

添付資料-4 川内原子力発電所 発電用原子炉設置変更許可申請書  
(2号機)添付書類九

# 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

1. 放射線防護に関する基本方針
  - 1.1 基本的考え方
  - 1.2 具体的方法
  
2. 発電所の放射線管理
  - 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
    - 2.1.2 保全区域
    - 2.1.3 周辺監視区域
  - 2.2 管理区域内の管理
  - 2.3 作業管理
    - 2.3.1 人の出入管理
    - 2.3.2 物品の出入管理
    - 2.3.3 管理区域内の区分
    - 2.3.4 作業管理

- 2.4 個人管理
  - 2.5 保全区域内の管理
  - 2.6 周辺監視区域内の管理
  - 2.7 放射性廃棄物の放出管理
    - 2.7.1 気体廃棄物
    - 2.7.2 液体廃棄物
3. 周辺監視区域境界及び周辺地域の放射線監視
- 3.1 空間放射線量の監視
  - 3.2 環境試料の放射能監視
  - 3.3 異常時における測定
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
  - 4.2 気体廃棄物処理
    - 4.2.1 気体廃棄物の発生源
    - 4.2.2 1次冷却材中の希ガス及びよう素の濃度
    - 4.2.3 気体廃棄物の放出量
  - 4.3 液体廃棄物処理
    - 4.3.1 液体廃棄物の発生源
    - 4.3.2 液体廃棄物の発生量
    - 4.3.3 液体廃棄物の放出量
  - 4.4 固体廃棄物処理
    - 4.4.1 固体廃棄物の種類とその発生量
    - 4.4.2 保管管理

#### 4.5 参考文献

### 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

#### 5.1 実効線量の計算

5.1.1 気体廃棄物中の希ガスの $\gamma$ 線による実効線量

5.1.2 液体廃棄物中の放射性物質による実効線量

5.1.3 よう素による実効線量

#### 5.2 線量評価結果

#### 5.3 参考文献

表

第2.2.1表	管理区域内の遮へい設計基準
第2.2.2表	管理区域内のエリアモニタ
第2.2.3表	管理区域内の放射性物質等の測定方法
第2.2.4表	系統内の放射能測定用モニタ
第2.6.1表	周辺監視区域内における外部放射線に係る線量当量の測定内容
第2.7.1表	排気筒ガスモニタ及び排気じんあいモニタ
第3.1.1表	空間放射線量の監視用設備
第4.2.1表	1次冷却材中の希ガス及びよう素の濃度
第4.2.2表	希ガスの放出量（1号及び2号炉各炉）
第4.2.3表	よう素の放出量（1号及び2号炉各炉）
第4.2.4表	希ガス及びよう素の放出量
第4.3.1表	液体廃棄物の年間推定発生量及び放出量
第4.3.2表	液体廃棄物の核種構成
第4.4.1表	固体廃棄物の年間推定発生量
第5.1.1表	実効線量評価に用いる排気筒有効高さ
第5.1.2表	着目方位及び隣接2方位への最大放出回数
第5.1.3表	実効線量評価に用いる気象条件(1)
第5.1.4表	実効線量評価に用いる気象条件(2)
第5.1.5表	周辺監視区域境界外における希ガスの $\gamma$ 線による年間実効線量（1号及び2号炉合算）
第5.1.6表	敷地境界外における希ガスの $\gamma$ 線による年間実効線量（1号及び2号炉合算）

第5.1.7表	液体廃棄物中に含まれる核種 i の実効線量への換算係数
第5.1.8表	液体廃棄物の放水口濃度
第5.1.9表	海産物の濃縮係数
第5.1.10表	気体廃棄物中のよう素による実効線量（1号及び2号炉合算）

図

- 第2.1.1図 管理区域及び保全区域図
- 第2.1.2図 管理区域詳細図（地下5階～地下3階）
- 第2.1.3図 管理区域詳細図（地下2階）
- 第2.1.4図 管理区域詳細図（地下1階）
- 第2.1.5図 管理区域詳細図（1階）
- 第2.1.6図 管理区域詳細図（2階）
- 第2.1.7図 周辺監視区域図
- 第4.1.1図 気体廃棄物処理系統説明図（換気系等を含む。）
- 第4.1.2図 液体廃棄物処理系統説明図
- 第4.1.3図 固体廃棄物処理系統説明図
- 第4.3.1図 液体廃棄物の年間発生量とその放射性物質の濃度  
（1号炉、評価ベース）
- 第4.3.2図 液体廃棄物の年間発生量とその放射性物質の濃度  
（2号炉、評価ベース）
- 第5.1.1図 評価地点

## 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、発電所周辺の一般公衆及び放射線業務従事者等が、本発電所に起因する放射線被ばくから十分に安全に保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」（以下「線量目標値に関する指針」という。）に基づき、合理的に達成できる限り低くすることとする。

なお、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、今後、発電用原子炉施設の最終的な詳細設計に合わせて十分検討の上、「原子炉等規制法」に基づいて作成する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、空気汚染等による内部被ばくに対しては、換気設備等によりこれを無視できる程度に下げる方針で設計し運用する。
- (2) 放射線業務従事者等に対しては、無用の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) 放射線業務従事者等の線量を測定評価し、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、定期的に健康診断を行って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「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。

## 2. 発電所の放射線管理

### 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「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」（以下「線量限度等を定める告示」という。）（第2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をも考慮して原子炉格納施設、原子炉補助建屋の大部分、燃料取扱建屋、固体廃棄物貯蔵庫、廃棄物処理建屋等を管理区域とする。

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、一時管理区域とする。

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。

- (1) 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。
- (2) 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。

- (3) 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(2)の表面密度限度の十分の一を超えないようにする。
- 管理区域は第2.1.1図～第2.1.6図に示すように設定する。

#### 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）の規定に基づき発電用原子炉施設の保全のために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及び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

線量、空气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3条及び第9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。実際には管理上の便宜も考慮して第2.1.7図に示すように設定する。

「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って周辺監視区域に業務上立ち入る者以外の者の立入りを制限する。

## 2.2 管理区域内の管理

管理区域内の各区域は、外部放射線に係る線量当量率、放射線業務従事者等の立入り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。

管理区域内の管理は、遮へい及び換気設備等の防護施設の設置、維持及び外部放射線に係る線量当量等を監視することにより行う。

以下、その具体的な方法について述べる。

### (1) 遮へい

放射線業務従事者等の立入場所における線量を合理的に達成できる限り低減するため、関係各区域への立入りの頻度、滞在時間等を考慮して第2.2.1表のように管理区域を3区分に分け、これらの外部放射線に係る基準線量率に適合する維持管理を行えるよう遮へいを設ける。

第2.2.1表 管理区域内の遮へい設計基準

区 分		外部放射線に係る設計基準	代表箇所
管理区域内	第Ⅱ区分	$\leq 0.01\text{mSv/h}$	一般通路等
	第Ⅲ区分	$\leq 0.15\text{mSv/h}$	操作用通路等
	第Ⅳ区分	$> 0.15\text{mSv/h}$	機器室等

遮へいの具体的な説明は、「添付書類八 8.3 遮へい設備」に示す。

## (2) 換 気

放射線業務従事者等を放射性物質での汚染による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ように管理する。

- a. 換気は系統ごとに行い汚染の拡大を防止していること。
- b. 各換気系統について空気の供給は清浄区域から行い、汚染の可能性のある区域に向かって流れていること。
- c. フィルタは所定の性能を維持していること。
- d. 各換気系統の容量は、各区域及び部屋の換気、除熱を行うに十分であること。
- e. 人が常時立ち入る場所は、空気中の放射性物質の濃度が濃度限度よりも、十分低くなっていること。

換気設備の具体的な説明は「添付書類八 8.2 換気空調設備」に示す。

## (3) 線量当量等の測定

### a. 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当量率を把握するため、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については、第2.2.2表に示す。

第2.2.2表 管理区域内のエリアモニタ

設 置 場 所	検出器の種類
ドラム詰操作室	半導体
使用済液体用フィルタドラム詰室	半導体
放射化学室	半導体
充てん／高圧注入ポンプ室	半導体
使用済燃料ピット付近	半導体
原子炉系試料採取室	半導体
原子炉格納容器内（エアロック付近）	半導体
原子炉格納容器内（炉内核計装付近）	半導体
廃棄物処理建屋内	半導体

前記のモニタは、放射線レベルがあらかじめ設定された値を超えた場合、現場及び中央制御室において警報を発する。

ただし、廃棄物処理建屋内のエリアモニタは、廃棄物処理建屋内制御室で指示及び警報を行うとともに、中央制御室に警報を発する。

なお、警報は異常の発見を主目的とするところから、その警報設定点は遮へい設計区分の上限等を基にして定める。

また、放射線業務従事者等が、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る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。

b. 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。

(a) 原子炉格納施設モニタ

このモニタは、原子炉格納容器内の空気中の放射性物質の濃度（ガス及びじんあい）を常に監視する。

放射能レベルがあらかじめ設定された値を超えた場合は、中央制御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。

なお、警報は異常の発見を主目的とすることから、その警報設定点は通常時の値等を基にして定める。

(b) サンプルングによる測定

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が異常に変化すれば、前に述べたエリアモニタ及びサーベイメータによっても測定できるものであるが、これとは別に、放射線業務従事者等が特に頻繁に立ち入る箇所については、サンプルングによる測定を定期的及び必要の都度行う。

以上の測定に用いる検出器又は器具等を第2.2.3表に示す。

第2.2.3表 管理区域内の放射性物質等の測定方法

測定方法	測定対象	検出器又は器具等
固定モニタ (原子炉格納 施設モニタ)	原子炉格納容器内空气中ガスの放射能濃度	シンチレータ
	原子炉格納容器内空气中粒子の放射能濃度	シンチレータ
サンプリング による測定	空气中ガスの放射能濃度	ガスサンプラ ガス放射能測定装置
	空气中粒子の放射能濃度	ダストサンプラ 試料放射能測定装置
	床等の表面の放射性物質の密度	スミヤろ紙 試料放射能測定装置

c. 系統内の放射能測定

発電用原子炉施設が、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。

(a) 復水器排気ガスモニタ

復水器真空ポンプからの排気ガス中の放射性物質の濃度を監視し、1次冷却系から2次冷却系への漏えいを検知する。

(b) 蒸気発生器ブローダウン水モニタ

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監視し、1次冷却系から2次冷却系への漏えいを検知する。

(c) 原子炉補機冷却水モニタ

原子炉補機冷却水中の放射性物質の濃度を監視し、1次冷却設備、化学体積制御設備、放射性廃棄物廃棄施設及び余熱除去設備等から原子炉補機冷却水側への1次冷却材の漏えいを検知する。



(d) 補助蒸気復水モニタ

液体廃棄物処理設備の廃液蒸発装置等の加熱蒸気側ドレン中の放射性物質の濃度を監視して、廃液側から、蒸気ドレン側への廃液の漏えいを検知する。

(e) 高感度型主蒸気管モニタ

主蒸気管蒸気中の放射性物質の濃度を監視し、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。

上記のように、(a)～(e)は気体又は液体中の放射性物質の濃度を常に監視し、放射能レベルがあらかじめ設定された値を超えた場合は中央制御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。

なお、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。

以上のモニタの検出器の種類を第2.2.4表に示す。

第2.2.4表 系統内の放射能測定用モニタ

モニタの種類	検出器の種類
復水器排気ガスモニタ	シンチレータ
蒸気発生器ブローダウン水モニタ	シンチレータ
原子炉補機冷却水モニタ	シンチレータ
補助蒸気復水モニタ	シンチレータ
高感度型主蒸気管モニタ	シンチレータ

なお、プロセスモニタの説明図を添付書類八の第11.2.1図に示す。

(f) サンプルングによる測定

上記のほかに、主な系統は定期的及び必要な都度サンプルングし、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

管理区域内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って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放射線業務従事者の線量を低減するため、さらに、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り、管理区域に立ち入るものとする。

なお、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、蛍光ガラス線量計、警報付ポケット線量計等所定の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には、必要に応じて適切な防護具等を着用させ、内部被ばくを防止する。
- 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注意する。
- 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、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。

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、燃料取扱建屋及び原子炉格納施設等の機器搬入口に臨時の出入管理室を設けて、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って確認する。なお、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放射線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汚染管理区域とに区分する。さらに、放射線管理区域は、その外部放射線に係る線量当量率の高低により、また、汚染管理区域は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の高低により区分し、段階的な出入管理を行うことによって管理区域へ立ち入る者の被ばく管理等が容易、かつ、確実にできるようにする。

### 2.3.4 作業管理

管理区域内での作業は、原則として次のように行う。

- (1) 事前に個人被ばく歴、作業環境及びその変化を考慮し、放射線業務従事者の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、警報付ポケット線量計等の個人線量計の着用、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及び空気中の放射性物質の濃度を測定し、作業環境の確認を行う。
- (5) その結果必要な場合は、一時的遮へいの使用、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監督を行う。

## 2.4 個人管理

放射線業務従事者の個人管理は、線量を常に測定評価するとともに、定期的及び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、発電用原子炉の運転、発電用原子炉施設の保全、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、廃棄又は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、訓練を行う。
- b. 被ばく歴及び健康診断結果を調査する。

### (2) 放射線業務従事者の線量限度

放射線業務従事者の線量は、「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

- a. 外部被ばくによる線量の測定評価

外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) 放射線業務従事者には、発電所内においては蛍光ガラス線量計等を着用させ、外部被ばくによる線量の積算値を定期的に測定評価する。

(b) 管理区域に立ち入る場合には、上記個人線量計の着用を確認するとともに、さらに警報付ポケット線量計等を着用させ、外部被ばくによる線量をその日ごとに測定評価する。

なお、一時的に立ち入る者には、警報付ポケット線量計等を着用させ、外部被ばくによる線量の測定評価を行う。

(c) 特殊な作業に従事する者に対しては、その作業に応じて、適切な個人線量計、例えば、原子炉運転中に行われる原子炉格納施設内の作業等に関しては、中性子用の警報付ポケット線量計等を着用させ、その都度外部被ばくによる線量の測定評価を行う。

#### b. 内部被ばくによる線量の測定評価

(a) 放射線業務従事者の内部被ばくの管理は、作業環境の空気中の放射性物質濃度及び放射性物質の表面密度を測定し、必要に応じマスク、防護衣等の着用により体内摂取を防止することによって行う。また、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。

(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）及び定期的並びに必要に応じて行う。

(c) 放射性物質を体内摂取した者又はそのおそれのある者については尿検査等も行う。

#### c. 線量評価結果の通知及び記録

(a) 放射線業務従事者の線量評価結果は、所属長及び本人に通知する。



(b) 放射線業務従事者の線量測定結果は、定期的に評価、記録するとともに、以後の放射線管理及び健康管理に反映させる。

(4) 健康管理

a. 「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。

これらの健康診断の結果は、本人へ通知するとともに記録する。

b. 健康診断結果及び線量評価結果による医師の勧告等を考慮し、必要ある場合は、保健指導及び就業上の措置を講じる。

## 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

周辺監視区域は、「線量限度等を定める告示」（第2条）に定める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以下に保つ。

具体的には、外部放射線に係る線量については、3月間につき1.3mSv以下になるように遮へいを維持管理する。

また、空気中及び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空気や水が、容易に流出することのないよう、換気系統及び排水系統を管理する。

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

なお、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の測定を第2.6.1表のように行う。

第2.6.1表 周辺監視区域内における外部放射線  
に係る線量当量の測定内容

項 目	頻 度
外部放射線に係る線量当量 (蛍光ガラス線量計)	3月ごとに読取り
外部放射線に係る線量当量率 (シンチレーション検出器)	1回/月

なお、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」で述べる。

また、その監視については、「3. 周辺監視区域境界及び周辺地域の放射線監視」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及び液体廃棄物は、以下に述べるように厳重な管理を行い、周辺監視区域外の空气中又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9条）に定める値を超えないようにする。

さらに、「線量目標値に関する指針」に基づき、放出管理の目標値を以下のように定め、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補助建屋排気筒、格納容器排気筒及び廃棄物処理建屋の排気口から放出する。

補助建屋排気筒から放出するものは、ガス減衰タンクからの排気、原子炉補助建屋換気系からの排気及び原子炉格納容器減圧時の排気である。この気体廃棄物の排気中の放射性物質濃度は、補助建屋排気筒ガスモニタによって常に監視する。

