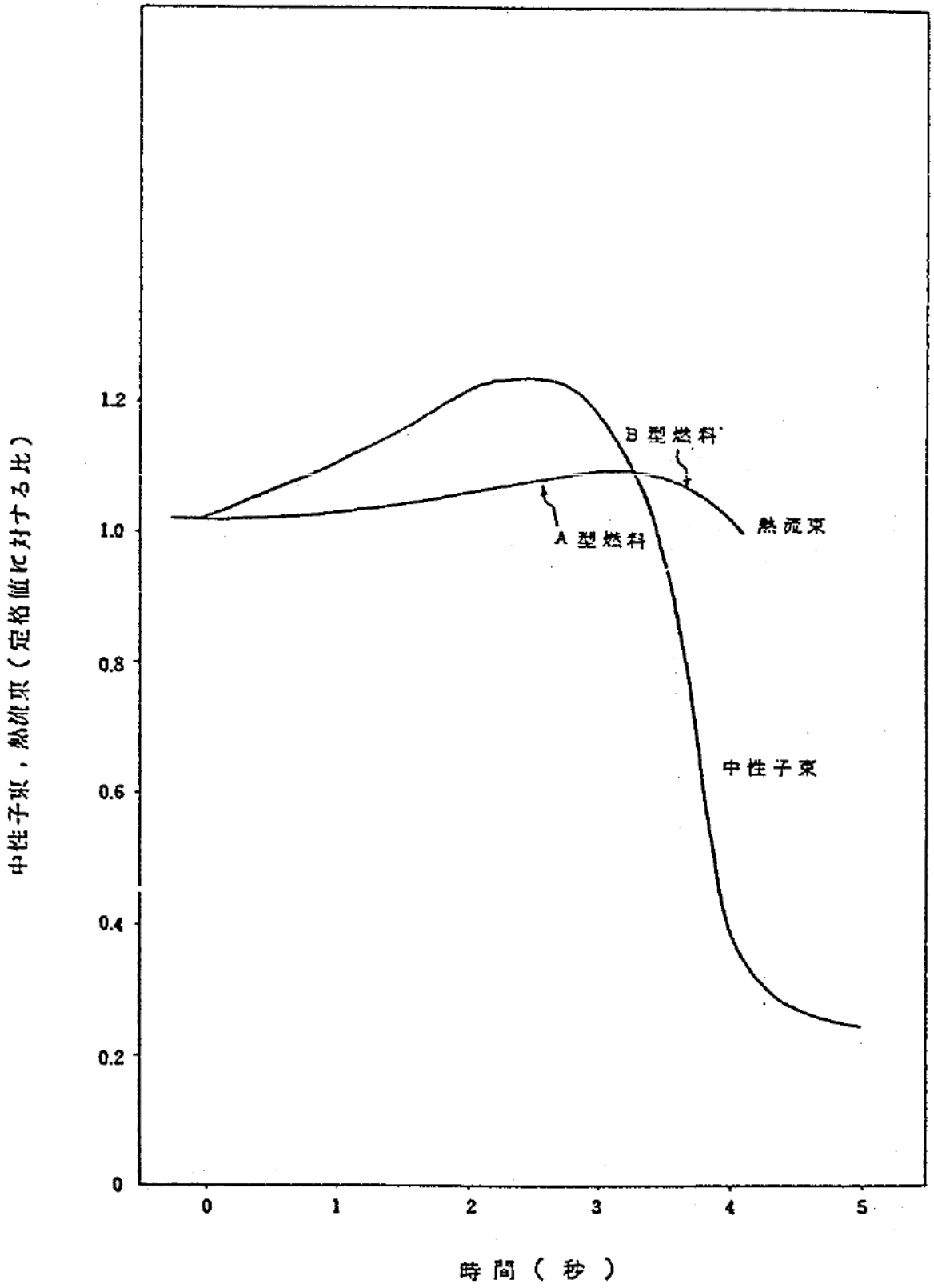
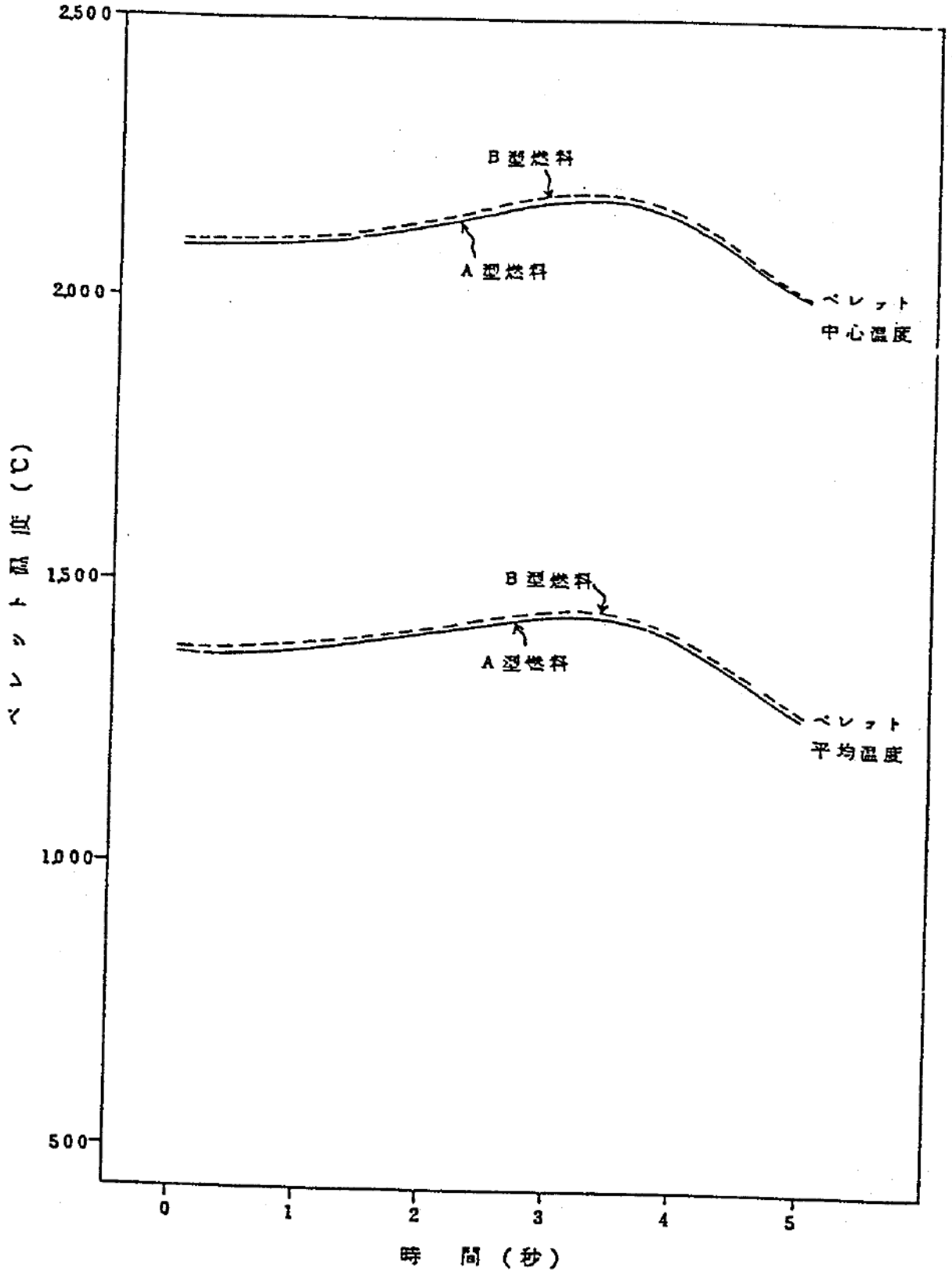


第5図　出力状態からの制御棒クラスタ引抜きの時の熱流束の時間変化



第６図　出力状態からの制御棒クラスタ引抜きの

時のペレット温度の時間変化

追　補　3

「4.　燃料取扱及び貯蔵設備」の追補

添付書類八「4. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設」の記述に次のとおり追補する。

Ⅰ 使用済燃料貯蔵設備の未臨界性について

1. 概要

使用済燃料ピット中の使用済燃料ピットラックは、燃料集合体の間隔を十分にとって、ほう酸水中に使用済燃料を貯蔵する。未臨界性の設計基準は、米国の評価基準(1)等を参考として、純水で満たされていると想定しても、未臨界性評価上の不確定さを含む実効増倍率が 0.98 以下であることとする。

使用済燃料ピットの未臨界性評価における不確定さは、以下のとおりである。

2. 未臨界性評価における不確定さについて

使用済燃料ピットの未臨界性評価における実効増倍率の不確定さとして、臨界計算上の不確定さ及びラック製作公差等による不確定さを考慮する。評価に用いる燃料集合体は、実効増倍率の大きい15×15型燃料集合体とする。

使用済燃料貯蔵設備の未臨界性評価における不確定さについては、以下に示すとおり十分な検討を行っている。

2.1 臨界実験の解析

ＳＣＡＬＥシステムによる臨界計算上の不確定さを国内PWRの燃料貯蔵設備仕様及び燃料仕様等を考慮して選定した臨界実験(2)を対象とした147ケースのベンチマーク解析より算出した。

このうち、ウラン燃料を対象とした場合のＳＣＡＬＥシステムの平均誤差は0.0007、不確かさは0.0065となった。

2.2 不確定さの評価

ボロン添加ステンレス鋼ラックに対する不確定さは以下のとおりである。

(1) 臨界計算上の不確定さ

前記2.1項のベンチマーク解析結果より、ウラン燃料の場合、以下の通りとなる。

平均誤差　　$\delta k = 0.0007$

95%信頼度×95%確率での計算上の不確定さ　　$\varepsilon_c = 0.0065$

（ＡＮＳＩで要求されている信頼度）

(2) 製作公差及び燃料集合体の偏心配置に基づく不確定さ

製作公差及びラック内の燃料集合体の偏心に基づく不確定さは以下のように考慮する。

a. ラック間隔の公差による不確定さ（ε_p）

ラック間隔の公差による実効増倍率の不確定さを解析結果に基づいて、$\varepsilon_p = 0.0053$ と評価している。

b. ラック辺の公差による不確定さ（ε_w）

ラック辺の公差による実効増倍率の不確定さを解析結果に基づいて、$\varepsilon_w = 0.0077$ と評価している。

c. ラック内での燃料集合体の片寄り（偏心）による不確定さ（ε_f）

全ての燃料集合体が第1図のように偏心した場合の実効増倍率の不確定さを解析結果に基づいて、$\varepsilon_f = 0.0016$ と評価している。

d. 燃料製作公差による不確定さ（ε_r）

燃料ペレットの直径、密度、被覆管外径、被覆管内径、集合体外寸の製作公差による実効増倍率の不確定さを解析結果に基づいて、$\varepsilon_r = 0.0046$と評価している。

(3) 設計上の不確定さ

以上の各不確定さを統計処理した結果、設計上の不確定さ（ε）はウラン燃料の場合、0.0132となる。

3. 未臨界性評価結果の例

ボロン添加ステンレス鋼ラックを使用した使用済燃料貯蔵設備の未臨界性評価の例として、以下の解析を行っている。

3.1 解析手法及び解析条件

(1) 解析手法

未臨界性評価には、ＳＣＡＬＥシステムを用いる。本評価では臨界計算のＣＳＡＳ６モジュールを用い、３次元輸送計算コードとしてＫ

ＥＮＯ－ＩＶを用いる。

(2) 解析条件

a. ウラン燃料の濃縮度は 5.05wt%（濃縮度 5.0wt%に余裕を見込む）とする。

b. 燃料集合体は純水中（水密度 1.0g/cm^3）に貯蔵されるとする。

c. ボロン添加ステンレス鋼ラックの仕様は、中心間隔 282mm、キャン厚さ 4mm、ボロン添加量 0.95wt%（下限値）とする。

d. 計算体系は、垂直方向には有限の高さ（燃料有効長 366cm＋上部水反射体 30cm+下部コンクリート反射体 100cm）をとり、水平方向には無限の拡がりを持つ体系とする。

したがって、本計算体系からの中性子漏えいについて垂直方向及び水平方向とも漏えいはない。

3.2 使用済燃料貯蔵設備の評価

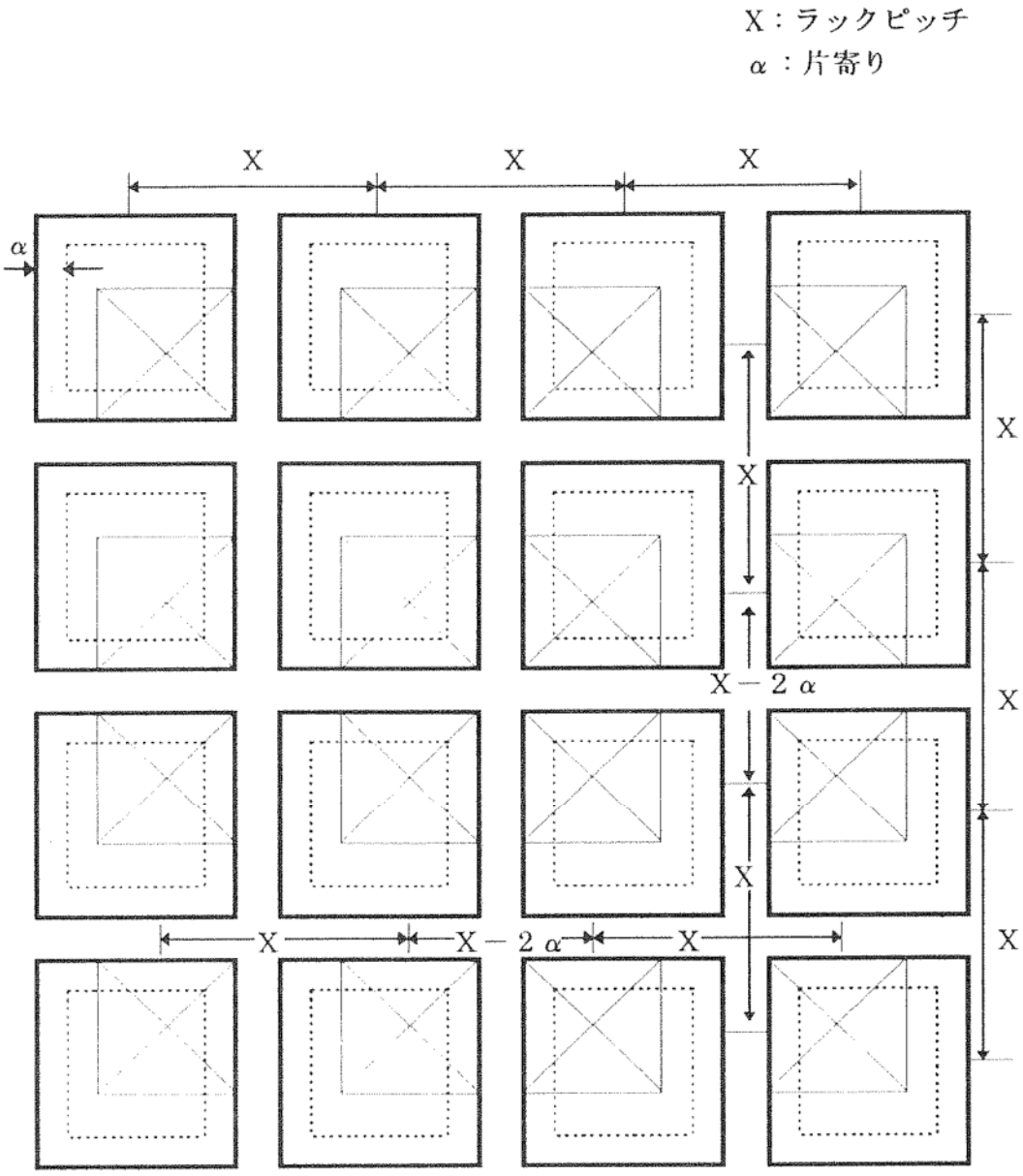
水密度1.0g/cm^{3}の純水で満たされたとして評価した結果、実効増倍率は、ボロン添加ステンレス鋼ラックにウラン燃料を貯蔵した場合0.9545となり、不確定さ0.0132を考慮しても0.98を超えることはない。

また、14×14型燃料集合体における実効増倍率は、0.9092となり、不確定さ0.0130を考慮しても0.98を超えることはない。

4. 参考文献

(1) ANSI/ANS－57.2, 1983

(2) 「INTERNATIONAL HANDBOOK OF EVALUATED CRITICALITY SAFETY BENCHMARK EXPERIMENTS」
September 2010 Edition (OECD/NEA)



第 1 図 ラック内での燃料集合体の片寄り（偏心）

添　付　書　類　九

変更後における発電用原子炉施設の放射線の管理に関する説明書

目　次

表

図

1. 放射線防護に関する基本方針

1.1 基本的考え方

放射線の被ばく管理及び放射性廃棄物の廃棄に当たっては、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」（以下「原子炉等規制法」という。）及び「労働安全衛生法」を遵守し、発電所放射線業務従事者等及び周辺監視区域外の公衆が、本発電所に起因する放射線被ばくから十分安全に防護されるように放射線防護対策を講じる。

さらに、発電所周辺の一般公衆の受ける線量については、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針」に基づき、合理的に達成できる限り低くすることとする。

また、放射線の被ばく管理及び放射性廃棄物の廃棄の運用については、「原子炉等規制法」に基づき、保安規定にこれを定める。

1.2 具体的方法

(1) 放射線防護に関して、外部被ばくに対しては十分な遮へい設備により、また、空気中の放射性物質による内部被ばくに対しては換気設備等により、これを合理的に達成できる限り低減する方針で設計し、運用する。

(2) 放射線業務従事者に対しては、不必要な放射線被ばくを防止するために、管理区域を設定して立入りの制限を行い、外部放射線に係る線量当量、空気中若しくは水中の放射性物質の濃度及び床等の表面の放射性物質の密度を監視して、その結果を管理区域内の諸管理に反映する。

(3) 放射線業務従事者の受ける線量を測定評価し、線量の低減に努めるとともに、その結果を作業環境の整備及び作業方法等の改善に反映する。

さらに、各個人については、定期的又は必要に応じ健康診断を行って常に身体的状態を把握する。

(4) 管理区域の外側に周辺監視区域を設定して、この区域内での人の居住を禁止し、境界には、さく又は標識を設ける等の方法によって人の立入りを制限する。

(5) 気体及び液体廃棄物の放出管理については、発電所周辺の一般公衆の受ける線量が「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針」に定める線量目標値を超えないように努める。

なお、平常時線量評価は、「添付書類八　3.6 核設計」に示されている代表的なケースの平衡炉心により評価を行う。

2. 放射線管理

2.1 管理区域、保全区域及び周辺監視区域の設定

2.1.1 管理区域

炉室、使用済燃料の貯蔵施設、放射性廃棄物の廃棄施設等の場所であって、その場所における外部放射線に係る線量、空気中の放射性物質の濃度又は放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度が、「線量限度等を定める告示」（第 1 条）に定められた値を超えるか又は超えるおそれのある区域は、すべて管理区域とする。

実際には、部屋、建物その他の施設の配置及び管理上の便宜も考慮して、原子炉格納施設、原子炉補助建屋の大部分、固体廃棄物貯蔵庫、蒸気発生器保管庫、固体廃棄物処理建屋、第 2 固体廃棄物処理建屋、使用済燃料輸送容器保管建屋等を管理区域とする。

管理区域の範囲を第 2.1.1 図に示す。

また、運用段階で、もしも一時的に上記管理区域に係る値を超えるか又は超えるおそれのある区域が生じた場合は、一時的な管理区域とする。

2.1.2 保全区域

「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」（第 1 条）の規定に基づき、原子炉施設の保全のため特に管理を必要とする原子炉補助建屋で管理区域以外の区域、タービン建屋等を第 2.1.1 図に示すように保全区域として設定する。

2.1.3 周辺監視区域

外部放射線に係る線量又は空気中若しくは水中の放射性物質の濃度が、「線量限度等を定める告示」（第 2 条）に定められた値を超えるおそれのある区域を周辺監視区域とする。実際には、周辺監視区域境界は管理上の便宜も考慮して第 2.1.2 図に示すように設定する。

2.2 管理区域等の管理

管理区域については、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」（第８条）に従って、次の措置を講じる。

a. 壁、さく等の区画物によって区画するほか、標識を設けることによって明らかに他の場所と区別し、かつ、放射線等の危険性の程度に応じて人の立入制限、かぎの管理等の措置を講じる。

b. 放射性物質を経口摂取するおそれのある場所での飲食及び喫煙を禁止する。

c. 床、壁その他人の触れるおそれのある物であって放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度が、「線量限度等を定める告示」（第５条）に定める表面密度限度を超えないようにする。

d. 管理区域から人が退去し、又は物品を持ち出そうとする場合には、その者の身体及び衣服、履物等身体に着用している物並びにその持ち出そうとする物品（その物品を容器に入れ又は包装した場合には、その容器又は包装）の表面の放射性物質の密度が c.の表面密度限度の 1／10 を超えないようにする。

また、管理区域内の各区域は、外部放射線に係る線量当量率、放射線業務従事者の立入頻度等に差異があるため、これらのことを考慮して区域内管理及び作業管理を行う。

作業管理については、「2.3 作業管理」で述べることにし、ここでは区域内管理について述べる。

管理区域等の管理は、遮へい、換気空調設備等の防護施設の設置及び維持並びに外部放射線に係る線量当量等の監視により行う。

次に、その具体的な方法について述べる。

2.2.1 遮へい

2.2.1.1 遮へいの考え方

(1) 通常運転時、燃料取替時及び保修時等において、放射線業務従事者の受ける外部被ばくによる線量が法令に定められた限度を超えな

いようにすることはもちろん合理的に達成できる限り低くなるような遮へいとする。

また、人の居住の可能性のある敷地境界外においては、空気カーマで年間 50μGy を超えないような遮へいとする。

(2) 重大事故及び仮想事故を想定した場合にも、発電所周辺の公衆の受ける線量が「原子炉立地審査指針」の主旨を十分満足するような遮へいとする。

また、中央制御室は、「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」の主旨を満足するような遮へいとする。

2.2.1.2 遮へい区分

遮へいは、各場所の放射線レベル、各場所への立入りの頻度、滞在時間等を考慮した上で放射線業務従事者等の放射線被ばくが十分管理できるような設計とする。

おもな放射線源は、原子炉本体、1 次冷却設備、化学体積制御設備、使用済燃料ピット、放射性廃棄物廃棄施設等の中にある。

遮へいは、原子炉 1 次遮へい、原子炉 2 次遮へい、補助遮へい、燃料取扱い遮へい及び一時遮へいに区分する。

これらの遮へいの機能及び設計方針は「添付書類八　8.3 遮蔽設備」に示すとおりである。また、立入頻度等を考慮した管理区域内の遮へい設計区分は「添付書類八　8.3 遮蔽設備」に示すとおりである。この設計区分に基づく管理区域内の区分の概略を第 2.2.1 図～第 2.2.11 図に示す。

2.2.2 換気

2.2.2.1 換気の考え方

放射線業務従事者等を空気中の放射性物質による内部被ばくから防護するため換気設備は次の条件を満足するものとする。

(1) 換気設備は空気中の放射性物質による内部被ばくの可能性からみて区域を分け、それぞれ別系統とする。

(2) 各換気系統について空気の供給は清浄区域から行い、空気中の放射性物質による内部被ばくの可能性のある区域に向かって流れるようにし、排気は適当なフィルタを通して行う。

(3) 各換気系統はその容量が区域及び室の必要な換気、放熱を行うのに十分であるように、また、空気中の放射性物質濃度が各区域について濃度限度よりも十分に低くなるようにする。

(4) 中央制御室の換気系は、事故時には外部から完全にしゃ断し、室内空気中の放射性物質を除去するためのフィルタ装置を通して再循環させて、当室内は空気中の放射性物質による内部被ばくの可能性のないようにする。

各換気設備のフィルタは随時点検し、交換する。

2.2.2.2 換気系統

換気は原子炉格納施設、原子炉補助建屋、固体廃棄物処理建屋、第２固体廃棄物処理建屋、タービン建屋及びサービス建屋ごとにそれぞれ次のように系統を分けて行う。

(1) 原子炉格納施設

原子炉格納容器

アニュラス部

(2) 原子炉補助建屋

補助建屋

中央制御室等

(3) 固体廃棄物処理建屋（１号、２号及び３号炉共用）

(4) 第２固体廃棄物処理建屋（１号、２号及び３号炉共用）

(5) タービン建屋

(6) サービス建屋（１号、２号及び３号炉共用）

事務室、会議室等

これらのうち放射線防護上重要な系統について以下に説明する。

(1) 原子炉格納施設の換気

a. 原子炉格納容器

格納容器換気施設の主なものは、格納容器空気浄化設備及び格納容器換気設備である。

(a) 格納容器空気浄化設備

原子炉格納容器内の空気は再循環させ、通常運転中は、原則として排気を行わない。

格納容器空気浄化設備は高効率エアフィルタ、よう素フィルタ等を備え、原子炉格納容器内の空気を循環させて空気中放射性物質濃度を減少させる。

(b) 格納容器換気設備

原子炉停止中に放射線業務従事者が原子炉格納容器内に立ち入る場合は、それに先立って原子炉格納容器内の空気を格納容器換気設備によって新鮮な空気と入れ替える。排気空気は高効率エアフィルタを通して放射性粒子を除去した後排気筒から放出する。

b. アニュラス部

アニュラス部は原子炉冷却材喪失時等にアニュラス空気再循環設備により負圧に保たれる。この設備には高効率エアフィルタ及びよう素フィルタを設け、放射性物質放出事故時には原子炉格納容器からアニュラス部に漏入した空気をこれらのフィルタにより浄化し、その一部を排気筒に導き放出する。

