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　……　9－1－1

1.1　基本的考え方　……　9－1－1

1.2　具体的方法　……　9－1－2

2.　放射線管理　……　9－2－1

2.1　管理区域，保全区域及び周辺監視区域の設定　……　9－2－1

2.2　管理区域内の管理　……　9－2－3

2.3　作業管理　……　9－2－8

2.4　個人管理　……　9－2－11

2.5　保全区域内の管理　……　9－2－14

2.6　周辺監視区域内の管理　……　9－2－15

2.7　放射性廃棄物の放出管理　……　9－2－17

3.　周辺監視区域境界付近及び周辺地域の放射線監視　……　9－3－1

3.1　空間放射線量等の監視　……　9－3－1

3.2　環境試料の放射能監視　……　9－3－2

3.3　異常時における測定　……　9－3－3

4.　放射性廃棄物処理　…… 9－4－1

4.1　放射性廃棄物処理の基本的考え方　…… 9－4－1

4.2　気体廃棄物処理　…… 9－4－3

4.3　液体廃棄物処理　…… 9－4－17

4.4　固体廃棄物処理　…… 9－4－21

4.5　参考文献　…… 9－4－33

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　…… 9－5－1

5.1　実効線量の計算　…… 9－5－1

5.2　線量評価結果　…… 9－5－27

5.3　参考文献　…… 9－5－45

表

第2.2.1表　管理区域内の遮へい設計基準 …… 9－2－4
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
（１，２，３号炉合算） …… 9－2－19
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（１，２，３号炉合算） …… 9－2－20
第3.1.1表　空間放射線量等の監視用設備
（１，２，３号炉共用） …… 9－3－1
第4.2.1表　(9-1)式の計算に用いたパラメータ …… 9－4－24
第4.2.2表　１次冷却材中の希ガス及びよう素の濃度 …… 9－4－8
第4.2.3表　(9-2)式の計算に用いたパラメータ …… 9－4－25
第4.2.4表　(9-3)式の計算に用いたパラメータ …… 9－4－26
第4.2.5表　(9-4)式の計算に用いたパラメータ …… 9－4－27
第4.2.6表　(9-5)式の計算に用いたパラメータ …… 9－4－28
第4.2.7表　希ガスの放出量（１，２号各炉） …… 9－4－13
第4.2.8表　希ガスの放出量（３号炉） …… 9－4－14
第4.2.9表　よう素の放出量 …… 9－4－15
第4.2.10表　希ガス及びよう素の放出量 …… 9－4－16
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 …… 9－4－19
第4.3.2表　液体廃棄物の核種構成 …… 9－4－20
第4.4.1表　固体廃棄物の年間推定発生量 …… 9－4－22
第5.1.1表　(9-7)式の計算に用いたパラメータ …… 9－5－28
第5.1.2表　(9-8)式の計算に用いたパラメータ …… 9－5－28
第5.1.3表　(9-11)式～(9-13)式の計算に用いたパラメータ … 9－5－29

第5.1.4表　(9-15)式～(9-17)式の計算に用いたパラメータ　…　9－5－30
第5.1.5-(1)表　敷地境界外における線量計算に用いた
放出源の有効高さ　……　9－5－31
第5.1.5-(2)表　周辺監視区域境界外における線量計算に用いた
放出源の有効高さ　……　9－5－32
第5.1.6表　着目方位及び隣接２方位への最大放出回数　……　9－5－33
第5.1.7表　線量計算に用いた気象条件(1)　……　9－5－34
第5.1.8表　線量計算に用いた気象条件(2)　……　9－5－35
第5.1.9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　……　9－5－10
第5.1.10表　周辺監視区域境界外における希ガスのγ線による
年間実効線量　……　9－5－11
第5.1.11表　(9-18)式の計算に用いたパラメータ　……　9－5－36
第5.1.12表　液体廃棄物中に含まれる核種ｉの実効線量係数　…　9－5－37
第5.1.13表　液体廃棄物の放水口濃度　……　9－5－38
第5.1.14表　濃縮係数　……　9－5－39
第5.1.15表　(9-20)式及び(9-21)式の計算に用いた
パラメータ　……　9－5－40
第5.1.16表　よう素の年平均地上空気中濃度　……　9－5－19
第5.1.17表　(9-23)式の計算に用いたパラメータ　……　9－5－41
第5.1.18表　(9-24)式の計算に用いたパラメータ　……　9－5－42
第5.1.19表　気体廃棄物中のよう素による実効線量計算結果
（１，２，３号炉合算）　……　9－5－22
第5.1.20表　(9-25)式及び(9-26)式の計算に用いた
パラメータ　……　9－5－43

第5.1.21表　液体廃棄物中のよう素による実効線量計算結果
（１，２，３号炉合算）　……　9－5－24
第5.1.22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
（１，２，３号炉合算）　……　9－5－26

図

第2.1.1図　管理区域，保全区域及び周辺監視区域図　……　9－2－21
第2.1.2図　管理区域図（地下２階）　……　9－2－22
第2.1.3図　管理区域図（地下１階）　……　9－2－23
第2.1.4図　管理区域図（１階）　……　9－2－24
第2.1.5図　管理区域図（２階）　……　9－2－25
第2.1.6図　管理区域図（３階）　……　9－2－26
第2.1.7図　管理区域図（４階）　……　9－2－27
第2.1.8図　管理区域図（断面Ａ－Ａ）　……　9－2－28
第2.1.9図　管理区域図（断面Ｂ－Ｂ）　……　9－2－29
第2.1.10図　焼却炉建家管理区域図（地下1階，1階，２階）　…　9－2－30
第2.1.11図　焼却炉建家管理区域図（３階，４階，屋上）　……　9－2－31
第2.1.12図　雑固体処理建屋管理区域図　……　9－2－32
第2.1.13図　使用済燃料乾式貯蔵建屋管理区域図　……　9－2－33
第4.1.1図　気体廃棄物処理系統図（換気系を含む）　……　9－4－29
第4.1.2図　液体廃棄物処理系統図　……　9－4－30
第4.1.3図　固体廃棄物処理系統図　……　9－4－31
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　……　9－4－32

第5.1.1図　評価地点　…… 9－5－44

# 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，発電所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に対する放射線被ばくについては，「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，今後，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ち入りの制限を行い，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ち入りを制限する。

(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。

## 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，「核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等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をも考慮して，原子炉建屋の大部分，原子炉補助建屋の大部分，固体廃棄物貯蔵庫，焼却炉建家の一部，雑固体処理建屋の一部，使用済燃料乾式貯蔵建屋の大部分等を管理区域とする。管理区域の範囲を第2.1.1図～第2.1.13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等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

線量，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2.1.1図に示すように設定する。

## 2.2　管理区域内の管理

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。

(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)　管理区域のうち汚染又は汚染のおそれのある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るか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。

管理区域内の管理は，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。

(1)　遮へい

放射線業務従事者等を不必要な外部被ばくから防護するため，遮へいは，関係各区域への立ち入りの頻度，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，これらの基準に適合するように維持管理する。

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線量率 | 代表箇所 |
|---|---|---|
| 第　Ⅱ　区　分 | ≦0.01mSv/h | 一般通路等 |
| 第　Ⅲ　区　分 | ≦0.15mSv/h | 操作用通路等 |
| 第　Ⅳ　区　分 | ＞0.15mSv/h | 機器室等 |

遮へいの具体的な説明は，「添付書類八　11.放射線管理施設」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，換気空調設備は以下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，各区域等の換気，除熱を行うのに十分であること。