なお、ガス減衰タンクの気体廃棄物を放出する場合には、あらかじめサンプリングによる放射能測定を行い、放出される放射性物質の濃度を確認する。

一方、格納容器排気筒から放出するものは、原子炉格納容器等の換気系からの排気である。

この放出される空气中の放射性物質の濃度は、格納容器排気筒ガスモニタによって常に監視する。

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

また、廃棄物処理建屋から放出するものは、焼却炉の排気及び廃棄物処理建屋の換気系からの排気である。これらの排気中の放射性物質の濃度は、サンプリングによる放射能測定により確認するとともに、焼却炉排気じんあいモニタ及び廃棄物処理建屋排気じんあいモニタによって常に監視する。

これらの排気筒ガスモニタ及び排気じんあい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、放射能レベルがあらかじめ設定された値を超えた場合、中央制御室に警報を発生し、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、廃棄物処理建屋排気じんあいモニタ及び焼却炉排気じんあいモニタの測定結果は、廃棄物処理建屋内制御室で指示するとともに、放射能レベルがあらかじめ設定された値を超えた場合、中央制御室及び廃棄物処理建屋内制御室に警報を発生し、注意を喚起する。

なお、これらのモニタの警報設定点は、平常時の値及び放出に関する管理の目標値等を基にして定める。

モニタの検出器を第2.7.1表に示す。

第2.7.1表 排気筒ガスモニタ及び排気じんあいモニタ

モニタの種類	検出器の種類
補助建屋排気筒ガスモニタ	シンチレータ
格納容器排気筒ガスモニタ	シンチレータ
廃棄物処理建屋排気じんあいモニタ	シンチレータ
焼却炉排気じんあいモニタ	シンチレータ

また、各排気筒及び排気口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、第2.7.1表に示す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

後述の「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「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及びよう素の放出管理目標値（1号及び2号炉合計）を以下のとおり設定する。

希ガス	年間	$1.7 \times 10^{15} \text{Bq}$
よう素 <sup>131</sup>	年間	$6.2 \times 10^{10} \text{Bq}$

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 7.3 液体廃棄物処理設備」で述べた処理を行った後、復水器冷却水と混合、希釈

して放出する。

この放出される放射性物質の濃度を確認するために、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、放出される液体中の放射性物質の濃度は、廃棄物処理設備排水モニタによって常に監視する。

この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、放射能レベルがあらかじめ設定された値を超えた場合、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。

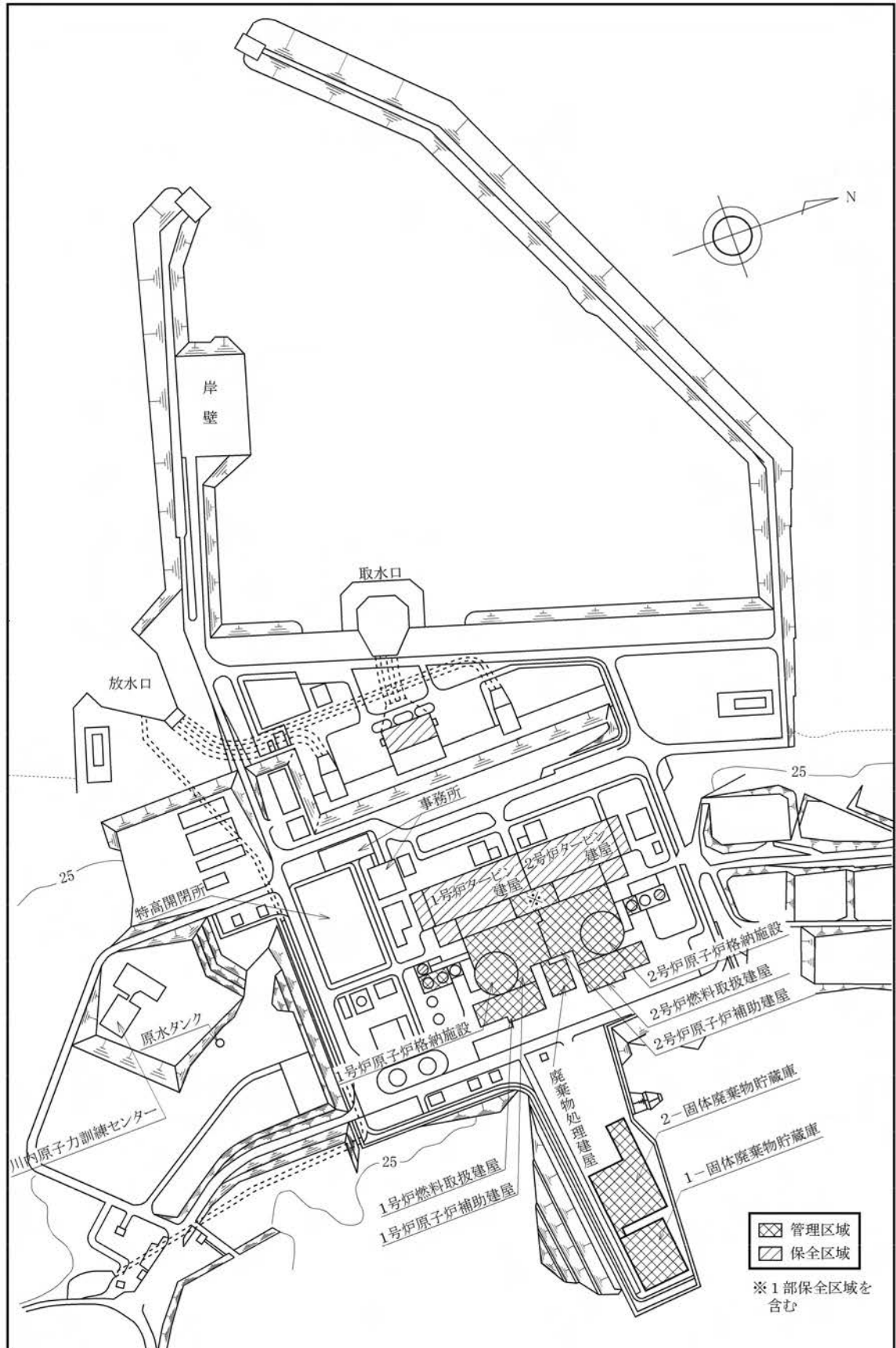
廃棄物処理設備排水モニタの警報設定点は、平常時の値及び放出に関する管理の目標値を基にして定める。

廃棄物処理設備排水モニタの検出器は、シンチレータである。

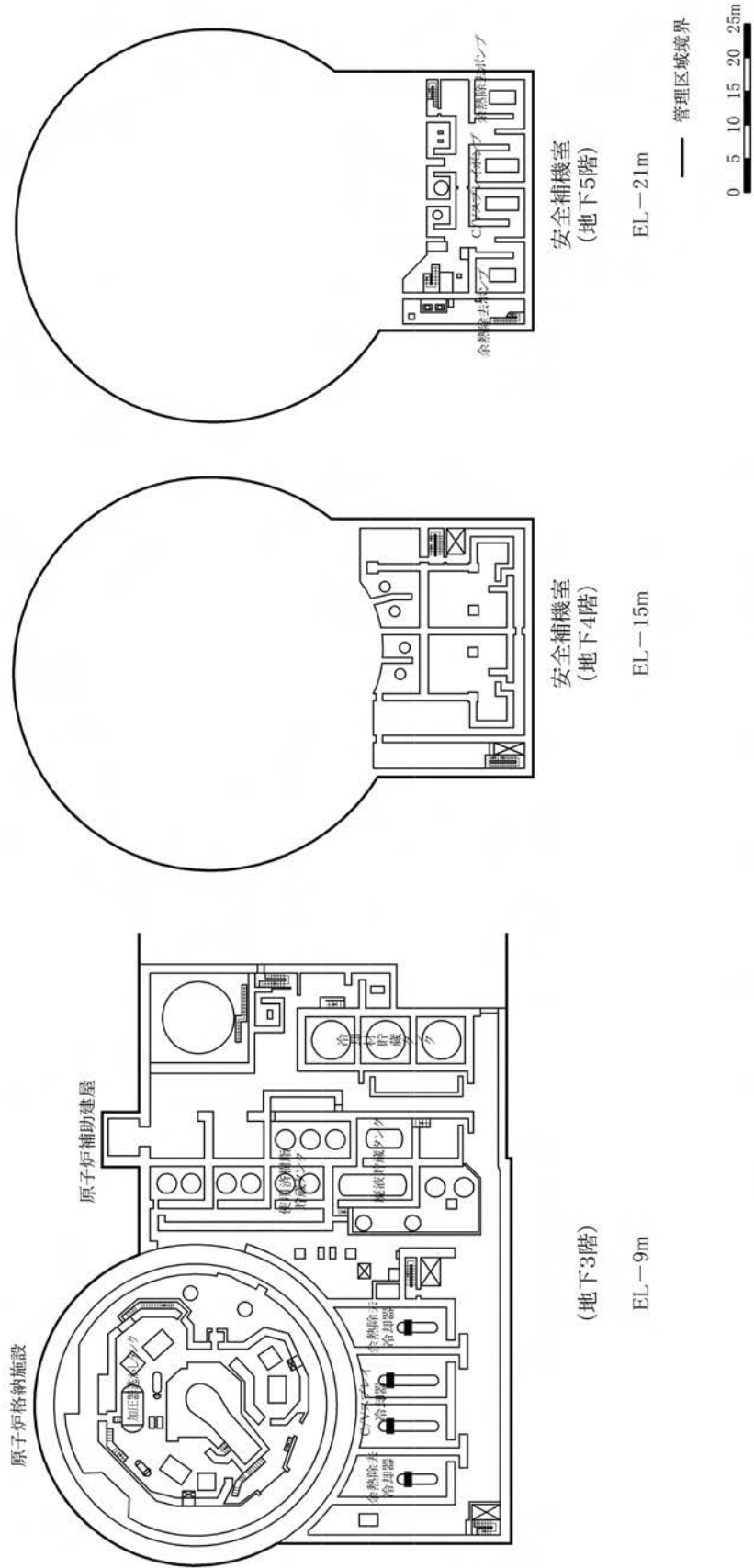
## (2) 放出管理目標値

後述の「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「線量目標値に関する指針」に基づき、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号及び2号炉合計）を年間 $7.4 \times 10^{10}$ Bqに設定する。

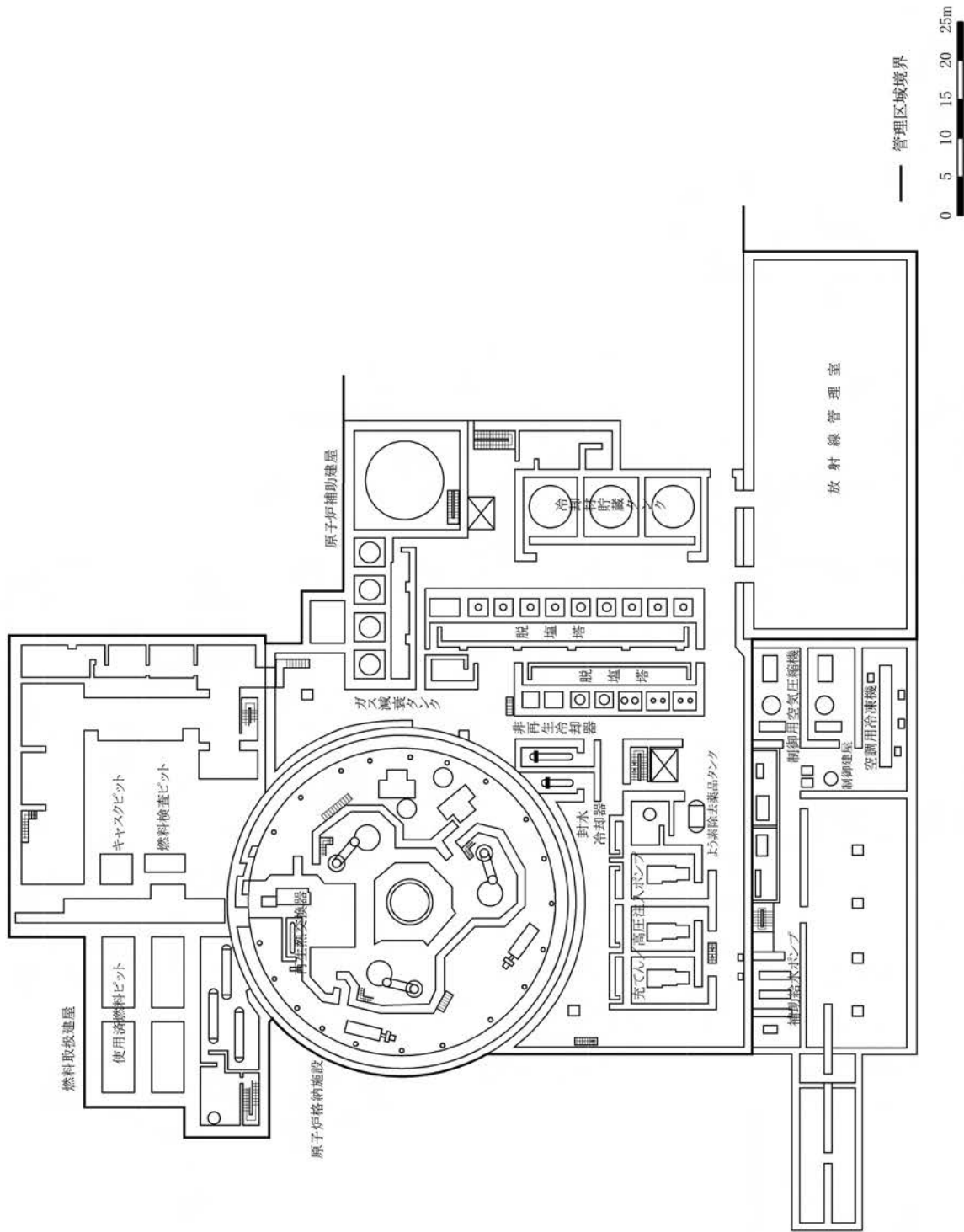




第2.1.1図 管理区域及び保全区域図

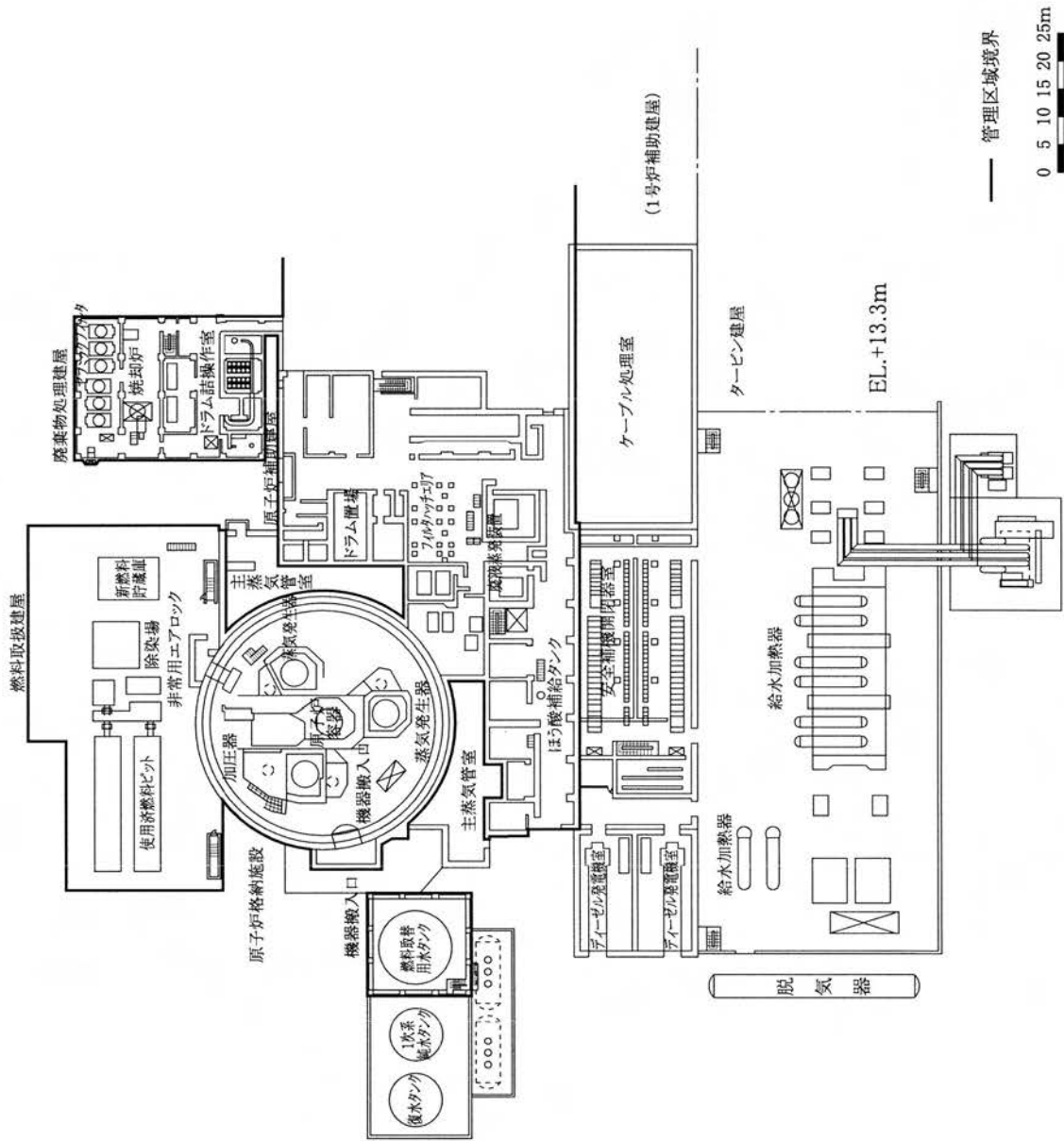


第2.1.1.2図 管理区域詳細図 (地下5階～地下3階)