(2) 原子炉補助建屋の換気

a. 補助建屋

補助建屋のうち、放射性物質を含むおそれのある設備を設置する区域の排気はエアフィルタ及び高効率エアフィルタでろ過した後、排気筒から放出する。

なお、補助建屋のうち、工学的安全設備の高圧注入ポンプ（充てんポンプと共用)、余熱除去ポンプ、格納容器スプレポンプ等を収納する区域の排気系統は必要に応じて、よう素フィルタを備えた系統を通すことにより、排気中の放射性物質を除去できるようにする。

b. 中央制御室等

中央制御室等の区域の送気系にはエアフィルタ、冷却コイル及び加熱コイルを備え、常時は取り入れた外気をろ過した後、温度調節して、各室に送気する。

中央制御室等の区域の排気はファンにより大気へ放出し、出入管理区域の排気はエアフィルタ、高効率エアフィルタ及びよう素フィルタによりろ過した後、排気筒へ排気する。

放射性物質の放出を伴う事故時には中央制御室等の区域の換気系は外部からしゃ断して室内空気をエアフィルタ、冷却コイル及び加熱コイルを通して再循環するとともに運転員等を内部被ばくから防護するために中央制御室の送気はエアフィルタ、高効率エアフィルタ及びよう素フィルタによりろ過する。

(3) 排気筒

2本の排気筒を原子炉格納容器とその外周コンクリート遮へい壁との間のアニュラス部に設置する。一方の排気筒は主として格納容器換気設備及びアニュラス空気再循環設備の排気の放出に、他は主として補助建屋排気設備の排気の放出に使用する。

2.2.3 線量等の測定

放射線業務従事者の受ける線量の管理が、容易かつ確実に行えるようにするため、放射線測定器等により、管理区域の外部放射線に係る線量当量率等の状況を把握する。

2.2.3.1 外部放射線に係る線量当量率の測定

管理区域内空間の外部放射線に係る線量を把握するため、管理区域内の主要部分における外部放射線に係る線量当量率を測定する。

外部放射線に係る線量当量率測定用のエリアモニタの主な設置場所については「添付書類八　8.1 放射線管理施設」に示す。

エリアモニタは、放射線レベルがあらかじめ設定された値以上になると、現場、中央制御室及び放射線管理室において警報を発する。

ただし、固体廃棄物処理建屋のエリアモニタは、固体廃棄物処理建屋内制御室、中央制御室及び放射線管理室において警報を発する。

第２固体廃棄物処理建屋内雑固体分別エリアのエリアモニタは、第２固体廃棄物処理建屋内制御室、中央制御室及び放射線管理室において警報を発する。

また、使用済燃料輸送容器保管建屋のエリアモニタは、使用済燃料輸送容器保管建屋内制御室及び中央制御室において警報を発する。

警報は異常の発見を主目的にするところから、その警報設定点は、平常時の値等を基にして定める。

また、放射線業務従事者が、特に頻繁に立ち入る箇所については、定期的及び必要の都度、サーベイメータにより外部放射線に係る線量当量率の測定を行う。

サーベイメータとしては、線量当量率サーベイメータを使用する。

2.2.3.2 空気中の放射性物質の濃度及び床等の表面の放射性物質の密度の測定

管理区域内の空気中の放射性物質の濃度及び床等の表面の放射性物質の密度を把握するため次の測定を行う。

(1) 原子炉格納施設モニタによる測定

原子炉格納施設モニタにより、原子炉格納容器内の空気中の放射性物質の濃度（じんあい及びガス）を常に測定する。

放射性物質の濃度があらかじめ設定された値以上になると、中央制御室及び放射線管理室において警報を発し、適切な処置がなされるよう運転員の注意を喚起する。

警報は異常の発見を主目的とするところから、その警報設定点は、平常時の値等を基にして定める。

(2) サンプリングによる測定

空気中の放射性物質の濃度又は床等の表面の放射性物質の密度は、前に述べた原子炉格納施設モニタ及びサーベイメータによっても測定できるが、放射線業務従事者が特に頻繁に立ち入る箇所については、サンプリングによる測定を定期的及び必要の都度行う。

以上のモニタ等については「添付書類八　8.1 放射線管理施設」に示す。

2.2.3.3 系統内の放射能測定

原子炉施設が、正常に運転されていることを確認するため、系統内の気体及び液体中の放射性物質の濃度を測定する。

(1) 格納容器排気筒モニタによる測定

格納容器排気筒の排気中の放射性物質の濃度（じんあい及びガス）を測定する。

(2) 補助建屋排気筒モニタによる測定

補助建屋排気筒の排気中の放射性物質の濃度（じんあい及びガス）を測定する。

(3) 復水器空気抽出器ガスモニタによる測定

復水器空気抽出ポンプからの排気ガス中の放射性物質の濃度を測定し、１次冷却系から２次冷却系への漏えいを検知する。

(4) 蒸気発生器ブローダウン水モニタによる測定

蒸気発生器２次側ブローダウン水中の放射性物質の濃度を測定し、１次冷却系から２次冷却系への漏えいを検知する。

(5) 高感度型主蒸気管モニタによる測定

主蒸気管蒸気中の放射性物質の濃度を測定し、N-16 に着目して１次冷却系から２次冷却系への漏えいを検知する。

(6) 原子炉補機冷却水モニタによる測定

原子炉補機冷却水中の放射性物質の濃度を測定し、１次冷却設備、化学体積制御設備、余熱除去設備、試料採取設備、廃棄物処理設備等から原子炉補機冷却水中への漏えいを検知する。

(7) 液体廃棄物処理設備排水モニタによる測定

液体廃棄物処理設備により処理された排水中の放射性物質の濃度を測定する。

(8) １次系補助蒸気復水モニタによる測定

液体廃棄物処理設備の廃液蒸発器等の加熱蒸気側復水中の放射性

物質の濃度を測定し、廃液蒸発器等から加熱蒸気復水への漏えいを検知する。

(9) 冷却材連続モニタによる測定

1次冷却材中の放射性物質の濃度を測定し、燃料から1次冷却材中への漏えいを検知する。

(10) 雑固体焼却炉排ガスモニタによる測定

雑固体焼却設備排ガス中の放射性物質の濃度（じんあい及びガス）を測定する。

(11) 固体廃棄物処理建屋排気モニタによる測定

固体廃棄物処理建屋の排気中の放射性物質の濃度（ガス）を測定する。

(12) 第2固体廃棄物処理建屋排気モニタによる測定

第2固体廃棄物処理建屋の排気中の放射性物質の濃度（じんあい及びガス）を測定する。

(13) アスファルト固化復水器排ガスモニタによる測定

アスファルト固化復水器排ガス中の放射性物質の濃度（ガス）を測定し、アスファルト固化装置から補助蒸気復水への漏えいを検知する。

上記のように(1)～(13)は、気体又は液体中の放射性物質の濃度を常に測定し、放射性物質の濃度があらかじめ設定された値以上になると、中央制御室及び放射線管理室において警報を発し、適切な処置がなされるよう運転員の注意を喚起する。

ただし、固体廃棄物処理建屋内の各モニタの警報は、固体廃棄物処理建屋内制御室、中央制御室及び放射線管理室において発する。

また、第2固体廃棄物処理建屋内のモニタの警報は、第2固体廃棄物処理建屋内制御室、中央制御室及び放射線管理室において発する。

警報は異常の発見を主目的とするところから、その警報設定点は、平常時の値等を基にして定める。

以上のモニタについては「添付書類八　8.1 放射線管理施設」に示す。

(14) サンプリングによる測定

上記のモニタのほかに、主な系統は定期的及び必要の都度サンプリングし、試料放射能測定装置により放射性物質の濃度を測定する。

2.3 作業管理

「2.2 管理区域等の管理」で述べたように、設備及び作業環境の管理を十分に行い作業環境の条件の向上に努めるが、実際に放射線業務従事者が作業を行う場合には被ばくを低減するため、更に、厳重な作業管理を行う。

2.3.1 人の出入管理

(1) 管理区域への立入制限

管理区域への立入りは、あらかじめ指定された者で、かつ、必要な場合に限るものとする。

管理区域への立入制限は、出入管理室において行う。

(2) 出入管理の原則

a. 管理区域の出入口は、1 箇所とする。

b. 管理区域に立ち入る者には、個人線量計を装着させる。

c. 管理区域に立ち入る者には、指定された被服を着用させる。汚染のある区域へ立ち入る場合は、必要に応じて適切な防護具等を着用させ、内部被ばくの防止に努める。

d. 管理区域から退出する者には、退出モニタ等によって放射性物質による表面汚染を検査させる。

e. 管理区域の人の出入りについては、出入管理室において確認し、記録する。

(3) 管理区域での遵守事項

a. 管理区域立入り時には、前に述べた個人線量計、指定された被服等の着用を遵守させるとともに、不要品を持ち込ませないようにする。

b. 放射性物質を経口摂取するおそれのある場所での飲食及び喫煙は禁止する。

c. 異常事態の発生又はそのおそれがある事象を発見した場合は、直ちに必要箇所へ連絡させ、その指示に従わせる。

d. 管理区域退出時は、退出モニタ等により身体表面の放射性物質による汚染を検査し、汚染が発見された場合は放射線管理担当者へ連絡させるとともに、その指示に従わせる。

2.3.2 物品の出入管理

管理区域への物品の持込み及び持出しは、出入管理室において行う。ただし、燃料及び大型機器の搬出入に際しては、原子炉補助建屋、原子炉格納容器の機器搬入口において、出入管理を行う。

管理区域から物品を持ち出す場合は、その物品の表面の放射性物質の密度が、「線量限度等を定める告示」（第２条）に定める管理区域に係る値を超えていないことを測定により確認する。

また、放射性物質等を運搬する場合には、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」、「核燃料物質等車両運搬規則」等を遵守する。

2.3.3 管理区域内の区分

管理区域は、外部放射線に係る線量に起因する管理区域と、空気中の放射性物質の濃度又は床等の表面の放射性物質の密度に起因する管理区域とに区分する。さらに、外部放射線に係る線量に起因する管理区域はその外部放射線に係る線量の高低により区分し、段階的な出入管理を行うことにより管理区域へ立ち入る者の被ばく管理等が容易かつ確実に行えるようにする。

2.3.4 作業管理

管理区域内での作業は、放射線業務従事者の受ける線量を合理的に達成できる限り低減するため原則として次のように行う。

(1) 事前に被ばくの経歴、作業環境及びその変化を考慮し、放射線業務従事者の受ける線量を低減するよう作業計画を立てるとともに、作業方法、手順等について、その周知徹底を図る。

(2) 放射線防護については、防護具類、個人線量計の着用、時間制限等必要な条件を定める。

(3) 作業を行う場合は、責任者を定めるとともに上記条件等を遵守させ、放射線業務従事者の受ける線量の低減を図る。

(4) 作業中に作業環境の変化が起こり得るような場合は、必要に応じ、外部放射線に係る線量当量率、空気中の放射性物質の濃度等を測定し、

作業環境の確認を行う。

(5) 必要な場合は一時遮へいの使用、除染等を行い作業環境の保全に努める。

(6) 請負業者の作業管理については、当社の放射線業務従事者に準じて行わせるほか、立会い等により指導助言を行う。

2.4 個人管理

放射線業務従事者の個人管理は、線量を測定・評価するとともに定期的又は必要に応じて健康診断を実施し、身体的状態を把握することによって行う。

(1) 管理区域立入り前の措置

「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」（第１条）に従って、原子炉の運転、原子炉施設の保全、核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の運搬、貯蔵、廃棄、汚染の除去等の業務に従事する者であって、管理区域に立ち入る者を放射線業務従事者とする。

放射線業務従事者に対しては、あらかじめ次のような措置を講じる。

a. 放射線防護に関する教育及び必要に応じ訓練を行う。

b. 被ばくの経歴及び健康診断結果を確認する。

(2) 線量限度

放射線業務従事者の受ける線量は、「線量限度等を定める告示」（第６条及び第８条）に定める線量限度を超えないようにする。

(3) 線量の管理

放射線業務従事者の受ける線量が、線量限度を超えないよう被ばく管理上、必要な措置を講じる。

a. 外部被ばくによる線量の測定・評価

放射線業務従事者の外部被ばくによる線量を測定するため、管理区域に立ち入る場合は個人線量計を着用させ、外部被ばくによる線量を定期的及び必要に応じて測定・評価する。

b. 内部被ばくによる線量の測定・評価

放射線業務従事者の内部被ばくによる線量の測定・評価は、原則として次のように行う。

(a) 内部被ばくによる線量の評価に資するためホールボディカウンタによる測定を行う。また、必要に応じて尿検査等を実施する。

(b) ホールボディカウンタによる測定は、発電所入退所時（放射線業務従事者として勤務を開始及び終了する時）、定期的及び必要に応じて行う。

(c) 内部被ばくによる線量の評価は、ホールボディカウンタの測定結果等により行う。

c. 線量評価結果の通知及び記録

(a) 線量測定結果は、定期的に評価、記録するとともに以後の放射線管理に反映させる。

(b) 線量評価結果は、所属長を通じて本人に通知する。

(4) 健康管理

a. 「労働安全衛生規則」（第４４条及び第４５条）による健康診断のほか「電離放射線障害防止規則」（第５６条）の規定に基づき放射線業務従事者について健康診断を実施し、その身体的状態を把握する。

b. 健康診断結果及び線量測定結果による医師の勧告等を考慮し、必要に応じて保健指導及び就業上の措置を講じる。

c. 発電所内において放射線障害が発生した場合又はそのおそれのある場合は必要な措置をとる。

なお、放射線業務従事者以外の者で管理区域に一時的に立ち入る者には、必要に応じて外部被ばく及び内部被ばくによる線量の測定を行う。

2.5 保全区域内の管理

保全区域は、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」（第８条）の規定に基づき、標識を設ける等の方法によって明らかに他の場所と区別し、かつ、管理の必要性に応じて人の立入制限、かぎの管理、物品の持出制限等の措置を講じる。

2.6 周辺監視区域内の管理

「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」（第８条）の規定に基づき、周辺監視区域には人の居住を禁止し、境界にさく又は標識を設ける等の方法により、周辺監視区域に業務上立ち入る者以外の立入りを制限する。

周辺監視区域内の外部放射線に係る線量、空気中の放射性物質の濃度及び表面の放射性物質の密度は、「線量限度等を定める告示」（第２条）に定める値以下に保つ。

具体的には、管理区域内に遮へい設備を設けること等により、管理区域の外側における外部放射線に係る線量が、３ヶ月間につき 1.3mSv 以下になるように管理する。

また、空気中の放射性物質については、管理区域との境界を壁等によって区画するとともに、管理区域内の放射性物質の濃度の高い空気が、容易に流出することのないよう換気系統を管理する。

表面の放射性物質の密度については、「2.3 作業管理」に述べたように、人及び物品の出入管理を十分に行う。

これらの基準を満足していることを確認するために、管理区域外において、定期的に外部放射線に係る線量当量等の測定を行うとともに、必要に応じて放射線サーベイを行う。

さらに、水中の放射性物質については、管理区域との境界を壁等によって区画するとともに、管理区域内の放射性物質の濃度の高い水が容易に流出することのないよう排水系統を管理する。

周辺監視区域外においては、「線量限度等を定める告示」（第３条及び第９条）に定める線量限度及び濃度限度以下に管理するが、その方法については、「2.7 放射性廃棄物の放出管理」で、その監視については、「3. 周辺監視区域境界付近及び周辺地域の環境放射線監視」で述べる。

2.7 放射性廃棄物の放出管理

発電所外に放出される放射性の気体廃棄物及び液体廃棄物は、次に述べるように厳重な管理を行い、周辺監視区域外の空気中及び水中の放射性物質の濃度が「線量限度等を定める告示」（第９条）に定める値を超えないようにする。

さらに、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針」に基づき、発電所から放出される放射性物質について放出管理目標値を次のように定め、「発電用軽水型原子炉施設における放出放射性物質の測定に関する指針」に基づく測定を行い、この管理目標値を超えることのないように努める。

2.7.1 気体廃棄物

(1) 放出管理

平常運転時の気体廃棄物は、放射能を減衰させるか又はフィルタを通して排気筒から放出する。

排気筒から放出するものは、気体廃棄物処理設備、格納容器換気設備、アニュラス空気再循環設備、補助建屋放射性区域排気設備及び出入管理室排気設備からの排気である。この気体廃棄物の排気中の放射性物質の濃度は、排気筒ガスモニタによって常に監視する。

また、原子炉格納容器内の空気は、原子炉停止時等必要なときにのみ放出するが、放出する場合にはあらかじめ原子炉格納施設モニタ等によって、放射性物質の濃度を確認する。

排気筒ガスモニタの測定結果は、中央制御室に指示・記録するとともに、放射性物質の濃度があらかじめ設定された値以上になると中央制御室に警報を発し、適切な処置がなされるよう運転員の注意を喚起する。

排気筒ガスモニタの警報設定点は、平常時の値及び放出管理目標値を基にして定める。

また、排気筒から放出される気体廃棄物中の放射性よう素、放射性粒子及びトリチウムについては、排気筒ガスモニタ付近に連続サンプ

リングができる試料採取装置を設置し、定期的に測定する。

(2) 放出管理目標値

「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針」に基づき、「4. 放射性廃棄物処理」及び「5. 平常運転時における発電所周辺の一般公衆の受ける線量評価」の結果から、気体廃棄物中の希ガス及びよう素の放出管理目標値（１号炉、２号炉及び３号炉合算）を第2.7.1表のように設定し、これを超えないように努める。

第 2.7.1 表　気体廃棄物中の希ガス及びよう素の放出管理目標値（１号炉、２号炉及び３号炉合算）

項　　目	放出管理目標値（Bq／y）
希　ガ　ス	2.1×10^{15}
よう素（I-131）	7.3×10^{10}

2.7.2 液体廃棄物

(1) 放出管理

平常運転時の液体廃棄物は、「添付書類八　7.2 液体廃棄物処理設備」で述べた処理を行った後、復水器冷却水等と混合、希釈して放出する。

これらの液体廃棄物を放出する場合には、あらかじめタンクにおいてサンプリングし、放射性物質の濃度を測定する。

また、液体廃棄物中の放射性物質の濃度は、液体廃棄物処理設備排水モニタによって常に監視する。

この液体廃棄物処理設備排水モニタの測定結果は、中央制御室に指示・記録するとともに、放射性物質の濃度があらかじめ設定された値以上になると警報を発し、適切な処置がなされるよう運転員の注意を喚起する。

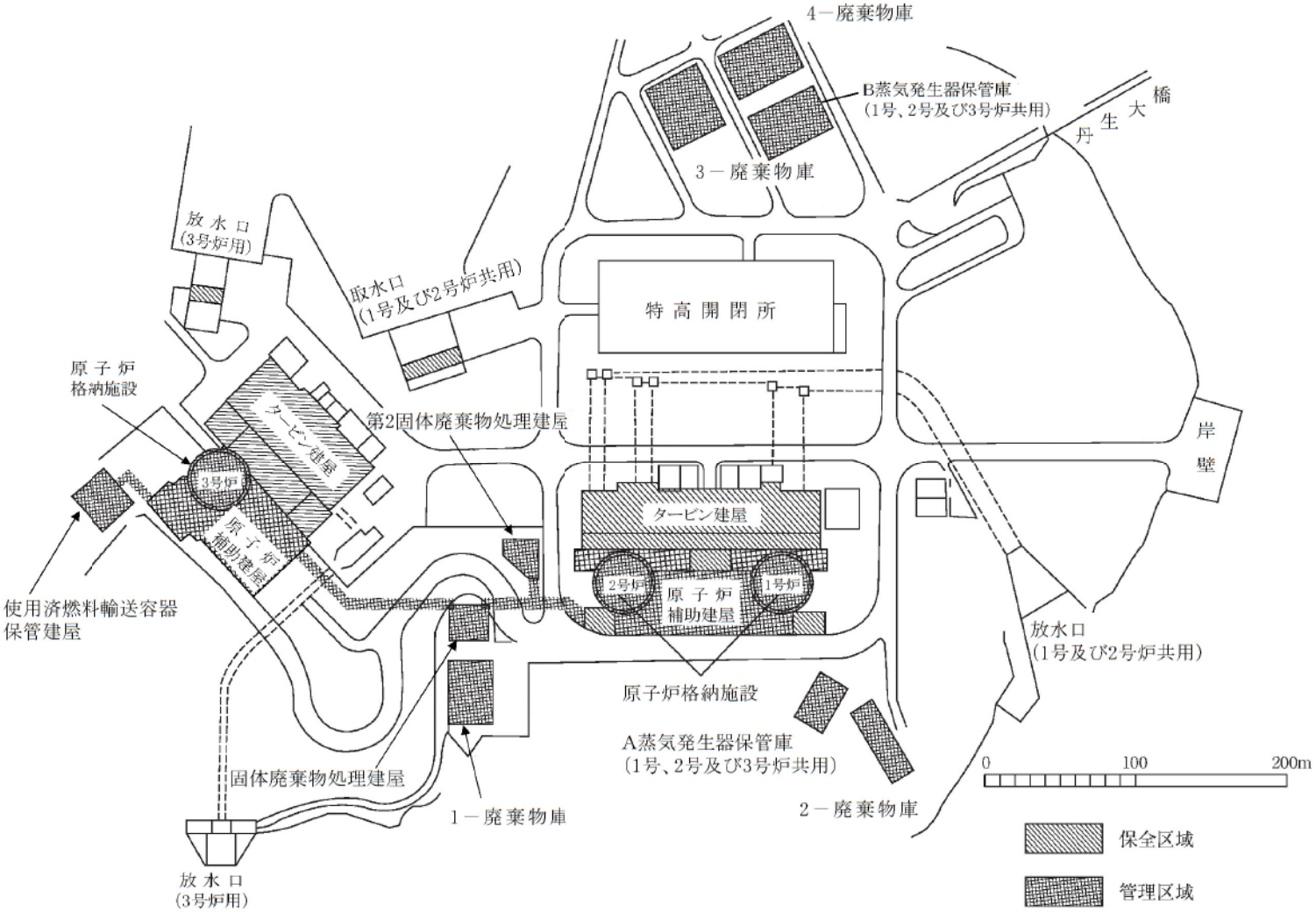
液体廃棄物処理設備排水モニタの警報設定点は、平常時の値及び放出管理目標値を基にして定める。

(2) 放出管理目標値

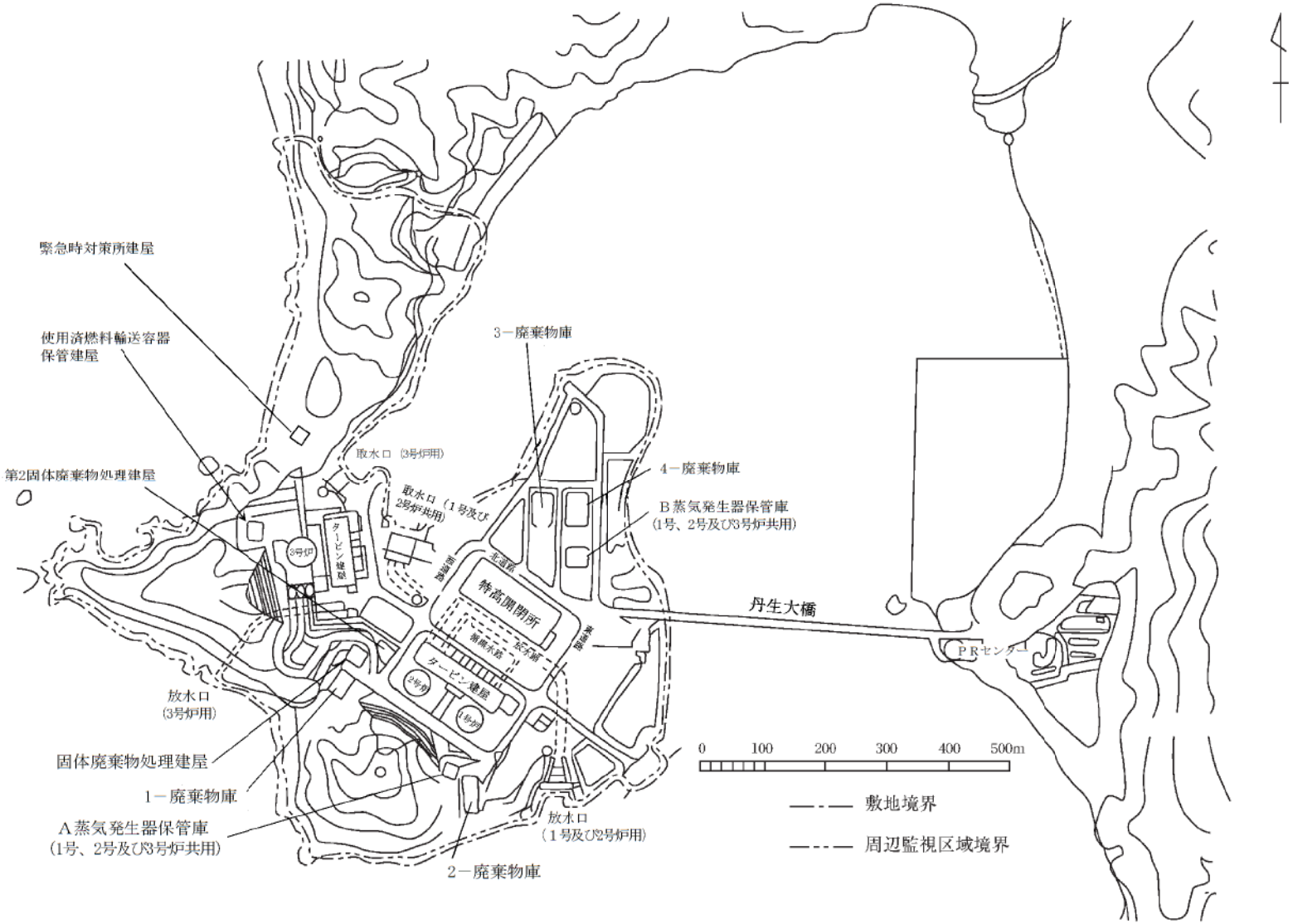
「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針」に基づき、「4. 放射性廃棄物処理」及び「5. 平常運転時における発電所周辺の一般公衆の受ける線量評価」の結果から、液体廃棄物中の放射性物質（トリチウムを除く）の放出管理目標値（１号炉、２号炉及び３号炉合算）を第 2.7.2 表のように設定し、これを超えないように努める。