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各区域

について濃度限度よりも十分低くなっていること。

換気空調設備の具体的な説明は，「添付書類八 12. 発電所補助施設」に示す。

(3) 線量当量等の測定

放射線業務従事者の線量の管理が，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，管理区域の放射線レベル等の状況を把握する。

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の主な設置場所については「添付書類八 11.2 放射線管理設備」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) 原子炉格納容器モニタによる測定

原子炉格納容器モニタにより，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。

放射能レベルがあらかじめ設定された値以上になると，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。

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。

(b) 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 11.2 放射線管理設備」に示す。

c. 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。

(a) 復水器排気ガスモニタによる測定

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。

(b) 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。

(c) 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。

(d) 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，放射性廃棄物廃棄施設，余熱除去設備等から原子炉補機冷却水設備への漏えいを検知する。

(e) 補助蒸気ドレンモニタによる測定

液体廃棄物処理設備の廃液蒸発器等の加熱蒸気側ドレン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ドレン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測定し，放射能レベルがあらかじめ設定された値以上になると，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。

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 11.2 放射線管理設備」に示す。

(f) 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

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，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

管理区域への立ち入りは，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，蛍光ガラス線量計又は電子式線量計等の線量当量測定器を装着させる。

c.　管理区域に立ち入る者には，指定された防護衣を着用させる。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.　管理区域立ち入り時には，前に述べた線量当量測定器，指定された防護衣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，原子炉建屋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」，「核燃料物質等車輌運搬規則」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当量率の高低により，また空気中の放射性物質の濃度等に起因する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，それぞれ２種程度に区分し，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被ばく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，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，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)　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)　管理区域立ち入り前の措置

「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。

また，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訓練を行う。

b.　被ばく歴及び健康診断結果を調査する。

(2)　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

放射線業務従事者の線量が，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の測定・評価は，原則として次のように行う。

(a)　外部被ばくによる線量当量を測定するため所定の線量当量測定器を着用させ，外部被ばくによる線量の積算値を定期的及び

必要に応じて測定・評価する。

(b)　補助測定器として，警報付ポケット線量計（電子式線量計を用いる場合は除く。）等を着用させ，管理区域立ち入りの都度外部被ばくによる線量当量を測定・監視する。

(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測定器を着用させ，その都度外部被ばくによる線量当量の測定・監視を行う。

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応急措置をとる。

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者の立ち入りを制限する。

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又は表面の放射性物質の密度以下に保つ。

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，「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補助建屋排気筒又は格納容器排気筒から放出する。

補助建屋排気筒から放出するものは，ガス減衰タンク，水素再結合ガス減衰タンク，格納容器減圧装置，補助建屋排気系統，放射線管理室排気系統及び廃棄物処理室排気系統からの排気である。この気体廃棄物の排気中の放射性物質の濃度は，補助建屋排気筒ガスモニタによって常に監視する。

一方，格納容器排気筒から放出するものは，格納容器排気系統等からの排気である。この気体廃棄物の排気中の放射性物質の濃度は，格納容器排気筒ガスモニタによって常に監視する。

ガス減衰タンク及び水素再結合ガス減衰タンク中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。

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容器モニタによって，放射性物質の濃度を確認する。

これらの排気筒ガスモニタの測定結果は，中央制御室に指示又は記録するとともに，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。

これらの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られる。

また，各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。

以上の排気筒ガスモニタ等については，「添付書類八 11.2 放射線管理設備」に示す。

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

| 項　　目 | 放出管理目標値（Bq／ｙ） |
|---|---|
| 希ガス | $1.5\times10^{15}$ |
| よう素（I－131） | $8.1\times10^{10}$ |

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 10.3 液体廃棄物処理設備」に示す処理を行った後，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，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，中央制御室に指示又は記録するとともに，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。

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。

廃棄物処理設備排水モニタについては「添付書類八 11.2 放射線管理設備」に示す。

(2)　放出管理目標値

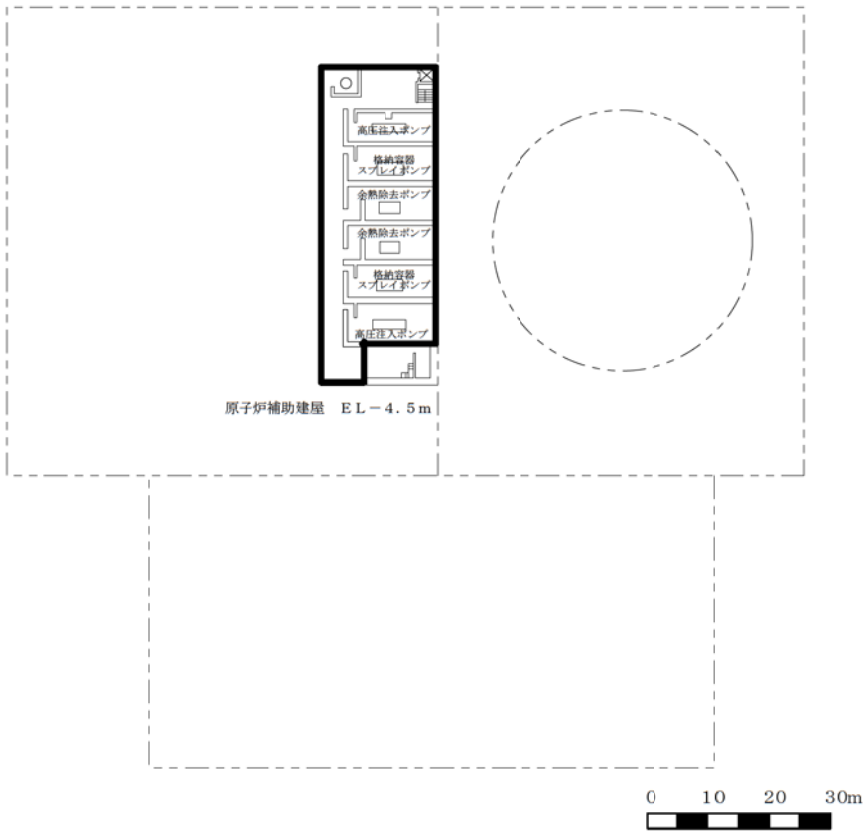
「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針」に基づき，後述の「4. 放射性廃棄物処理」及び「5. 平常運転時における発電所周辺の一般公衆の受ける線量評価」の結果から，液体廃棄物中の放射性物質（トリチウムを除く）の放出管理目標値（１，２，３号炉合算）を第2.7.2表のように設定し，これを超えないように努める。