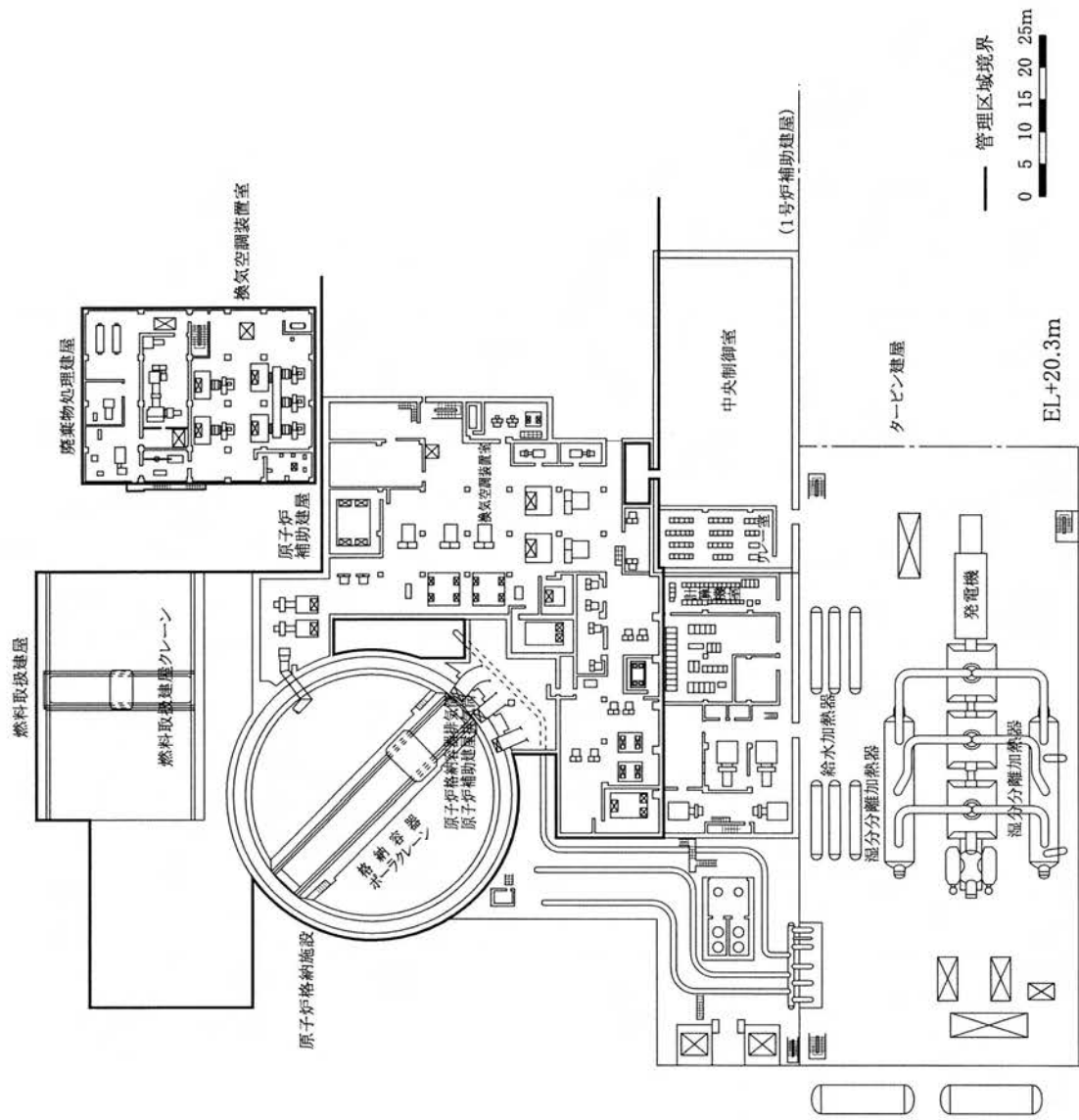


第2.1.1.3図 管理区域詳細図 (地下2階)





第2.1.1.5図 管理区域詳細図 (1階)



第2.1.1.6図 管理区域詳細図 (2階)



### 3. 周辺監視区域境界及び周辺地域の放射線監視

「2.7 放射性廃棄物の放出管理」で述べたように、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、周辺監視区域境界及び周辺地域の放射線監視を以下のように行う。

#### 3.1 空間放射線量の監視

周辺監視区域境界及び周辺地域の空間放射線量の監視は、長期間の積算線量の測定及び線量率の測定により行う。

積算線量は、蛍光ガラス線量計を配置し、これ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。

線量率は、周辺監視区域境界付近に設置され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により測定する。

空間放射線量の監視用設備の種類、測定頻度を第3.1.1表に示す。

第3.1.1表 空間放射線量の監視用設備

(1号及び2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	積算線量	3月ごとに読取り	蛍光ガラス線量計	
モニタリングポスト	線量率	常時	シンチレータ電離箱	線量率については、中央制御室で常時監視する。
モニタリングステーション	線量率	常時	シンチレータ電離箱	

また、これを補うものとして、モニタリングカーによる周辺サーベイを定期的に行う。



### 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、次のように環境試料の測定を行う。

環境試料の種類 : 陸水 陸土 空气中粒子  
海水 陸上生物  
海底土 海洋生物

頻 度 : 原則として年2回とし、必要に応じて増加する。

測定核種 : 核分裂生成物及び腐食生成物の内、主要な核種について行う。

放射能測定に使用する測定器 : 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、前述の排気筒ガスモニタ及びじんあいモニタ、廃棄物処理設備排水モニタ等により常に監視し、異常な放出がないように十分に管理を行う。ただし、万一異常な放出があつて敷地外に影響があると考えられた場合は、モニタリングポスト、モニタリングステーションにより測定できるが、さらに、モニタリングカーにより、中央制御室と無線連絡をとりつつ敷地周辺の放射能測定を行い、その範囲、程度等の推定を敏速かつ確実にを行う。モニタリングカーには、空間放射線量率測定器、空気中の粒子とよう素の放射能濃度測定用のサンプラと測定器、無線機等を備える。

## 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」の範囲を十分守るとともに、「線量目標値に関する指針」の考え方を尊重するものとする。

気体廃棄物としては、カバーガス（窒素）を主体とする冷却材貯蔵タンク等のベントガス及び水素を主体とする体積制御タンクからのパージガスがあり、これらの気体廃棄物は、ガス減衰タンクに一定期間貯留して、放射能を十分減衰させた後、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、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補助建屋排気筒又は格納容器排気筒から放出する。

液体廃棄物は、原則として蒸発装置及び脱塩塔等で処理し、処理後の蒸留水は原則として再使用するが、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。ただし、洗浄排水処理装置の濃縮廃液は、原則として洗浄排水高濃縮装置で処理した後焼却し、固体廃棄物として取り扱う。放射性物質の濃度のごく低い廃液を環境に放出する場合には、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9条）に定める水中の濃度限度以下になるようにする。

固体廃棄物としては、蒸発装置により濃縮された濃縮廃液の固化物、脱塩塔使用済樹脂、雑固体等がある。

濃縮廃液は、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。ただし、洗浄排水高濃縮装置の濃縮廃液は、雑固体焼却設備で焼却処理後ドラム詰めを行い貯蔵保管する。

脱塩塔使用済樹脂は、使用済樹脂貯蔵タンクに貯蔵するものとするが、固化材（セメント）とともにドラム詰めも可能なようにする。

雑固体廃棄物は、必要に応じて圧縮減容又は焼却処理後、ドラム詰め等を行い貯蔵保管する。

発生したドラム詰め等固体廃棄物は、敷地内の所要の遮へい設計を行った固体廃棄物貯蔵庫に貯蔵保管する。

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に貯蔵する。

また、蒸気発生器の取替えに伴い取り外した蒸気発生器 3 基等及び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 1 基等は、敷地内に所要の遮へい設計を行った 2 - 固体廃棄物貯蔵庫を設けて貯蔵保管する。

気体廃棄物処理系統説明図、液体廃棄物処理系統説明図及び固体廃棄物処理系統説明図を、各々第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ずる抽出水（以下「1次冷却材抽出水」という。）、格納容器冷却材ドレン及び補助建屋冷却材ドレンは、いったん冷却材貯蔵タンクに貯留後、脱ガス塔で溶存気体を分離し、ほう酸回収装置蒸発器に送られる。脱ガス塔で分離された気体、冷却材貯蔵タンクなどにシール用として充てんされている窒素ガス、各機器からベントされる窒素系廃ガス、原子炉停止時における1次冷却材の脱ガス操作に伴うガス及び体積制御タンクからパージされた水素廃ガスは、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、冷却材貯蔵タンクのカバーガス（窒素）として再使用するが、気体量が余剰となれば、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つつ、補助建屋排気筒から放出する（第4.1.1図参照）。

ガス減衰タンクに移行する放射性物質として希ガス及びよう素が考えられるが、よう素については冷却材混床式脱塩塔等により除去された後、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。

なお、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 $A_r - 40$ 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 $A_r - 41$ 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空調装置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状物質が浮遊している場合は、換気に先立って、格納容器空気浄化装置を作動し、微粒子フィルタ及びよう素フィルタを内蔵した格納容器空気浄化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、微粒子フィルタを内蔵した格納容器排気フィルタユニットにより粒子状物質を除去した後、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つつ、格納容器排気筒から放出する（第4.1.1図参照）。

原子炉運転中に原子炉格納容器内圧力が上がると減圧のために、補助建屋排気筒から少量の排気を行う。

## (3) 原子炉補助建屋等の換気空気等

原子炉補助建屋内で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。

使用済燃料ピット、一般補機室及び安全補機室の換気空気は、通常微粒子フィルタを内蔵した補助建屋排気フィルタユニットに

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つつ、補助建屋排気筒から放出する。

非常時には使用済燃料ピット及び一般補機室のうち放射性物質を含むおそれのある区域の排気は、微粒子フィルタ及びよう素フィルタを内蔵した使用済燃料ピット排気フィルタユニットを経て補助建屋排気筒から、また、安全補機室の排気は、微粒子フィルタ及びよう素フィルタを内蔵した安全補機室排気フィルタユニットを経て、格納容器排気筒からそれぞれ放出する（第4.1.1図参照）。

なお、定期検査等のために発電用原子炉を停止する時は、1次冷却材の脱ガスを行うので燃料取替え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換気空気中に移行する希ガスの量は無視し得るがよう素131はこれらの換気空気中に若干含まれる。

さらに、アスファルト固化装置からのオフガスは、フィルタを通した後、1号炉の補助建屋排気筒から放出する。

また、廃棄物処理建屋からの排気は、廃棄物処理建屋排気じんあいモニタ及び焼却炉排気じんあいモニタにより放射能レベルを監視しつつ廃棄物処理建屋の排気口から放出する。

#### 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、燃料から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。）に従い、1号炉及び2号炉について以下のとおり求める。

なお、線量評価に当たっては、燃料被覆管欠陥率を1%と想定し、体積制御タンクの連続脱ガスは、行わないことを前提とする。

##### (1) 計算式

1次冷却材中の希ガス及びよう素の濃度は(9-1)式を用いて計算する。

$$A_{wi} = \frac{A_{ci} \cdot v_i}{W_m \cdot \alpha_i \cdot t} \cdot \left\{ t - \frac{1}{\alpha_i} \cdot (1 - e^{-\alpha_i \cdot t}) \right\} \dots \dots \dots (9-1)$$

ただし、

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

$$A_{ci} = \frac{\lambda_i \cdot F \cdot Y_i / 100}{(\lambda_i + v_i + \sigma_i \cdot \phi)}$$

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

ここに、

$A_{wi}$  : 核種  $i$  の1次冷却材中の濃度 (Bq/g)

$A_{ci}$  : 被覆管欠陥燃料棒内の核種  $i$  の量 (Bq)

$v_i$  : 核種  $i$  の逃散率係数 ( $s^{-1}$ )

$W_m$  : 1次冷却材保有量 (g)

$\alpha_i$  : 核種  $i$  の除去定数 ( $s^{-1}$ )



$t$	: 年間原子炉運転時間	(s)
$\lambda_i$	: 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 $i$ のストリップング係数	
$W_B$	: ほう酸回収装置で処理される抽出 1 次冷却材の年間平均流量	(g/s)
$Y_i$	: 核種 $i$ の核分裂収率	(%)
$\sigma_i$	: 核種 $i$ の熱中性子断面積	( $cm^2$ )
$\phi$	: 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。

$\nu_i$	: (Kr, Xe)	$6.5 \times 10^{-8}$	( $s^{-1}$ )
	(I)	$1.3 \times 10^{-8}$	( $s^{-1}$ )
$W_m$	: $1.95 \times 10^8$		(g)
$t$	: $2.52 \times 10^7$		(s)
$W_p$	: $3.75 \times 10^3$		(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し。)		
	(Kr-85m)	$2.7 \times 10^{-1}$	
	(Kr-85)	$2.3 \times 10^{-5}$	
	(Kr-87)	$6.0 \times 10^{-1}$	

(Kr-88)	$4.3 \times 10^{-1}$
(Xe-131m)	$1.0 \times 10^{-2}$
(Xe-133m)	$3.7 \times 10^{-2}$
(Xe-133)	$1.6 \times 10^{-2}$
(Xe-135m)	$8.0 \times 10^{-1}$
(Xe-135)	$1.8 \times 10^{-1}$
(Xe-138)	1.0
(I-131)	0.0
(I-133)	0.0

$$W_B : 6.98 \times 10^1 \quad (\text{g/s})$$

$\sigma_i$  : (Xe-135についてのみ考慮する。)

$$2.65 \times 10^{-18} \quad (\text{cm}^2)$$

$$\phi : 3.60 \times 10^{13} \quad (\text{n}/(\text{cm}^2 \cdot \text{s}))$$

$$P : 2,652 \quad (\text{MWt})$$

$$f : 1 \quad (\%)$$

$\lambda_i$  : } 「被ばく計算に用いる放射線エネルギー等に  
 $Y_i$  : } ついて」<sup>(1)</sup>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は第4.2.1表に示すとおりである。

第4.2.1表 1次冷却材中の希ガス及びよう素の濃度

核 種		濃 度 $A_{wi}$ (Bq/g)
希 ガ ス	Kr-85m	$7.62 \times 10^4$
	Kr-85	$6.19 \times 10^4$
	Kr-87	$4.40 \times 10^4$
	Kr-88	$1.31 \times 10^5$
	Xe-131m	$8.16 \times 10^4$
	Xe-133m	$1.13 \times 10^5$
	Xe-133	$8.26 \times 10^6$
	Xe-135m	$3.98 \times 10^3$
	Xe-135	$1.36 \times 10^5$
	Xe-138	$2.13 \times 10^4$
よう 素	I-131	$8.48 \times 10^4$
	I-133	$1.42 \times 10^5$

### 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」に従って以下のように、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<sup>131</sup>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(9-2)式を用いて計算する。

$$Q_{GDTi} = Q_i \cdot e^{-\lambda_i \cdot t_G} \quad \dots\dots\dots (9-2)$$

$$Q_i = A_{wi} \cdot (k \cdot W_e + W_d + n_d \cdot W_m)$$

ここに、

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

$Q_i$  : 核種  $i$  のガス減衰タンクへの移行量 (Bq/y)