第 2.7.2 表　液体廃棄物中の放射性物質（トリチウムを除く）の放出管理目標値（１号炉、２号炉及び３号炉合算）

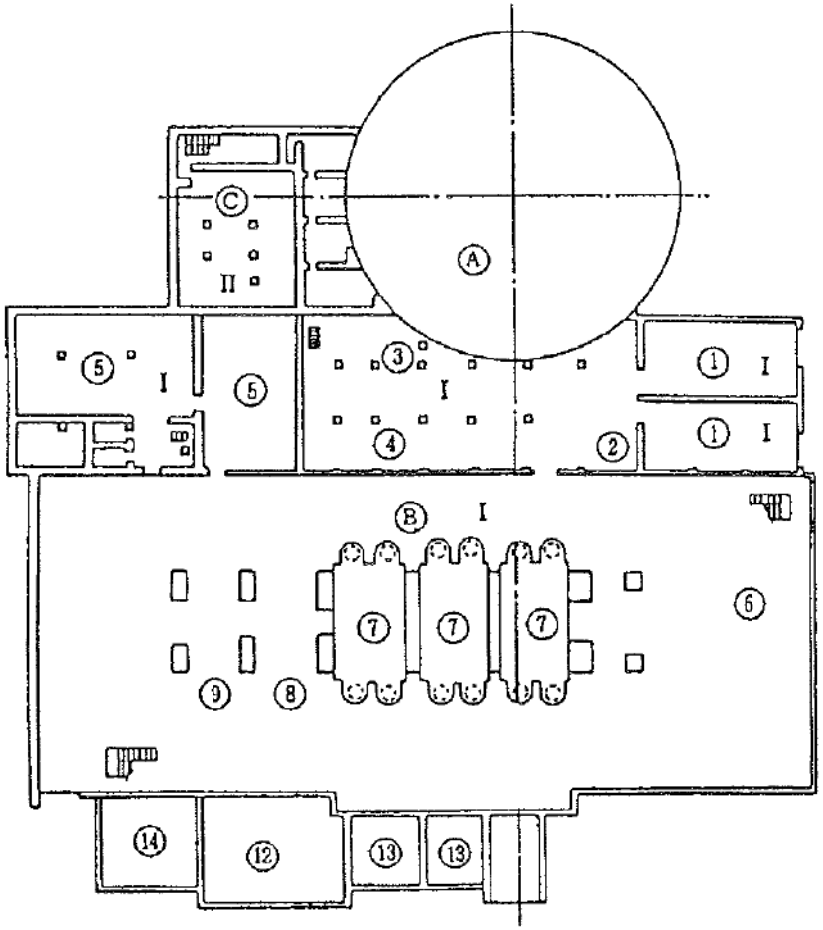
項　　目	放出管理目標値（Bq／y）
液体廃棄物中の放射性物質（トリチウムを除く）	1.1×10^{11}



第 2.1.1 図　管理区域及び保全区域図



第 2.1.2 図　周辺監視区域図

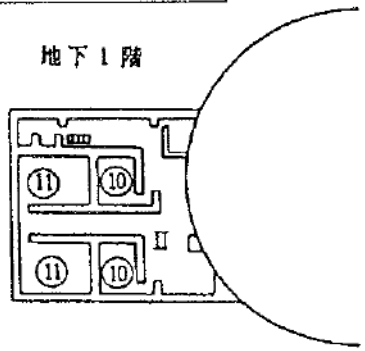


A	原子炉格納施設基礎
B	タービン建屋
C	原子炉補助建屋
1	ジーゼル発電機室
2	補助給水ポンプ
3	計装用空気圧縮設備
4	一次系冷却水クーラ
5	スイッチギヤ室
6	給水ポンプ
7	復水器
8	復水器真空ポンプ
9	復水ポンプ
10	余熱除去ポンプ室
11	格納容器スプレポンプ室
12	主変圧器
13	所内変圧器
14	起動変圧器

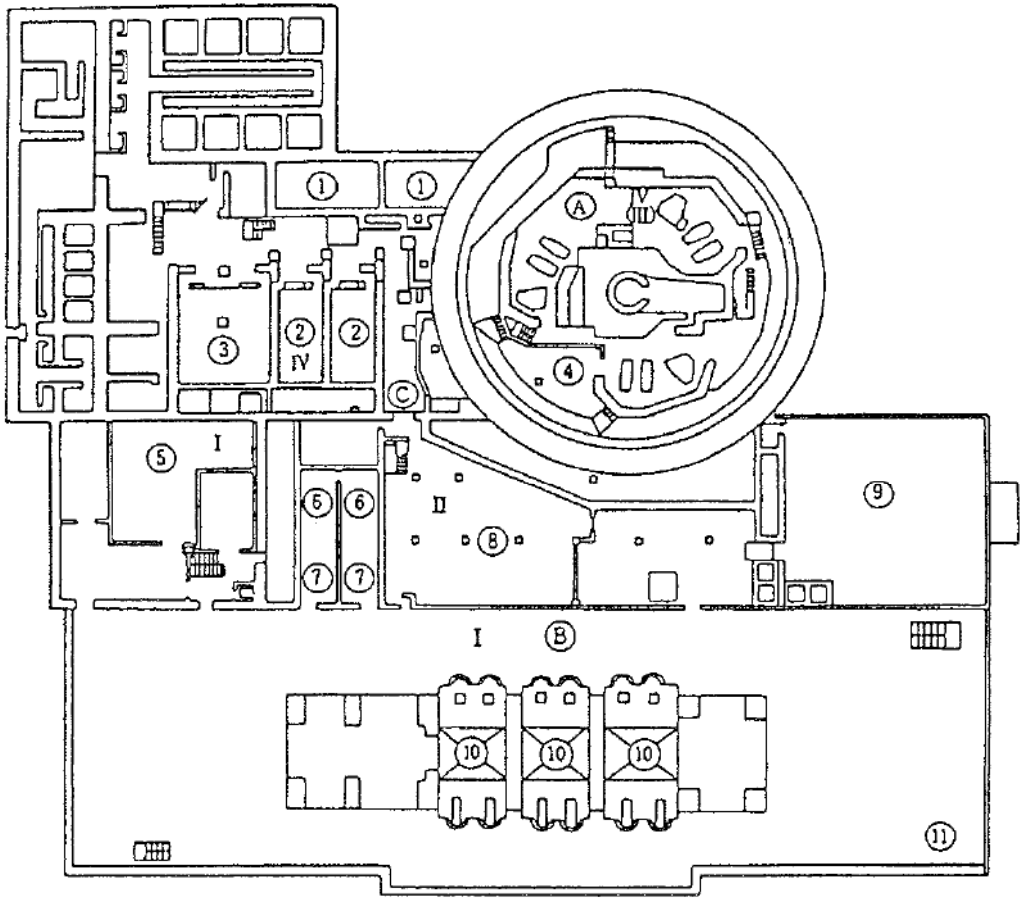
I ≦0.00625mSv／h *
II ≦0.01 mSv／h
III ≦0.15 mSv／h
IV ＞0.15 mSv／h

＊ 管理区域の外側で1.3mSv／3ヶ月を超えないように管理する。

地下１階



第2.2.1図　　遮へい設計区分概略図（１階、地下１階）

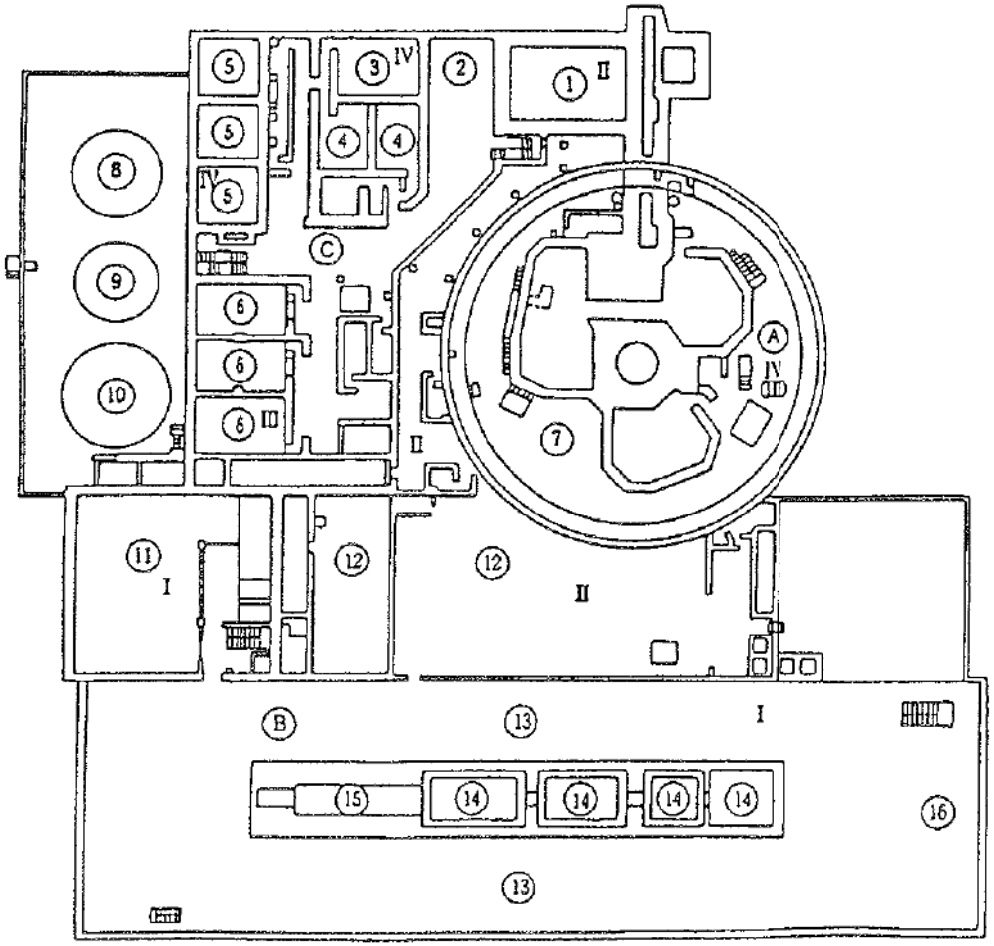


A	原子炉格納施設
B	タービン建屋
C	原子炉補助建屋
1	廃液ホールドアップタンク室
2	余熱除去クーラ室
3	格納容器スプレクーラ室
4	原子炉格納容器空気再循環設備
5	リレー室
6	バッテリ室
7	バッテリ充電室
8	一次系冷却水ポンプ
9	主蒸気ヘッダ室
10	復水器
11	給水加熱器

I ≦0.00625mSv／h ＊
II ≦0.01 mSv／h
III ≦0.15 mSv／h
IV ＞0.15 mSv／h
（ ）内炉停止中の値

＊ 管理区域の外側で1.3mSv／3ヶ月を超えないように管理する。

第2.2.2図　遮へい設計区分概略図（２階）

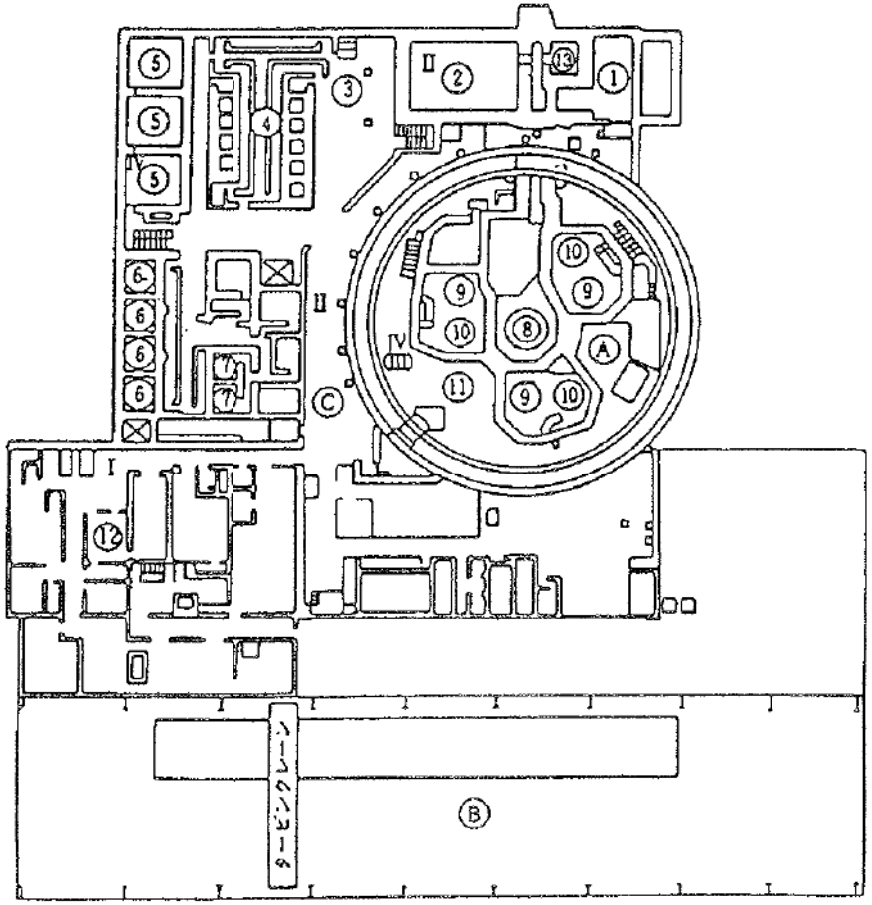


A	原子炉格納施設
B	タービン建屋
C	原子炉補助建屋
1	使用済燃料ピット
2	使用済燃料ピットクーラ
3	ほう酸回収装置、脱ガス装置
4	廃液蒸発装置室
5	ホールドアップタンク室
6	充てん/高圧注入ポンプ室
7	原子炉格納容器空気再循環設備
8	一次系純水タンク
9	復水タンク
10	燃料取替用水タンク
11	中央制御室
12	換気装置室
13	湿分分離加熱器
14	タービン
15	発電機
16	給水加熱器

Ⅰ ≦0.00625mSv／h *
Ⅱ ≦0.01　mSv／h
Ⅲ ≦0.15　mSv／h
Ⅳ ＞0.15　mSv／h
（　）内炉停止中の値

＊ 管理区域の外側で1.3mSv／3ヶ月を超えないように管理する。

第2.2.3図　遮へい設計区分概略図（３階）

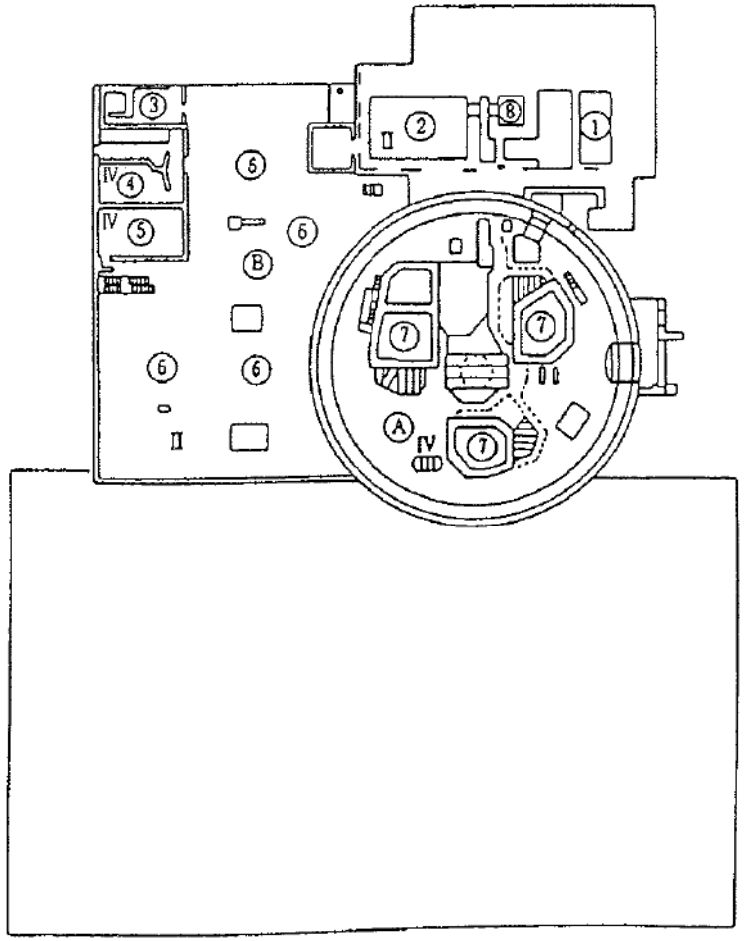


A	原子炉格納施設
B	タービン建屋
C	原子炉補助建屋
1	除染区域
2	使用済燃料ピット
3	モニタタンク
4	脱塩塔室
5	ホールドアップタンク室
6	ガス減衰タンク室
7	圧縮装置室
8	原子炉容器
9	蒸気発生器
10	一次冷却材ポンプ
11	原子炉格納容器空気再循環設備
12	放射線管理室
13	キャスクピット

Ⅰ ≦0.00625mSv／h *
Ⅱ ≦0.01 mSv／h
Ⅲ ≦0.15 mSv／h
Ⅳ ＞0.15 mSv／h
（ ）内炉停止中の値

＊ 管理区域の外側で1.3mSv／3ヶ月を超えないように管理する。

第2.2.4図　遮へい設計区分概略図（4階）

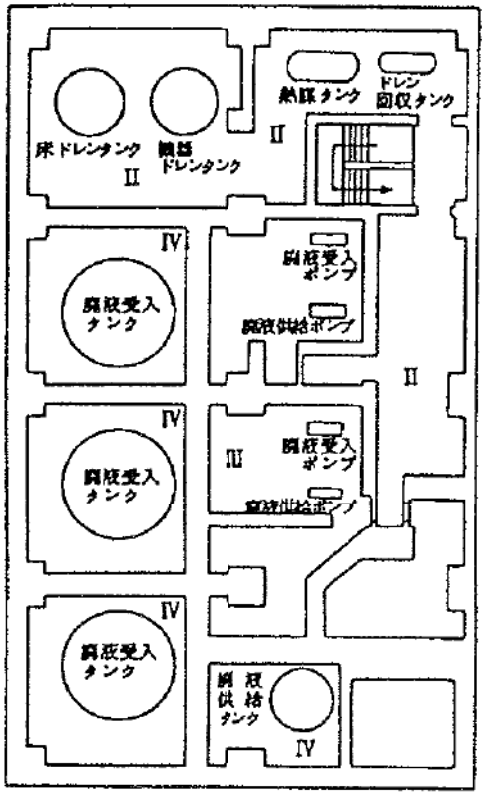


A	原子炉格納施設
B	原子炉補助建屋
1	新燃料貯蔵庫
2	使用済燃料ピット
3	水素及び窒素貯蔵区域
4	ドラム詰室
5	ほう酸タンク室
6	換気装置
7	蒸気発生器
8	キャスクピット

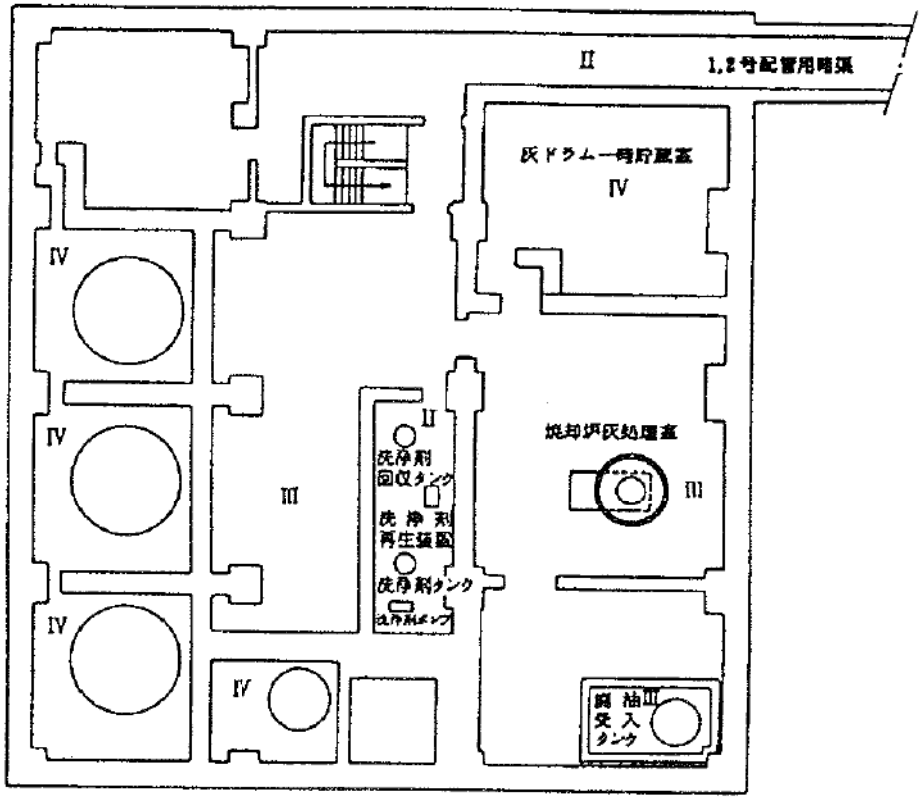
Ⅰ ≦0.00625mSv／h *
Ⅱ ≦0.01　mSv／h
Ⅲ ≦0.15　mSv／h
Ⅳ ＞0.15　mSv／h
（　）内炉停止中の値

＊ 管理区域の外側で1.3mSv／3ヶ月を超えないように管理する。

第2.2.5図　遮へい設計区分概略図（５階）



地下１階　　EL. 2.8m

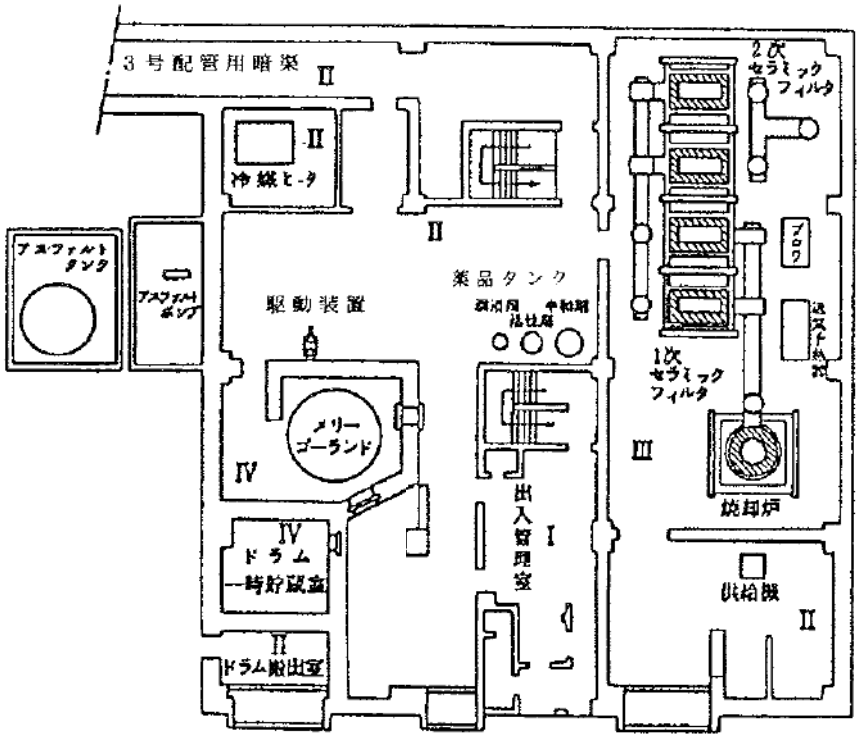


地下中１階　　EL. 6.2m

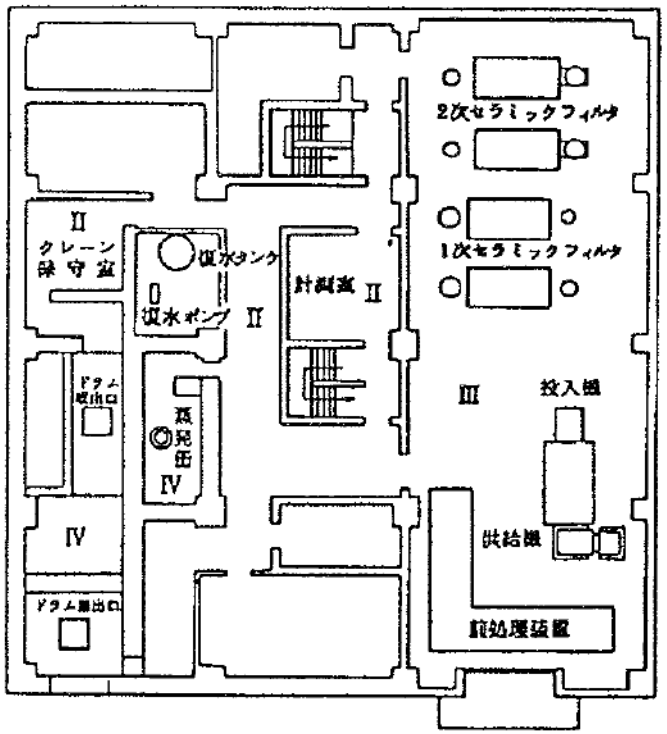
Ⅰ≦0.00625mSv／h ＊
Ⅱ≦0.01　mSv／h
Ⅲ≦0.15　mSv／h
Ⅳ＞0.15　mSv／h

