設備	緊急時対策支援 システム伝送装置	外観点検 機能確認	1回/年