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（１，２，３号炉合算）

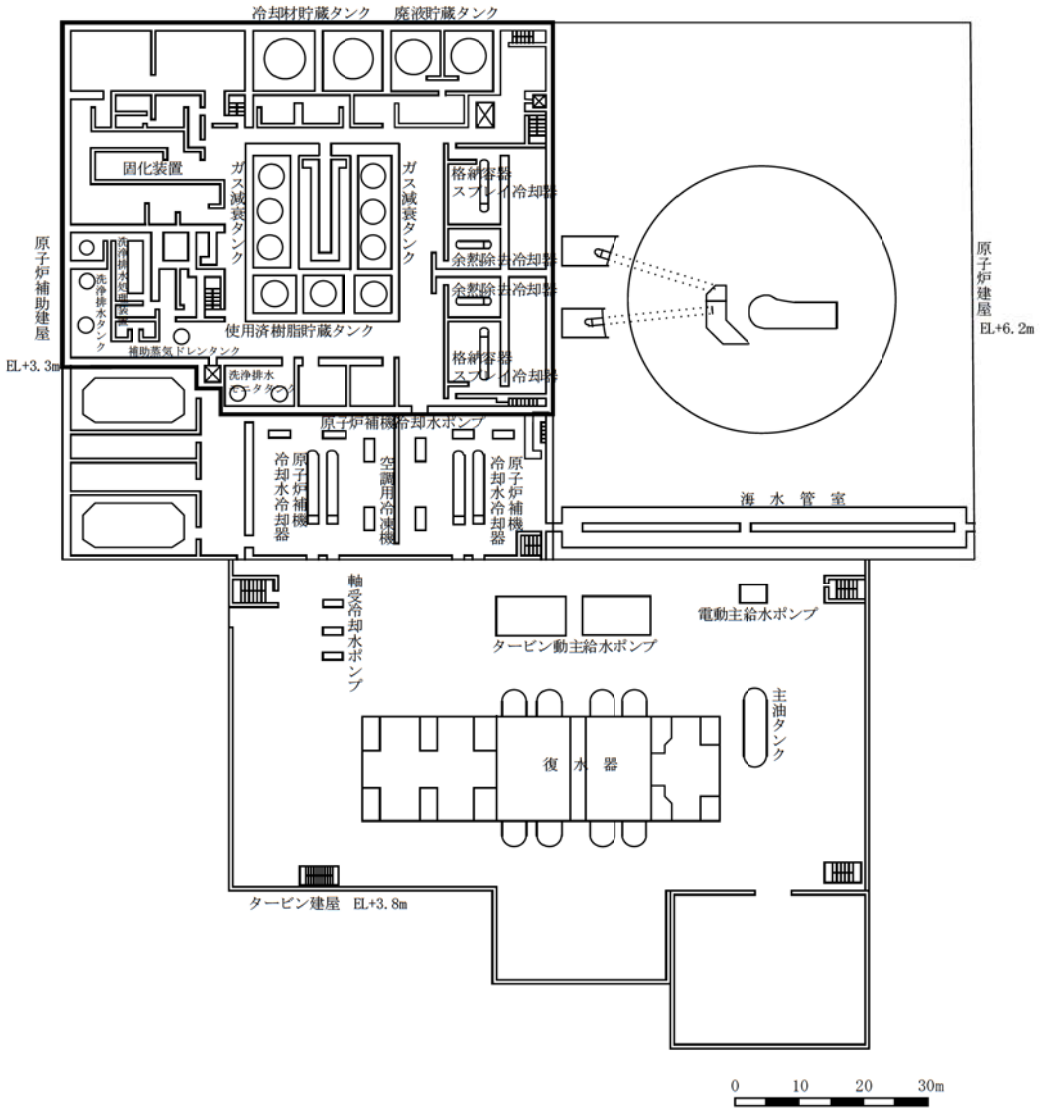
| 項　　目 | 放出管理目標値（Bq／y） |
|---|---|
| 液体廃棄物中の放射性物質（トリチウムを除く） | $1.1\times10^{11}$ |

# 管理区域，保全区域及び周辺監視区域図

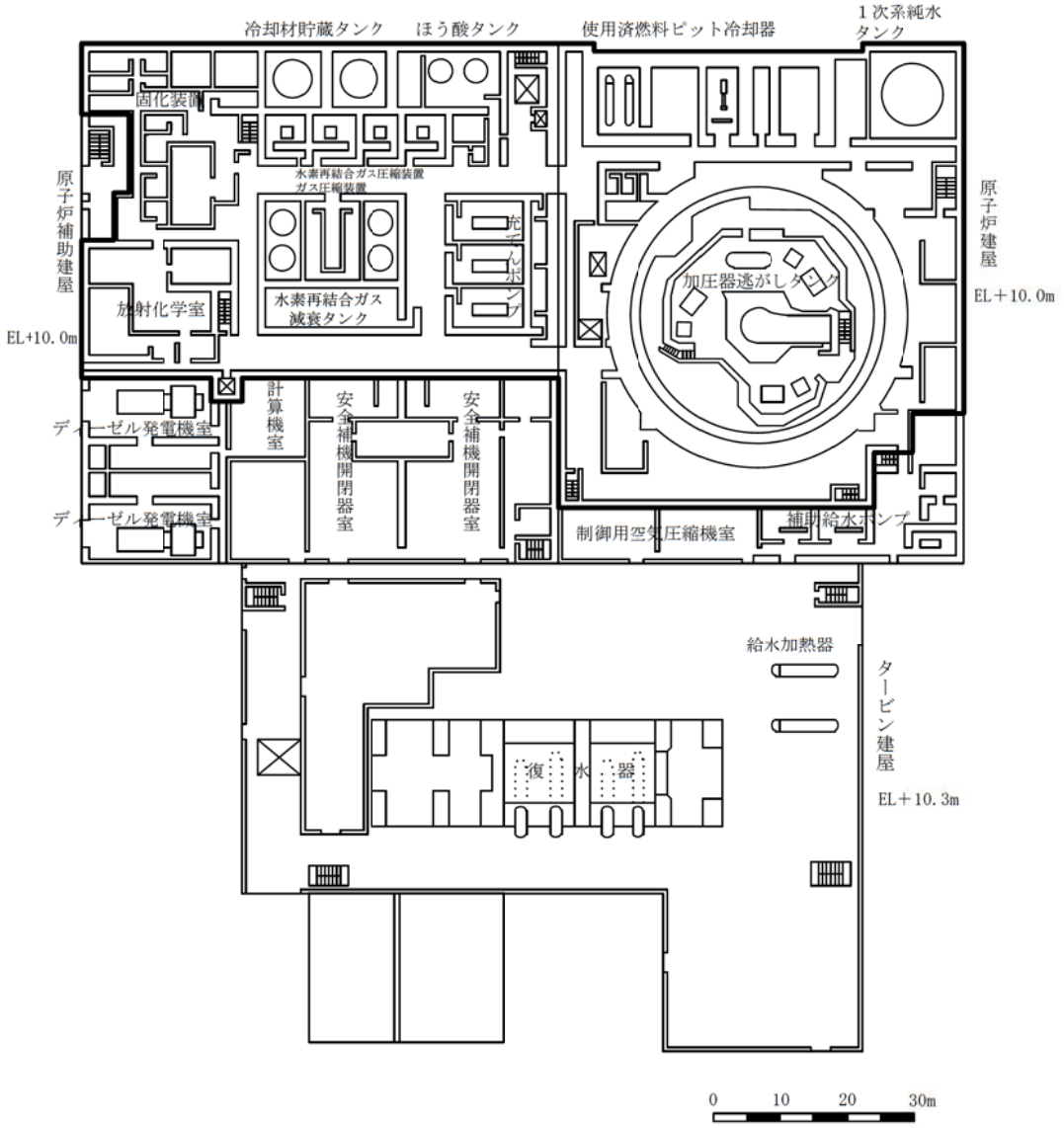
管理区域，保全区域及び周辺監視区域図については核物質防護上の理由から公開しないこととしております。