$t_G$  : 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、(9-3)式を用いて計算する。

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

ただし、

$$\beta_i = A_{wi} \cdot L_1 \cdot P_{1i}$$

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

ここに、

$Q_{cvi}$  : 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)

$P_{1i}$  : 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 ( $m^3$ )

$\eta_i$  : 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(9-4)式を用いて計算する。

$$Q_{CVDi} = \frac{\beta_i \cdot V_p}{\lambda_i \cdot T \cdot V_{cv}} \cdot (1 - \eta_{Di}) \cdot \left\{ T - \frac{1}{\lambda_i} (1 - e^{-\lambda_i \cdot T}) \right\}$$

..... (9-4)

ここに、

$Q_{CVDi}$  : 核種 i の原子炉格納容器減圧時の排気による放出量  
(Bq/y)

$V_p$  : 原子炉格納容器減圧時の排気量 (m<sup>3</sup>/y)

$\eta_{Di}$  : 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

原子炉補助建屋換気により放出される希ガス及びよう素の  
量は(9-5)式を用いて計算する。

$$Q_{ABi} = A_{wi} \cdot L_2 \cdot P_{2i} \cdot t$$

..... (9-5)

ここに、

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

$L_2$  : 原子炉補助建屋内 1 次冷却材漏えい率 (g/s)

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

e. 定期検査時に放出されるよう素131の量

定期検査時に放出されるよう素131の量は、(9-6)式を用いて計算する。

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

ここに、

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

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

$Q_{ABI-131}$  : 原子炉補助建屋換気により放出されるよう素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。

$t_G$  :  $2.59 \times 10^6$  (s) (30d)

$k$  : 1

$W_e$  :  $1.76 \times 10^9$  (g/y)

$W_d$  :  $3.00 \times 10^8$  (g/y)

$n_d$  : 2 ( $y^{-1}$ )

(9-3)式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。

$n$  : 4 ( $y^{-1}$ )

$t_f$  :  $5.76 \times 10^4$  (s) (16h) (16h)

$T$  :  $6.31 \times 10^6$  (s) (73d) (73d)

$$\begin{aligned}
L_1 & : 1.16 && (\text{g/s}) && (0.1\text{t/d}) \\
P_{1i} & : (\text{Kr, Xe}) 1.0 && (\text{I}) 0.1 \\
V_R & : 8.50 && (\text{m}^3/\text{s}) && (255\text{m}^3/\text{min} \times 2) \\
V_{cv} & : 8.01 \times 10^4 && (\text{m}^3) \\
\eta_i & : (\text{Kr, Xe}) 0.0 && (\text{I}) 0.9 \\
M & : 0.7
\end{aligned}$$

(9-4)式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。

$$\begin{aligned}
V_p & : 1.30 \times 10^5 && (\text{m}^3/\text{y}) \\
\eta_{Di} & : (\text{Kr, Xe, I}) 0.0 && (\text{よう素フィルタを通さず})
\end{aligned}$$

(9-5)式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。

$$\begin{aligned}
L_2 & : 9.26 \times 10^{-1} && (\text{g/s}) && (0.08\text{t/d}) \\
P_{2i} & : (\text{Kr, Xe}) 1.0 && (\text{I}) 0.005
\end{aligned}$$

### (3) 計算結果

気体廃棄物中の希ガス及びよう素の放出量は1号炉及び2号炉各炉並びに1号炉及び2号炉合算について、それぞれ第4.2.2表、第4.2.3表及び第4.2.4表に示すとおりである。



第4.2.2表 希ガスの放出量（1号及び2号炉各炉）

（単位：Bq/y）

核種 \ 項目	ガス減衰 タンクの排気	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	$8.2 \times 10^9$	$3.3 \times 10^9$	$1.8 \times 10^{12}$	$1.8 \times 10^{12}$
Kr-85	$1.5 \times 10^{14}$	$1.8 \times 10^{12}$	$3.7 \times 10^{11}$	$1.4 \times 10^{12}$	$1.5 \times 10^{14}$
Kr-87	~ 0	$1.3 \times 10^9$	$5.4 \times 10^8$	$1.0 \times 10^{12}$	$1.0 \times 10^{12}$
Kr-88	~ 0	$8.8 \times 10^9$	$3.6 \times 10^9$	$3.1 \times 10^{12}$	$3.1 \times 10^{12}$
Xe-131m	$3.5 \times 10^{13}$	$5.5 \times 10^{11}$	$1.7 \times 10^{11}$	$1.9 \times 10^{12}$	$3.7 \times 10^{13}$
Xe-133m	$2.7 \times 10^{10}$	$1.5 \times 10^{11}$	$5.7 \times 10^{10}$	$2.6 \times 10^{12}$	$2.9 \times 10^{12}$
Xe-133	$4.0 \times 10^{14}$	$2.5 \times 10^{13}$	$9.2 \times 10^{12}$	$1.9 \times 10^{14}$	$6.2 \times 10^{14}$
Xe-135m	~ 0	$2.5 \times 10^7$	$1.0 \times 10^7$	$9.3 \times 10^{10}$	$9.3 \times 10^{10}$
Xe-135	~ 0	$3.0 \times 10^{10}$	$1.2 \times 10^{10}$	$3.2 \times 10^{12}$	$3.2 \times 10^{12}$
Xe-138	~ 0	$1.2 \times 10^8$	$4.9 \times 10^7$	$5.0 \times 10^{11}$	$5.0 \times 10^{11}$
放出量合計	$5.8 \times 10^{14}$	$2.8 \times 10^{13}$	$9.8 \times 10^{12}$	$2.1 \times 10^{14}$	$8.3 \times 10^{14}$
$\gamma$ 線実効エネルギー(1) (MeV/dis)	$3.2 \times 10^{-2}$	$4.3 \times 10^{-2}$	$4.4 \times 10^{-2}$	$8.3 \times 10^{-2}$	$4.6 \times 10^{-2}$
$\beta$ 線実効エネルギー(1) (MeV/dis)	$1.7 \times 10^{-1}$	$1.4 \times 10^{-1}$	$1.4 \times 10^{-1}$	$1.5 \times 10^{-1}$	$1.6 \times 10^{-1}$

第4.2.3表 よう素の放出量（1号及び2号炉各炉）

（単位：Bq/y）

核種 \ 項目	ガス減衰 タンクの排 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	定期検査時 のよう素 131	合計
I-131	—	$1.4 \times 10^9$	$1.3 \times 10^{10}$	$9.9 \times 10^9$	$6.2 \times 10^9$	$3.1 \times 10^{10}$
I-133	—	$9.4 \times 10^8$	$2.8 \times 10^9$	$1.7 \times 10^{10}$	—	$2.0 \times 10^{10}$

なお、Ar-41は、原子炉格納容器内空気中のAr-40が原子炉容器外周部において中性子に照射されることにより生成するが、これによる年間の放出量は1号炉及び2号炉各炉で $3.7 \times 10^{11}$ Bq程度で充分小さい。

また、N-16(半減期7.35秒)<sup>(2)</sup>及びN-17(半減期4.14秒)<sup>(2)</sup>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、廃液蒸発装置濃縮液のアスファルト固化処理及び可燃性雑固体廃棄物の焼却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)

発電用原子炉		1号炉	2号炉	合計
核種				
希ガス		$8.3 \times 10^{14}$	$8.3 \times 10^{14}$	$1.7 \times 10^{15}$
よう素	I-131	$3.1 \times 10^{10}$	$3.1 \times 10^{10}$	$6.2 \times 10^{10}$
	I-133	$2.0 \times 10^{10}$	$2.0 \times 10^{10}$	$4.1 \times 10^{10}$

### 4.3 液体廃棄物処理

#### 4.3.1 液体廃棄物の発生源

平常運転時において発生する液体廃棄物の発生源としては、次のものがある。

- (1) 1次冷却材抽出水
- (2) 格納容器冷却材ドレン及び補助建屋冷却材ドレン
- (3) 良水質の補助建屋機器ドレン
- (4) 低水質の補助建屋機器ドレン
- (5) 格納容器及び補助建屋床ドレン
- (6) 燃料取扱建屋機器ドレン及び燃料取扱建屋床ドレン
- (7) 薬品ドレン
- (8) 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)、(2)の廃液については、冷却材貯蔵タンクに貯留し、ほう酸回収装置脱塩塔でイオン化不純物を除去するとともに、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。)、ほう酸回収装置蒸発器により溶存する固形分を濃縮分離する。蒸留水は、ほう酸蒸留水脱塩塔を通した後、原則として原子炉補給水として再使用し、濃縮液はほう酸溶液として再使用する。

(3)の廃液については、A廃液貯蔵タンクに貯留し、A廃液蒸発装置で溶存する固形分を濃縮分離する。蒸留水は、廃液蒸留水モニタ脱塩塔を通した後、原則として再使用し、濃縮廃液は固体廃棄物として処理する。

(4)、(5)及び(6)の廃液については、B廃液貯蔵タンクに貯留し、

B 廃液蒸発装置で溶存する固形分を濃縮分離する。蒸留水は、廃液蒸留水脱塩塔を通して廃液蒸留水タンクに送り、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。

(7)、(8)の廃液については1号炉でそれぞれ次の処理を行う。

(7)の廃液については、薬品ドレンタンクに貯留した後、1号炉の(4)、(5)及び(6)の系統で処理する。

(8)の廃液については、原則として洗浄排水処理装置で溶存固形分を分離する。蒸留水は、洗浄排水蒸留水脱塩塔を通した後、洗浄排水モニタタンクに送り、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。一方、濃縮廃液は原則として、洗浄排水高濃縮装置で処理した後焼却し、固体廃棄物として処理する。

上記の他、酸液ドレンタンクに集められる薬品ドレン（強酸等）があるが、これは中和処理した後、固体廃棄物として処理する。液体廃棄物処理系統説明図を第4.1.2図に示す。

#### 4.3.2 液体廃棄物の発生量

平常運転時に発生する液体廃棄物の量は、以下の前提条件に基づき推定する。

- (1) 1次冷却材抽出水量は、標準的な起動停止を仮定し、推定する。
- (2) 冷却材ドレン、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) 床ドレンは、床面積、キャスクの除染等から推定する。
- (4) 洗浄排水及び薬品ドレンについては、先行発電所の実績を考慮する。

液体廃棄物の年間推定発生量は、第4.3.1表に示すとおりである。

#### 4.3.3 液体廃棄物の放出量

液体廃棄物の発生源のうち、1次冷却材抽出水、格納容器冷却材ドレン、補助建屋冷却材ドレン及び良水質の補助建屋機器ドレンは、処理後、原則として再使用するが、評価上全量放出するものとするれば、液体廃棄物の全放出量は第4.3.1表に示すとおりである。

上記放出量中に含まれる放射エネルギー（トリチウムを除く。）は、1号炉で年間約 $1.1 \times 10^{10}$ Bq、2号炉で年間約 $4.8 \times 10^9$ Bqとなる。

なお、放出放射エネルギー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、1号炉及び2号炉それぞれ約 $5.8 \times 10^5$ Bq/cm<sup>3</sup>とした。

発生源別液体廃棄物の年間発生量とその放射性物質の濃度の概略は1号炉及び2号炉それぞれ第4.3.1図及び第4.3.2図に示すとおりである。

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及び先行炉の放出実績を考慮して液体廃棄物の年間放出量はトリチウムを除き、1号炉及び2号炉各々 $3.7 \times 10^{10}$ Bq/y、トリチウムは1号炉及び2号炉各々 $5.55 \times 10^{13}$ 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は、第4.3.2表に示すとおりとする。

なお、これらの希釈水となる年間復水器冷却水量は、1号炉及び2号炉各々 $1.60 \times 10^9$ m<sup>3</sup>/yである。

第4.3.1表 液体廃棄物の年間推定発生量及び放出量

(単位：m<sup>3</sup>/y)

種 別	年 間 発 生 量		年 間 放 出 量	
	1号炉	2号炉	1号炉	2号炉
(1) 1次冷却材抽出水 (2) 格納容器冷却材ドレン及び 補助建屋冷却材ドレン	約3,000	約3,000	約3,000	約3,000
(3) 良水質の補助建屋機器ドレン	約 300	約 300	約 300	約 300
(4) 低水質の補助建屋機器ドレン (5) 格納容器及び補助建屋床ドレン (6) 燃料取扱建屋機器ドレン及び 燃料取扱建屋床ドレン	約 250	約 250	約 250	約 250
(7) 薬品ドレン	約 200	約 200	約 400	—
(8) 洗浄排水	約1,500	約1,500	約3,000	—
合 計	約5,250	約5,250	約6,950	約3,550

注 1号炉では良水質はA系統、低水質はB系統を示す。

第4.3.2表 液体廃棄物の核種構成

核種	核種構成 (%)
C r - 51	2
M n - 54	3
F e - 59	2
C o - 58	10
C o - 60	15
S r - 89	2
S r - 90	1
I - 131	15
C s - 134	20
C s - 137	30
計	100



#### 4.4 固体廃棄物処理

##### 4.4.1 固体廃棄物の種類とその発生量

固体廃棄物には、脱塩塔使用済樹脂、廃液蒸発装置の濃縮廃液固化物、薬品ドレン（強酸等）の固化物、洗浄排水処理装置の濃縮廃液及び雑固体廃棄物（使用済フィルタ、布、紙等）がある。

脱塩塔使用済樹脂は、使用済樹脂貯蔵タンクに貯蔵して放射能の減衰を図るものとするが、固化材（セメント）とともにドラム詰めも可能なようにする。

廃液蒸発装置の濃縮廃液は、固化材（アスファルト又はセメント）とともにドラム詰めにする。

薬品ドレン（強酸等）は、固化材（セメント）とともにドラム詰めにする。

洗浄排水処理装置の濃縮廃液は、原則として洗浄排水高濃縮装置で処理した後、雑固体廃棄物とともに雑固体焼却設備で焼却した後ドラム詰めにする。

雑固体廃棄物は、必要に応じて圧縮減容又は焼却処理後、ドラムに詰める。

雑固体廃棄物のうち使用済液体用フィルタについては、コンクリートを内張りしたドラムに詰める。

雑固体廃棄物のうち使用済換気用フィルタについては、圧縮減容してドラム詰めするか又は放射性物質が飛散しないようにコン包する。

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、樹脂の使用量、液体廃棄物の発生量、先行発電所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は、第4.4.1表に示すとおりである。

なお、蒸気発生器の取替えに伴い取り外した蒸気発生器3基等及び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1基等は、必要に応じて汚染拡大防止対策を講じて、2-1固体廃棄物貯蔵庫に貯蔵保管する。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減容処理後ドラム詰め又はこん包を行う。手洗水等については、他の廃液と同様に処理後ドラム詰めにする。

第4.4.1表 固体廃棄物の年間推定発生量

種 類	年間推定発生量		
	1号炉	2号炉	合 計
脱 塩 塔 使 用 済 樹 脂	約13m <sup>3</sup>	約13m <sup>3</sup>	約26m <sup>3</sup>
廃液蒸発装置の濃縮廃液固化物 (薬品ドレン(強酸等)を含む)	ドラム缶 約100本	ドラム缶 約100本	ドラム缶 約200本
雑 固 体 廃 棄 物 (使用済フィルタを含む)	ドラム缶 約355本	ドラム缶 約355本	ドラム缶 約710本
焼 却 灰	ドラム缶 約40本	ドラム缶 約40本	ドラム缶 約80本
使 用 済 制 御 棒 等	発 生 量* 不 定	発 生 量* 不 定	発 生 量* 不 定

\* 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。

#### 4.4.2 保管管理

ドラム詰め及びこん包した固体廃棄物は、発電所敷地内の固体廃棄物貯蔵庫に貯蔵保管して放射能の減衰を図る。

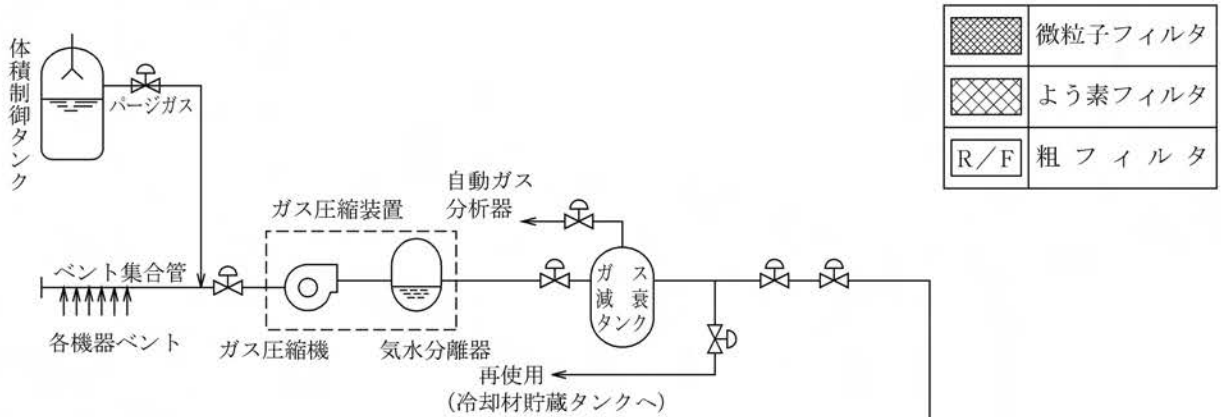
また、1号炉及び2号炉の取り外した蒸気発生器6基等並びに1号炉及び2号炉の取り外した原子炉容器上部ふた2基等は、2-固体廃棄物貯蔵庫に貯蔵保管する。