＊ 管理区域の外側で1.3mSv／3ヶ月を超えないように管理する。

第2.2.6図　　遮へい設計区分概略図（固体廃棄物処理建屋）（その１）



1階　EL. 10.2m

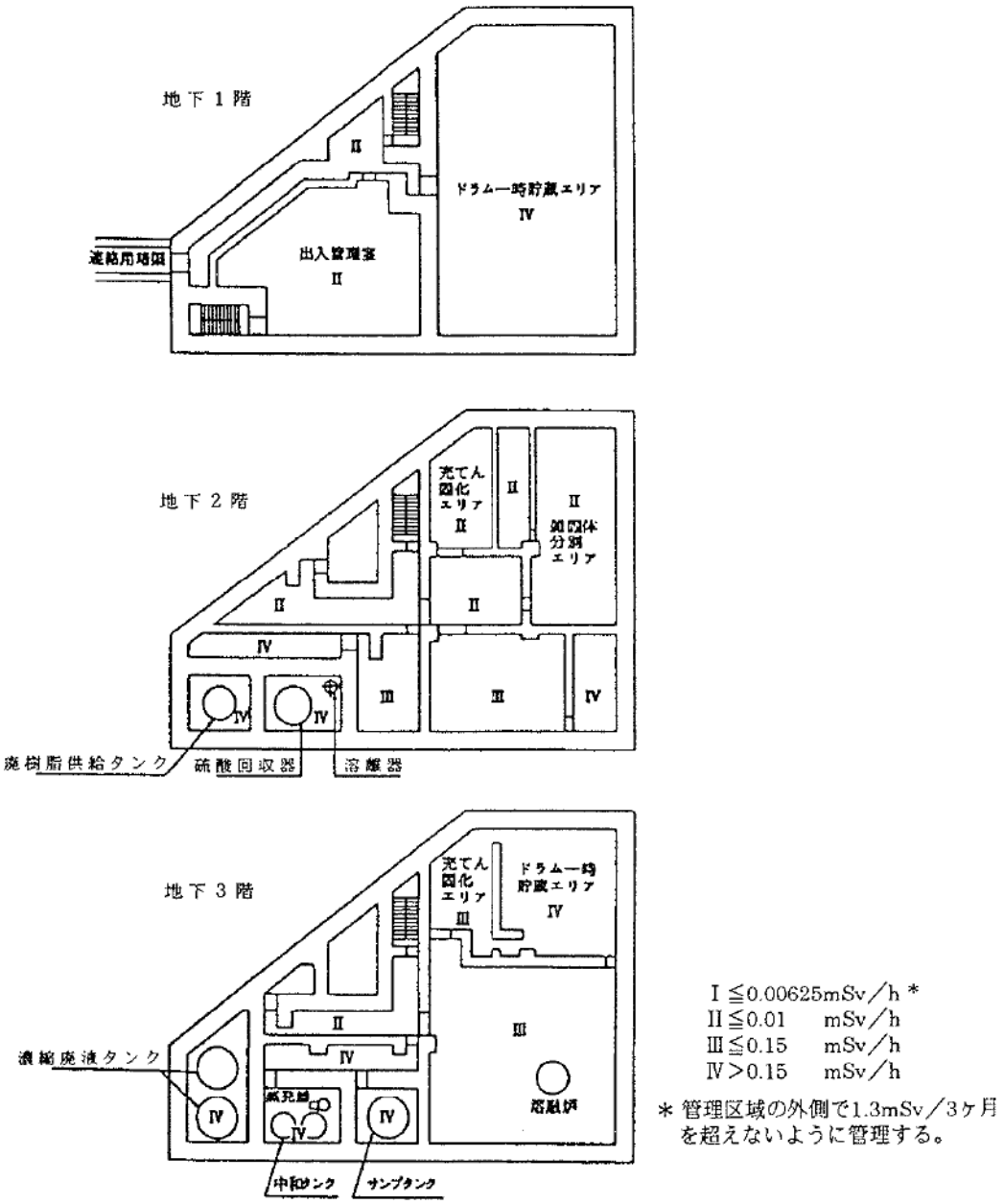


2階　EL. 15.2m

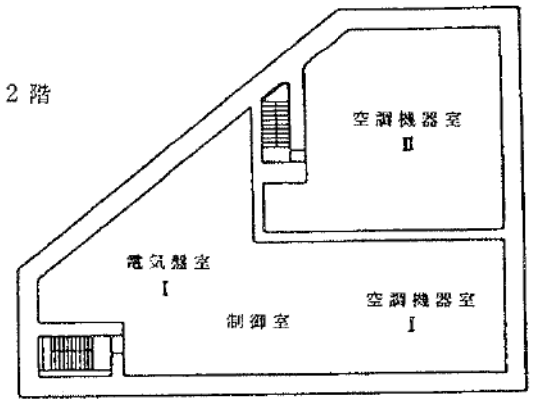
I ≦0.00625mSv／h *
II ≦0.01　mSv／h
III ≦0.15　mSv／h
IV ＞0.15　mSv／h

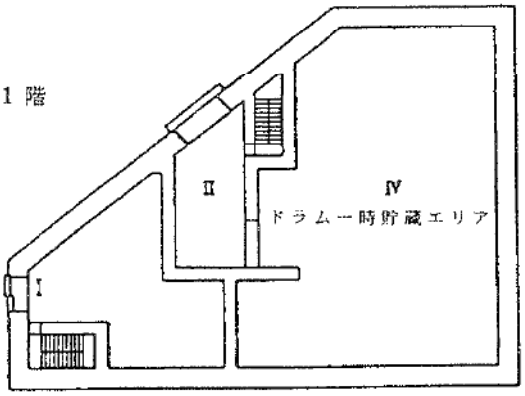
＊ 管理区域の外側で1.3mSv／3ケ月を超えないように管理する。

第2.2.7図　遮へい設計区分概略図（固体廃棄物処理建屋）（その２）



第2.2.8図　　遮へい設計区分概略図（第２固体廃棄物処理建屋）（その１）

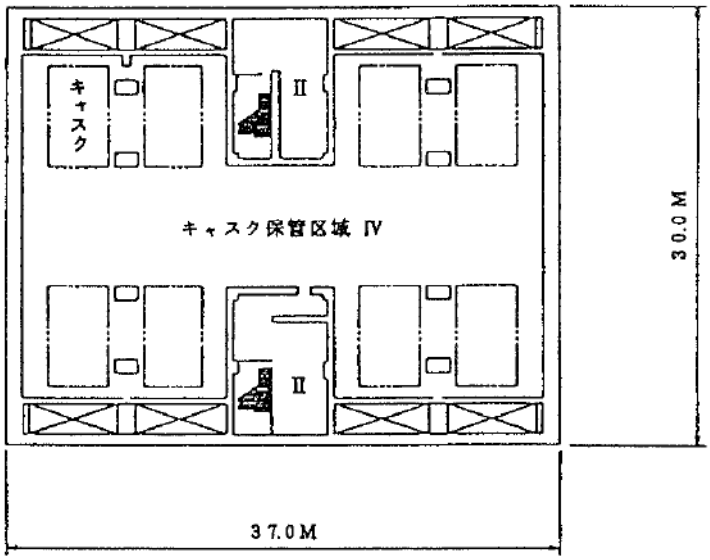




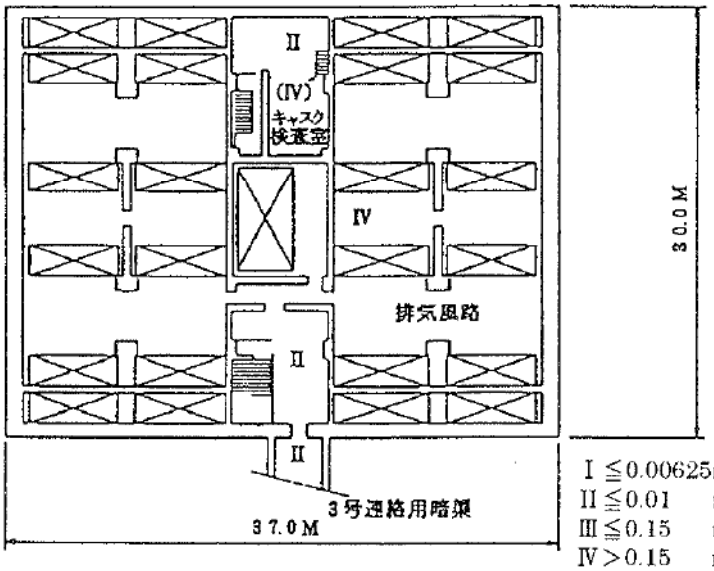
I ≦0.00625mSv／h *
II ≦0.01 mSv／h
III ≦0.15 mSv／h
IV ＞0.15 mSv／h

＊ 管理区域の外側で1.3mSv／3ヶ月を超えないように管理する。

第2.2.9図　遮へい設計区分概略図（第２固体廃棄物処理建屋）（その２）



地　下　2　階



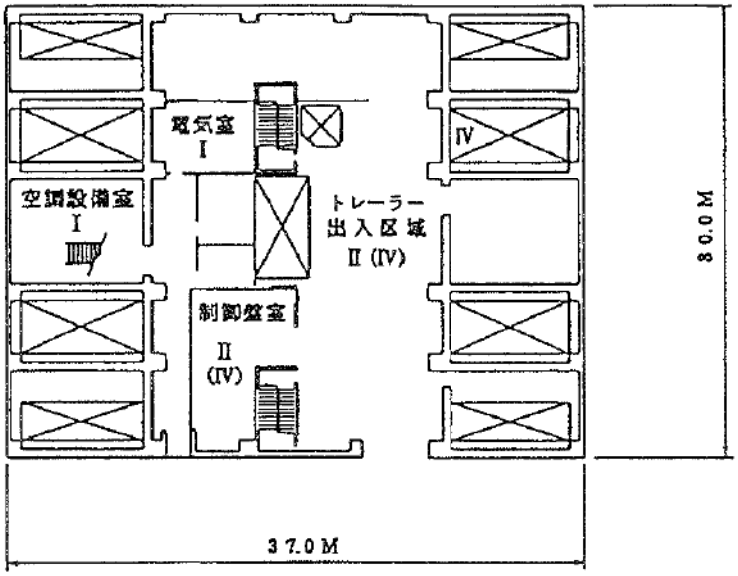
地　下　1　階

I ≦0.00625mSv／h *
II ≦0.01　mSv／h
III ≦0.15　mSv／h
IV ＞0.15　mSv／h
（　）内はキャスク検査時

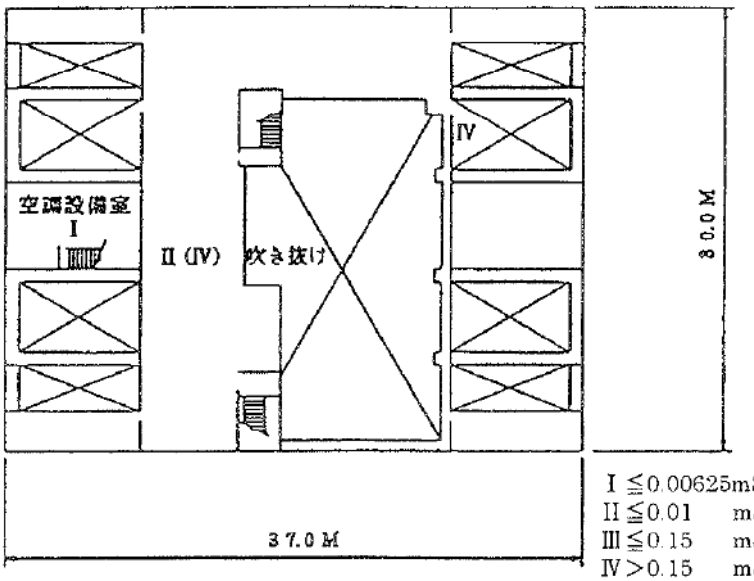
＊ 管理区域の外側で1.3mSv／3ヶ月を超えないように管理する。

第2.2.10図　　遮へい設計区分概略図

（使用済燃料輸送容器保管建屋）（その１）



地　上　1　階



I ≦0.00625mSv／h *
II ≦0.01　mSv／h
III ≦0.15　mSv／h
IV ＞0.15　mSv／h
（　）内はキャスク搬出入時

＊ 管理区域の外側で1.3mSv／3ヶ月を超えないように管理する。

地　上　2　階

第2.2.11図　　遮へい設計区分概略図

（使用済燃料輸送容器保管建屋）（その２）

3. 周辺監視区域境界付近及び周辺地域の環境放射線監視

「2.7 放射性廃棄物の放出管理」に述べたように、気体及び液体廃棄物の放出に当たっては、厳重な管理を行うが、さらに、異常がないことを確認するため、周辺監視区域境界付近及び周辺地域の環境放射線監視を次のように行う。

3.1 空間放射線量等の監視

周辺監視区域境界付近及び周辺地域の空間放射線量等の監視は、長期間の空間放射線量の測定及び空間放射線量率の測定により行う。

空間放射線量は、周辺監視区域境界付近及び周辺地域に設置しているモニタリングポイントの熱蛍光線量計を定期的に回収して線量を読み取ることにより測定する。

空間放射線量率は、周辺監視区域境界付近に設置しているモニタリングポスト及びモニタリングステーションで測定する。

空間放射線量等の監視用設備の種類、測定頻度等を第 3.1.1 表に示す。

第3.1.1表　空間放射線量等の監視用設備

（１号、２号及び３号炉共用）

設備の種類	測定対象	測定頻度	検出器の種類	備　　考
モニタリングポイント	空間放射線量	３ヶ月ごとに読取り	熱蛍光線量計	－
モニタリングポスト	空間放射線量率	常　　時	シンチレーション検出器 電離箱検出器	中央制御室で監視
モニタリングステーション	空間放射線量率	常　　時	シンチレーション検出器 電離箱検出器	

3.2 環境試料の放射能監視

周辺環境の放射性物質の濃度の長期的傾向を把握するため、当社の環境モニタリンググループにおいて、次のように環境試料の測定を行う。

環境試料の種類	：	空気中放射性粒子、海水、海底土、海洋生物、陸土、陸上生物
頻　　度	：	原則として半期に１回とし、必要に応じ増加
測定核種	：	核分裂生成物及び腐食生成物のうち、主要な核種
測　定　器	：	試料放射能測定装置、化学分析装置

3.3 異常時における測定

放射性廃棄物の放出は、排気筒ガスモニタ及び液体廃棄物処理設備排水モニタにより常に監視し、異常な放出がないよう十分に管理を行う。

ただし、万一異常な放出があって敷地外に影響があると考えられる場合は、モニタリングポスト及びモニタリングステーションにより測定するほか、移動式放射能測定装置（モニタ車）により緊急時対策所又は中央制御室と連絡をとりつつ敷地周辺の放射能測定を行い、その範囲、程度等の推定を迅速かつ確実に行う。モニタ車には、線量当量率サーベイメータ、ダストサンプラ、よう素サンプラ、無線通話装置等を備える。

4. 放射性廃棄物処理

4.1 放射性廃棄物処理の基本的考え方

放射性廃棄物廃棄施設の設計及び管理に際しては、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」を遵守するとともに、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針」の考え方に基づくものとする。

気体廃棄物としては、カバーガス（窒素）を主体とするホールドアップタンク等のベントガスがある。これらの気体廃棄物は、ガス減衰タンクに貯蔵して放射能の減衰を図った後、放射性物質の濃度を監視しながら排気筒から放出する。

また、換気空気は、微粒子フィルタ等を通した後、放射性物質の濃度を監視しながら排気筒から放出する。

液体廃棄物は、蒸発器、イオン交換器等で処理し、蒸留水等を放出する場合は放射性物質の濃度が十分低いことを確認する。また、その際に発生する濃縮廃液は固化し、固体廃棄物として取り扱う。放射性物質の濃度の低い液体廃棄物を放出する場合には、放水口における水中の放射性物質の濃度が、「線量限度等を定める告示」（第 8 条）に定める濃度限度以下になるようにする。

固体廃棄物の主な発生源は、廃液蒸発装置の濃縮廃液、ウエス、金属、機材、使用済フィルタ等の雑固体廃棄物並びにイオン交換器廃樹脂である。

濃縮廃液等は固化材（アスファルト又はセメント）とともにドラム詰めを行い貯蔵保管する。

雑固体廃棄物は必要に応じて圧縮減容又は焼却による減容等の措置を講じた後、ドラム詰め等を行い貯蔵保管する。その後溶融・充てん固化処理をする場合は、雑固体処理設備で処理を行い貯蔵保管する。

イオン交換器廃樹脂は、廃樹脂タンクを経て廃樹脂貯蔵タンクに貯蔵し、その後廃樹脂処理装置で処理する。処理後の樹脂は雑固体廃棄物として取り扱い焼却する。処理後の濃縮廃液は廃樹脂処理装置の濃縮廃液タンクに貯蔵保管する。

また、使用済制御棒等の放射化された機器は使用済燃料ピットラックに貯蔵する。

発生したドラム詰め等固体廃棄物は、所要の遮蔽設計を行った発電所内の固体廃棄物貯蔵庫に貯蔵保管する。

また、１号炉、２号炉及び３号炉の蒸気発生器の取替えに伴い取り外した蒸気発生器 7 基等、１号炉、２号炉及び３号炉の原子炉容器上部ふたの取替えに伴い取り外した原子炉容器上部ふた 3 基等、３号炉の炉内構造物の取替えに伴い取り外した炉内構造物 1 基等、並びに３号炉の減容したバーナブルポイズンは、所要の遮蔽設計を行った発電所内の蒸気発生器保管庫に貯蔵保管する。

なお、必要に応じて、固体廃棄物を廃棄事業者の廃棄施設へ廃棄する。

気体廃棄物処理系統図、液体廃棄物処理系統図及び固体廃棄物処理系統図を、それぞれ第 4.1.1 図、第 4.1.2 図及び第 4.1.3 図に示す。

4.2 気体廃棄物処理

4.2.1 気体廃棄物の発生源

平常運転時において発生する気体廃棄物の発生源としては、次のものがある。

(1) ガス減衰タンクの排気

１次冷却材中のほう素濃度を変更する際に生じる抽出水（以下「１次冷却材抽出水」という。）及び冷却材ドレンは、いったんホールドアップタンクに貯留後、ほう酸回収装置に送られる。ほう酸回収装置で分離された気体、ホールドアップタンク等のカバーガス及び各機器のベントガスである窒素廃ガスは、ガス圧縮装置により加圧圧縮し、ガス減衰タンクに貯留後、ホールドアップタンクのカバーガスとして再使用するが、気体量が余剰となれば、ガス減衰タンクに貯留して放射能を減衰させた後、補助建屋排気筒ガスモニタにより、放射性物質の濃度を監視しながら、補助建屋排気筒から放出する。

また、原子炉低温停止時における１次冷却材の脱ガス操作に伴う廃ガスについても、必要に応じて水素再結合装置で水素を除去し、ガス減衰タンクに貯留して放射能を減衰させた後、上記と同様の方法で補助建屋排気筒から放出する。

ガス減衰タンクに移行する放射性物質としては、希ガス及びよう素が考えられるが、よう素については、１次冷却材中で冷却材混床式脱塩塔等により除去され、更にガス減衰タンクで減衰されるので、その量は極めて少なく無視できる程度である。

ガス減衰タンクからの放出量の計算及び線量評価では、カバーガスとしての再使用は考慮しないものとする。

(2) 原子炉格納容器換気空気

原子炉格納容器内で１次冷却材の漏えいがあれば、その中に含まれる希ガス及びよう素が一部空気中に移行するので、若干の放射性物質が換気空気に混在する。

また、原子炉格納容器内空気中の Ar-40 は、その一部が原子炉容器外周部において中性子照射を受け Ar-41 となる。

原子炉停止中に放射線業務従事者が原子炉格納容器内に立ち入る場合等、必要に応じて格納容器換気設備により換気を行うが、原子炉格納容器内空気中に放射性よう素及び粒子が浮遊している場合は、換気に先立って、格納容器空気浄化設備を作動し、高効率エアフィルタ及びよう素フィルタを内蔵したフィルタユニットにより空気を浄化する。

換気空気は、原子炉格納施設モニタにより放射性物質の濃度を確認し、高効率エアフィルタを内蔵したフィルタユニットにより粒子を除去した後、格納容器排気筒ガスモニタにより放射性物質の濃度を監視しながら、格納容器排気筒から放出する。

原子炉運転中に原子炉格納容器内圧力が上昇すると、減圧を行うため、原子炉格納容器内空気の一部を、補助建屋排気筒ガスモニタにより放射性物質の濃度を監視しながら、補助建屋排気筒から放出する。

(3) 原子炉補助建屋の換気空気

原子炉補助建屋で１次冷却材の漏えいがあれば、その中に含まれる希ガス及びよう素が一部空気中に移行するので、若干の放射性物質が換気空気に混在する。

原子炉補助建屋の換気空気は、通常、高効率エアフィルタを内蔵したフィルタユニット等により排気中の粒子をろ過した後、補助建屋排気筒ガスモニタで放射性物質の濃度を監視しながら、補助建屋排気筒から放出する。

また、定期検査等のために低温停止をする時は、１次冷却材の脱ガスを行うので、燃料取替や機器の補修に伴って原子炉格納容器及び原子炉補助建屋の換気空気中に移行する希ガスの量は無視し得るが、I-131 はこれらの換気空気中に若干含まれる。

4.2.2 １次冷却材中の希ガス及びよう素の濃度

気体廃棄物中の主な放射性物質は、燃料被覆管に欠陥がある場合に、１次冷却材中に漏出する核分裂生成物のうちの希ガス及びよう素である。これらの放射性物質の１次冷却材中の濃度（年平均）は、「発電用軽水型

原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」（以下「線量目標値に対する評価指針」という。）に従って、１号炉、２号炉及び３号炉について、次のとおり求める。

また、線量評価に当たっては、燃料被覆管欠陥率を 1%と想定し、原子炉の年間稼動率は 80%とする。

(1) 計算式

１次冷却材中の希ガス及びよう素の濃度は次式を用いて計算する。

$$A_{Wi} = \frac{Ac_i \cdot \nu_i}{W_m \cdot \alpha_i \cdot t} \cdot \left\{ t - \frac{1}{\alpha_i} \cdot \left(1 - e^{-\alpha_i \cdot t}\right) \right\} \quad \cdots\cdots (9\text{-}1)$$

$$\alpha_i = \lambda_i + \frac{W_p}{W_m} \cdot \left\{ \frac{(DF_i - 1)}{DF_i} + FS_i \right\} + \frac{W_B}{W_m}$$

$$Ac_i = \frac{\lambda_i \cdot F \cdot Y_i / 100}{\lambda_i + \nu_i + \sigma_i \cdot \phi}$$

$$F = 3.2 \times 10^{16} \cdot P \cdot \frac{f}{100} (\text{fissions} / s)$$

A_{Wi}	：核種ｉの１次冷却材中の濃度	(Bq／g)
Ac_i	：被覆管欠陥率に相当する燃料棒内の核種ｉの量	(Bq)
ν_i	：核種ｉの逃散率係数	(s^{-1})
W_m	：１次冷却材保有量	(g)
α_i	：核種ｉの除去定数	(s^{-1})
t	：年間原子炉運転時間	(s)
λ_i	：核種ｉの崩壊定数	(s^{-1})
W_p	：浄化系流量	(g／s)
DF_i	：核種ｉの浄化系の除染係数	
FS_i	：核種ｉのストリッピング係数	
W_B	：ほう酸回収装置で処理される１次冷却材抽出水の年間平均流量	(g／s)
Y_i	：核種ｉの核分裂収率	(%)
σ_i	：核種ｉの熱中性子断面積	(cm^2)
ϕ	：炉心平均熱中性子束	($n／cm^2 \cdot s$)

P　：炉心熱出力　(MWt)

f　：燃料被覆管欠陥率　(%)

(2) 計算条件

(9-1) 式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。

νi	：(Kr、Xe)	6.5×10^{-8}	(s^{-1})
	(I)	1.3×10^{-8}	(s^{-1})
W_m	：(1号炉)	1.04×10^{8}	(g)
	(2号炉)	1.23×10^{8}	(g)
	(3号炉)	1.91×10^{8}	(g)
t	：2.52×10^{7}		(s)
	(原子炉の年間稼動率　80%)		
W_p	：(1号炉)	2.81×10^{3}	(g/s)
	(2号炉)	2.81×10^{3}	(g/s)
	(3号炉)	3.75×10^{3}	(g/s)
DF_i	：(Kr、Xe)	1	
	(I)	10	
FS_i	：(体積制御タンクの連続脱ガス無)		
	(Kr-85m)	2.7×10^{-1}	
	(Kr-85)	2.3×10^{-5}	
	(Kr-87)	6.0×10^{-1}	
	(Kr-88)	4.3×10^{-1}	
	(Xe-131m)	1.0×10^{-2}	
	(Xe-133m)	3.7×10^{-2}	
	(Xe-133)	1.6×10^{-2}	
	(Xe-135m)	8.0×10^{-1}	
	(Xe-135)	1.8×10^{-1}	
	(Xe-138)	1.0	
	(I-131)	0.0	
	(I-133)	0.0	
W_B	：(1号炉)	7.20×10^{1}	(g/s)