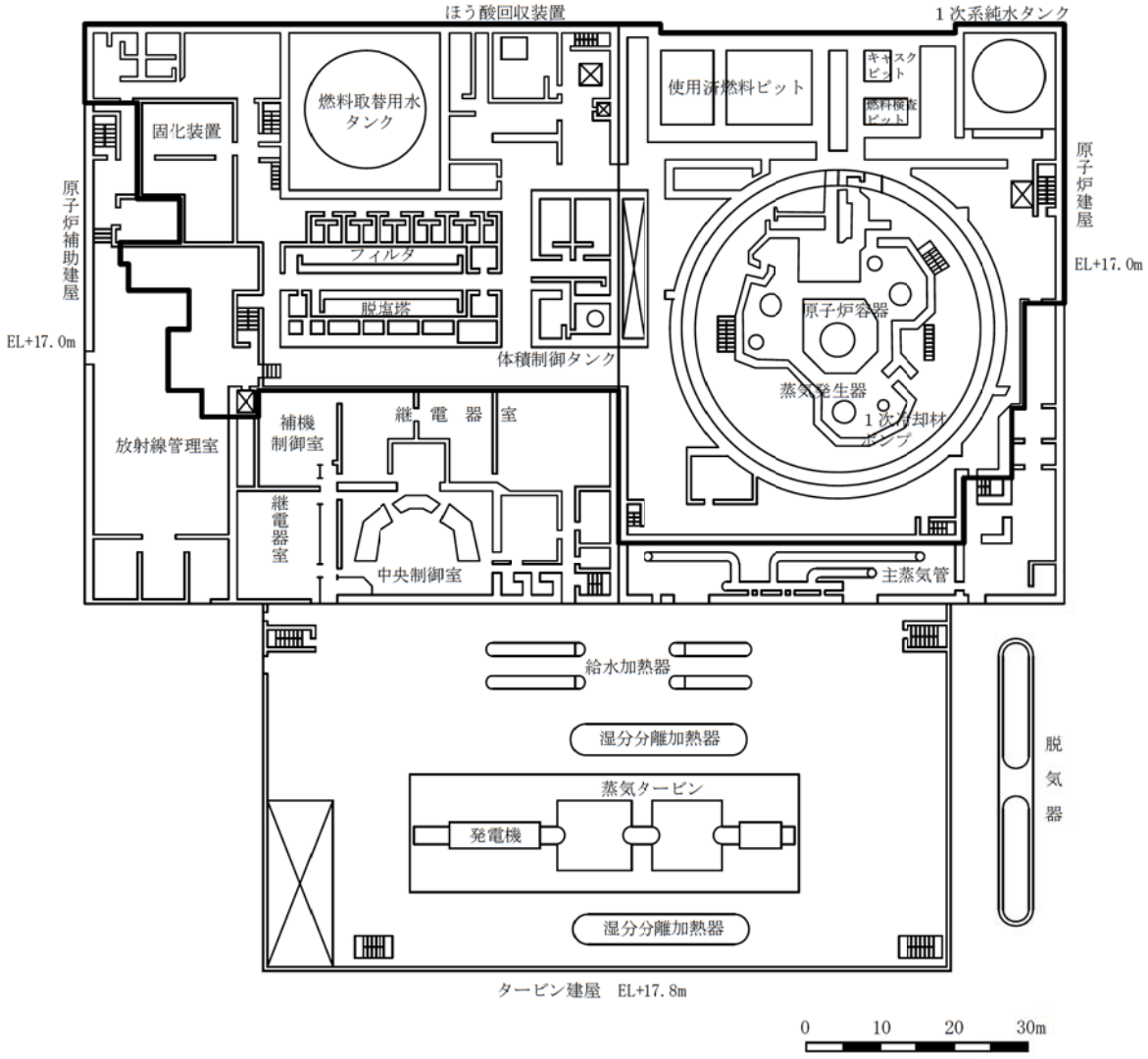

第 2.1.2 図　管理区域図（地下２階）



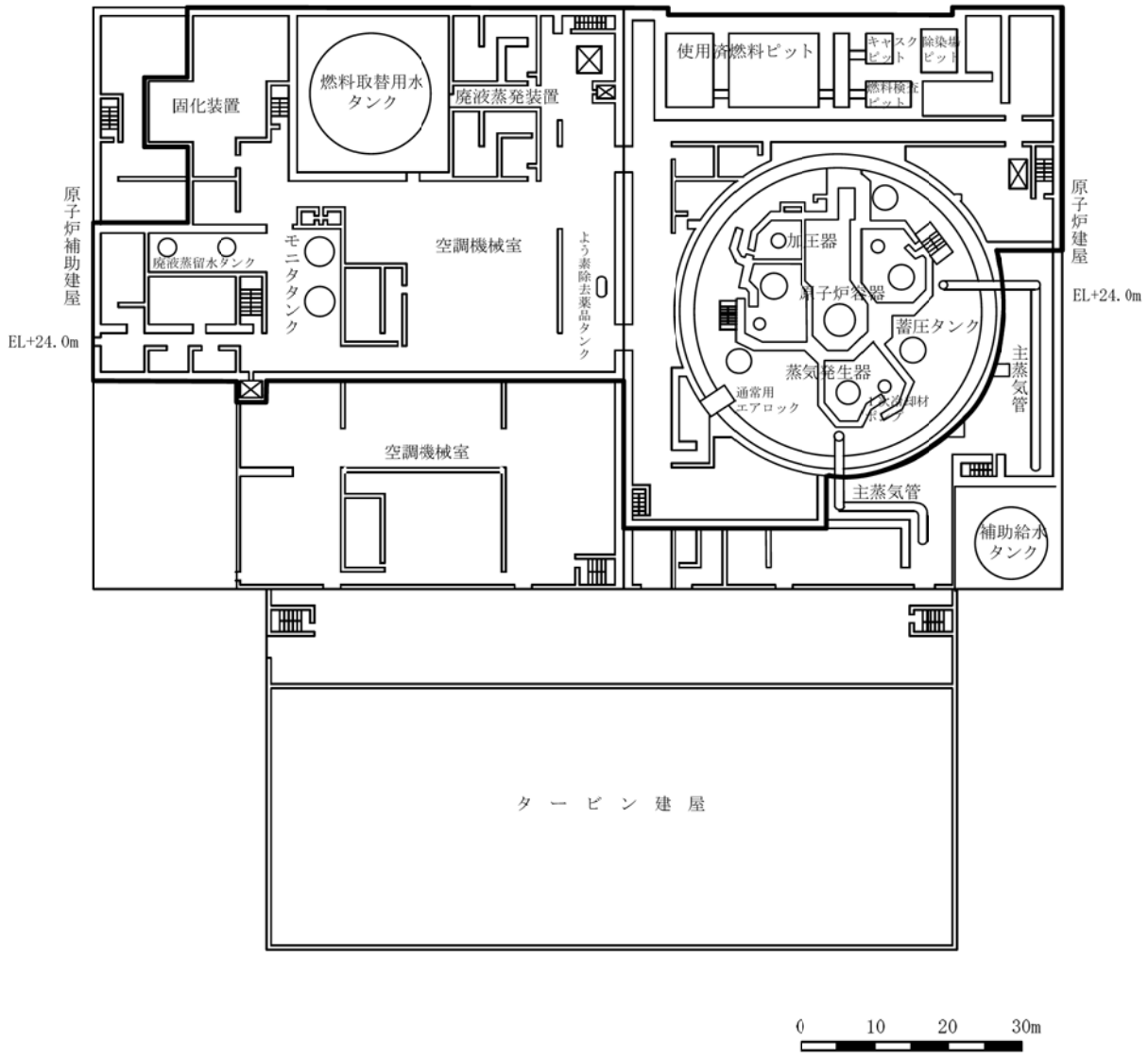

第 2.1.3 図　管理区域図（地下１階）



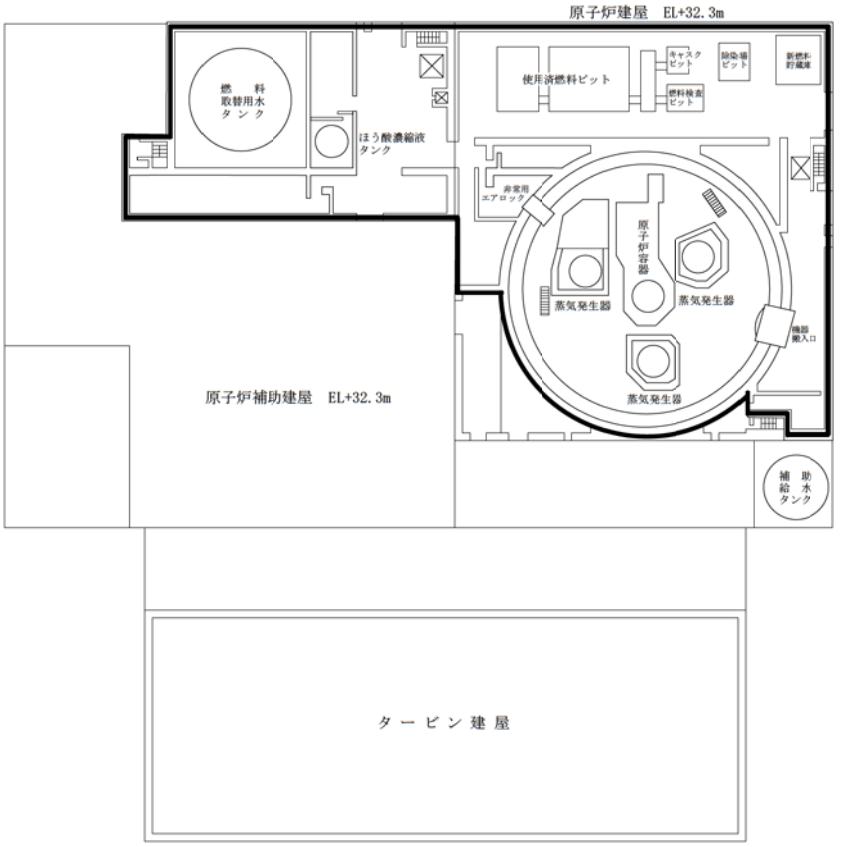

第 2.1.4 図　管理区域図（１階）




第2.1.5図　管理区域図（2階）




第 2.1.6 図　管理区域図（３階）



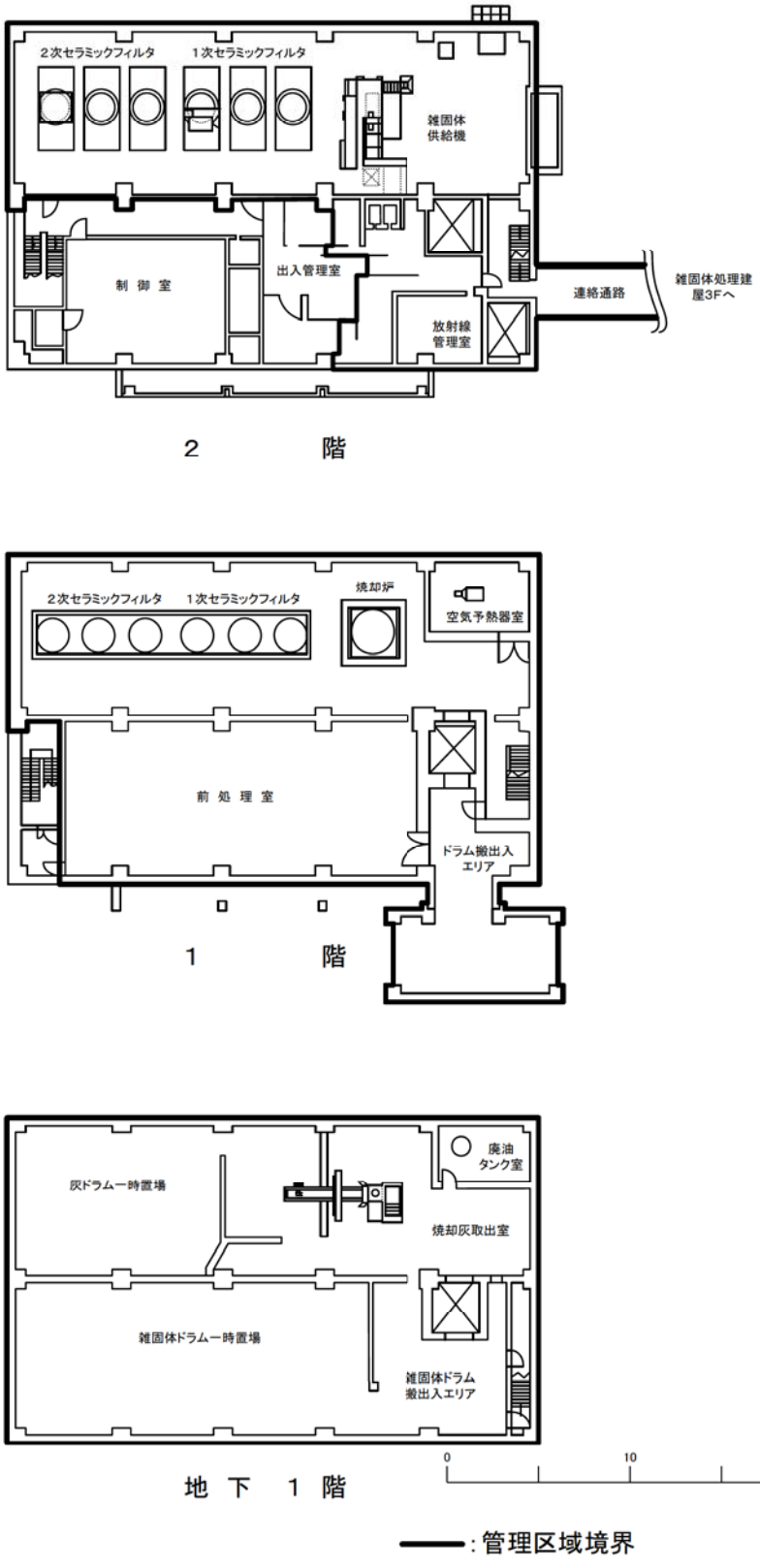

第 2.1.7 図　管理区域図（４階）

# 管理区域図

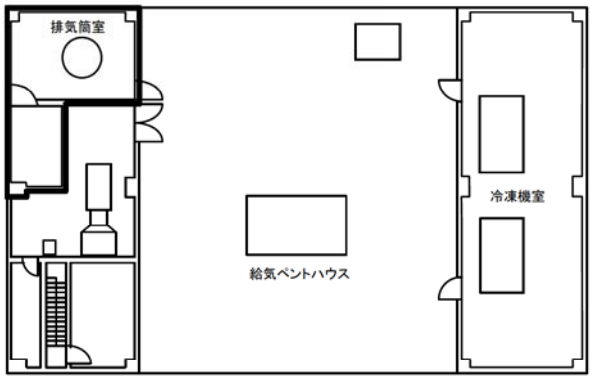
管理区域図については核物質防護上の理由から公開しないこととしております。

# 管理区域図

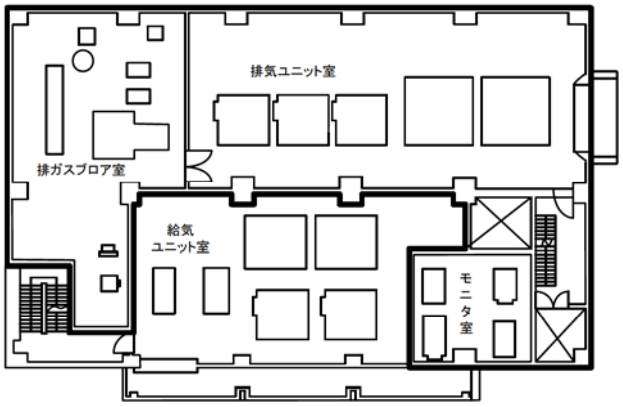
管理区域図については核物質防護上の理由から公開しないこととしております。



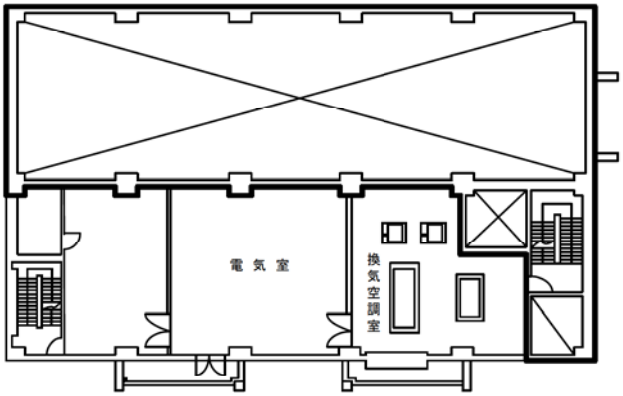

第2.1.10図　焼却炉建家管理区域図（地下１階，１階，２階）




屋　　上




4　　階

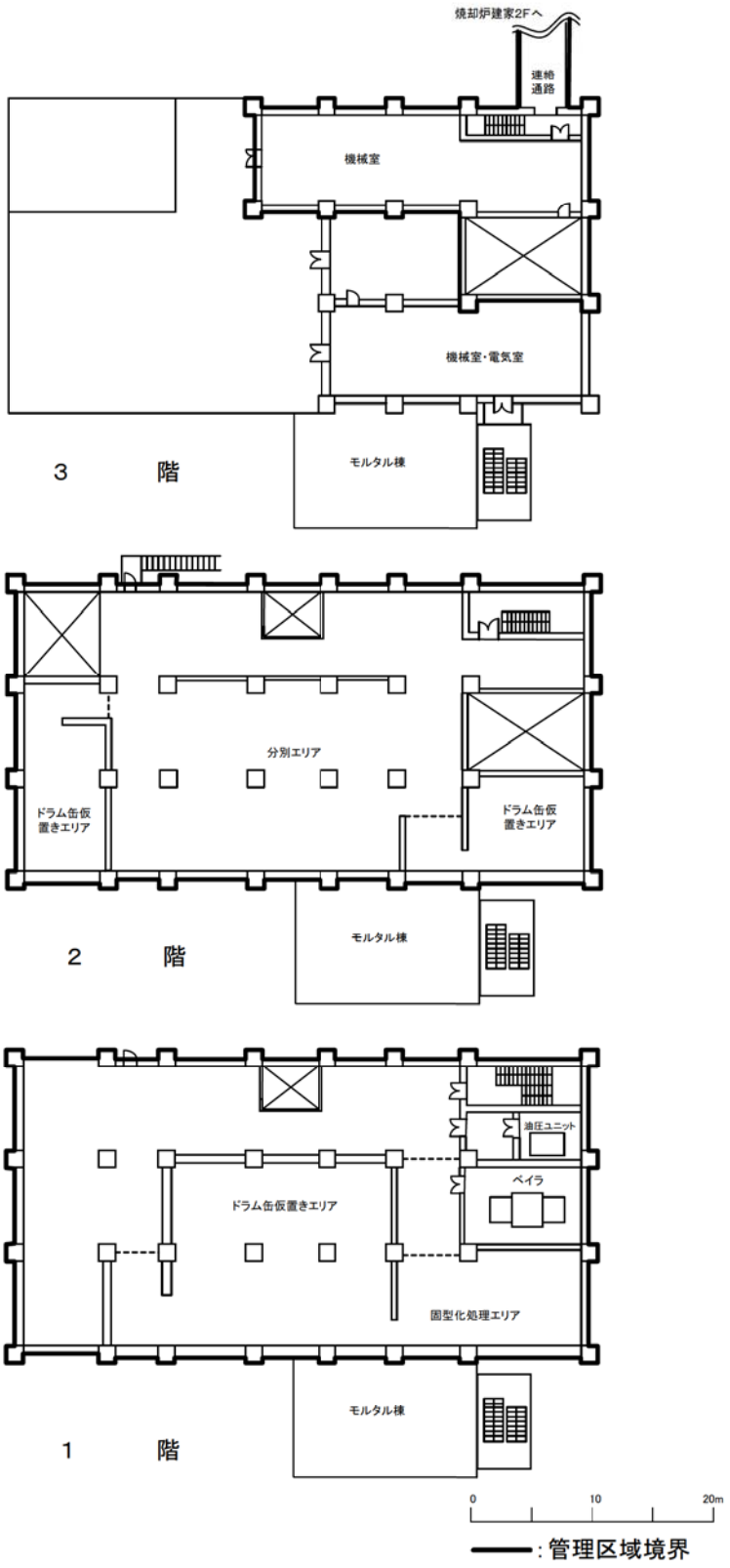



3　　階

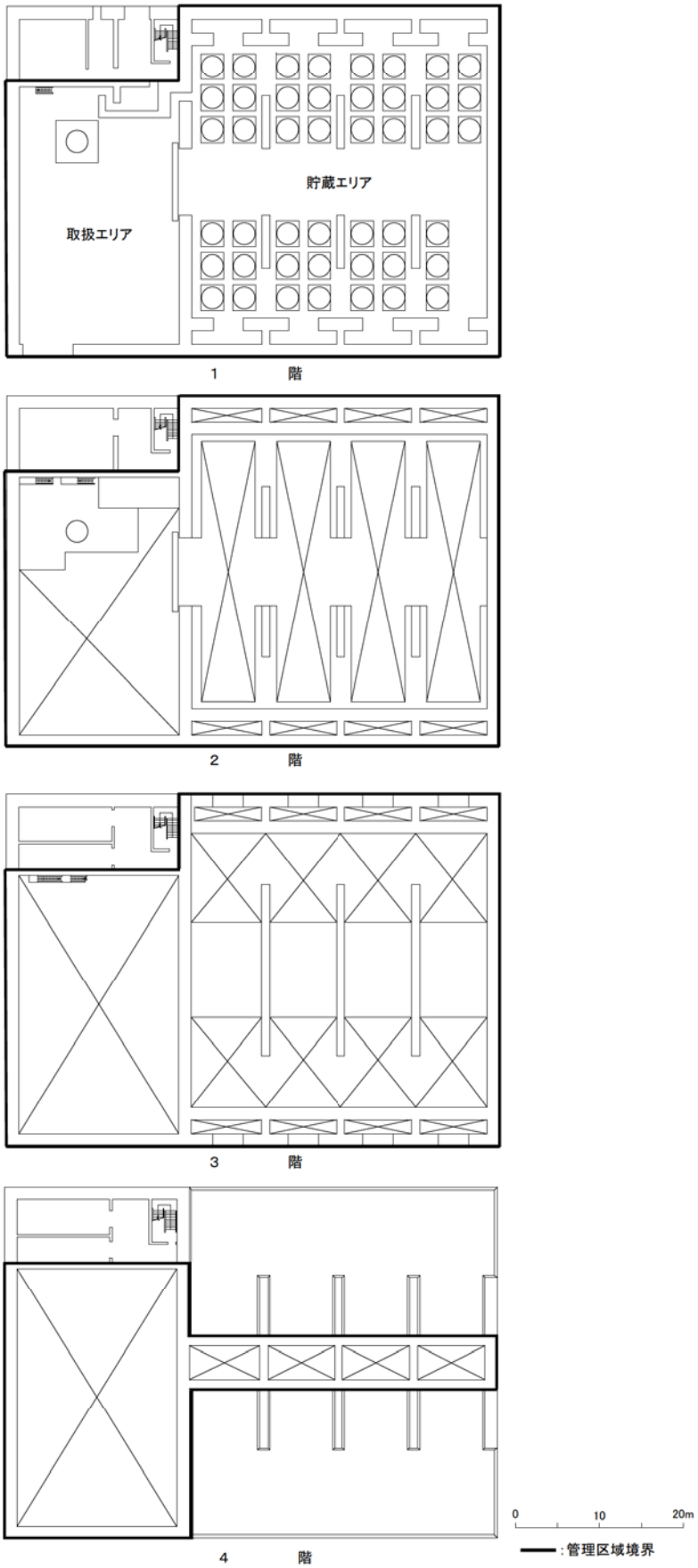
0　10　20m

——：管理区域境界

第2.1.11図　焼却炉建家管理区域図（３階，４階，屋上）




第2.1.12図　雑固体処理建屋管理区域図




第 2.1.13 図　使用済燃料乾式貯蔵建屋管理区域図

## 3.　周辺監視区域境界付近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」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（１，２，３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 |
|---|---|---|---|---|
| ﾓﾆﾀﾘﾝｸﾞ ﾎﾟｲﾝﾄ | 空間放射線量 | 3箇月ごとに読取り | 熱蛍光線量計 | |
| ﾓﾆﾀﾘﾝｸﾞ ﾎﾟｽﾄ | 空間放射線量率 | 常　時 | ｼﾝﾁﾚｰｼｮﾝ 検出器 | 中央制御室で監視 |
| ﾓﾆﾀﾘﾝｸﾞ 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 | |