脱塩塔使用済樹脂は原子炉補助建屋内の使用済樹脂貯蔵タンクに貯蔵して放射能の減衰を図るが、ドラム詰めにした場合は固体廃棄物貯蔵庫に貯蔵保管する。

固体廃棄物貯蔵庫は管理区域とし、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。

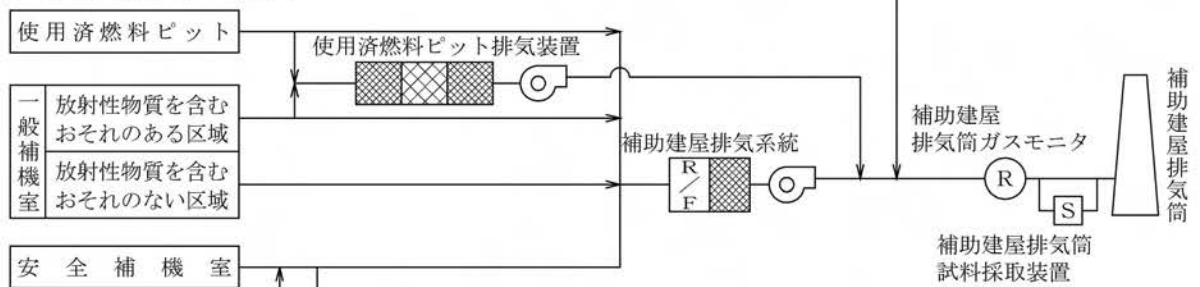
なお、必要に応じて、固体廃棄物を廃棄事業者の廃棄施設へ廃棄する。

1. ガス減衰タンクからの排気

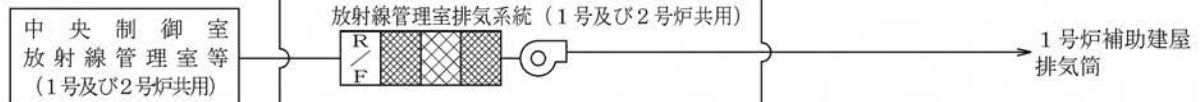


2. 換気設備からの排気

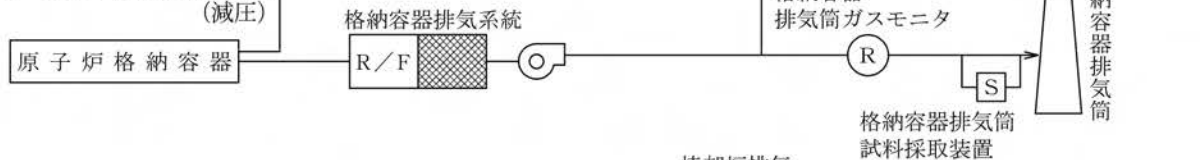
(1) 原子炉補助建屋の換気



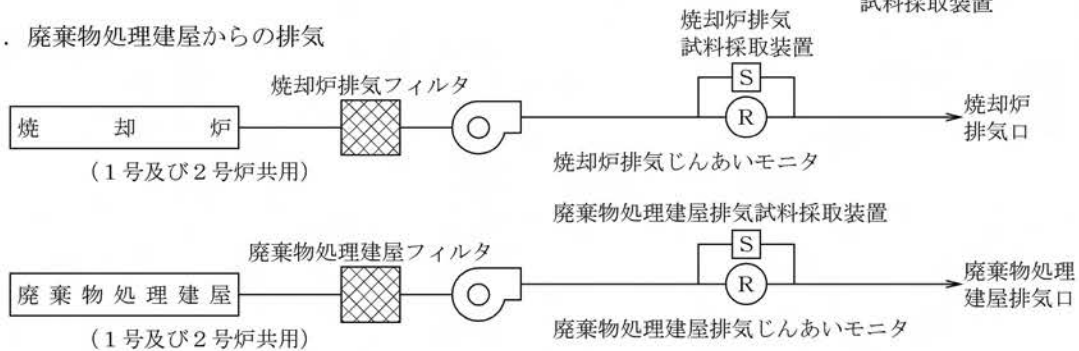
(2) 中央制御室等の換気



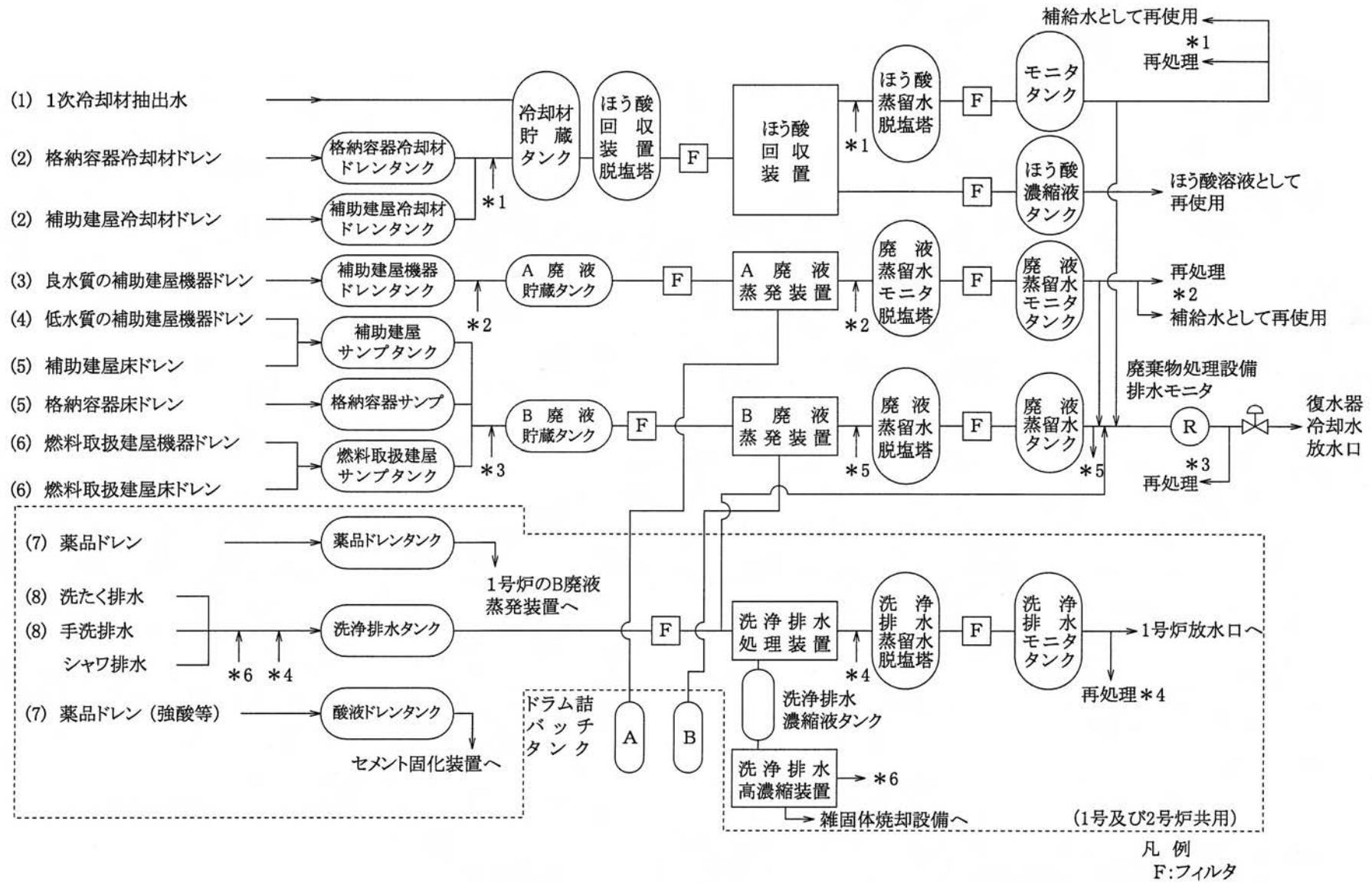
(3) 原子炉格納容器の換気(減圧)



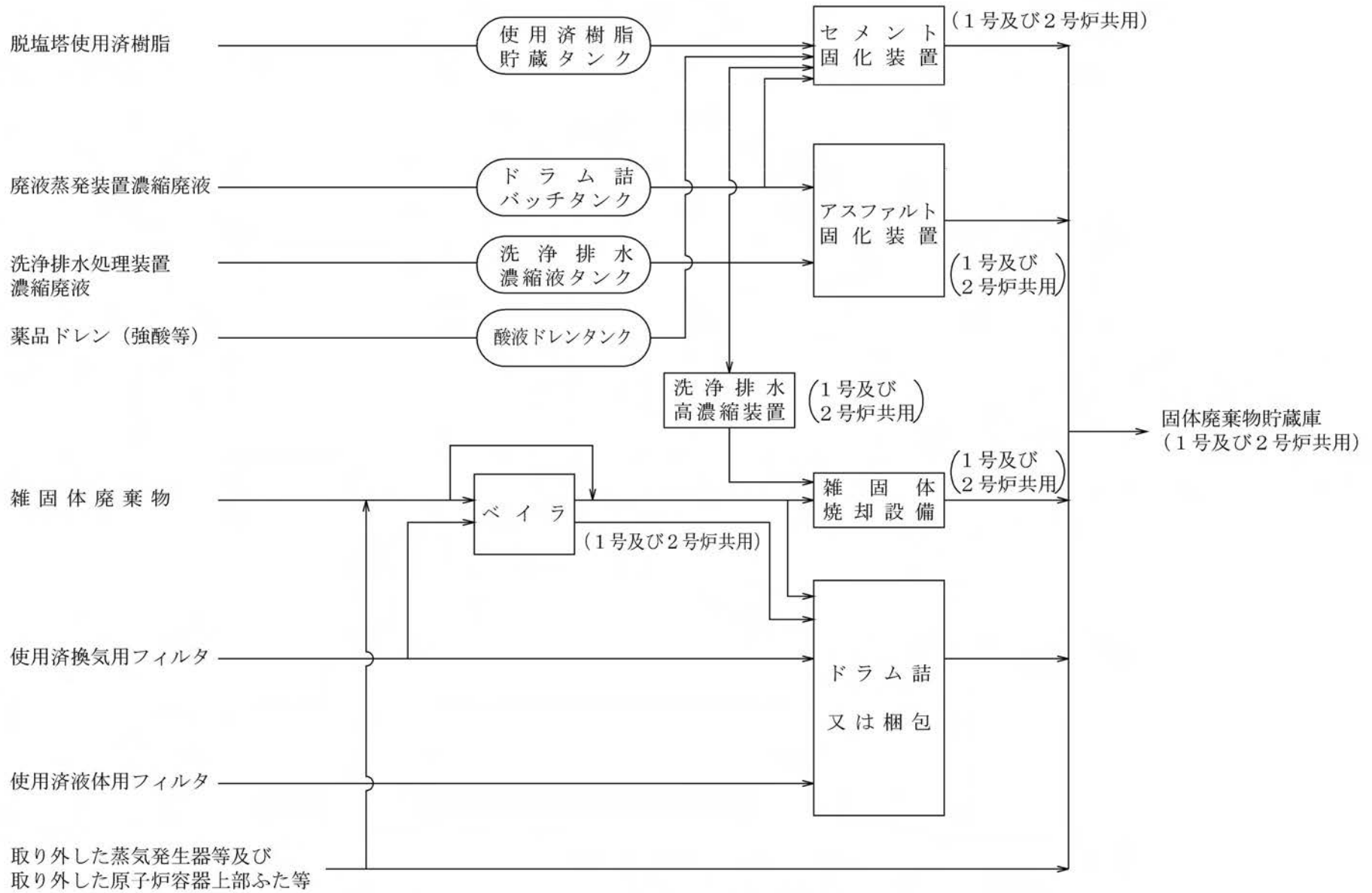
3. 廃棄物処理建屋からの排気



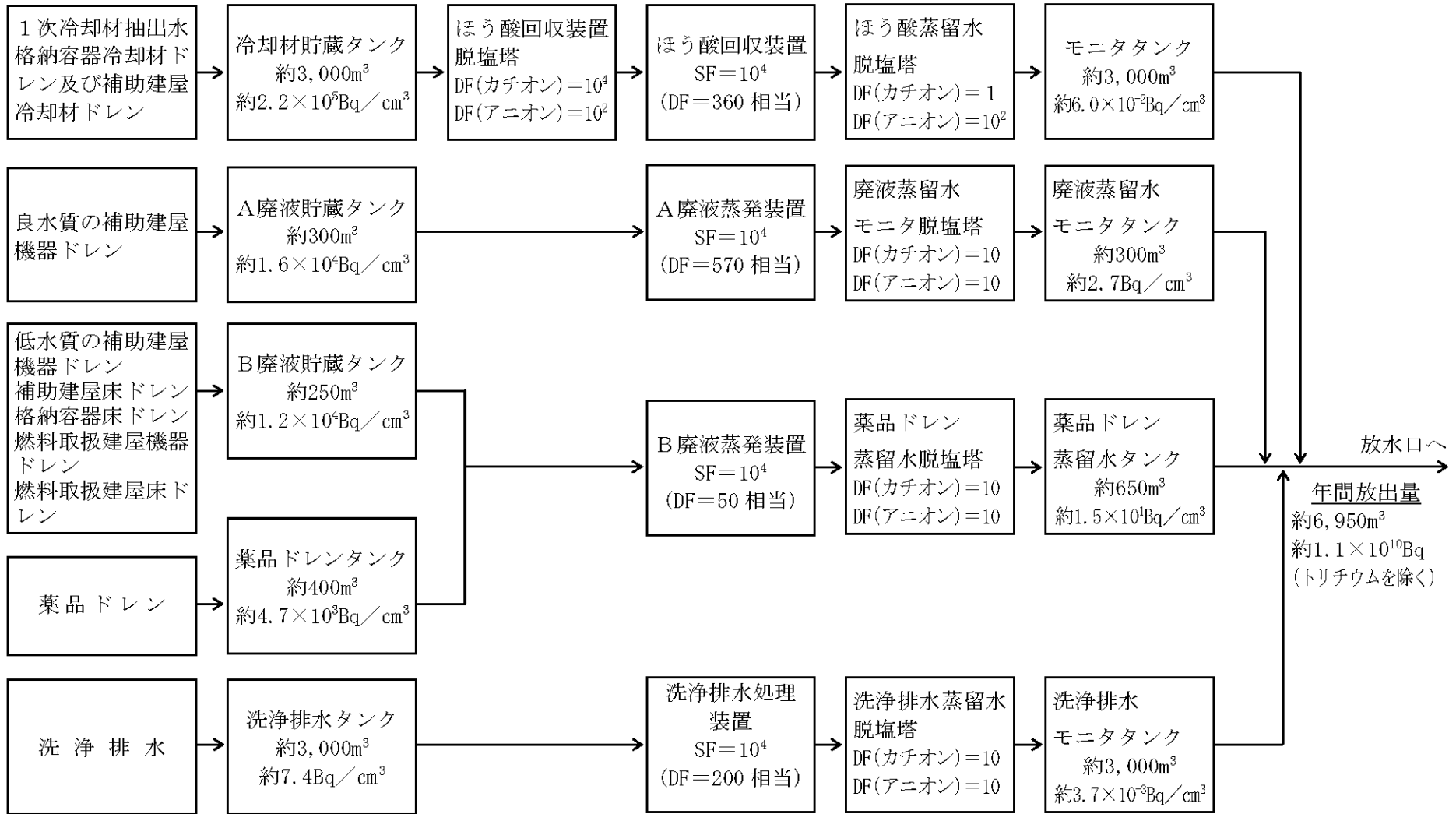
第4.1.1図 気体廃棄物処理系統説明図 (換気系等を含む。)