	（２号炉）	7.85×10^{1}	(g/s)
	（３号炉）	1.60×10^{2}	(g/s)
σ_i	:（Xe-135 についてのみ考慮する）		
		2.65×10^{-18}	(cm^2)
ϕ	:（１号炉）	3.32×10^{13}	($n/(cm^2\cdot s)$)
	（２号炉）	3.84×10^{13}	($n/(cm^2\cdot s)$)
	（３号炉）	3.60×10^{13}	($n/(cm^2\cdot s)$)
P	:（１号炉）	1,031	(MWt)
	（２号炉）	1,456	(MWt)
	（３号炉）	2,432	(MWt)
f	:	1	(%)

λ_i :
Yi :
} 「被ばく計算に用いる放射線エネルギー等について」[1]による。

(3) 計算結果

１次冷却材中の希ガス及びよう素の濃度を第 4.2.1 表に示す。

第 4.2.1 表　1 次冷却材中の希ガス及びよう素の濃度

（単位：Bq/g）

核　　種	1 号炉	2 号炉	3 号炉
Kr-85m	5.29×10^{4}	6.47×10^{4}	7.05×10^{4}
Kr-85	2.48×10^{4}	3.20×10^{4}	2.68×10^{4}
Kr-87	3.11×10^{4}	3.78×10^{4}	4.10×10^{4}
Kr-88	9.10×10^{4}	1.12×10^{5}	1.22×10^{5}
Xe-131m	4.49×10^{4}	5.69×10^{4}	5.54×10^{4}
Xe-133m	7.27×10^{4}	9.03×10^{4}	9.57×10^{4}
Xe-133	4.99×10^{6}	6.25×10^{6}	6.36×10^{6}
Xe-135m	2.88×10^{3}	3.45×10^{3}	3.72×10^{3}
Xe-135	9.91×10^{4}	1.09×10^{5}	1.25×10^{5}
Xe-138	1.54×10^{4}	1.85×10^{4}	1.99×10^{4}
I-131	4.45×10^{4}	6.22×10^{4}	7.60×10^{4}
I-133	8.14×10^{4}	1.10×10^{5}	1.29×10^{5}

4.2.3 気体廃棄物の放出量

気体廃棄物の発生源については、「4.2.1 気体廃棄物の発生源」の項で述べたが、気体廃棄物の放出量の計算は、「線量目標値に対する評価指針」に従って、1 号炉、2 号炉及び 3 号炉について、次のように、ガス減衰タンクから放出される希ガス、原子炉格納容器換気により放出される希ガス及びよう素、原子炉格納容器減圧時の排気により放出される希ガス及びよう素、原子炉補助建屋の換気により放出される希ガス及びよう素並びに定期検査時に放出されるよう素（I-131）に分けて行う。

(1) 計算式

a. ガス減衰タンクから放出される希ガスの量

ガス減衰タンクから放出される希ガスの量は次式を用いて計算する。

$$Q_{GDTi} = A_{Wi} \cdot (K \cdot W_e + W_d + n_d \cdot W_m) \cdot e^{-\lambda_i \cdot t_N} \quad \cdots\cdots (9\text{-}2)$$

Q_{GDTi} ：ガス減衰タンクから放出される核種 i の量 （Bq／y）

t_N ：ガス減衰タンクの保持時間 （s）

K ：抽出操作に伴う１次冷却材濃度の平均希釈率

W_e ：ほう酸回収装置で処理される１次冷却材抽出水量 （g／y）

W_d ：ほう酸回収装置で処理される１次系機器ドレン量 （g／y）

n_d ：低温停止時における１次冷却材の脱ガス回数 （y^{-1}）

b. 原子炉停止時の原子炉格納容器換気により放出される希ガス及びよう素の量

原子炉停止時の原子炉格納容器換気により放出される希ガス及びよう素の量は次式を用いて計算する。

$$Q_{CVi} = n \cdot \left[\frac{\beta_i}{\lambda_i + \gamma_i} \cdot \left\{ 1 - e^{-(\lambda_i + \gamma_i) \cdot t_f} \right\} + \frac{\beta_i}{\lambda_i} \cdot \left\{ (1 - e^{-\lambda_i \cdot T}) \cdot e^{-(\lambda_i + \gamma_i) \cdot t_f} \right\} \right] \quad \cdots\cdots (9\text{-}3)$$

$$\beta_i = A_{Wi} \cdot L_1 \cdot P_{li}$$

$$\gamma_i = \frac{V_R}{V_{CV}} \cdot \eta_{Ci} \cdot M$$

Q_{CVi} ：核種 i の原子炉停止時の原子炉格納容器換気による放出量 （Bq／y）

n ：原子炉停止時の原子炉格納容器換気回数 （y^{-1}）

t_f ：格納容器空気浄化装置運転時間 （s）

T ：原子炉停止時の原子炉格納容器換気の間隔 （s）

L_1 ：原子炉格納容器内１次冷却材漏えい率 （g／s）

P_{li} ：原子炉格納容器内で漏えい１次冷却材中の核種 i が空気中に移行する割合

V_R ：格納容器空気浄化装置容量 （m^3／s）

V_{CV} ：原子炉格納容器自由体積 （m^3）

η_{Ci}　：格納容器空気浄化装置の核種 i に対するよう素フィルタの捕集効率

M　：格納容器空気浄化装置の混合効率

c. 原子炉格納容器減圧時の排気により放出される希ガス及びよう素の量

原子炉格納容器減圧時の排気により放出される希ガス及びよう素の量は次式を用いて計算する。

$$Q_{CVDi} = \frac{\beta_i \cdot V_P}{\lambda_i \cdot T \cdot V_{CV}} \cdot (1-\eta_{Di}) \cdot \left\{ T - \frac{1}{\lambda_i}\left(1-e^{-\lambda_i \cdot T}\right) \right\} \cdots\cdots (9\text{-}4)$$

Q_{CVDi}　：核種 i の原子炉格納容器減圧時の放出量　(Bq／y)

V_P　：原子炉格納容器減圧時の排気量　(m^3／y)

η_{Di}　：原子炉格納容器減圧時排気ラインの核種 i に対するよう素フィルタの捕集効率

d. 原子炉補助建屋の換気により放出される希ガス及びよう素の量

原子炉補助建屋の換気により放出される希ガス及びよう素の量は次式を用いて計算する。

$$Q_{ABi} = A_{Wi} \cdot L_2 \cdot P_{2i} \cdot t \cdots\cdots (9\text{-}5)$$

Q_{ABi}　：核種 i の原子炉補助建屋の換気による放出量　(Bq／y)

L_2　：原子炉補助建屋での 1 次冷却材漏えい率　(g／s)

P_{2i}　：原子炉補助建屋で漏えい 1 次冷却材中の核種 i が空気中に移行する割合

e. 定期検査時に放出されるよう素（I-131）の量

定期検査時に放出される I-131 の量は次式を用いて計算する。

$$Q_{I\text{-}131} - (Q_{CVI-131} + Q_{CVDI-131} + Q_{ABI-131}) \times \frac{1}{4} \cdots\cdots (9\text{-}6)$$

$Q_{I\text{-}131}$　：定期検査時に放出される I-131 の量　(Bq／y)

$Q_{CVI-131}$　：原子炉停止時に原子炉格納容器換気により放出される I-131 の量　(Bq／y)

$Q_{CVDI-131}$　：原子炉格納容器減圧時に放出される I-131 の量　(Bq／y)

$Q_{ABI-131}$　：原子炉補助建屋の換気により放出される I-131 の量（Bq／y）

(2) 計算条件

(9-2) 式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。

t_N	：	2.59×10^6	(s)	(30d)
K	：	1		
W_e	：（１号炉）	1.82×10^9		(g/y)
	（２号炉）	1.98×10^9		(g/y)
	（３号炉）	4.02×10^9		(g/y)
W_d	：（１号炉）	1.50×10^8		(g/y)
	（２号炉）	2.00×10^8		(g/y)
	（３号炉）	3.00×10^8		(g/y)
n_d	：4			(y^{-1})

(9-3) 式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。

n	：10			(y^{-1})
t_f	：5.76×10^4	(s)		(16h)
T	：2.52×10^6	(s)		(29.2d)
L_1	：1.16	(g/s)		(0.1t/d)
P_{1i}	：(Kr、Xe) 1.0	(I) 0.1		
V_R	：（１号及び２号各炉）		5.00	(m^3/s)
			($150m^3/min\times2$)	
	（３号炉）		8.50	(m^3/s)
			($255m^3/min\times2$)	
V_{CV}	：（１号及び２号各炉）		4.10×10^4	(m^3)
	（３号炉）		6.95×10^4	(m^3)
η_{Ci}	：(Kr、Xe) 0.0	(I) 0.9		
M	：0.7			

(9-4) 式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。

V_P	：1.20×10^5		(m^3/y)
η_{Di}	：(Kr、Xe) 0.0	(I) 0.0	

（9-5）式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。

L_2　：9.26×10^{-1}　　(g/s)　　(0.08t/d)

P_{2i}　：（Kr、Xe）1.0　　（I）0.005

(3) 計算結果

気体廃棄物中の希ガス及びよう素の放出量を１号炉、２号炉及び３号炉について、それぞれ第 4.2.2 表(1)、(2)及び(3)並びに第 4.2.3 表(1)、(2)及び(3)に示す。

また、気体廃棄物中の希ガス及びよう素の放出量の１号炉、２号炉及び３号炉合算について第 4.2.4 表に示す。

第 4.2.2 表(1)　希ガスの放出量（１号炉）

（単位：Bq／y）

項目 / 核種	ガス減衰タンクからの排気	原子炉停止時の原子炉格納容器換気	原子炉格納容器減圧時の排気	原子炉補助建屋の換気	合　計
Kr-85m	～0	1.5×10^{10}	4.2×10^{9}	1.3×10^{12}	1.3×10^{12}
Kr-85	5.9×10^{13}	7.4×10^{11}	1.1×10^{11}	5.8×10^{11}	6.1×10^{13}
Kr-87	～0	2.4×10^{9}	7.0×10^{8}	7.3×10^{11}	7.3×10^{11}
Kr-88	～0	1.6×10^{10}	4.5×10^{9}	2.2×10^{12}	2.2×10^{12}
Xe-131m	1.9×10^{13}	6.4×10^{11}	1.2×10^{11}	1.1×10^{12}	2.1×10^{13}
Xe-133m	1.7×10^{10}	2.4×10^{11}	6.2×10^{10}	1.7×10^{12}	2.1×10^{12}
Xe-133	2.4×10^{14}	3.8×10^{13}	8.3×10^{12}	1.2×10^{14}	4.0×10^{14}
Xe-135m	～0	4.5×10^{7}	1.4×10^{7}	6.8×10^{10}	6.8×10^{10}
Xe-135	～0	5.4×10^{10}	1.6×10^{10}	2.4×10^{12}	2.4×10^{12}
Xe-138	～0	2.2×10^{8}	6.4×10^{7}	3.6×10^{11}	3.6×10^{11}
放出量合計	3.1×10^{14}	3.9×10^{13}	8.6×10^{12}	1.3×10^{14}	4.9×10^{14}
γ線 実効ｴﾈﾙｷﾞｰ (MeV／dis)	3.6×10^{-2}	4.5×10^{-2}	4.6×10^{-2}	8.9×10^{-2}	5.1×10^{-2}
β線 実効ｴﾈﾙｷﾞｰ (MeV／dis)	1.6×10^{-1}	1.4×10^{-1}	1.4×10^{-1}	1.6×10^{-1}	1.6×10^{-1}

第 4.2.3 表(1)　よう素の放出量（１号炉）

（単位：Bq／y）

項目 / 核種	原子炉停止時の原子炉格納容器換気	原子炉格納容器減圧時の排気	原子炉補助建屋の換気	定期検査時のよう素131	合　計
I-131	1.2×10^{9}	9.6×10^{9}	5.2×10^{9}	4.0×10^{9}	2.0×10^{10}
I-133	1.2×10^{9}	2.9×10^{9}	9.5×10^{9}	－	1.4×10^{10}

第 4.2.2 表(2)　希ガスの放出量（２号炉）

（単位：Bq／y）

項目 / 核種	ガス減衰タンクからの排気	原子炉停止時の原子炉格納容器換気	原子炉格納容器減圧時の排気	原子炉補助建屋の換気	合　計
Kr-85m	～0	1.8×10^{10}	5.1×10^{9}	1.6×10^{12}	1.6×10^{12}
Kr-85	8.5×10^{13}	9.5×10^{11}	1.4×10^{11}	7.5×10^{11}	8.7×10^{13}
Kr-87	～0	2.9×10^{9}	8.5×10^{8}	8.8×10^{11}	8.9×10^{11}
Kr-88	～0	1.9×10^{10}	5.5×10^{9}	2.6×10^{12}	2.7×10^{12}
Xe-131m	2.7×10^{13}	8.1×10^{11}	1.5×10^{11}	1.4×10^{12}	2.9×10^{13}
Xe-133m	2.4×10^{10}	3.0×10^{11}	7.7×10^{10}	2.1×10^{12}	2.5×10^{12}
Xe-133	3.3×10^{14}	4.7×10^{13}	1.1×10^{13}	1.5×10^{14}	5.3×10^{14}
Xe-135m	～0	5.4×10^{7}	1.6×10^{7}	8.1×10^{10}	8.1×10^{10}
Xe-135	～0	6.0×10^{10}	1.7×10^{10}	2.6×10^{12}	2.6×10^{12}
Xe-138	～0	2.7×10^{8}	7.7×10^{7}	4.3×10^{11}	4.3×10^{11}
放出量合計	4.4×10^{14}	4.9×10^{13}	1.1×10^{13}	1.6×10^{14}	6.6×10^{14}
γ線 実効ｴﾈﾙｷﾞｰ (MeV／dis)	3.6×10^{-2}	4.5×10^{-2}	4.6×10^{-2}	8.8×10^{-2}	4.9×10^{-2}
β線 実効ｴﾈﾙｷﾞｰ (MeV／dis)	1.6×10^{-1}	1.4×10^{-1}	1.4×10^{-1}	1.6×10^{-1}	1.6×10^{-1}

第 4.2.3 表(2)　よう素の放出量（２号炉）

（単位：Bq／y）

項目 / 核種	原子炉停止時の原子炉格納容器換気	原子炉格納容器減圧時の排気	原子炉補助建屋の換気	定期検査時のよう素131	合　計
I-131	1.7×10^{9}	1.4×10^{10}	7.3×10^{9}	5.6×10^{9}	2.8×10^{10}
I-133	1.6×10^{9}	3.9×10^{9}	1.3×10^{10}	－	1.9×10^{10}

第 4.2.2 表(3)　希ガスの放出量（３号炉）

（単位：Bq／y）

項目 / 核種	ガス減衰タンクからの排気	原子炉停止時の原子炉格納容器換気	原子炉格納容器減圧時の排気	原子炉補助建屋の換気	合　計
Kr-85m	～0	1.9×10^{10}	3.3×10^{9}	1.7×10^{12}	1.7×10^{12}
Kr-85	1.4×10^{14}	8.0×10^{11}	6.8×10^{10}	6.3×10^{11}	1.4×10^{14}
Kr-87	～0	3.2×10^{9}	5.4×10^{8}	9.6×10^{11}	9.7×10^{11}
Kr-88	～0	2.1×10^{10}	3.5×10^{9}	2.9×10^{12}	2.9×10^{12}
Xe-131m	4.9×10^{13}	7.9×10^{11}	8.6×10^{10}	1.3×10^{12}	5.2×10^{13}
Xe-133m	4.7×10^{10}	3.1×10^{11}	4.8×10^{10}	2.3×10^{12}	2.7×10^{12}
Xe-133	6.4×10^{14}	4.8×10^{13}	6.3×10^{12}	1.5×10^{14}	8.4×10^{14}
Xe-135m	～0	5.9×10^{7}	1.0×10^{7}	8.7×10^{10}	8.7×10^{10}
Xe-135	～0	6.8×10^{10}	1.2×10^{10}	3.0×10^{12}	3.0×10^{12}
Xe-138	～0	2.9×10^{8}	4.9×10^{7}	4.7×10^{11}	4.7×10^{11}
放出量合計	8.2×10^{14}	5.0×10^{13}	6.5×10^{12}	1.7×10^{14}	1.1×10^{15}
γ線 実効ｴﾈﾙｷﾞｰ (MeV/dis)	3.7×10^{-2}	4.5×10^{-2}	4.6×10^{-2}	9.1×10^{-2}	4.6×10^{-2}
β線 実効ｴﾈﾙｷﾞｰ (MeV/dis)	1.6×10^{-1}	1.4×10^{-1}	1.4×10^{-1}	1.6×10^{-1}	1.6×10^{-1}

第 4.2.3 表(3)　よう素の放出量（３号炉）

（単位：Bq／y）

項目 / 核種	原子炉停止時の原子炉格納容器換気	原子炉格納容器減圧時の排気	原子炉補助建屋の換気	定期検査時のよう素131	合　計
I-131	2.1×10^{9}	9.7×10^{9}	8.9×10^{9}	5.2×10^{9}	2.6×10^{10}
I-133	1.9×10^{9}	2.7×10^{9}	1.5×10^{10}	－	2.0×10^{10}

Ar-41 の放出量は１号、２号及び３号各炉で 3.7×10^{11}Bq/y 程度で十分小さく無視できる。

また、N-16（半減期 7.35 秒）[2]及び N-17（半減期 4.14 秒）[2]は、１次冷却材の原子炉格納容器内漏えい又は原子炉補助建屋内の漏えいにより空気中に存在するが、短半減期核種であるため、その放出量は無視できる程度である。

さらに、濃縮廃液等のアスファルト固化処理、可燃性雑固体廃棄物の焼却処理及び雑固体廃棄物の溶融処理に伴う排ガス中にも若干の放射性物質が含まれるが、その年間放出量は無視できる程度である。

第 4.2.4 表　希ガス及びよう素の放出量

（単位：Bq／y）

核種＼原子炉		１号炉	２号炉	３号炉	合　計
希　ガ　ス		4.9×10^{14}	6.6×10^{14}	1.1×10^{15}	2.2×10^{15}
よう素	I-131	2.0×10^{10}	2.8×10^{10}	2.6×10^{10}	7.4×10^{10}
	I-133	1.4×10^{10}	1.9×10^{10}	2.0×10^{10}	5.2×10^{10}

4.3 液体廃棄物処理

4.3.1 放射性廃液の発生源

平常運転時において発生する放射性廃液の発生源としては、次のものがある。

(1) １次冷却材抽出水

(2) 冷却材ドレン

(3) 機器ドレン

(4) 格納容器床ドレン、補助建屋床ドレン等

(5) 薬品ドレン

(6) 洗たく排水、手洗排水及びシャワ排水（以下「洗浄排水」という。）

(1)及び(2)の廃液については、ホールドアップタンクに貯留し、イオン交換器でイオン状不純物を除去した後、ほう酸回収装置で溶存気体を分離し（分離された気体は気体廃棄物として処理する。）、ほう酸を濃縮処理する。蒸留水は、イオン交換器を通してモニタタンクに送り、必要に応じ１次系補給水として再使用するか、又は放射性物質の濃度が十分低いことを確認し、復水器冷却水等と混合希釈して放水口から放出する。また、濃縮液は、ほう酸溶液として原則として再使用する。

(3)、(4)及び(5)の廃液については、廃液ホールドアップタンクに貯留し、廃液蒸発装置で濃縮処理する。蒸留水は、イオン交換器を通して廃液モニタタンクに送り、ここで放射性物質の濃度が十分低いことを確認し、復水器冷却水等と混合希釈して放水口から放出する。濃縮廃液は固体廃棄物として処理する。

(6)の廃液については、原則として洗浄排水処理装置で処理し、固形分を分離する。透過水は、洗浄排水モニタタンクに貯留し、放射性物質の濃度が十分低いことを確認した後、復水器冷却水等と混合希釈して放水口から放出する。濃縮廃液は雑固体廃棄物として焼却処理する。

作業着等の洗たくは、原則としてドライクリーニングとする。

4.3.2 放射性廃液の発生量

平常運転時に発生する放射性廃液の量は、次の前提条件に基づき推定する。

(1) 1次冷却材抽出水量は、基底負荷運転に対し、標準的な起動停止を仮定して推定する。

(2) 冷却材ドレン及び機器ドレンは、各機器からのドレン量、漏えい量等から推定する。

(3) 床ドレン、薬品ドレン及び洗浄排水は、実績等を考慮し推定する。

放射性廃液の年間推定発生量を第 4.3.1 表に示す。

4.3.3 液体廃棄物の放出量

放射性廃液の発生源のうち、1次冷却材抽出水及び冷却材ドレンは、処理後、100%を液体廃棄物として放出するものとして評価する。液体廃棄物の年間推定放出量を第 4.3.1 表に示す。

上記放出量中に含まれる放射能量(トリチウムを除く。)は、3号炉で約 2.4×10^{10} Bq／y となる。

放出放射能量の算定に当たっては、燃料被覆管欠陥率を 1%と想定し、1次冷却材中の放射性物質の濃度（希ガス及びトリチウムを除く。）は、3号炉で約 7.5×10^{5} Bq／g とした。

発生源別液体廃棄物の年間推定放出量とその放射性物質の濃度の概略を第 4.3.1 図に示す。

液体廃棄物による実効線量評価を行う際には、液体廃棄物処理設備運用の変動を考慮して、液体廃棄物の放出量はトリチウムを除き1号、2号及び3号各炉 3.7×10^{10} Bq／y、トリチウムについては、1号及び2号各炉 3.7×10^{13} Bq／y、3号炉 5.6×10^{13} Bq／y とする。

また、トリチウムを除いた液体廃棄物の核種構成を第 4.3.2 表に示す。

これらの希釈水となる復水器冷却水等の量は、放水口（1号及び2号炉共用）において1号炉 5.25×10^{8}m^3／y、2号炉 9.18×10^{8}m^3／y、放水口（3号炉用）において 1.28×10^{9}m^3／y である。

第 4.3.1 表　放射性廃液の年間推定発生量及び液体廃棄物の年間推定放出量（３号炉）

（単位：m^3／y）

種　　別	放射性廃液の年間推定発生量	液体廃棄物の年間推定放出量
(1) １次冷却材抽出水 (2) 冷却材ドレン	約　4,700	約　4,700
(3) 機器ドレン (4) 格納容器床ドレン及び補助建屋床ドレン等 (5) 薬品ドレン	約　1,500	約　1,500
(6) 洗浄排水	約　1,700	約　1,700
合　　計	約　7,900	約　7,900

第 4.3.2 表　液体廃棄物の核種構成

核　種	核種構成（%）
Cr-51	2
Mn-54	3
Fe-59	2
Co-58	10
Co-60	15
Sr-89	2
Sr-90	1
I-131	15
Cs-134	20
Cs-137	30
計	100

4.4 固体廃棄物処理

4.4.1 固体廃棄物の発生源とその発生量

平常運転時において、発生する固体廃棄物の発生源としては、廃液蒸発装置の濃縮廃液、雑固体廃棄物（ウエス、金属、機材、使用済フィルタ等）及びイオン交換器廃樹脂がある。

廃液蒸発装置の濃縮廃液等は、固化材（アスファルト又はセメント）とともにドラム詰めを行う。

雑固体廃棄物は、必要に応じて圧縮減容又は焼却処理後ドラム詰め等を行う。その後溶融・充てん固化処理をする場合は、雑固体処理設備で処理を行う。

イオン交換器廃樹脂は、廃樹脂タンクを経て廃樹脂貯蔵タンクに貯蔵し、その後廃樹脂処理装置で処理する。処理後の樹脂は雑固体廃棄物として取り扱い焼却する。処理後の濃縮廃液は廃樹脂処理装置の濃縮廃液タンクに貯蔵保管する。

また、ドラム詰め等が困難な大型機材等については、こん包等の措置を講じる。

上記のほか、使用済制御棒等の放射化された機器が発生することがある。これらは、使用済燃料ピットラックに貯蔵し、放射能の減衰を図ることとする。

固体廃棄物の発生量の推定に当たっては、放射性廃液の発生量、樹脂の使用量の実績等を考慮する。

固体廃棄物の種類別年間推定発生量を第 4.4.1 表に示す。

なお、１号炉、２号炉及び３号炉の蒸気発生器の取替えに伴い取り外した蒸気発生器 7 基等、１号炉、２号炉及び３号炉の原子炉容器上部ふたの取替えに伴い取り外した原子炉容器上部ふた 3 基等、３号炉の炉内構造物の取替えに伴い取り外した炉内構造物 1 基等、並びに３号炉の減容したバーナブルポイズンは、必要に応じて汚染拡大防止対策を講じるとともに、３号炉の炉内構造物の取替えに伴い取り外した炉内構造物 1 基等及び３号炉の減容したバーナブルポイズンは、遮蔽機能を有する鋼製の保管容器に収納し、蒸気発生器保管庫に貯蔵保管する。また、取替

えに伴い発生する雑固体廃棄物は必要に応じて圧縮減容又は焼却処理後ドラム詰め又はこん包を行う。

4.4.2 保管管理

ドラム詰め、こん包等の措置を講じた固体廃棄物は、固体廃棄物貯蔵庫に貯蔵保管する。

また、１号炉、２号炉及び３号炉の取り外した蒸気発生器 7 基等、１号炉、２号炉及び３号炉の取り外した原子炉容器上部ふた 3 基等、３号炉の炉内構造物の取替えに伴い取り外した炉内構造物 1 基等及び３号炉の減容したバーナブルポイズンは、蒸気発生器保管庫に貯蔵保管する。