## 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 | ： | 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 | ： | 原則として四半期又は半期に１回 |
| 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た場合は，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，モニタリングカーにより緊急時対策所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，程度等の推定を迅速かつ確実に行う。モニタリングカーには，線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）を主体とする冷却材貯蔵タンク等のベントガス及び体積制御タンクから連続脱ガスを行う場合の水素を主体とするパージガスがある。前者の気体廃棄物は，ガス減衰タンクに貯留し，後者の気体廃棄物は，水素を除去した後，水素再結合ガス減衰タンクに貯留して放射能の減衰を図る。放出する場合は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，粒子用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，蒸発装置，脱塩塔等で処理し，処理後の蒸留水等は，放射性物質の濃度が十分低いことを確認して放出する。再使用可能なものは，１次系補給水として再使用する。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９条）に定める濃度限度を超えないようにする。

固体廃棄物の主なものは，廃液蒸発装置及び洗浄排水処理装置の濃縮廃液，使用済フィルタ，布，紙等の雑固体並びに脱塩塔使用済樹脂である。

濃縮廃液等は固化材（セメント）と混合後，ドラム詰めを行い貯蔵

保管する。

雑固体廃棄物のうち，可燃物は必要に応じて圧縮減容後ドラム詰め等を行うか，焼却処理後ドラム詰めを行うか，又は焼却処理後固化材（セメント）とともにドラム詰めを行い貯蔵保管する。また，不燃物は，仕分けし，必要に応じて圧縮減容後ドラム詰め等を行うか，又は必要に応じて圧縮減容後固型化材（モルタル）を充てんして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，放射能を減衰させた後，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。

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。