第4.1.2図 液体廃棄物処理系統説明図

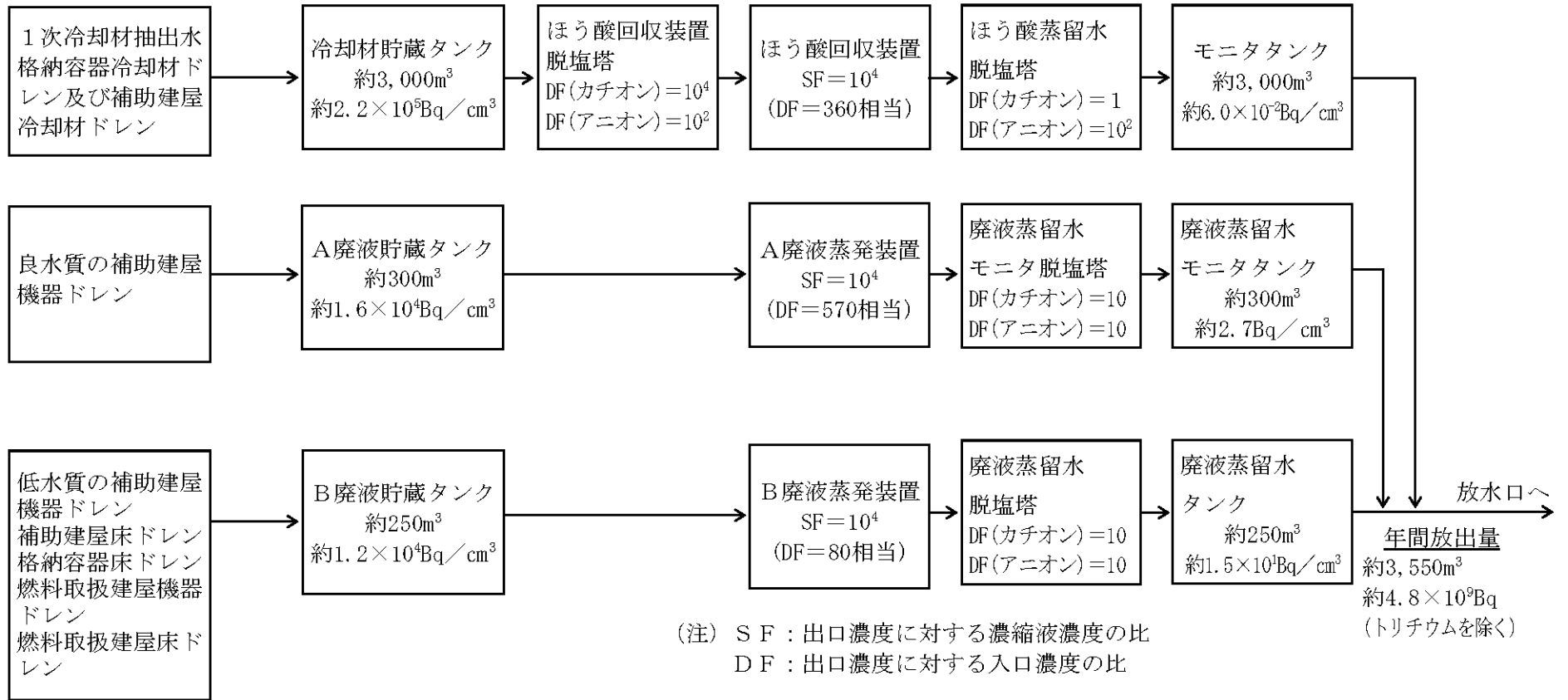


第4.1.3図 固体廃棄物処理系統説明図



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

第 4.3.1 図 液体廃棄物の年間発生量とその放射性物質の濃度 (1号炉、評価ベース)



第 4.3.2 図 液体廃棄物の年間発生量とその放射性物質の濃度（2号炉、評価ベース）



#### 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」  
(原子力安全委員会了承、平成元年3月27日)  
一部改訂、平成13年3月29日
- (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

気体廃棄物中の希ガスの $\gamma$ 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、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」及び「線量目標値に対する評価指針」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 $\gamma$ 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。なお、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。

実効線量の計算は、2号発電用原子炉を中心として16方位に分割したうちの陸側9方位の周辺監視区域境界外について行い、希ガスの $\gamma$ 線による1号炉及び2号炉合算の実効線量が最大となる地点での線量を求める。

また、将来の集落の形成を考慮し、陸側9方位の敷地境界外についても希ガスの $\gamma$ 線による1号炉及び2号炉合算の実効線量が最大となる地点での線量を求める。

#### 5.1.1.2 実効線量の計算式

##### (1) 計算に用いる基本式

$\gamma$ 線による空気カーマ率を求める基本式は(9-7)式のとおりである。

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

ここに、

$D_{\gamma}(x', y', 0)$  : 計算地点( $x', y', 0$ )における $\gamma$ 線による空気カーマ率 ( $\mu \text{ Gy/h}$ )

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

$E_{\gamma}$  :  $\gamma$ 線の実効エネルギー ( $\text{MeV/dis}$ )

$\mu_{en}$  : 空気に対する $\gamma$ 線の線エネルギー吸収係数 ( $\text{m}^{-1}$ )

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

$$r = \sqrt{(x' - x)^2 + (y' - y)^2 + (0 - z)^2} \quad (m) \quad (9-7)$$

$\mu$  : 空気に対する  $\gamma$  線の線減衰係数 ( $m^{-1}$ )

$B(\mu \cdot r)$  : 空気に対する  $\gamma$  線の再生係数

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

$\alpha_B$ 、 $\beta_B$ 、 $\gamma_B$  は  $\gamma$  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 ( $Bq/m^3$ )

$\chi(x, y, z)$  は (9-8) 式を用いて計算する。

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

ここに、

$Q$  : 放出率 ( $Bq/s$ )

$U$  : 放出源高さを代表する風速 ( $m/s$ )

$h$  : 放出源の有効高さ ( $m$ )

$\sigma_y$  : 濃度分布の  $y$  方向の拡がりのパラメータ ( $m$ )

$\sigma_z$  : 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  $\gamma$  線による実効線量は方位別に (9-9) 式を用いて計算する。

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

ここに、

$H_{\gamma}$  : 希ガスの  $\gamma$  線による方位別年間実効線量  
( $\mu$  Sv/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  $\gamma$  線による方位別年間実効線量  
( $\mu$  Sv/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換気) の希ガスの  $\gamma$  線による方位別年間実効線量  
( $\mu$  Sv/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  $\gamma$  線による実効線量は (9-10) 式を用いて計算する。

$$H_{\gamma in} = \sum_{s=A}^F (H_{\gamma ins} + H'_{\gamma ins} + H''_{\gamma ins}) \dots\dots\dots (9-10)$$

ここに、

$H_{\gamma ins}$  : 風が着目方位へ向かっており、大気安定度が  $s$  である時の着目地点における希ガスの  $\gamma$  線による年間実効線量  
( $\mu$  Sv/y)

$H'_{\gamma ins}$ 、 $H''_{\gamma ins}$  : 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  $s$  である時の着目地点における希ガスの  $\gamma$  線による年間実効線量  
( $\mu$  Sv/y)

添字 : s : 6つの大気安定度型 (A、B、C、D、E、F) を示す。

$H_{\gamma ins}$ 、 $H'_{\gamma ins}$ 及び $H''_{\gamma ins}$ は、それぞれ(9-11)、(9-12)及び(9-13)式を用いて計算する。

$$H_{\gamma ins} = K_{\gamma} \cdot f_h \cdot f_o \cdot \frac{Q_{in} \cdot E_{\gamma in} \cdot n_{\tau}}{3,600 \times 0.5 \times N \cdot f_{LT}} \cdot \overline{D}_s \cdot \frac{N_{LS}}{N_t} \cdot \overline{S}_{LS} \quad \dots\dots (9-11)$$

$$H'_{\gamma ins} = K_{\gamma} \cdot f_h \cdot f_o \cdot \frac{Q_{in} \cdot E_{\gamma in} \cdot n_{\tau}}{3,600 \times 0.5 \times N \cdot f_{LT}} \cdot \overline{D}'_s \cdot \frac{N'_{LS}}{N_t} \cdot \overline{S}'_{LS} \quad \dots\dots (9-12)$$

$$H''_{\gamma ins} = K_{\gamma} \cdot f_h \cdot f_o \cdot \frac{Q_{in} \cdot E_{\gamma in} \cdot n_{\tau}}{3,600 \times 0.5 \times N \cdot f_{LT}} \cdot \overline{D}''_s \cdot \frac{N''_{LS}}{N_t} \cdot \overline{S}''_{LS} \quad \dots\dots (9-13)$$

ここに、

$K_{\gamma}$  : 空気カーマから実効線量への換算係数  
( $\mu Sv / \mu Gy$ )

$f_h$  : 家屋による遮へい係数

$f_o$  : 居住係数

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

$\overline{D}'_s$ 、 $\overline{D}''_s$  : それぞれ、放出率1Bq/s、 $\gamma$ 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  $s$  である時の着目方位の当該距離における  $\gamma$  線による空気カーマ率の方位内平均値  $(\mu \text{ Gy/h})$

$\overline{D}_s$ 、 $\overline{D}'_s$  及び  $\overline{D}''_s$  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  $(\text{Bq/y})$
- $E_{\gamma in}$  : 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  $\gamma$  線実効エネルギー  $(\text{MeV/dis})$
- $N$  : 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回数  $(\text{回/y})$
- $n_T$  : 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  $(\text{回/y})$
- $f_{LT}$  : 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
- $N_t$  : 総観測回数  $(\text{回/y})$
- $N_{LS}$  : 風が着目方位へ向かっているときの大気安定度別観測回数  $(\text{回/y})$

$N'_{LS}, N''_{LS}$  : それぞれ、風が着目方位に隣接する方位へ向かっている時の大気安定度別観測回数 (回/y)

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

$\overline{S}'_{LS}, \overline{S}''_{LS}$  : 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  $s$  である時の風速逆数の平均 ( $s/m$ )

添字 :  $L$  : 16方位 (計算方位) を示す。

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換気により連続的に放出される希ガスの  $\gamma$  線による実効線量は、(9-14)式を用いて計算する。

$$H_{\gamma \text{Cont}} = \sum_{s=A}^F (H_{\gamma \text{Conts}} + H'_{\gamma \text{Conts}} + H''_{\gamma \text{Conts}}) \dots (9-14)$$

ここに、

$H_{\gamma \text{Conts}}$  : 風が着目方位へ向かっており、大気安定度が  $s$  である時の着目地点における希ガスの  $\gamma$  線による年間実効線量 ( $\mu \text{ Sv/y}$ )

$H'_{\gamma \text{Conts}}, H''_{\gamma \text{Conts}}$  : 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  $s$  である時の着目地点における希ガスの  $\gamma$  線による年間実効線量 ( $\mu \text{ Sv/y}$ )



$H_{\gamma\text{Conts}}$ 、 $H'_{\gamma\text{Conts}}$ 及び $H''_{\gamma\text{Conts}}$ は、それぞれ(9-15)、(9-16)及び(9-17)式を用いて計算する。

$$H_{\gamma\text{Conts}} = K_{\gamma} \cdot f_h \cdot f_o \cdot \frac{Q_{\text{cont}} \cdot E_{\gamma\text{cont}}}{3,600 \times 0.5} \cdot \overline{D}_s \cdot \frac{1}{N_t} \cdot S_{\text{LS}} \quad \dots\dots (9-15)$$

$$H'_{\gamma\text{Conts}} = K_{\gamma} \cdot f_h \cdot f_o \cdot \frac{Q_{\text{cont}} \cdot E_{\gamma\text{cont}}}{3,600 \times 0.5} \cdot \overline{D}'_s \cdot \frac{1}{N_t} \cdot S'_{\text{LS}} \quad \dots\dots (9-16)$$

$$H''_{\gamma\text{Conts}} = K_{\gamma} \cdot f_h \cdot f_o \cdot \frac{Q_{\text{cont}} \cdot E_{\gamma\text{cont}}}{3,600 \times 0.5} \cdot \overline{D}''_s \cdot \frac{1}{N_t} \cdot S''_{\text{LS}} \quad \dots\dots (9-17)$$

ここに、

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

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

$S_{\text{LS}}$  : 風が着目方位へ向かっており、大気安定度が $s$ である時の風速逆数の総和 (s/m)

$S'_{\text{LS}}$ 、 $S''_{\text{LS}}$  : 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 $s$ である時の風速逆数の総和 (s/m)

### 5.1.1.3 計算条件

(9-7)式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。

$$\begin{aligned}
 K_1 & : 4.46 \times 10^{-4} && \left( \frac{\text{dis} \cdot \text{m}^3 \cdot \mu\text{Gy}}{\text{MeV} \cdot \text{Bq} \cdot \text{h}} \right) \\
 \mu_{\text{en}} & : 3.84 \times 10^{-3} && (\text{m}^{-1}) \\
 \mu & : 1.05 \times 10^{-2} && (\text{m}^{-1}) \\
 \alpha_B & : 1.000 \\
 \beta_B & : 0.4492 \\
 \gamma_B & : 0.0038
 \end{aligned}$$

(9-8)式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。

h : 第5.1.1表に示すとおりである。

(9-11)、(9-12)及び(9-13)式に用いたパラメータは次のとおりである。

$$\begin{aligned}
 K_\gamma & : 0.8 && (\mu\text{Sv} / \mu\text{Gy}) \\
 f_h & : 1 \\
 f_o & : 1 \\
 Q_{\text{in}} & : (\text{ガス減衰タンク排気}) && 5.8 \times 10^{14} \quad (\text{Bq} / \text{y}) \\
 & && (\text{原子炉停止時の原子炉格納容器換気}) \\
 & && 2.8 \times 10^{13} \quad (\text{Bq} / \text{y}) \\
 E_{\gamma \text{in}} & : (\text{ガス減衰タンク排気}) && 3.2 \times 10^{-2} \quad (\text{MeV} / \text{dis}) \\
 & && (\text{原子炉停止時の原子炉格納容器換気}) \\
 & && 4.3 \times 10^{-2} \quad (\text{MeV} / \text{dis}) \\
 N & : (\text{ガス減衰タンク排気}) && 20 \quad (\text{回} / \text{y})
 \end{aligned}$$

(原子炉停止時の原子炉格納容器換気)

4 (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。

$N_t$  : 8,760 (回/y)

$N_{LS}$ 、 $N'_{LS}$ 、 $N''_{LS}$  : 第5.1.3表に示すとおりである。

$\overline{S}_{LS}$ 、 $\overline{S}'_{LS}$ 、 $\overline{S}''_{LS}$  : 第5.1.4表に示すとおりである。

(9-15)、(9-16)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)

$9.8 \times 10^{12}$  (Bq/y)

(原子炉補助建屋換気)

$2.1 \times 10^{14}$  (Bq/y)

$E_{\gamma cont}$  : (原子炉格納容器減圧時の排気)

$4.4 \times 10^{-2}$  (MeV/dis)

(原子炉補助建屋換気)

$8.3 \times 10^{-2}$  (MeV/dis)

$S_{LS}$ 、 $S'_{LS}$ 、 $S''_{LS}$  : 第5.1.4表に示すとおりである。

#### 5.1.1.4 計算結果

陸側9方位の周辺監視区域境界外及び参考として上記方位以外の海に面する周辺監視区域境界について、希ガスの $\gamma$ 線による1号炉及び2号炉合算の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9方位の周辺監視区域境界外で希ガスの $\gamma$ 線

による実効線量が最大となるのは2号炉心から南方向約680m地点であり、その実効線量は年間約 $3.1\mu\text{Sv}$ である。

将来の集落の形成を考慮し、陸側9方位の敷地境界外について1号炉及び2号炉合算の希ガスの $\gamma$ 線による実効線量の計算を行った結果は第5.1.6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9方位の敷地境界外で希ガスの $\gamma$ 線による実効線量が最大となるのは2号炉心から南方向約680m地点であり、その実効線量は年間約 $3.1\mu\text{Sv}$ である。

## 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（よう素を除く。）による実効線量の計算は、発電用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の計算については「5.1.3 よう素による実効線量」において行う。

海水中の放射性物質の濃度は、放射性物質の年間放出量を年間の復水器冷却水量で除した放水口における濃度とし、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(9-18)式を用いて計算する。

$$H_{wi} = 365 \cdot \sum_i K_{wi} \cdot A_{wi} \dots\dots\dots (9-18)$$

ただし、

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

ここに、

$H_w$  : 海産物を摂取した場合の実効線量 ( $\mu\text{Sy}/\text{y}$ )