また、イオン交換器廃樹脂は、廃樹脂貯蔵タンクに貯蔵して放射能の減衰を図る。さらに、イオン交換器廃樹脂の処理で発生した濃縮廃液は、廃樹脂処理装置の濃縮廃液タンクに貯蔵保管して放射能の減衰を図る。

固体廃棄物貯蔵庫及び蒸気発生器保管庫は管理区域とし、定期的に周辺の放射線サーベイ等を行い厳重に管理する。

第 4.4.1 表　固体廃棄物の年間推定発生量

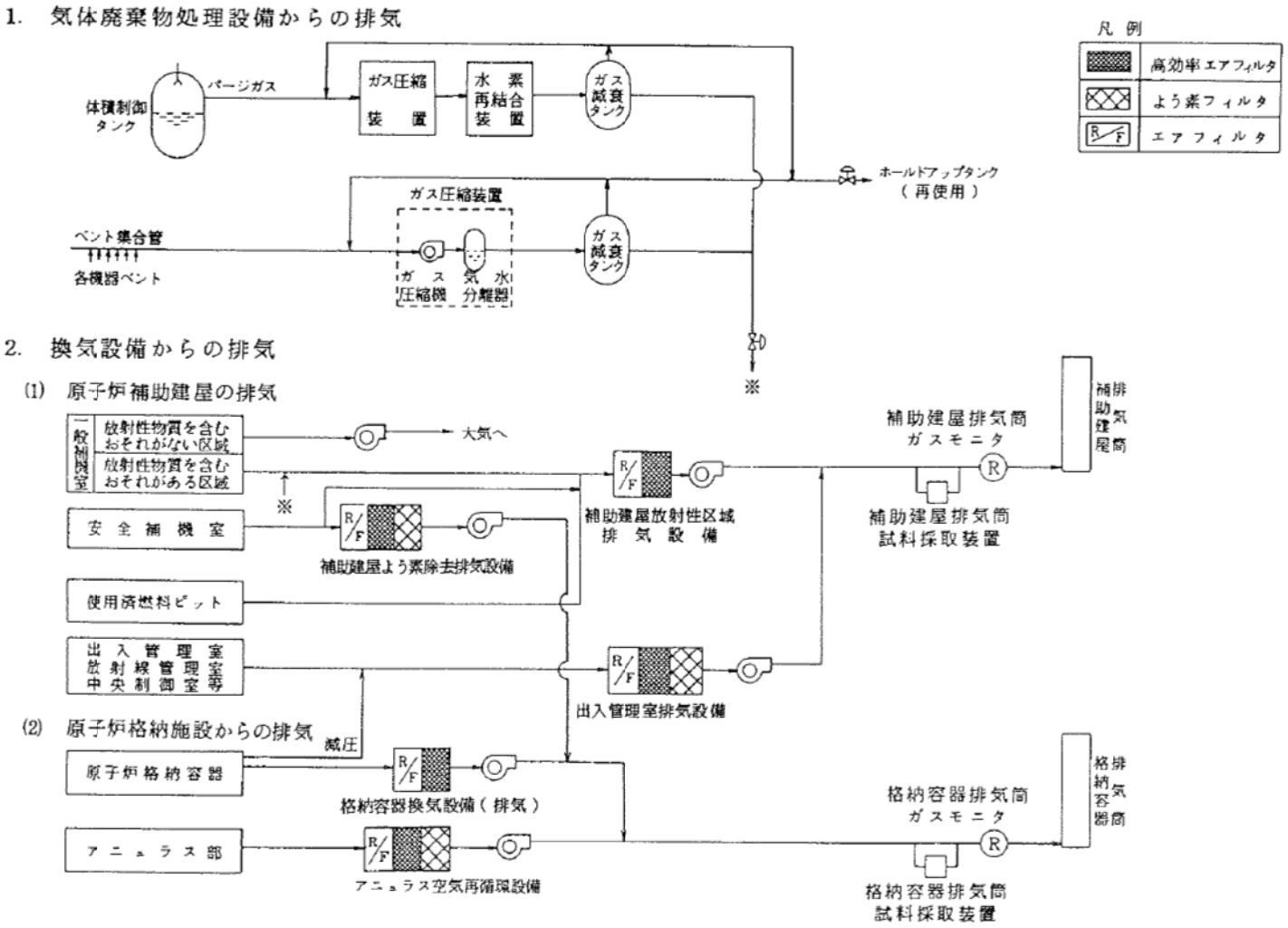
（１号炉、２号炉及び３号炉合算）

種　　類	年間推定発生量
廃液蒸発装置の濃縮廃液固化物	200ℓ ドラム缶 約　300 本相当
雑　固　体　廃　棄　物 (注1)	200ℓ ドラム缶 約 1,050 本相当
イ オ ン 交 換 器 廃 樹 脂 (注2)	約　3　m^3
使　用　済　制　御　棒　等	発生量不定 (注3)

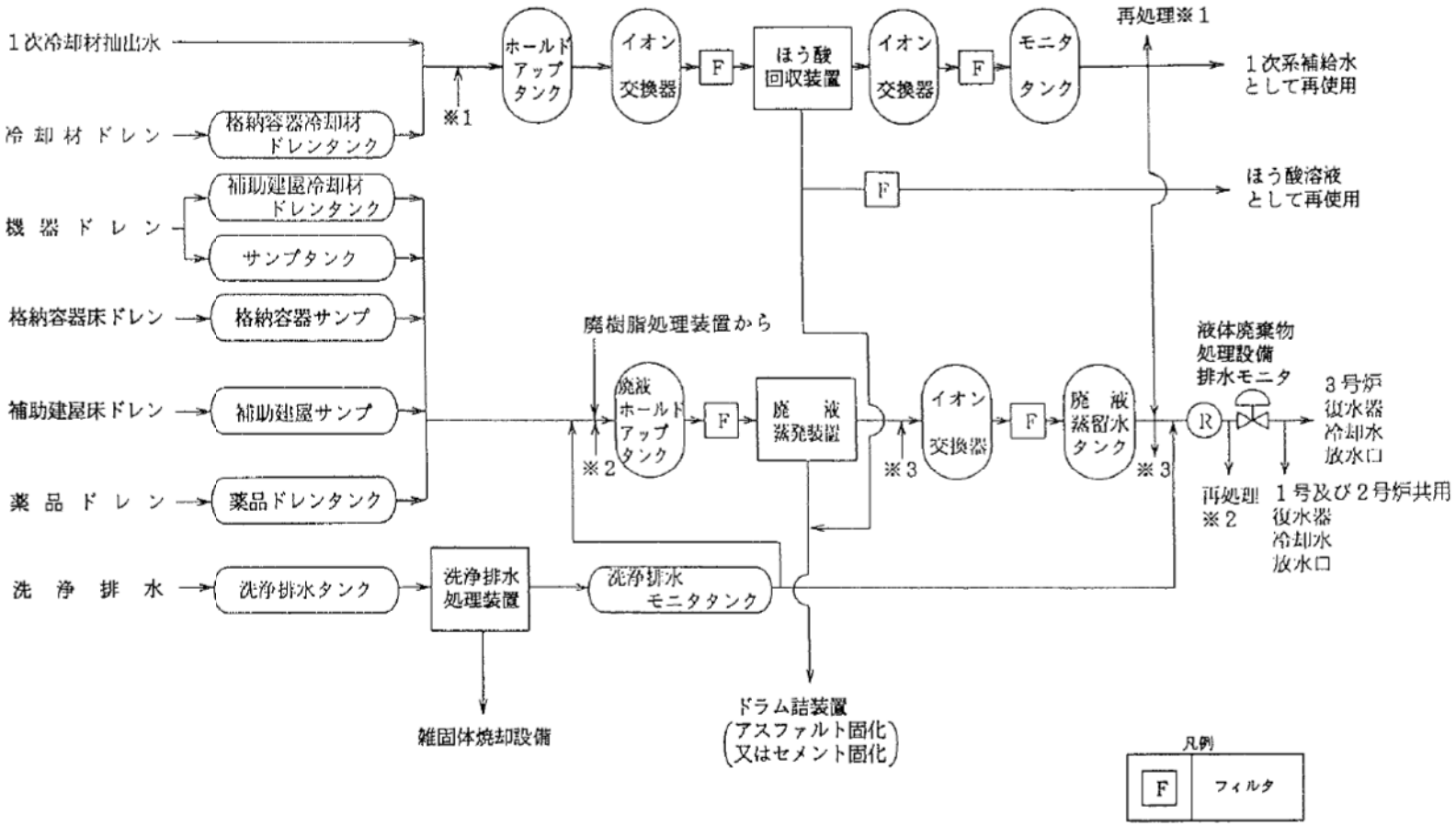
（注1）雑固体廃棄物を雑固体処理設備で処理することにより、約800本相当／yが減容されるため、増加量としては約250本相当／yとなる。

（注2）イオン交換器廃樹脂は３号炉

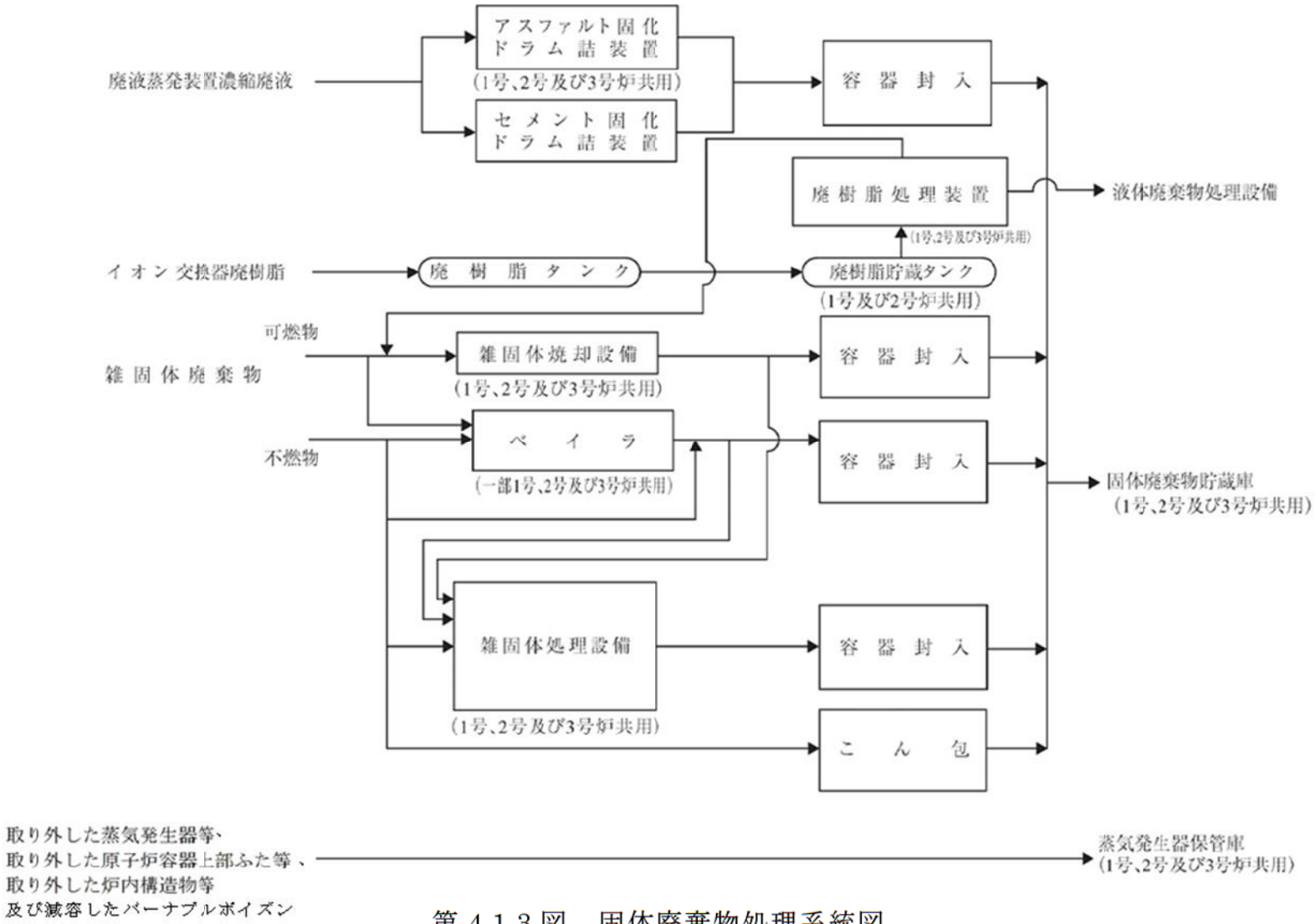
（注3）放射化された機器であり、定常的に発生するものではない。



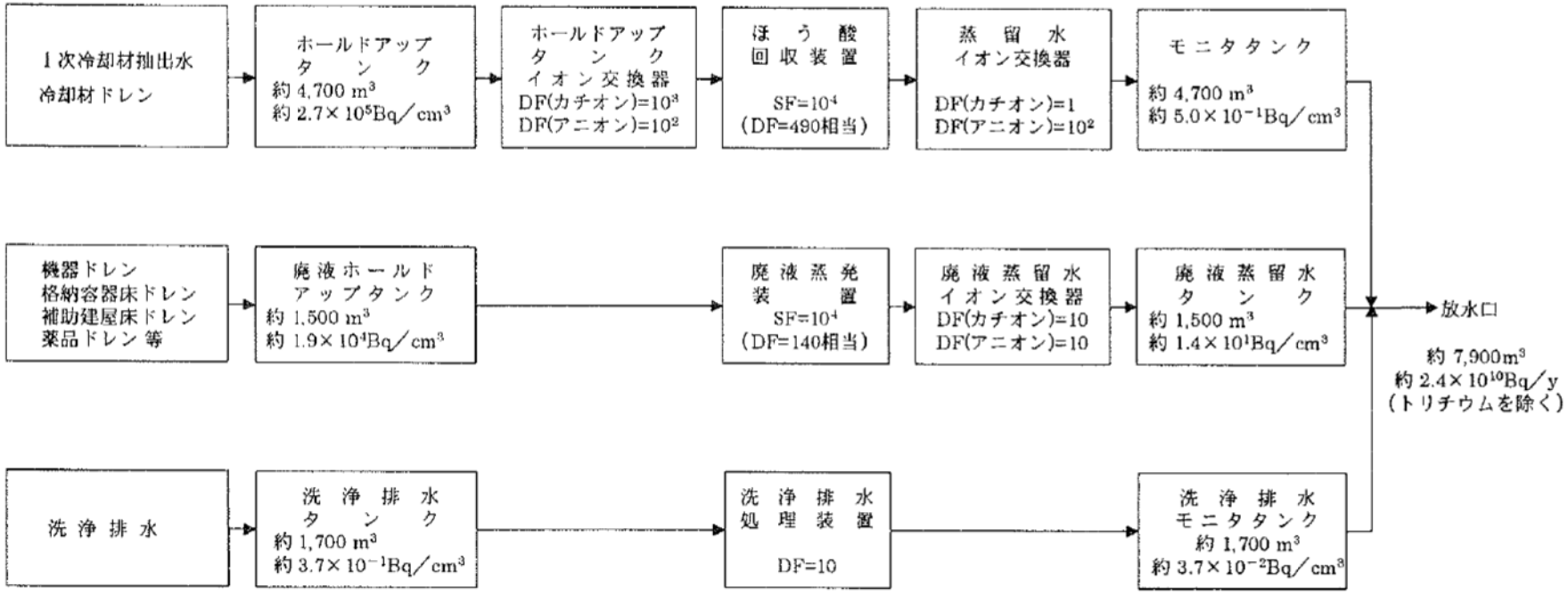
第 4.1.1 図　気体廃棄物処理系統図（換気系を含む）



第 4.1.2 図　液体廃棄物処理系統図（3号炉）



第 4.1.3 図　固体廃棄物処理系統図



(注) DF : 出口濃度に対する入口濃度の比
SF : 出口濃度に対する濃縮液濃度の比

第 4.3.1図　液体廃棄物の年間推定発生量とその放射性物質の濃度（3号炉）

4.5 参考文献

(1) 「被ばく計算に用いる放射線エネルギー等について」
原子力安全委員会、平成 13 年 3 月 29 日一部改訂

(2) 「Table of Isotopes, Sixth Edition」
Lederer,C.M. et al.
John Wiley & Sons, Inc.,1968

5. 平常運転時における発電所周辺の一般公衆の受ける線量評価

「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針」に基づき、気体廃棄物中の希ガスのγ線からの外部被ばくによる実効線量、液体廃棄物中の放射性物質の摂取に伴う内部被ばくによる実効線量及びよう素の摂取に伴う内部被ばくによる実効線量を、「線量目標値に対する評価指針」及び「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に従って評価する。

5.1 実効線量の計算

5.1.1 気体廃棄物中の希ガスのγ線による実効線量

5.1.1.1 計算方法の概要

実効線量の計算に使用する気体廃棄物中の希ガスとして次の4種類を対象とする。

(1) ガス減衰タンクから放出される希ガス

(2) 原子炉停止時の原子炉格納容器換気により放出される希ガス

(3) 原子炉格納容器減圧時の排気により放出される希ガス

(4) 原子炉補助建屋の換気により放出される希ガス

(1)及び(2)は、放出が間欠的な事象であるため、着目方位及びその隣接2方位へ向かう風の出現頻度の和と年間の放出回数とから二項確率分布の信頼度が67%となるように、着目方位を中心とした3方位への最大放出回数を求め、その放射性雲からの実効線量を計算する。また、風速については方位別大気安定度別風速逆数の平均を用いる。

(3)及び(4)は、放出が連続的な事象であるとして、方位別大気安定度別風速逆数の総和を用いてその放射性雲からの実効線量を計算する。

また、風が着目方位に隣接する方位へ向かっている場合は、着目方位にも実効線量の寄与があるので、これも加算する。

方位別の実効線量の1号炉、2号炉及び3号炉合算は各原子炉からの寄与を保守的に評価して行う。

実効線量の計算は、将来の集落の形成を考慮し、2号原子炉を中心として16方位に分割したうちの陸側10方位の敷地境界外について行い、希ガスのγ線による実効線量が最大となる地点での線量を求める。

地点は、２号炉心から陸側方位の敷地境界外で、希ガスのγ線による実効線量が最大となる地点とし、線量の計算に当たっては、その地点に対して、１号炉、２号炉及び３号炉からの寄与を合算する。

5.1.1.2 実効線量の計算式

(1) 計算に用いる基本式

γ線による空気カーマ率を求める基本式は次式のとおりである。

$$D_\gamma(x,y,0)=K_1\cdot E_\gamma\cdot\mu_{en}\int_0^\infty\int_{-\infty}^\infty\int_0^\infty\frac{e^{-\mu\cdot r}}{4\pi r^2}\cdot B(\mu\cdot r)\cdot\chi(x',y',z')dx'dy'dz' \quad \cdots\cdots (9\text{-}7)$$

$$\chi(x',y',z')=\frac{Q}{2\pi\cdot\sigma_y\cdot\sigma_z\cdot U}\cdot\exp\left(-\lambda\frac{x'}{U}\right)\cdot\exp\left(-\frac{y'^2}{2\sigma_y^2}\right)\cdot\left[\exp\left\{-\frac{(z'-h)^2}{2\sigma_z^2}\right\}+\exp\left\{-\frac{(z'+h)^2}{2\sigma_z^2}\right\}\right] \quad \cdots\cdots (9\text{-}8)$$

$D_\gamma(x,y,0)$：計算地点(x,y,0)におけるγ線による空気カーマ率 (μGy／h)

K_1 ：空気カーマ率への換算係数 $\left(\frac{dis\cdot m^3\cdot\mu Gy}{MeV\cdot Bq\cdot h}\right)$

E_γ ：γ線の実効エネルギー (MeV／dis)

μ_{en} ：空気に対するγ線の線エネルギー吸収係数 (m^{-1})

r ：放射性雲中の点(x',y',z')から計算地点(x,y,0)までの距離 (m)

$$r=\sqrt{(x-x')^2+(y-y')^2+(0-z')^2}$$

μ ：空気に対するγ線の線減衰係数 (m^{-1})

$B(\mu\cdot r)$ ：空気に対するγ線の再生係数

$$B(\mu\cdot r)=1+\alpha_B\cdot(\mu\cdot r)+\beta_B\cdot(\mu\cdot r)^2+\gamma_B\cdot(\mu\cdot r)^3$$

α_B、β_B、γ_Bはγ線のエネルギー別に与えられる。

$\chi(x',y',z')$：放射性雲中の点（x',y',z'）における放射性物質の濃度

(Bq／m³)

Q　：放出率　(Bq／s)

U　：放出源高さを代表する風速　(m／s)

λ　：放射性物質の物理的崩壊定数　(s^{-1})

h　：放出源の有効高さ　(m)

σ_y　：濃度分布のy方向の拡がりのパラメータ　(m)

σ_z　：濃度分布のz方向の拡がりのパラメータ　(m)

(2) 実効線量の計算式

希ガスのγ線による実効線量は方位別に次式を用いて計算する。

$$H_\gamma = H_{\gamma in} + H_{\gamma cont} \quad \cdots\cdots (9\text{-}9)$$

H_γ　：希ガスのγ線による方位別年間実効線量　(μSv／y)

$H_{\gamma in}$　：間欠放出分（ガス減衰タンク排気及び原子炉停止時の原子炉格納容器換気）の希ガスのγ線による方位別年間実効線量　(μSv／y)

$H_{\gamma cont}$　：連続放出分（原子炉格納容器減圧時の排気及び原子炉補助建屋の換気）の希ガスのγ線による方位別年間実効線量　(μSv／y)

a. ガス減衰タンクから放出される希ガス及び原子炉停止時の原子炉格納容器換気により放出される希ガス

ガス減衰タンク排気及び原子炉停止時の原子炉格納容器換気により間欠的に放出される希ガスのγ線による実効線量は次式を用いて計算する。

$$H_{\gamma in} = \sum_{S=A}^{F} \left(H_{\gamma in,L,S} + H_{\gamma in,L-1,S} + H_{\gamma in,L+1,S} \right) \quad \cdots\cdots (9\text{-}10)$$

$$H_{\gamma in,L,S} = K_2 \cdot f_h \cdot f_0 \cdot \frac{Q_{in} \cdot E_{\gamma in} \cdot n_T}{3{,}600 \times 0.5 \times N \cdot f_{LT}} \cdot \overline{D}_{\gamma,L,S} \cdot \frac{N_{L,S}}{N_t} \cdot \overline{S}_{L,S} \quad \cdots\cdots (9\text{-}11)$$

$$H_{\gamma in,L-1,S} = K_2 \cdot f_h \cdot f_0 \cdot \frac{Q_{in} \cdot E_{\gamma in} \cdot n_T}{3{,}600 \times 0.5 \times N \cdot f_{LT}} \cdot \overline{D}_{\gamma,L-1,S} \cdot \frac{N_{L-1,S}}{N_t} \cdot \overline{S}_{L-1,S} \quad \cdots\cdots (9\text{-}12)$$

$$H_{\gamma in,L+1,S} = K_2 \cdot f_h \cdot f_0 \cdot \frac{Q_{in} \cdot E_{\gamma in} \cdot n_T}{3{,}600 \times 0.5 \times N \cdot f_{LT}} \cdot \overline{D}_{\gamma,L+1,S} \cdot \frac{N_{L+1,S}}{N_t} \cdot \overline{S}_{L+1,S}$$

…… (9-13)

$H_{\gamma in,L,S}$ ：風が着目方位(L)へ向かっており、大気安定度がSであるときの着目地点における希ガスのγ線による年間実効線量 (μSv／y)

$H_{\gamma in,L-1,S}$、$H_{\gamma in,L+1,S}$：それぞれ、風が着目方位に隣接する方位へ向かっており、大気安定度がSであるときの着目地点における希ガスのγ線による年間実効線量 (μSv／y)

S ：6つの大気安定度型（A、B、C、D、E、F）を示す添字

K_2 ：空気カーマから実効線量への換算係数（μSv／μGy)

f_h ：家屋による遮へい係数

f_0 ：居住係数

$\overline{D}_{\gamma,L,S}$ ：放出率1Bq／s、γ線エネルギー0.5MeV／dis、風速1m／sで着目方位(L)へ放出した場合、大気安定度がSであるときの当該距離におけるγ線による空気カーマ率の方位内平均値 (μGy／h)

$\overline{D}_{\gamma,L-1,S}$、$\overline{D}_{\gamma,L+1,S}$：それぞれ、放出率1Bq／s、γ線エネルギー0.5MeV／dis、風速1m／sで着目方位に隣接する方位へ放出した場合、大気安定度がSであるときの着目方位の当該距離におけるγ線による空気カーマ率の方位内平均値 (μGy／h)

$\overline{D}_{\gamma,L,S}$、$\overline{D}_{\gamma,L-1,S}$及び$\overline{D}_{\gamma,L+1,S}$は（9-7）式を基本式として求める。

Q_{in} ：ガス減衰タンク排気又は原子炉停止時の原子炉格納容器換気中の希ガスの年間放出量 (Bq／y)

$E_{\gamma in}$ ：ガス減衰タンク排気又は原子炉停止時の原子炉格納容器換気中の希ガスのγ線実効エネルギー (MeV／dis)

N　　：ガス減衰タンク排気又は原子炉停止時の原子炉格納容器換気の回数　(y^{-1})

n_T　　：着目方位及びその隣接2方位へ向かう風の出現頻度の和と年間の放出回数とから二項確率分布の信頼度が67%となるように求めた着目方位を中心とした3方位への最大放出回数　(y^{-1})

f_{LT}　　：着目方位及びその隣接2方位へ向かう風の出現頻度の和　(y^{-1})