また，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等は，敷地内に所要の遮へい設計を行った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。），原子炉建屋及び原子炉補助建屋内の冷却材ドレンは，いったん冷却材貯蔵タンクに貯留後，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，冷却材貯蔵タンク等のカバーガス，各機器のベントガス及び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ガスのこれら窒素廃ガスは，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，冷却材貯蔵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，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。

一方，体積制御タンクから連続脱ガスを行う場合，水素をキャリヤとして体積制御タンクからパージされた廃ガスは，水素再結合装置により水素を除去した後，水素再結合ガス減衰タンクに貯留する。この廃ガスを放出する場合には，上記と同様の方法で補助建屋排気筒から放出する。

ガス減衰タンク及び水素再結合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，さらに，ガス減衰タンク及び水素再結合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，カバーガスの再使用は考慮せず，また，水素廃ガス処理に伴う放射能の低減効果はないものとする。

(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，粒子用フィルタ及びよう素用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，原子炉格納容器モニタにより放射性物質の濃度を確認し，粒子用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格納容器減圧装置の粒子用フィルタ及びよう素用フィルタを通した後，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。

(3)　原子炉補助建屋等の換気空気

原子炉補助建屋等で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。

原子炉補助建屋等の換気空気は，通常粒子用フィルタを内蔵した補助建屋排気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等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，原子炉の年間稼働率を 80%，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次式を用いて計算す

る。