365 : 年間日数への換算係数 (d/y)

$K_{wi}$  : 核種 i の実効線量への換算係数 ( $\mu\text{Sv}/\text{Bq}$ )

$A_{wi}$  : 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/cm<sup>3</sup>)

$(CF)_{ik}$  : 核種 i の海産物 k に対する濃縮係数  
( (Bq/g) / (Bq/cm<sup>3</sup>) )

$W_{Tk}$  : 海産物 k の摂取率 (g/d)

$f_{mk}$  : 海産物 k の市場希釈係数

$f_{ik}$  : 海産物 k の採取から摂取までの核種 i の減衰比

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

(魚類、無脊椎動物に対して)

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

(海藻類に対して)

$T_{rTi}$  : 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  
期間 (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5.1.7表に示すとおりである。

$C_{wi}$  : 第5.1.8表に示すとおりである。

$(CF)_{ik}$  : 第5.1.9表に示すとおりである。

$W_{Tk}$  : 魚 類 200 (g/d)

無脊椎動物 20 (g/d)

海藻類 (生3月、生相当量の乾物9月)

40 (g/d)

$f_{mk}$  : 1

$t_k$  : 0 (d)

$TrTi$  : ICRP Publication 72<sup>(1)</sup>による。

### 5.1.2.4 計算結果

液体廃棄物中の放射性物質(よう素を除く。)による1号炉及び2号炉合算の実効線量の計算結果は年間約 $1.7 \mu Sv$ である。

### 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. はよう素131及びよう素133について計算し、d. はよう素131のみについて計算する。

実効線量の計算は大気中によう素131及びよう素133が存在する時の被ばく経路を考慮し、成人、幼児及び乳児が吸入摂取、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て、それぞれ希ガスの $\gamma$ 線による実効線量の計算の場合と同様の方法で求める。

吸入摂取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号発電用原子炉を中心として16方位に分割したうちの陸側9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号発電用原子炉を中心として16方位に分割したうちの陸側9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。

気象条件は希ガスの $\gamma$ 線による実効線量の場合と同一とする。

## (2) 実効線量の計算式

### 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(9-19)式を用いて計算する。

$$x_I = x_{Iin} + x_{Icont} \quad \dots\dots\dots (9-19)$$

ここに、

$x_I$  : 気体廃棄物中のよう素の年平均地上空気中濃度 (Bq/cm<sup>3</sup>)

$x_{Iin}$  : 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/cm<sup>3</sup>)

$x_{Icont}$  : 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/cm<sup>3</sup>)



(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(9-20)式を用いて計算する。

$$\chi_{Iins} = \sum_{s=A}^F (\chi_{Iins} + \chi'_{Iins} + \chi''_{Iins}) \dots \dots \dots (9-20)$$

ただし、

$$\chi_{Iins} = \frac{Q_{Iin} \cdot n_{\tau}}{8,760 \times N \cdot f_{LT}} \cdot \overline{\chi}_s \cdot \frac{N_{LS}}{N_t} \cdot \overline{S}_{LS}$$

$$\chi'_{Iins} = \frac{Q_{Iin} \cdot n_{\tau}}{8,760 \times N \cdot f_{LT}} \cdot \overline{\chi}'_s \cdot \frac{N'_{LS}}{N_t} \cdot \overline{S}'_{LS}$$

$$\chi''_{Iins} = \frac{Q_{Iin} \cdot n_{\tau}}{8,760 \times N \cdot f_{LT}} \cdot \overline{\chi}''_s \cdot \frac{N''_{LS}}{N_t} \cdot \overline{S}''_{LS}$$

ここに、

$\chi_{Iins}$  : 風が着目方位へ向かっており、大気安定度が  $s$  である時の着目地点における年平均地上空気中濃度  
(Bq/cm<sup>3</sup>)

$\chi'_{Iins}$ 、 $\chi''_{Iins}$  : 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  $s$  である時の着目地点における年平均地上空気中濃度 (Bq/cm<sup>3</sup>)

$Q_{Iin}$  : 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)

$\overline{\chi}_s$  : 放出率 1 Bq/h、風速 1 m/s で着目方位へ放出した場合、大気安定度

が s である時の当該距離における  
地上空気中濃度の方位内平均値

(Bq/cm<sup>3</sup>)

$\overline{\chi}'_s$ 、 $\overline{\chi}''_s$  : それぞれ、放出率 1 Bq/h、風速 1 m/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 である時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/cm<sup>3</sup>)

$\overline{\chi}_s$ 、 $\overline{\chi}'_s$ 、及び $\overline{\chi}''_s$ 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

連続放出と見なせる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による年平均地上空気中濃度は、(9-21)式を用いて計算する。

$$\chi_{I\text{Cont}} = \sum_{s=A}^F (\chi_{I\text{Cont}s} + \chi'_{I\text{Cont}s} + \chi''_{I\text{Cont}s}) \dots \dots \dots (9-21)$$

ただし、

$$\chi_{I\text{Cont}s} = \frac{Q_{I\text{Cont}}}{8,760} \cdot \overline{\chi}_s \cdot \frac{1}{N_t} \cdot S_{LS}$$

$$\chi'_{I\text{Cont}s} = \frac{Q_{I\text{Cont}}}{8,760} \cdot \overline{\chi}'_s \cdot \frac{1}{N_t} \cdot S'_{LS}$$

$$\chi''_{I\text{cont}s} = \frac{Q_{I\text{cont}}}{8,760} \cdot \overline{\chi''_s} \cdot \frac{1}{N_t} \cdot S''_{LS}$$

ここに、

$\chi_{I\text{cont}s}$  : 風が着目方位へ向かっており、大気安定度が  $s$  である時の着目地点における年平均地上空気中濃度 (Bq/cm<sup>3</sup>)

$\chi'_{I\text{cont}s}$ 、 $\chi''_{I\text{cont}s}$  : 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  $s$  である時の着目地点における年平均地上空気中濃度 (Bq/cm<sup>3</sup>)

$Q_{I\text{cont}}$  : 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. 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(9-22)式を用いて求める。

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

ここに、

$H_{th}$  : 気体廃棄物中のよう素による実効線量 ( $\mu\text{Sv/y}$ )

$H_I$  : 吸入摂取による実効線量 ( $\mu\text{Sv/y}$ )

$H_V$  : 葉菜摂取による実効線量 ( $\mu\text{Sv/y}$ )

$H_M$  : 牛乳摂取による実効線量 ( $\mu\text{Sv/y}$ )

$H_I$ 、 $H_V$ 及び $H_M$ はそれぞれ(9-23)、(9-24)及び(9-25)式を用いて求める。

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

ただし、

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

ここに、

$K_{Ii}$  : よう素  $i$  の吸入摂取による実効線量への換算係数  
( $\mu Sv/Bq$ )

$A_{Ii}$  : よう素  $i$  の吸入摂取による摂取率 (Bq/d)

$M_I$  : 呼吸率 ( $cm^3/d$ )

$\overline{\chi}_{Ii}$  : よう素  $i$  の計算地点における年平均地上空气中濃度  
(Bq/cm<sup>3</sup>)

$$H_v = 365 \cdot \sum_i K_{Ti} \cdot A_{vi} \quad \dots\dots\dots (9-24)$$

ただし、

$$A_{vi} = M_v \cdot f_{vm} \cdot f_{vt} \cdot f_d \cdot F_{vi} \cdot \exp\left(-\frac{0.693}{T_{ri}} \cdot t_v\right) \cdot \overline{\chi}_{vi}$$

ここに、

$K_{Ti}$  : よう素  $i$  の経口摂取による実効線量係数 ( $\mu Sv/Bq$ )

$A_{vi}$  : よう素  $i$  の葉菜摂取による摂取率 (Bq/d)

$M_v$  : 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

$F_{vi}$  : よう素  $i$  が空气中から葉菜に移行する割合  
( $(Bq/g) / (Bq/cm^3)$ )

$\overline{\chi}_{vi}$  : よう素  $i$  の計算地点における年平均地上空气中濃度  
(Bq/cm<sup>3</sup>)

$T_{ri}$  : よう素  $i$  の物理的半減期 (d)

$t_v$  : 葉菜の採取から摂取までの期間 (d)

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

ただし、

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

ここに、

$A_{Mi}$  : よう素  $i$  の牛乳摂取による摂取率 (Bq/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

$F_{Mi}$  : よう素  $i$  が空気中から牛乳に移行する割合  
 ((Bq/ml) / (Bq/cm<sup>3</sup>))

$\bar{\chi}_{Mi}$  : よう素  $i$  の計算地点における年平均地上空気中  
 濃度 (Bq/cm<sup>3</sup>)

$t_M$  : 牛乳の採取から摂取までの期間 (d)

(3) 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。

$K_{Ii}$ : 成人	I-131	$1.5 \times 10^{-2}$	( $\mu$ Sv/Bq)
	I-133	$2.9 \times 10^{-3}$	( $\mu$ Sv/Bq)
幼児	I-131	$6.9 \times 10^{-2}$	( $\mu$ Sv/Bq)
	I-133	$1.6 \times 10^{-2}$	( $\mu$ Sv/Bq)
乳児	I-131	$1.3 \times 10^{-1}$	( $\mu$ Sv/Bq)
	I-133	$3.5 \times 10^{-2}$	( $\mu$ Sv/Bq)
$M_I$ : 成人		$2.22 \times 10^7$	(cm <sup>3</sup> /d)
	幼児	$8.72 \times 10^6$	(cm <sup>3</sup> /d)

乳 児  $2.86 \times 10^6$  ( $\text{cm}^3/\text{d}$ )

$\bar{\chi}_{Ii}$  : (1号及び2号炉合算)

I - 131  $1.17 \times 10^{-9}$  ( $\text{Bq}/\text{cm}^3$ )

I - 133  $7.73 \times 10^{-10}$  ( $\text{Bq}/\text{cm}^3$ )

1号炉からの寄与を含めた2号炉心から南南東  
方向670m地点の濃度

(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  $1.6 \times 10^{-2}$  ( $\mu\text{Sv}/\text{Bq}$ )

I - 133  $3.1 \times 10^{-3}$  ( $\mu\text{Sv}/\text{Bq}$ )

幼 児 I - 131  $7.5 \times 10^{-2}$  ( $\mu\text{Sv}/\text{Bq}$ )

I - 133  $1.7 \times 10^{-2}$  ( $\mu\text{Sv}/\text{Bq}$ )

乳 児 I - 131  $1.4 \times 10^{-1}$  ( $\mu\text{Sv}/\text{Bq}$ )

I - 133  $3.8 \times 10^{-2}$  ( $\mu\text{Sv}/\text{Bq}$ )

$M_v$  : 成人 100 ( $\text{g}/\text{d}$ )

幼 児 50 ( $\text{g}/\text{d}$ )

乳 児 20 ( $\text{g}/\text{d}$ )

$f_{vm}$  : 1

$f_{vt}$  : 0.5

$f_d$  : 0.5

$F_{vi}$  : I - 131  $2.6 \times 10^6$  ( $(\text{Bq}/\text{g})/(\text{Bq}/\text{cm}^3)$ )

I - 133  $4.3 \times 10^5$  ( $(\text{Bq}/\text{g})/(\text{Bq}/\text{cm}^3)$ )

$\bar{\chi}_{vi}$  : (1号及び2号炉合算)

I - 131  $1.17 \times 10^{-9}$  ( $\text{Bq}/\text{cm}^3$ )

I - 133  $7.73 \times 10^{-10}$  ( $\text{Bq}/\text{cm}^3$ )

1号炉からの寄与を含めた2号炉心から南南東

方向670m地点の濃度

$t_v$  : 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」<sup>(2)</sup>  
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  $6.2 \times 10^5$  ((Bq/ml) / (Bq/cm<sup>3</sup>))

I-133  $4.6 \times 10^4$  ((Bq/ml) / (Bq/cm<sup>3</sup>))

$\bar{\chi}_{Mi}$  : (1号及び2号炉合算)

I-131  $4.67 \times 10^{-11}$  (Bq/cm<sup>3</sup>)

I-133  $3.08 \times 10^{-11}$  (Bq/cm<sup>3</sup>)

1号炉からの寄与を含めた2号炉心から東南東

方向7,700m地点の濃度

$t_M$  : 成人 0 (d)

幼児 0 (d)

乳児 3 (d)

(4) 計算結果

1号炉及び2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は、第5.1.10表に示すとおりである。

第5.1.10表 気体廃棄物中のよう素による実効線量

(1号及び2号炉合算)

(単位： $\mu\text{Sv}/\text{y}$ )

摂取経路	核種	成人	幼児	乳児
吸入摂取	I-131	$1.5 \times 10^{-1}$	$2.6 \times 10^{-1}$	$1.6 \times 10^{-1}$
	I-133	$1.9 \times 10^{-2}$	$4.0 \times 10^{-2}$	$2.9 \times 10^{-2}$
葉菜摂取	I-131	$4.5 \times 10^{-1}$	$1.1 \times 10^0$	$7.8 \times 10^{-1}$
	I-133	$9.4 \times 10^{-3}$	$2.6 \times 10^{-2}$	$2.4 \times 10^{-2}$
牛乳摂取	I-131	$1.7 \times 10^{-2}$	$2.0 \times 10^{-1}$	$1.8 \times 10^{-1}$
	I-133	$1.6 \times 10^{-4}$	$2.2 \times 10^{-3}$	$2.7 \times 10^{-4}$

陸側9方位の敷地境界外で、よう素の年平均地上空気中濃度が最大となる地点に人が居住し、その付近で栽培される葉菜を摂取し、さらに、現存する牧草栽培地の牧草で飼育された乳牛の牛乳を摂取すると仮定して実効線量を評価すると、次のようになる。

成人	0.7	( $\mu\text{Sv}/\text{y}$ )
幼児	1.6	( $\mu\text{Sv}/\text{y}$ )
乳児	1.2	( $\mu\text{Sv}/\text{y}$ )

これによると、実効線量が最大となるのは幼児であり、その実効線量は、年間約 $1.6 \mu\text{Sv}$ である。



### 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、発電用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(9-26)及び(9-27)式を用いて計算する。

##### a. 海藻類を摂取する場合

$$H_{wth} = K_3 \cdot \sum_i \left\{ \frac{A_{wthi}}{A_s} \cdot q_s \cdot (SEE)_i \cdot f_{si} \right\} \dots \dots \dots (9-26)$$

ただし、

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

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

ここに、

$H_{wth}$  : 海産物を摂取した場合の実効線量 ( $\mu Sv/y$ )

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

$A_{wthi}$  : よう素  $i$  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 ( $g$ )

$f_{si}$  : よう素  $i$  の甲状腺中比放射能の減衰係数

(SEE)<sub>i</sub> : よう素 i の甲状腺に対する比実効エネルギー  
 (MeV / (g · dis) )

W<sub>k</sub> : 海産物 k の摂取率 (g / d)

C<sub>ws</sub> : 海水中の安定よう素の濃度 (g / cm<sup>3</sup>)

b. 海藻類を摂取しない場合

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

ただし、

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

ここに、

H<sub>F</sub> : 海産物（海藻類を除く。）を摂取した場合の実効線量 (μ Sv / y)

A<sub>Fi</sub> : よう素 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) 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 <sub>3</sub>	: 2.52 × 10 <sup>2</sup>		( $\frac{\text{dis} \cdot \text{g} \cdot \mu\text{Sv}}{\text{MeV} \cdot \text{Bq} \cdot \text{y}}$ )
q <sub>s</sub>	: 成人	1.2 × 10 <sup>-2</sup>	(g)
	幼児	成人の値の 1 / 5.8	(g)
	乳児	成人の値の 1 / 16	(g)
(SEE) <sub>i</sub>	: 成人	I - 131    0.010	( $\frac{\text{MeV}}{\text{g} \cdot \text{dis}}$ )
		I - 133    0.022	( $\frac{\text{MeV}}{\text{g} \cdot \text{dis}}$ )
	幼児	I - 131    0.058	( $\frac{\text{MeV}}{\text{g} \cdot \text{dis}}$ )
		I - 133    0.12	( $\frac{\text{MeV}}{\text{g} \cdot \text{dis}}$ )
	乳児	I - 131    0.15	( $\frac{\text{MeV}}{\text{g} \cdot \text{dis}}$ )