N_t　　：総観測回数　(y^{-1})

$N_{L,S}$　　：風が着目方位(L)へ向かっているときの大気安定度別観測回数　(y^{-1})

$N_{L-1,S}$、$N_{L+1,S}$：それぞれ、風が着目方位に隣接する方位へ向かっているときの大気安定度別観測回数　(y^{-1})

$\overline{S}_{L,S}$　　：風が着目方位(L)へ向かっており、大気安定度がSであるときの風速逆数の平均　(s／m)

$\overline{S}_{L-1,S}$、$\overline{S}_{L+1,S}$：それぞれ、風が着目方位に隣接する方位へ向かっており、大気安定度がSであるときの風速逆数の平均　(s／m)

L　　：16方位（計算方位）を示す添字

b. 原子炉格納容器減圧時の排気により放出される希ガス及び原子炉補助建屋の換気により放出される希ガス

原子炉格納容器減圧時の排気及び原子炉補助建屋の換気により連続的に放出される希ガスのγ線による実効線量は、次式を用いて計算する。

$$H_{\gamma cont} = \sum_{S=A}^{F} \left(H_{\gamma cont,L,S} + H_{\gamma cont,L-1,S} + H_{\gamma cont,L+1,S} \right) \cdots\cdots (9\text{-}14)$$

$$H_{\gamma cont,L,S} = K_2 \cdot f_h \cdot f_0 \cdot \frac{Q_{cont} \cdot E_{\gamma cont}}{3{,}600 \times 0.5} \cdot \overline{D}_{\gamma,L,S} \cdot \frac{1}{N_t} \cdot S_{L,S} \cdots\cdots (9\text{-}15)$$

$$H_{\gamma cont,L-1,S} = K_2 \cdot f_h \cdot f_0 \cdot \frac{Q_{cont} \cdot E_{\gamma cont}}{3{,}600 \times 0.5} \cdot \overline{D}_{\gamma,L-1,S} \cdot \frac{1}{N_t} \cdot S_{L-1,S} \cdots\cdots (9\text{-}16)$$

$$H_{\gamma cont,L+1,S} = K_2 \cdot f_h \cdot f_0 \cdot \frac{Q_{cont} \cdot E_{\gamma cont}}{3{,}600 \times 0.5} \cdot \overline{D}_{\gamma,L+1,S} \cdot \frac{1}{N_t} \cdot S_{L+1,S} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots(9\text{-}17)$$

$H_{\gamma cont,L,S}$ ：風が着目方位(L)へ向かっており、大気安定度がSであるときの着目地点における希ガスのγ線による年間実効線量 (μSv／y)

$H_{\gamma cont,L-1,S}$、$H_{\gamma cont,L+1,S}$：それぞれ、風が着目方位に隣接する方位へ向かっており、大気安定度がSであるときの着目地点における希ガスのγ線による年間実効線量 (μSv／y)

Q_{cont} ：原子炉格納容器減圧時の排気又は原子炉補助建屋の換気中の希ガスの年間放出量 (Bq／y)

$E_{\gamma cont}$ ：原子炉格納容器減圧時の排気又は原子炉補助建屋の換気中の希ガスのγ線実効エネルギー (MeV／dis)

$S_{L,S}$ ：風が着目方位(L)へ向かっており、大気安定度がSであるときの風速逆数の総和 (s／m)

$S_{L-1,S}$、$S_{L+1,S}$：それぞれ、風が着目方位に隣接する方位へ向かっており、大気安定度がSであるときの風速逆数の総和 (s／m)

5.1.1.3 計算条件

（9-7）式及び（9-8）式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。

K_1 ：4.46×10^{-4} $\left(\frac{dis \cdot m^3 \cdot \mu Gy}{MeV \cdot Bq \cdot h}\right)$

μ_{en} ：3.84×10^{-3} (m^{-1})

μ ：1.05×10^{-2} (m^{-1})

α_B ：1.000

β_B ：0.4492

γ_B ：0.0038

λ ：0（考慮しない）

h ：第5.1.1表に示すとおりである。

（9-11）式、（9-12）式及び（9-13）式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。

K_2　：0.8　（μSv／μGy）

f_h　：1

f_0　：1

Q_{in}　：ガス減衰タンク排気

（１号炉）3.1×10^{14}　(Bq／y)

（２号炉）4.4×10^{14}　(Bq／y)

（３号炉）8.2×10^{14}　(Bq／y)

原子炉停止時の原子炉格納容器換気

（１号炉）3.9×10^{13}　(Bq／y)

（２号炉）4.9×10^{13}　(Bq／y)

（３号炉）5.0×10^{13}　(Bq／y)

$E_{\gamma in}$　：ガス減衰タンク排気

（１号炉）3.6×10^{-2}　(MeV／dis)

（２号炉）3.6×10^{-2}　(MeV／dis)

（３号炉）3.7×10^{-2}　(MeV／dis)

原子炉停止時の原子炉格納容器換気

（１号炉）4.5×10^{-2}　(MeV／dis)

（２号炉）4.5×10^{-2}　(MeV／dis)

（３号炉）4.5×10^{-2}　(MeV／dis)

N　：ガス減衰タンク排気

（１号、２号及び３号各炉）20　(回／y)

原子炉停止時の原子炉格納容器換気

（１号、２号及び３号各炉）10　(回／y)

n_T　：第5.1.2表に示すとおりである。

f_{LT}　：第5.1.3表に示すとおりである。

N_t　：8,784

$N_{L,S}$、$N_{L-1,S}$、$N_{L+1,S}$：第5.1.3表に示すとおりである。

$\overline{S}_{L,S}$、$\overline{S}_{L-1,S}$、$\overline{S}_{L+1,S}$　：第5.1.4表に示すとおりである。

（9-15）式、（9-16）式及び（9-17）式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。

Q_{cont}　：原子炉格納容器減圧時の排気

（１号炉）8.6×10^{12}　(Bq／y)

（２号炉）1.1×10^{13}　(Bq／y)

（３号炉）6.5×10^{12}　(Bq／y)

原子炉補助建屋の換気

（１号炉）1.3×10^{14}　(Bq／y)

（２号炉）1.6×10^{14}　(Bq／y)

（３号炉）1.7×10^{14}　(Bq／y)

$E_{\gamma cont}$　：原子炉格納容器減圧時の排気

（１号炉）4.6×10^{-2}　(MeV／dis)

（２号炉）4.6×10^{-2}　(MeV／dis)

（３号炉）4.6×10^{-2}　(MeV／dis)

原子炉補助建屋の換気

（１号炉）8.9×10^{-2}　(MeV／dis)

（２号炉）8.8×10^{-2}　(MeV／dis)

（３号炉）9.1×10^{-2}　(MeV／dis)

$S_{L,S}$、$S_{L-1,S}$、$S_{L+1,S}$：第5.1.4表に示すとおりである。

5.1.1.4 計算結果

将来の集落の形成を考慮し、陸側 10 方位の敷地境界外について１号炉、２号炉及び３号炉合算の希ガスのγ線による実効線量の計算を行った結果は第 5.1.5 表に、また評価地点は第 5.1.1 図に示すとおりである。これによれば、陸側 10 方位の敷地境界外で希ガスのγ線による実効線量が最大となるのは２号炉心から北北西方向約 750m 地点であり、その実効線量は年間約 3.1μSv である。

参考として上記方位以外の海側敷地境界について、１号炉、２号炉及び３号炉合算の希ガスのγ線による実効線量の計算を行った結果は第 5.1.5 表に、また評価地点は第 5.1.1 図に示すとおりである。

第 5.1.5 表　敷地境界外における希ガスのγ線による年間実効線量（１号炉、２号炉及び３号炉合算）

（単位：μSv/y）

	評価地点の方位	２号炉心から評価地点までの距離（m）	実効線量
陸側評価地点	NNW	750	3.1
	N	700	2.6
	NNE	870	2.0
	NE	940	8.3×10^{-1}
	ENE	790	1.1
	E	810	1.3
	ESE	1,090	1.4
	SE	1,530	8.2×10^{-1}
	SSE	2,370	5.5×10^{-1}
	S	3,080	3.9×10^{-1}
参考地点	SSW	290	5.7
	SW	240	5.4
	WSW	230	6.2
	W	250	5.7
	WNW	440	7.4
	NW	430	8.4

5.1.2 液体廃棄物中の放射性物質による実効線量

5.1.2.1 計算方法の概要

液体廃棄物中の放射性物質による実効線量の計算は、原子炉施設の前面海域に生息する海産物を摂取することによって放射性物質を体内摂取した場合について行う。

ただし、液体廃棄物中のよう素による実効線量計算については、「5.1.3 よう素による実効線量」で行う。

海水中の放射性物質の濃度は、１号炉及び２号炉並びに３号炉の放射性物質の年間放出量をそれぞれの年間の復水器冷却水等の量で除した放

水口における濃度とする。

また、前面海域での拡散による希釈効果は考慮しない。

5.1.2.2 実効線量の計算式

液体廃棄物による実効線量は次式を用いて計算する。

$$H_w = 365 \cdot \sum_i K_{wi} \cdot A_{wi} \quad \cdots\cdots (9\text{-}18)$$

$$A_{wi} = C_{wi} \cdot \sum_k \{(CF)_{ik} \cdot W_k \cdot f_{mk} \cdot f_{ki}\}$$

H_w	：海産物を摂取した場合の実効線量	(μSv／y)
365	：年間日数への換算係数	(d／y)
K_{wi}	：核種iの実効線量係数	(μSv／Bq)
A_{wi}	：核種iの海産物摂取による摂取率	(Bq／d)
C_{wi}	：海水中の核種iの濃度	(Bq／cm³)
$(CF)_{ik}$	：核種iの海産物kに対する濃縮係数	$\left(\frac{Bq/g}{Bq/cm^3}\right)$
W_k	：海産物kの摂取率	(g／d)
f_{mk}	：海産物kの市場希釈係数	
f_{ki}	：海産物kの採取から摂取までの核種iの減衰比	

（魚類及び無せきつい動物に対して）

$$f_{ki} = \exp\left(-\frac{0.693}{T_{ri}} \cdot t_k\right)$$

（海藻類に対して）

$$f_{ki} - \frac{3}{12} + \frac{T_{ri}}{0.693 \times 365}\left\{1 - \exp\left(-\frac{0.693}{T_{ri}} \times 365 \times \frac{9}{12}\right)\right\}$$

T_{ri}	：核種iの物理的半減期	(d)
t_k	：海産物k（海藻類を除く）の採取から摂取までの時間	(d)

5.1.2.3 計算条件

(9-18)式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。

K_{wi}　：第5.1.6表に示すとおりである。

C_{wi}　：第5.1.7表に示すとおりである。

$(CF)_{ik}$　：第5.1.8表に示すとおりである。

W_k　：魚　類　200　(g／d)

無せきつい動物　20　(g／d)

海藻類（生3ヶ月、生相当量の乾物9ヶ月）

40　(g／d)

f_{mk}　：1

t_k　：0　(d)

T_{ri}　：ICRP Publication 72[1]による。

5.1.2.4 計算結果

液体廃棄物中の放射性物質による実効線量の計算結果は1号炉及び2号炉で年間約3.6μSvであり、また、3号炉で年間約2.1μSvである。

したがって、1号炉、2号炉及び3号炉からの気体廃棄物中の希ガスのγ線による実効線量、液体廃棄物中の放射性物質による実効線量及びよう素による実効線量の合計に当たっては、1号炉及び2号炉の計算結果である年間約3.6μSvを用いる。

5.1.3 よう素による実効線量

5.1.3.1 気体廃棄物中のよう素による実効線量

(1) 計算方法の概要

実効線量の計算に使用する気体廃棄物中のよう素として次の4種類を対象とする。

a. 原子炉停止時の原子炉格納容器換気により放出されるよう素

b. 原子炉格納容器減圧時の排気により放出されるよう素

c. 原子炉補助建屋の換気により放出されるよう素

d. 定期検査時に放出されるよう素

ただし、上記のa.、b.及びc.はI-131及びI-133について計算し、d.はI-131のみについて計算する。

実効線量の計算は、大気中に I-131 及び I-133 が存在するときの被ばく経路を考慮し、成人、幼児及び乳児が、呼吸、葉菜摂取及び牛乳摂取によってよう素を体内摂取した場合について行う。

よう素の年平均地上空気中濃度は、a.は放出が間欠的な事象であるとし、b.、c.及び d.は放出が連続的な事象であるとし、それぞれ希ガスのγ線による実効線量の計算の場合と同様の方法で求める。

呼吸による実効線量を求める場合には、将来の集落の形成を考慮し、2 号原子炉を中心として 16 方位に分割したうちの陸側 10 方位の敷地境界外について年平均地上空気中濃度が最大となる地点の地上空気中濃度を用いる。

葉菜摂取による実効線量を求める場合には、食物連鎖を考慮し、2 号原子炉を中心として 16 方位に分割したうちの陸側 10 方位の敷地境界外について年平均地上空気中濃度が最大となる地点の地上空気中濃度を用いる。

牛乳摂取による実効線量を求める場合には、食物連鎖を考慮し、現存する牧草地のうちで年平均地上空気中濃度が最大となる地点の地上空気中濃度を用いる。

気象条件等は、希ガスのγ線による実効線量の場合と同一とする。

(2) 年平均地上空気中濃度の計算

a. 年平均地上空気中濃度の計算式

よう素の年平均地上空気中濃度は、方位別に次式を用いて計算する。

$$\chi_I = \chi_{Iin} + \chi_{Icont} \quad \cdots\cdots (9\text{-}19)$$

χ_I ：気体廃棄物中のよう素の年平均地上空気中濃度 (Bq／cm³)

χ_{Iin} ：間欠放出分（原子炉停止時の原子炉格納容器換気中のよう素）による年平均地上空気中濃度 (Bq／cm³)

χ_{Icont} ：連続放出分（原子炉格納容器減圧時の排気中のよう素、原子炉補助建屋の換気中のよう素及び定期検査時に放出されるよう素）による年平均地上空気中濃度

(Bq／cm³)

(a) 原子炉停止時の原子炉格納容器換気により放出されるよう素

原子炉停止時の原子炉格納容器換気により間欠的に放出されるよう素の年平均地上空気中濃度は次式を用いて計算する。

$$\chi_{Iin} = \sum_{S=A}^{F}\left(\chi_{Iin,L,S} + \chi_{Iin,L-1,S} + \chi_{Iin,L+1,S}\right) \cdots\cdots(9\text{-}20)$$

$$\chi_{Iin,L,S} = \frac{Q_{Iin} \cdot n_T}{8{,}784 \times N \cdot f_{LT}} \cdot \overline{\chi}_{L,S} \cdot \frac{N_{L,S}}{N_t} \cdot \overline{S}_{L,S}$$

$$\chi_{Iin,L-1,S} = \frac{Q_{Iin} \cdot n_T}{8{,}784 \times N \cdot f_{LT}} \cdot \overline{\chi}_{L-1,S} \cdot \frac{N_{L-1,S}}{N_t} \cdot \overline{S}_{L-1,S}$$

$$\chi_{Iin,L+1,S} = \frac{Q_{Iin} \cdot n_T}{8{,}784 \times N \cdot f_{LT}} \cdot \overline{\chi}_{L+1,S} \cdot \frac{N_{L+1,S}}{N_t} \cdot \overline{S}_{L+1,S}$$

$\chi_{Iin,L,S}$ ：風が着目方位（L）へ向かっており、大気安定度がＳであるときの着目地点における年平均地上空気中濃度 (Bq／cm³)

$\chi_{Iin,L-1,S}$、$\chi_{Iin,L+1,S}$：それぞれ、風が着目方位に隣接する方位へ向かっており、大気安定度がＳであるときの着目地点における年平均地上空気中濃度 (Bq／cm³)

Q_{Iin} ：原子炉停止時の原子炉格納容器換気中のよう素の年間放出量 (Bq／y)

$\overline{\chi}_{L,S}$ ：放出率1Bq／h、風速1m／sで着目方位へ放出した場合、大気安定度がＳであるときの当該距離における地上空気中濃度の方位内平均値 (Bq／cm³)

$\overline{\chi}_{L-1,S}$、$\overline{\chi}_{L+1,S}$：それぞれ、放出率1Bq／h、風速1m／sで着目方位に隣接する方位へ放出した場合、大気安定度がＳであるときの着目方位の当該距離における地上空気中濃度の方位内平均値 (Bq／cm³)

$\overline{\chi}_{L,S}$、$\overline{\chi}_{L-1,S}$及び$\overline{\chi}_{L+1,S}$は(9-8)式を基本式として求める。

(b) 原子炉格納容器減圧時の排気により放出されるよう素、原子炉補助建屋の換気により放出されるよう素及び定期検査時に放出されるよう素

原子炉格納容器減圧時の排気、原子炉補助建屋の換気及び定期検査時に連続的に放出されるよう素の年平均地上空気中濃度は次式を用いて計算する。

$$\chi_{Icont} = \sum_{S=A}^{F}\left(\chi_{Icont,L,S} + \chi_{Icont,L-1,S} + \chi_{Icont,L+1,S}\right) \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots (9\text{-}21)$$

$$\chi_{Icont,L,S} = \frac{Q_{Icont}}{8,784} \cdot \overline{\chi}_{L,S} \cdot \frac{1}{N_t} \cdot S_{L,S}$$

$$\chi_{Icont,L-1,S} = \frac{Q_{Icont}}{8,784} \cdot \overline{\chi}_{L-1,S} \cdot \frac{1}{N_t} \cdot S_{L-1,S}$$

$$\chi_{Icont,L+1,S} = \frac{Q_{Icont}}{8,784} \cdot \overline{\chi}_{L+1,S} \cdot \frac{1}{N_t} \cdot S_{L+1,S}$$

$\chi_{Icont,L,S}$：風が着目方位（L）へ向かっており、大気安定度がSであるときの着目地点における年平均地上空気中濃度　(Bq／cm³)

$\chi_{Icont,L-1,S}$、$\chi_{Icont,L+1,S}$：それぞれ、風が着目方位に隣接する方位へ向かっており、大気安定度がSであるときの着目地点における年平均地上空気中濃度　(Bq／cm³)

Q_{Icont}　：原子炉格納容器減圧時の排気中のよう素、原子炉補助建屋の換気中のよう素又は定期検査時に放出されるよう素の年間放出量　(Bq／y)

b. 計算条件

(9-20)式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。

Q_{Iin}　：原子炉停止時の原子炉格納容器換気中のよう素の年間放出量

I-131

（１号炉）　1.2×10^{9}　(Bq／y)

（２号炉）　1.7×10^{9}　(Bq／y)

（３号炉）　2.1×10^{9}　(Bq／y)

I-133

（１号炉）　1.2×10^{9}　(Bq／y)

（２号炉）　1.6×10^{9}　(Bq／y)

（３号炉）　1.9×10^{9}　(Bq／y)

(9-21)式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。

Q_{Icont}　:原子炉格納容器減圧時の排気中のよう素の年間放出量

I-131

（１号炉）　9.6×10^{9}　(Bq／y)

（２号炉）　1.4×10^{10}　(Bq／y)

（３号炉）　9.7×10^{9}　(Bq／y)

I-133

（１号炉）　2.9×10^{9}　(Bq／y)

（２号炉）　3.9×10^{9}　(Bq／y)

（３号炉）　2.7×10^{9}　(Bq／y)

原子炉補助建屋の換気中のよう素の年間放出量

I-131

（１号炉）　5.2×10^{9}　(Bq／y)

（２号炉）　7.3×10^{9}　(Bq／y)

（３号炉）　8.9×10^{9}　(Bq／y)

I-133

（１号炉）　9.5×10^{9}　(Bq／y)

（２号炉）　1.3×10^{10}　(Bq／y)

（３号炉）　1.5×10^{10}　(Bq／y)

定期検査時に放出されるよう素の年間放出量

I-131

（１号炉）　4.0×10^{9}　(Bq／y)

（２号炉）　5.6×10^{9}　(Bq／y)

（３号炉）　5.2×10^{9}　(Bq／y)

c. 計算結果

陸側 10 方位の敷地境界外であって、１号炉、２号炉及び３号炉合算のよう素の年平均地上空気中濃度が最大となる地点は、２号炉心から北北西方向約 750m の地点であり、この地点における I-131 及び I-133 の年平均地上空気中濃度の計算結果は、それぞれ約 5.6×10^{-10}Bq/cm³ 及び約 3.9×10^{-10}Bq/cm³ である。

また、現存する牧草地で、１号炉、２号炉及び３号炉合算のよう素の年平均地上空気中濃度が最大となる地点は、２号炉心から南方向約 9,200m の地点であり、この地点における I-131 及び I-133 の年平均地上空気中濃度の計算結果は、それぞれ約 4.3×10^{-11}Bq/cm³ 及び約 3.0×10^{-11}Bq/cm³ である。

(3) 実効線量の計算式

実効線量は成人、幼児及び乳児について、それぞれ次式を用いて求める。

$$H_{th} = H_I + H_V + H_M \quad \cdots\cdots (9\text{-}22)$$

$$H_I = 365 \cdot \sum_i K_{Ii} \cdot A_{Ii} \quad \cdots\cdots (9\text{-}23)$$

$$H_V = 365 \cdot \sum_i K_{Ti} \cdot A_{Vi} \quad \cdots\cdots (9\text{-}24)$$

$$H_M = 365 \cdot \sum_i K_{Ti} \cdot A_{Mi} \quad \cdots\cdots (9\text{-}25)$$

$$A_{Ii} = M_a \cdot \overline{\chi}_{Ii}$$

$$A_{Vi} = M_V \cdot f_{Vm} \cdot f_{Vt} \cdot f_d \cdot F_{Vi} \cdot \overline{\chi}_{Vi} \cdot \exp\left(-\frac{0.693}{T_{ri}} \cdot t_V\right)$$

$$A_{Mi} = M_M \cdot f_{Mm} \cdot f_{Mt} \cdot f_f \cdot F_{Mi} \cdot \overline{\chi}_{Mi} \cdot \exp\left(-\frac{0.693}{T_{ri}} \cdot t_M\right)$$

H_{th}　：気体廃棄物中のよう素による実効線量　(μSv／y)

H_I　：呼吸による実効線量　(μSv／y)

H_V　：葉菜摂取による実効線量　(μSv／y)

H_M　：牛乳摂取による実効線量　（μSv／y）

K_{Ii}　：核種iの吸入摂取による実効線量係数　（μSv／Bq）

A_{Ii}　：核種iの呼吸による摂取率　（Bq／d）

K_{Ti}　：核種iの経口摂取による実効線量係数　（μSv／Bq）

A_{Vi}　：核種iの葉菜摂取による摂取率　（Bq／d）

A_{Mi}　：核種iの牛乳摂取による摂取率　（Bq／d）

M_a　：呼吸率　（cm^3／d）

$\overline{\chi}_{Ii}$　：核種iの計算地点における年平均地上空気中濃度　（Bq／cm^3）

M_V　：葉菜の摂取率　（g／d）

f_{Vm}　：葉菜の市場希釈係数

f_{Vt}　：葉菜の栽培期間の年間比

f_d　：葉菜の除染係数

F_{Vi}　：核種iが空気中から葉菜に移行する割合　$\left(\frac{Bq/g}{Bq/cm^3}\right)$

$\overline{\chi}_{Vi}$　：核種iの計算地点における年平均地上空気中濃度　（Bq／cm^3）

T_{ri}　：核種iの物理的半減期　（d）

t_V　：葉菜の採取から摂取までの時間　（d）

M_M　：牛乳の摂取率　（mℓ／d）

f_{Mm}　：牛乳の市場希釈係数

f_{Mt}　：牧草の栽培期間の年間比

f_f　：飼料の混合比

F_{Mi}　：核種iが空気中から牛乳に移行する割合　$\left(\frac{Bq/m\ell}{Bq/cm^3}\right)$

$\overline{\chi}_{Mi}$　：核種iの計算地点における年平均地上空気中濃度　（Bq／cm^3）

t_M　：牛乳の採取から摂取までの時間　（d）

(4) 計算条件

(9-23)式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。

K_{1i}	：成　人	I-131	1.5×10^{-2}	(μSv/Bq)
		I-133	2.9×10^{-3}	(μSv/Bq)
	幼　児	I-131	6.9×10^{-2}	(μSv/Bq)
		I-133	1.6×10^{-2}	(μSv/Bq)
	乳　児	I-131	1.3×10^{-1}	(μSv/Bq)
		I-133	3.5×10^{-2}	(μSv/Bq)
M_a	：成　人		2.22×10^{7}	(cm^3/d)
	幼　児		8.72×10^{6}	(cm^3/d)
	乳　児		2.86×10^{6}	(cm^3/d)

$\overline{\chi}_{Ii}$　：（１号炉、２号炉及び３号炉合算）

I-131	5.6×10^{-10}	(Bq/cm^3)
I-133	3.9×10^{-10}	(Bq/cm^3)

(9-24)式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。

K_{ti}	：成　人	I-131	1.6×10^{-2}	(μSv/Bq)
		I-133	3.1×10^{-3}	(μSv/Bq)
	幼　児	I-131	7.5×10^{-2}	(μSv/Bq)
		I-133	1.7×10^{-2}	(μSv/Bq)
	乳　児	I-131	1.4×10^{-1}	(μSv/Bq)
		I-133	3.8×10^{-2}	(μSv/Bq)
M_V	：成　人		100	(g/d)
	幼　児		50	(g/d)
	乳　児		20	(g/d)

f_{Vm}　：1

f_{Vt}　：0.5

f_d　：0.5

F_{Vi}	：	I-131	2.6×10^{6}	$\left(\frac{Bq/g}{Bq/cm^3}\right)$
		I-133	4.3×10^{5}	$\left(\frac{Bq/g}{Bq/cm^3}\right)$