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

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

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

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

$A_{Wi}$：核種ｉの１次冷却材中の濃度　（Bq／ｇ）

$A_{Ci}$：被覆管欠陥率に相当する燃料棒内の核種ｉの量（Bq）

$\nu_i$：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　（％）

$\sigma_i$：核種ｉの熱中性子断面積　（$cm^2$）

$\phi$：炉心平均熱中性子束　（ｎ／($cm^2$・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を第 4.2.1 表に示す。

(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 4.2.2 表に示す。

第 4.2.2 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 | １，２号各炉 | ３号炉 |
|---|---|---|
| Ｋｒ－８５ｍ | $7.25\times10^{4}$ | $6.88\times10^{4}$ |
| Ｋｒ－８５ | $4.82\times10^{4}$ | $5.41\times10^{4}$ |
| Ｋｒ－８７ | $4.22\times10^{4}$ | $4.11\times10^{4}$ |
| Ｋｒ－８８ | $1.24\times10^{5}$ | $1.18\times10^{5}$ |
| Ｘｅ－１３１ｍ | $7.16\times10^{4}$ | $6.81\times10^{4}$ |
| Ｘｅ－１３３ｍ | $1.05\times10^{5}$ | $9.69\times10^{4}$ |
| Ｘｅ－１３３ | $7.50\times10^{6}$ | $7.09\times10^{6}$ |
| Ｘｅ－１３５ｍ | $3.85\times10^{3}$ | $3.90\times10^{3}$ |
| Ｘｅ－１３５ | $1.35\times10^{5}$ | $1.38\times10^{5}$ |
| Ｘｅ－１３８ | $2.06\times10^{4}$ | $2.08\times10^{4}$ |
| Ｉ　－１３１ | $7.10\times10^{4}$ | $4.40\times10^{4}$ |
| Ｉ　－１３３ | $1.24\times10^{5}$ | $8.63\times10^{4}$ |