	I - 133	0.33	$(\frac{\text{MeV}}{\text{g} \cdot \text{dis}})$
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	
Wk : 魚類			
成人	200		(g/d)
幼児	100		(g/d)
乳児	40		(g/d)
無脊椎動物			
成人	20		(g/d)
幼児	10		(g/d)
乳児	4		(g/d)
海藻類(生3月、生相当量の乾物9月)			
成人	40		(g/d)
幼児	20		(g/d)
乳児	8		(g/d)
C ws : $5 \times 10^{-8}$			(g/cm <sup>3</sup> )

(4) 計算結果

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、次のとおりである。

海藻類を摂取する場合

成人 0.1  $(\mu\text{Sv}/\text{y})$

幼 児 0.2 ( $\mu$  Sv/y)

乳 児 0.3 ( $\mu$  Sv/y)

海藻類を摂取しない場合

成 人 0.1 ( $\mu$  Sv/y)

幼 児 0.2 ( $\mu$  Sv/y)

乳 児 0.2 ( $\mu$  Sv/y)

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 $0.3 \mu$  Svである。

#### 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時の被ばく経路を考慮し、成人、幼児及び乳児が吸入摂取、葉菜摂取及び牛乳摂取並びに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(9-28)及び(9-29)式を用いて計算する。

a. 海藻類を摂取する場合

$$H_c = K_3 \cdot \sum_i \left\{ \frac{A_i}{A_s} \cdot q_s \cdot (SEE)_i \cdot f_{si} \right\} \quad \dots\dots (9-28)$$

ここに、

$H_c$  : 吸入摂取、葉菜摂取、牛乳摂取及び海産物摂取による実効線量 ( $\mu Sv/y$ )

$A_i$  : よう素*i*の吸入摂取、葉菜摂取、牛乳摂取及び海産物摂取による摂取率 ( $Bq/d$ )

$$A_i = 0.90 \times A_{Ii} + A_{Vi} + A_{Mi} + A_{Wthi}$$

b. 海藻類を摂取しない場合

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

ここに、

$H_{TF}$  : 吸入摂取、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 ( $\mu Sv/y$ )

### (3) 計算条件

(9-28)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号炉及び2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次のとおりである。

海藻類を摂取する場合（1号及び2号炉合算）

成人	0.2	( $\mu$ Sv/y)
幼児	0.4	( $\mu$ Sv/y)
乳児	0.4	( $\mu$ Sv/y)

海藻類を摂取しない場合（1号及び2号炉合算）

成人	0.7	( $\mu$ Sv/y)
幼児	1.8	( $\mu$ Sv/y)
乳児	1.3	( $\mu$ Sv/y)

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 $1.8 \mu$  Svである。

## 5.2 線量評価結果

敷地境界外における 1 号炉及び 2 号炉からの気体廃棄物中の希ガスの  $\gamma$  線からの外部被ばくによる実効線量、液体廃棄物の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  $3.1 \mu\text{Sv}$ 、年間約  $1.7 \mu\text{Sv}$  及び年間約  $1.8 \mu\text{Sv}$  となり、合計年間約  $6.6 \mu\text{Sv}$  である。

この値は、「線量目標値に関する指針」に示される線量目標値の年間  $50 \mu\text{Sv}$  を下回る。

第5.1.1表 実効線量評価に用いる排気筒有効高さ

計算地点 の方位	ユニット	各地点での排気筒有効高さ(m)	
		周辺監視区域境界外	敷地境界外
N N E	1	45	40
	2	45	50
N E	1	40	40
	2	45	45
E N E	1	50	50
	2	50	50
E	1	60	60
	2	55	60
E S E	1	45	50
	2	45	45
S E	1	45	45
	2	35	40
S S E	1	50	50
	2	45	45
S	1	50	50
	2	45	45
S S W	1	40	40
	2	45	45

[注]

表中の方位以外の有効高さについては、それぞれのユニットのうち最も低い有効高さを使用する。



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：回/y)

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 <sub>T</sub>	
	ガス減衰タンク排気	原子炉停止時の原子炉格納容器換気
N	3	1
NNE	3	1
NE	2	1
ENE	2	1
E	2	1
ESE	3	1
SE	5	1
SSE	6	1
S	7	1
SSW	5	1
SW	5	1
WSW	5	1
W	7	2
WNW	7	2
NW	6	1
NNW	3	1

第5.1.3表 実効線量評価に用いる気象条件(1)

川内原子力発電所気象観測所  
自 昭和61年 4月  
至 昭和62年 3月

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観測回数 $N_{LS}$ (回/y)					
	$f_L$	$f_{LT}$ [注1]	A	B	C	D	E	F [注2]
N	5.1	12.7	0.0	26.0	49.0	314.0	12.0	47.0
NNE	4.4	12.3	1.0	26.0	43.0	248.0	10.0	54.0
NE	2.8	9.6	0.0	46.0	26.0	148.0	4.0	21.0
ENE	2.4	7.9	2.0	80.0	24.0	87.0	3.0	14.0
E	2.7	9.1	12.0	110.0	13.0	81.0	7.0	14.0
ESE	4.0	11.4	7.0	117.0	39.0	160.0	9.0	16.0
SE	4.7	20.8	3.0	67.0	44.0	264.0	15.0	17.0
SSE	12.1	26.4	8.0	153.0	145.0	674.0	31.0	47.0
S	9.6	28.6	10.0	160.0	171.0	355.0	44.0	101.0
SSW	6.9	22.7	1.0	64.0	48.0	209.0	49.0	236.0
SW	6.2	19.2	5.0	68.0	2.0	155.0	3.0	310.0
WSW	6.1	21.3	13.0	119.0	2.0	149.0	2.0	246.0
W	9.0	31.0	3.0	135.0	12.0	287.0	9.0	340.0
WNW	15.9	29.9	1.0	55.0	64.0	742.0	131.0	398.0
NW	5.0	24.1	2.0	35.0	32.0	278.0	25.0	66.0
NNW	3.2	13.3	0.0	19.0	12.0	178.0	14.0	59.0

[注1] 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

[注2] 大気安定度FはGを含む。

第5.1.4表 実効線量評価に用いる気象条件(2)

川内原子力発電所気象観測所  
自 昭和61年 4月  
至 昭和62年 3月

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 $S_{LS}$ 及び平均 $\overline{S}_{LS}$ (s/m)											
	A		B		C		D		E		F [注1]	
	$S_{LS}$	$\overline{S}_{LS}$	$S_{LS}$	$\overline{S}_{LS}$	$S_{LS}$	$\overline{S}_{LS}$	$S_{LS}$	$\overline{S}_{LS}$	$S_{LS}$	$\overline{S}_{LS}$	$S_{LS}$	$\overline{S}_{LS}$
N	0.00	0.00	15.50	0.59	10.49	0.21	79.10	0.25	3.66	0.30	38.83	0.83
NNE	0.57	0.56	15.60	0.59	10.12	0.24	72.62	0.29	2.73	0.27	44.40	0.83
NE	0.00	0.00	20.41	0.44	6.29	0.25	52.68	0.36	0.95	0.23	20.92	1.02
ENE	1.03	0.51	33.27	0.42	6.43	0.27	35.68	0.41	0.75	0.24	16.25	1.12
E	7.26	0.59	56.75	0.52	3.97	0.30	26.90	0.33	1.53	0.21	17.10	1.24
ESE	5.32	0.74	66.48	0.57	14.15	0.36	47.02	0.29	2.52	0.27	21.17	1.34
SE	2.67	0.87	33.71	0.50	12.07	0.27	52.12	0.20	4.76	0.31	15.14	0.88
SSE	3.78	0.46	64.57	0.42	31.90	0.22	106.44	0.16	6.90	0.22	29.24	0.62
S	6.06	0.59	62.69	0.39	33.03	0.19	86.72	0.24	7.53	0.17	57.56	0.57
SSW	0.57	0.56	32.04	0.50	8.81	0.18	76.27	0.37	8.68	0.18	105.45	0.45
SW	3.06	0.60	48.72	0.72	0.44	0.22	91.92	0.59	0.66	0.22	147.19	0.48
WSW	5.67	0.43	80.94	0.68	0.66	0.33	91.82	0.62	0.57	0.28	150.00	0.61
W	1.66	0.54	67.84	0.50	3.03	0.25	128.69	0.45	2.20	0.24	184.06	0.54
WNW	0.85	0.83	35.94	0.65	16.05	0.25	209.98	0.28	31.24	0.24	189.73	0.48
NW	1.16	0.57	24.61	0.70	9.19	0.29	90.22	0.32	8.13	0.33	56.63	0.86
NNW	0.00	0.00	14.98	0.77	3.61	0.29	55.42	0.31	4.37	0.30	51.39	0.88

[注1] 大気安定度 F は G を含む。

第5.1.5表 周辺監視区域境界外における希ガスの $\gamma$ 線による  
年間実効線量（1号及び2号炉合算）

（単位： $\mu\text{Sv}/\text{y}$ ）

	評価地点 の方位	2号炉心から計算 地点までの距離(m)	$\gamma$ 線による実効 線量
陸 側 評 価 地 点	N N E	580	1.8
	N E	690	1.4
	E N E	620	1.3
	E	610	1.4
	E S E	610	2.1
	S E	680	2.0
	S S E	630	3.0
	S	680	3.1
	S S W	740	2.8
[注]  参 考 地 点	S W	490	5.9
	W S W	400	7.8
	W	320	9.6
	W N W	320	9.9
	N W	320	5.6
	N N W	270	3.6
	N	360	3.1

[注] 海側方位の周辺監視区域境界計算地点

第5.1.6表 敷地境界外における希ガスの $\gamma$ 線による  
年間実効線量（1号及び2号炉合算）

（単位： $\mu\text{Sv}/\text{y}$ ）

評価地点 の方位	2号炉心から計算 地点までの距離(m)	$\gamma$ 線による実効 線量
N N E	820	1.4
N E	780	1.3
E N E	650	1.2
E	670	1.2
E S E	760	1.5
S E	870	1.4
S S E	670	2.8
S	680	3.1
S S W	740	2.8

第5.1.7表 液体廃棄物中に含まれる核種 i の  
実効線量への換算係数

核 種	実効線量への換算係数 $K_{wi}$ ( $\mu\text{Sv}/\text{Bq}$ )
H - 3	$1.8 \times 10^{-5}$
Cr - 51	$3.8 \times 10^{-5}$
Mn - 54	$7.1 \times 10^{-4}$
Fe - 59	$1.8 \times 10^{-3}$
Co - 58	$7.4 \times 10^{-4}$
Co - 60	$3.4 \times 10^{-3}$
Sr - 89	$2.6 \times 10^{-3}$
Sr - 90	$2.8 \times 10^{-2}$
Cs - 134	$1.9 \times 10^{-2}$
Cs - 137	$1.3 \times 10^{-2}$

第5.1.8表 液体廃棄物の放水口濃度

核種	[注1] 核種構成 (%)	[注2] 年間放出量 (Bq/y)	放水口濃度 $C_{wi}$ (Bq/cm <sup>3</sup> )
C r -51	2	$7.4 \times 10^8$	$4.63 \times 10^{-7}$
M n -54	3	$1.11 \times 10^9$	$6.94 \times 10^{-7}$
F e -59	2	$7.4 \times 10^8$	$4.63 \times 10^{-7}$
C o -58	10	$3.7 \times 10^9$	$2.31 \times 10^{-6}$
C o -60	15	$5.55 \times 10^9$	$3.47 \times 10^{-6}$
S r -89	2	$7.4 \times 10^8$	$4.63 \times 10^{-7}$
S r -90	1	$3.7 \times 10^8$	$2.31 \times 10^{-7}$
I -131	15	$5.55 \times 10^9$	$3.47 \times 10^{-6}$
C s -134	20	$7.4 \times 10^9$	$4.63 \times 10^{-6}$
C s -137	30	$1.11 \times 10^{10}$	$6.94 \times 10^{-6}$
H -3	—	$5.55 \times 10^{13}$	$3.47 \times 10^{-2}$

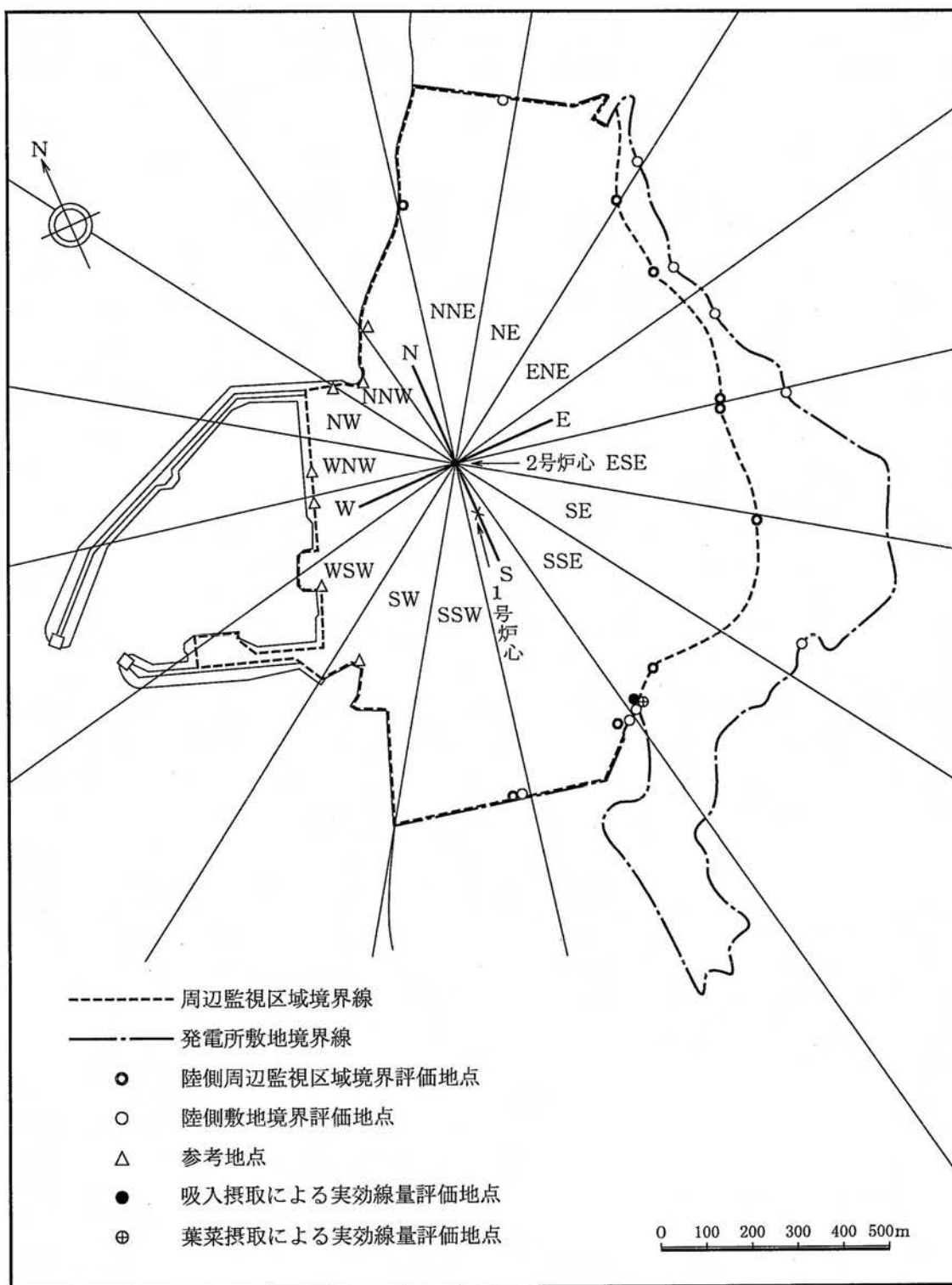
[注1] 核種構成はトリチウム (H-3) を除いたもの

[注2] 1号及び2号炉各炉あたりの放出量

第5.1.9表 海産物の濃縮係数

元 素	濃縮係数 (CF) ik $\left[ \frac{\text{Bq/g}}{\text{Bq/cm}^3} \right]$		
	魚 類	無脊椎動物	海 藻
H	1	1	1
C r	$4 \times 10^2$	$2 \times 10^3$	$2 \times 10^3$
M n	$6 \times 10^2$	$10^4$	$2 \times 10^4$
F e	$3 \times 10^3$	$2 \times 10^4$	$5 \times 10^4$
C o	$10^2$	$10^3$	$10^3$
S r	1	6	10
I	10	50	$4 \times 10^3$
C s	30	20	20





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」

ICRP Publication 72, Adopted in 1995

- (2) 「被ばく計算に用いる放射線エネルギー等について」

(原子力安全委員会了承、平成元年 3月27日)

一部改訂 平成13年 3月29日