$\overline{\chi}_{Vi}$　：（１号炉、２号炉及び３号炉合算）

	I-131	5.6×10^{-10}	(Bq/cm³)
	I-133	3.9×10^{-10}	(Bq/cm³)

t_V ：0 (d)

T_{ri} ：「被ばく計算に用いる放射線エネルギー等について」(2)による。

(9-25)式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。

M_m	：成　人	200	(mℓ /d)
	幼　児	500	(mℓ /d)
	乳　児	600	(mℓ /d)
f_{Mm}	：成　人	1	
	幼　児	1	
	乳　児	0.5	
f_{Mt}	：0.5		
f_f	：1		
F_{Mi}	： I-131	6.2×10^{5}	$\left(\frac{Bq/m\ell}{Bq/cm^3}\right)$
	I-133	4.6×10^{4}	$\left(\frac{Bq/m\ell}{Bq/cm^3}\right)$

$\overline{\chi}_{Mi}$ ：（1 号炉、2 号炉及び 3 号炉合算）

I-131	4.3×10^{-11}	(Bq/cm³)
I-133	3.0×10^{-11}	(Bq/cm³)

t_M	：成　人	0	(d)
	幼　児	0	(d)
	乳　児	3	(d)

(5) 計算結果

1 号炉、2 号炉及び 3 号炉からの気体廃棄物中のよう素による実効線量を計算した結果を第 5.1.9 表に示す。

第 5.1.9 表　気体廃棄物中のよう素による実効線量計算結果

（１号炉、２号炉及び３号炉合算）

（単位：μSv/y）

摂取経路	核　　種	成　　人	幼　　児	乳　　児
呼　　吸	I-131	6.9×10^{-2}	1.3×10^{-1}	7.7×10^{-2}
	I-133	9.1×10^{-3}	2.0×10^{-2}	1.4×10^{-2}
葉菜摂取	I-131	2.2×10^{-1}	5.0×10^{-1}	3.8×10^{-1}
	I-133	4.7×10^{-3}	1.3×10^{-2}	1.2×10^{-2}
牛乳摂取	I-131	1.6×10^{-2}	1.9×10^{-1}	1.6×10^{-1}
	I-133	1.6×10^{-4}	2.2×10^{-3}	2.6×10^{-4}
合　　計		3.1×10^{-1}	8.4×10^{-1}	6.4×10^{-1}

これによれば、気体廃棄物中の放射性よう素の呼吸、葉菜摂取及び牛乳摂取による実効線量が最大となるのは幼児の場合であり、年間約 0.84μSv となる。

5.1.3.2 液体廃棄物中のよう素による実効線量

(1) 計算方法の概要

液体廃棄物中のよう素による実効線量は、成人、幼児及び乳児が、原子炉施設の前面海域に生息する海産物を摂取することによって、よう素を体内摂取した場合について行う。

海水中のよう素の濃度は「5.1.2 液体廃棄物中の放射性物質による実効線量」と同様な方法で計算する。

(2) 実効線量の計算式

液体廃棄物中のよう素による実効線量は、海藻類を摂取する場合と摂取しない場合とに分けて、それぞれ以下の式を用いて計算する。

a. 海藻類を摂取する場合

$$H_{wT} = K_3 \cdot \sum_i \frac{A_{wi}}{A_s} \cdot q_s \cdot (SEE)_i \cdot f_{si} \quad \cdots\cdots (9\text{-}26)$$

$$A_{wi} = C_{wi} \cdot \sum_k \{(CF)_{ik} \cdot W_k \cdot f_{mk} \cdot f_{ki}\}$$

$$A_s = C_{ws} \cdot \sum_k \{(CF)_{ik} \cdot W_k\}$$

H_{wT} ：海産物を摂取した場合の実効線量 （μSv／y）

K_3 ：実効線量への換算係数 $\left(\frac{dis \cdot g \cdot \mu Sv}{MeV \cdot Bq \cdot y}\right)$

A_{wi} ：核種iの海産物摂取による摂取率 (Bq／d)

A_s ：安定よう素の海産物摂取による摂取率 (g／d)

q_s ：甲状腺中の安定よう素量 (g)

$(SEE)_i$ ：核種iの甲状腺に対する比実効エネルギー $\left(\frac{MeV}{g \cdot dis}\right)$

f_{si} ：核種iの甲状腺中比放射能の減衰係数

C_{ws} ：海水中の安定よう素の濃度 (g／cm³)

b. 海藻類を摂取しない場合

$$H_F = 365 \cdot \sum_i K_{Ti} \cdot A_{Fi} \quad \cdots\cdots (9\text{-}27)$$

$$A_{Fi} = C_{wi} \cdot \sum_k \{(CF)_{ik} \cdot W_k \cdot f_{mk} \cdot f_{ki}\}$$

H_F ：海産物（海藻類を除く）を摂取した場合の実効線量 （μSv／y）

A_{Fi} ：核種iの海産物（海藻類を除く）摂取による摂取率 (Bq／d)

(3) 計算条件

(9-26)式及び(9-27)式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。

K_3 ：2.52×10^2 $\left(\frac{dis \cdot g \cdot \mu Sv}{MeV \cdot Bq \cdot y}\right)$

q_s ：成　人　1.2×10^{-2} (g)

幼　児　成人の値の 1／5.8 (g)

	乳　児	成人の値の 1／16		(g)
$(SEE)_i$	：成　人	I-131	0.010	$\left(\frac{MeV}{g \cdot dis}\right)$
		I-133	0.022	$\left(\frac{MeV}{g \cdot dis}\right)$
	幼　児	I-131	0.058	$\left(\frac{MeV}{g \cdot dis}\right)$
		I-133	0.12	$\left(\frac{MeV}{g \cdot dis}\right)$
	乳　児	I-131	0.15	$\left(\frac{MeV}{g \cdot dis}\right)$
		I-133	0.33	$\left(\frac{MeV}{g \cdot dis}\right)$
f_{si}	：成　人	I-131	0.1	
		I-133	0.01	
	幼　児	I-131	0.3	
		I-133	0.04	
	乳　児	I-131	0.4	
		I-133	0.07	

W_k　：魚　類

成　人	200	(g／d)
幼　児	100	(g／d)
乳　児	40	(g／d)

無せきつい動物

成　人	20	(g／d)
幼　児	10	(g／d)
乳　児	4	(g／d)

海藻類（生3ヶ月、生相当量の乾物9ヶ月）

成　人	40	(g／d)
幼　児	20	(g／d)

乳　児　　8　　(g／d)

C_{ws}　：5×10^{-8}　　(g／cm³)

(4) 計算結果

１号炉及び２号炉からの液体廃棄物中のよう素による実効線量の計算を行った結果は第 5.1.10 表のとおりである。

第 5.1.10 表　液体廃棄物中のよう素による実効線量計算結果
（１号炉及び２号炉合算）

（単位：μSv／y）

	成　人	幼　児	乳　児
海藻類を摂取する場合	1.4×10^{-1}	4.2×10^{-1}	5.2×10^{-1}
海藻類を摂取しない場合	1.4×10^{-1}	3.2×10^{-1}	2.4×10^{-1}

これによると実効線量が最大となるのは、海藻類を摂取する場合の乳児であり、その実効線量は年間約 0.52μSv である。

また、３号炉からの液体廃棄物中のよう素による実効線量の計算を行った結果は第 5.1.11 表のとおりである。

第 5.1.11 表　液体廃棄物中のよう素による実効線量計算結果（３号炉）

（単位：μSv／y）

	成　人	幼　児	乳　児
海藻類を摂取する場合	7.8×10^{-2}	2.4×10^{-1}	2.9×10^{-1}
海藻類を摂取しない場合	7.6×10^{-2}	1.8×10^{-1}	1.4×10^{-1}

これによると実効線量が最大となるのは、海藻類を摂取する場合の乳児であり、その実効線量は年間約 0.29μSv である。したがって、１号炉、２号炉及び３号炉からの気体廃棄物中のよう素及び液体廃棄物中のよう素を同時に摂取する場合の実効線量の計算に当たっては、

１号及び２号炉の放水口における濃度を用いる。

5.1.3.3 気体廃棄物中及び液体廃棄物中のよう素を同時に摂取する場合の実効線量

(1) 計算方法の概要

実効線量の計算は、空気中及び海水中によう素が存在するときの被ばく経路を考慮し、成人、幼児及び乳児が呼吸、葉菜摂取、牛乳摂取及び海産物摂取によってよう素を体内摂取した場合について行う。

気体廃棄物中に含まれるよう素の年平均地上空気中濃度及び液体廃棄物中に含まれるよう素の海水中の濃度は、それぞれ「5.1.3.1 気体廃棄物中のよう素による実効線量」及び「5.1.3.2 液体廃棄物中のよう素による実効線量」の場合と同様な方法で計算する。

(2) 実効線量の計算式

気体廃棄物中及び液体廃棄物中のよう素を同時に摂取する場合の実効線量は、海藻類を摂取する場合と摂取しない場合とに分けて、それぞれ以下の式を用いて計算する。

a. 海藻類を摂取する場合

$$H_T = K_3 \cdot \sum_i \frac{A_i}{A_s} \cdot q_s \cdot (SEE)_i \cdot f_{si} \quad \cdots\cdots (9\text{-}28)$$

$$A_i = 0.90 \cdot A_{Ii} + A_{Vi} + A_{Mi} + A_{wi}$$

H_T ：呼吸、葉菜摂取、牛乳摂取及び海産物摂取による実効線量 （μSv／y）

A_i ：核種iの呼吸、葉菜摂取、牛乳摂取及び海産物摂取による摂取率 （Bq／d）

b. 海藻類を摂取しない場合

$$H_{TF} = 365 \cdot \sum_i \{K_{Ii} \cdot A_{Ii} + K_{Ti}(A_{Vi} + A_{Mi} + A_{Fi})\} \quad \cdots\cdots (9\text{-}29)$$

H_{TF} ：呼吸、葉菜摂取、牛乳摂取及び海産物（海藻類を除く）摂取による実効線量 （μSv／y）

(3) 計算条件

(9-28) 式及び (9-29) 式の計算に用いたパラメータは「5.1.3.1 気体廃棄物中のよう素による実効線量」及び「5.1.3.2 液体廃棄物中のよう素による実効線量」で述べたとおりである。

(4) 計算結果

1 号炉、2 号炉及び 3 号炉からの気体廃棄物中及び液体廃棄物中のよう素を同時に摂取する場合の実効線量の計算を行った結果は第 5.1.12 表のとおりである。

第 5.1.12 表　気体廃棄物中及び液体廃棄物中のよう素を同時に摂取する場合の実効線量計算結果（1 号炉、2 号炉及び 3 号炉合算）

（単位：μSv/y）

	成　人	幼　児	乳　児
海藻類を摂取する場合	1.6×10^{-1}	4.8×10^{-1}	6.0×10^{-1}
海藻類を摂取しない場合	4.5×10^{-1}	1.2	8.7×10^{-1}

これによると、実効線量が最大となるのは、海藻類を摂取しない場合の幼児であり、その実効線量は年間約 1.2μSv である。

5.2 線量評価結果

敷地境界外における１号炉、２号炉及び３号炉からの気体廃棄物中の希ガスのγ線からの外部被ばくによる実効線量、液体廃棄物中の放射性物質の摂取に伴う内部被ばくによる実効線量及びよう素の摂取に伴う内部被ばくによる実効線量は、それぞれ年間約 3.1μSv、年間約 3.6μSv 及び年間約 1.2μSv となり、合計は年間約 7.9μSv である。

この値は、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針」に示される線量目標値の年間 50μSv を下回る。

第 5.1.1 表　線量計算に用いた放出源の有効高さ

	着目方位（２号炉からの方位）	放出源の有効高さ（m）［各炉からの方位］					
		１　号　炉		２　号　炉		３　号　炉	
陸側評価地点	NNW	60	[NNW]	55	[NNW]	110	[N]
	N	100	[N]	80	[N]	70	[NNE]
	NNE	100	[N]	60	[NNE]	70	[NNE]
	NE	125	[NE]	95	[NE]	180	[ENE]
	ENE	130	[ENE]	120	[ENE]	115	[E]
	E	130	[ENE]	75	[E]	115	[E]
	ESE	90	[E]	60	[ESE]	95	[ESE]
	SE	95	[SE]	90	[SE]	135	[SE]
	SSE	110	[SSE]	110	[SSE]	135	[SE]
	S	125	[S]	125	[S]	125	[S]
参考地点	SSW	60	[SSW]	55	[SSW]	50	[SSE]
	SW	60	[WSW]	55	[SW]	55	[S]
	WSW	60	[W]	55	[WSW]	55	[S]
	W	60	[W]	55	[W]	95	[SSW]
	WNW	60	[WNW]	55	[WNW]	95	[WNW]
	NW	60	[NW]	55	[NW]	95	[NW]
牛乳摂取評価地点	S	125	[S]	125	[S]	125	[S]

第 5.1.2 表　着目方位及び隣接 2 方位への最大放出回数

着目方位及びその隣接 2 方位へ向かう風の出現頻度の和と年間の放出回数とから二項確率分布の信頼度が、67%となるように求めた着目方位を中心とした 3 方位への最大放出回数

（単位：y^{-1}）

計算地点の方位	着目方位を中心とした 3 方位への最大放出回数　n_T	
	ガス減衰タンク排気（1 号、2 号及び 3 号各炉）	原子炉停止時の原子炉格納容器換気（1 号、2 号及び 3 号各炉）
N	3	2
NNE	3	1
NE	2	1
ENE	2	1
E	3	1
ESE	4	2
SE	6	3
SSE	7	4
S	6	3
SSW	4	2
SW	2	1
WSW	2	1
W	5	3
WNW	8	4
NW	8	4
NNW	6	3

第 5.1.3 表　線量計算に用いた気象条件(1)

計算地点の方位L	方位Lへ向かう風の出現頻度(%)		方位Lへ向かう風の大気安定度別出現回数 $N_{L,S}$ (y^{-1})					
	f_L	f_{LT} (注１)	A	B	C	D	E	F (注２)
N	3.8	12.6	20	103	7	129	2	74
NNE	3.5	10.3	37	78	3	143	5	37
NE	3.0	9.1	19	59	4	167	2	15
ENE	2.6	8.5	21	38	4	156	0	12
E	2.9	11.5	45	73	5	112	0	21
ESE	6.0	14.8	25	131	27	296	15	33
SE	5.9	25.1	51	167	31	203	14	49
SSE	13.2	29.3	19	196	125	704	36	76
S	10.2	27.8	3	48	72	439	77	256
SSW	4.4	16.8	1	34	15	171	17	148
SW	2.2	8.6	2	7	0	78	0	105
WSW	2.0	8.7	2	11	0	84	0	79
W	4.5	20.9	13	45	4	174	10	147
WNW	14.4	34.9	30	139	20	526	20	529
NW	16.0	35.7	39	282	64	575	20	423
NNW	5.3	25.1	17	79	13	204	1	148

（注１）着目方位及びその隣接2方向へ向かう風の出現頻度の和。

（注２）大気安定度Ｆは Ｇを含む。

第 5.1.4 表　線量計算に用いた気象条件(2)

計算地点の方位L	方位Lへ向かう風の大気安定度別風速逆数の総和 $S_{L,s}$及び平均$\overline{S}_{L,s}$ (s／m)											
	A		B		C		D		E		F (注)	
	$S_{L,s}$	$\overline{S}_{L,s}$	$S_{L,s}$	$\overline{S}_{L,s}$	$S_{L,s}$	$\overline{S}_{L,s}$	$S_{L,s}$	$\overline{S}_{L,s}$	$S_{L,s}$	$\overline{S}_{L,s}$	$S_{L,s}$	$\overline{S}_{L,s}$
N	12.60	0.62	71.87	0.70	1.72	0.23	84.97	0.66	0.72	0.34	55.69	0.75
NNE	27.20	0.74	50.50	0.65	1.01	0.31	81.29	0.57	0.89	0.17	31.06	0.84
NE	16.12	0.85	57.41	0.97	2.14	0.50	83.84	0.50	1.20	0.58	19.97	1.30
ENE	20.81	0.98	43.13	1.13	2.39	0.56	90.82	0.58	0.00	0.00	15.45	1.26
E	34.99	0.77	57.89	0.79	3.31	0.63	66.92	0.60	0.00	0.00	27.53	1.29
ESE	18.02	0.71	76.65	0.59	6.48	0.24	94.89	0.32	2.59	0.18	26.71	0.81
SE	24.29	0.48	79.89	0.48	11.45	0.36	99.22	0.49	2.62	0.19	40.84	0.83
SSE	9.17	0.48	61.97	0.32	24.63	0.20	167.73	0.24	6.98	0.20	42.27	0.56
S	1.91	0.58	21.59	0.45	14.45	0.20	118.67	0.27	13.95	0.18	96.37	0.38
SSW	0.64	0.53	17.07	0.51	2.75	0.19	78.43	0.46	2.88	0.17	80.76	0.55
SW	3.46	1.49	7.71	1.11	0.12	2.00	65.31	0.84	0.00	0.00	96.33	0.92
WSW	1.40	0.61	11.62	1.08	0.10	2.00	59.47	0.71	0.00	0.00	66.25	0.84
W	3.05	0.24	22.18	0.50	0.65	0.15	89.70	0.52	1.45	0.14	98.84	0.67
WNW	8.78	0.30	42.34	0.31	2.66	0.13	161.17	0.31	2.62	0.13	206.63	0.39
NW	14.50	0.37	88.23	0.31	9.71	0.15	204.96	0.36	2.38	0.12	196.04	0.46
NNW	10.01	0.59	47.41	0.60	2.38	0.19	125.95	0.62	0.21	0.20	94.69	0.64

（注）大気安定度ＦはＧを含む。

第 5.1.6 表　液体廃棄物中に含まれる核種 i の実効線量係数

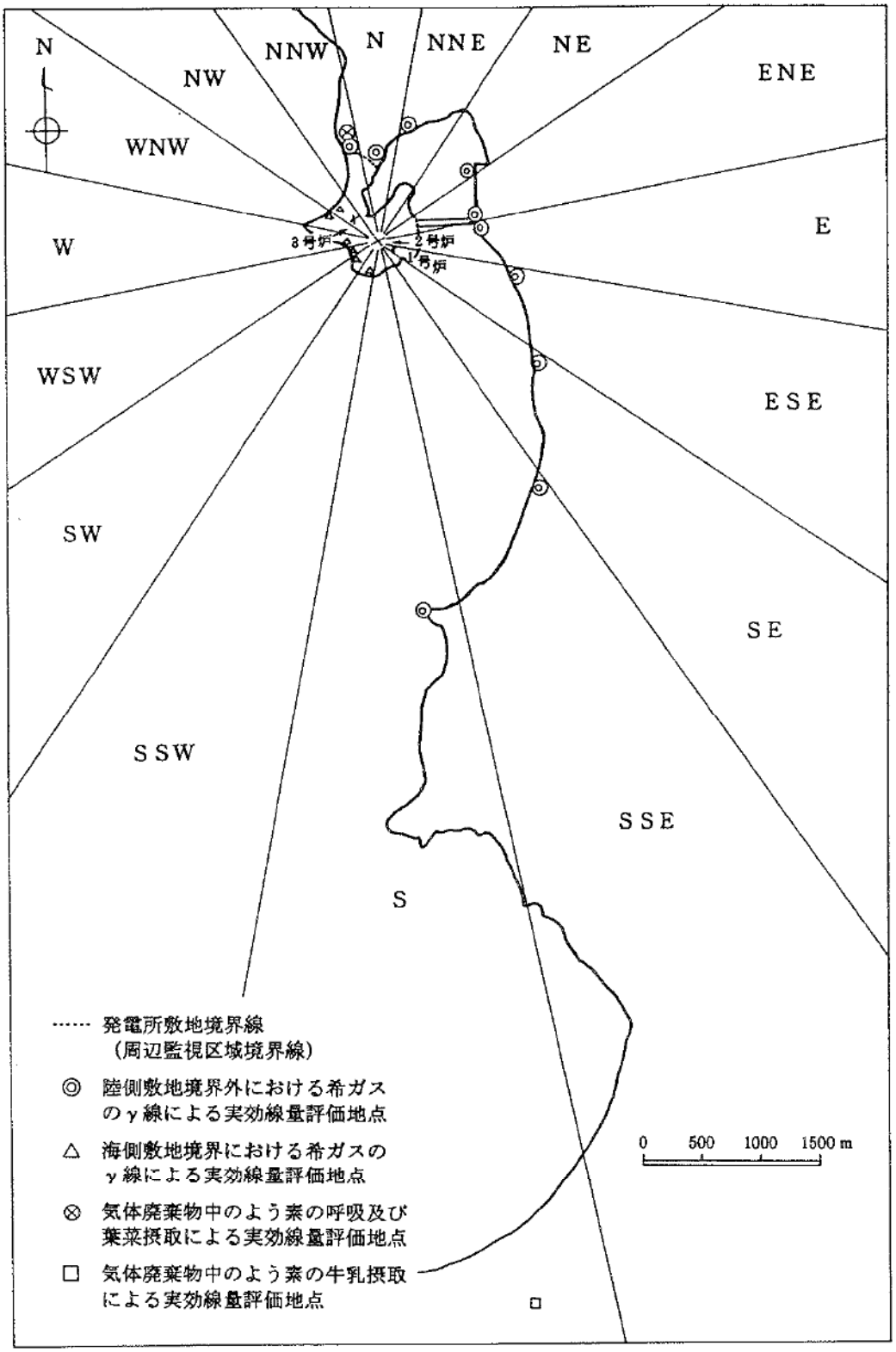
核　　種	実効線量係数 K_{wi}（μSv／Bq）
H-3	1.8×10^{-5}
Cr-51	3.8×10^{-5}
Mn-54	7.1×10^{-4}
Fe-59	1.8×10^{-3}
Co-58	7.4×10^{-4}
Co-60	3.4×10^{-3}
Sr-89	2.6×10^{-3}
Sr-90	2.8×10^{-2}
Cs-134	1.9×10^{-2}
Cs-137	1.3×10^{-2}

第5.1.7表　液体廃棄物の放水口濃度

核　種	核種構成 (%)	年間放出量 (Bq／y・炉)	放水口濃度 C_{wi} (Bq／cm^3)	
			放水口 (1号及び 2号炉共用)	放水口 (3号炉用)
Cr-51	2	7.4×10^{8}	1.1×10^{-6}	5.8×10^{-7}
Mn-54	3	1.2×10^{9}	1.6×10^{-6}	8.7×10^{-7}
Fe-59	2	7.4×10^{8}	1.1×10^{-6}	5.8×10^{-7}
Co-58	10	3.7×10^{9}	5.2×10^{-6}	2.9×10^{-6}
Co-60	15	5.6×10^{9}	7.7×10^{-6}	4.4×10^{-6}
Sr-89	2	7.4×10^{8}	1.1×10^{-6}	5.8×10^{-7}
Sr-90	1	3.7×10^{8}	5.2×10^{-7}	2.9×10^{-7}
I-131	15	5.6×10^{9}	7.7×10^{-6}	4.4×10^{-6}
Cs-134	20	7.4×10^{9}	1.1×10^{-5}	5.8×10^{-6}
Cs-137	30	1.2×10^{10}	1.6×10^{-5}	8.7×10^{-6}
H-3	－	(1号及び 2号各炉) 3.7×10^{13} (3号炉) 5.6×10^{13}	5.2×10^{-2}	4.4×10^{-2}

第 5.1.8 表　濃 縮 係 数

核　種	濃 縮 係 数$(CF)_{ik}$ $\left(\frac{Bq/g}{Bq/cm^3}\right)$		
	魚　　類	無せきつい動物	海　藻　類
Cr-51	4×10^2	2×10^3	2×10^3
Mn-54	6×10^2	10^4	2×10^4
Fe-59	3×10^3	2×10^4	5×10^4
Co-58	10^2	10^3	10^3
Co-60	10^2	10^3	10^3
Sr-89	1	6	10
Sr-90	1	6	10
I-131	10	50	4×10^3
Cs-134	30	20	20
Cs-137	30	20	20
H-3	1	1	1


N
NNW
N
NNE
NE
ENE
NW
WNW
E
W
3号炉
2号炉
1号炉
WSW
ESE
SW
SE
SSW
SSE
S
発電所敷地境界線
(周辺監視区域境界線)
陸側敷地境界外における希ガスのγ線による実効線量評価地点
海側敷地境界における希ガスのγ線による実効線量評価地点
気体廃棄物中のよう素の呼吸及び葉菜摂取による実効線量評価地点
気体廃棄物中のよう素の牛乳摂取による実効線量評価地点
0 500 1000 1500 m

第 5. 1. 1 図　評　価　地　点

5.3 参考文献

(1) “Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides:Part5 Compilation of Ingestion and Inhalation Dose Coefficients”,ICRP Publication 72 (1995)

(2) 「被ばく計算に用いる放射線エネルギー等について」
原子力安全委員会、平成 13 年 3 月 29 日一部改訂

添　付　書　類　十

変更後における発電用原子炉施設において事故が発生した場合における当該事故に対処するために必要な施設及び体制の整備に関する説明書

目　次

表

図

ターフェイスシステムＬＯＣＡ」の事象進展）　‥‥10-7-358
第7.1.8.5 図　「格納容器バイパス」の対応手順の概要（判定プロセス）（蒸気発生器伝熱管破損＋破損側蒸気発生器隔離失敗）　‥‥‥