### 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，原子炉補助建家等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。

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

$Q_{GDTi}$：ガス減衰タンクから放出される核種ｉの量(Bq／ｙ)

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($y^{-1}$)

$t_G$　：ガス減衰タンクの保持時間　（ｓ）

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。

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

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

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

$Q_{CVi}$ ：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）

$P_{1i}$ ：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 （$m^3$）

$\eta_{Ci}$ ：格納容器空気浄化装置の核種ｉに対するよう素用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。

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

$Q_{CVDi}$：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）

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

d.　原子炉補助建家等の換気により放出される希ガス及びよう素の量

原子炉補助建家等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。

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

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

$L_2$　：原子炉補助建家等での１次冷却材漏えい率（ｇ／ｓ）

$P_{2i}$　：原子炉補助建家等で漏えい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。

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

$Q_{I-131}$　：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）

$Q_{ABI-131}$　：原子炉補助建家等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～(9-5) 式の計算に用いたパラメータを第 4.2.3 表～第 4.2.6 表に示す。

(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それぞれ第 4.2.7 表～第 4.2.9 表に示す。

第4.2.7表　　希ガスの放出量（１，２号各炉）

（単位：Bq／ｙ）

| 項目 / 核種 | 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 | 原子炉補助建家の換気 | 合　計 |
|---|---|---|---|---|---|
| Ｋｒ－８５ｍ | ～ 0 | $7.8\times10^{9}$ | $5.8\times10^{9}$ | $1.7\times10^{12}$ | $1.7\times10^{12}$ |
| Ｋｒ－８５ | $8.1\times10^{13}$ | $1.4\times10^{12}$ | $5.2\times10^{11}$ | $1.1\times10^{12}$ | $8.4\times10^{13}$ |
| Ｋｒ－８７ | ～ 0 | $1.3\times10^{9}$ | $9.6\times10^{8}$ | $9.8\times10^{11}$ | $9.9\times10^{11}$ |
| Ｋｒ－８８ | ～ 0 | $8.4\times10^{9}$ | $6.2\times10^{9}$ | $2.9\times10^{12}$ | $2.9\times10^{12}$ |
| Ｘｅ－１３１ｍ | $2.1\times10^{13}$ | $4.9\times10^{11}$ | $2.8\times10^{11}$ | $1.7\times10^{12}$ | $2.4\times10^{13}$ |
| Ｘｅ－１３３ｍ | $1.7\times10^{10}$ | $1.4\times10^{11}$ | $9.7\times10^{10}$ | $2.4\times10^{12}$ | $2.7\times10^{12}$ |
| Ｘｅ－１３３ | $2.5\times10^{14}$ | $2.3\times10^{13}$ | $1.5\times10^{13}$ | $1.8\times10^{14}$ | $4.6\times10^{14}$ |
| Ｘｅ－１３５ｍ | ～ 0 | $2.4\times10^{7}$ | $1.8\times10^{7}$ | $9.0\times10^{10}$ | $9.0\times10^{10}$ |
| Ｘｅ－１３５ | ～ 0 | $2.9\times10^{10}$ | $2.2\times10^{10}$ | $3.1\times10^{12}$ | $3.2\times10^{12}$ |
| Ｘｅ－１３８ | ～ 0 | $1.2\times10^{8}$ | $8.7\times10^{7}$ | $4.8\times10^{11}$ | $4.8\times10^{11}$ |
| 放出量合計 | $3.5\times10^{14}$ | $2.5\times10^{13}$ | $1.6\times10^{13}$ | $1.9\times10^{14}$ | $5.8\times10^{14}$ |
| γ線実効ｴﾈﾙｷﾞｰ(1) (MeV／dis) | $3.4\times10^{-2}$ | $4.3\times10^{-2}$ | $4.4\times10^{-2}$ | $8.5\times10^{-2}$ | $5.1\times10^{-2}$ |
| β線実効ｴﾈﾙｷﾞｰ(1) (MeV／dis) | $1.6\times10^{-1}$ | $1.4\times10^{-1}$ | $1.4\times10^{-1}$ | $1.5\times10^{-1}$ | $1.6\times10^{-1}$ |

第 4.2.8 表　　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 | 原子炉補助建屋等の換気 | 合　計 |
|---|---|---|---|---|---|
| Ｋｒ－８５ｍ | ～ 0 | $7.4\times10^{9}$ | $3.6\times10^{9}$ | $1.6\times10^{12}$ | $1.6\times10^{12}$ |
| Ｋｒ－８５ | $1.4\times10^{14}$ | $1.6\times10^{12}$ | $3.8\times10^{11}$ | $1.3\times10^{12}$ | $1.5\times10^{14}$ |
| Ｋｒ－８７ | ～ 0 | $1.3\times10^{9}$ | $6.0\times10^{8}$ | $9.6\times10^{11}$ | $9.6\times10^{11}$ |
| Ｋｒ－８８ | ～ 0 | $7.9\times10^{9}$ | $3.8\times10^{9}$ | $2.8\times10^{12}$ | $2.8\times10^{12}$ |
| Ｘｅ－１３１ｍ | $5.6\times10^{12}$ | $4.6\times10^{11}$ | $1.7\times10^{11}$ | $1.6\times10^{12}$ | $7.8\times10^{12}$ |
| Ｘｅ－１３３ｍ | $2.4\times10^{6}$ | $1.3\times10^{11}$ | $5.8\times10^{10}$ | $2.3\times10^{12}$ | $2.4\times10^{12}$ |
| Ｘｅ－１３３ | $7.3\times10^{12}$ | $2.2\times10^{13}$ | $9.3\times10^{12}$ | $1.7\times10^{14}$ | $2.0\times10^{14}$ |
| Ｘｅ－１３５ｍ | ～ 0 | $2.4\times10^{7}$ | $1.2\times10^{7}$ | $9.1\times10^{10}$ | $9.1\times10^{10}$ |
| Ｘｅ－１３５ | ～ 0 | $3.0\times10^{10}$ | $1.4\times10^{10}$ | $3.2\times10^{12}$ | $3.3\times10^{12}$ |
| Ｘｅ－１３８ | ～ 0 | $1.2\times10^{8}$ | $5.7\times10^{7}$ | $4.9\times10^{11}$ | $4.9\times10^{11}$ |
| 放出量合計 | $1.6\times10^{14}$ | $2.4\times10^{13}$ | $1.0\times10^{13}$ | $1.8\times10^{14}$ | $3.7\times10^{14}$ |
| γ線実効ｴﾈﾙｷﾞｰ（1）(MeV／dis) | $4.8\times10^{-3}$ | $4.3\times10^{-2}$ | $4.4\times10^{-2}$ | $8.6\times10^{-2}$ | $4.8\times10^{-2}$ |
| β線実効ｴﾈﾙｷﾞｰ（1）(MeV／dis) | $2.4\times10^{-1}$ | $1.4\times10^{-1}$ | $1.4\times10^{-1}$ | $1.5\times10^{-1}$ | $1.9\times10^{-1}$ |

第 4.2.9 表　　よう素の放出量

（単位：Bq／ｙ）

| 原子炉 ＼ 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 | 原子炉補助建家等の換気 | 定期検査時のよう素 | 合　計 |
|---|---|---|---|---|---|---|
| 1号，各2炉 | Ｉ－１３１ | $8.7\times10^{8}$ | $2.1\times10^{10}$ | $8.3\times10^{9}$ | $7.5\times10^{9}$ | $3.7\times10^{10}$ |
| | Ｉ－１３３ | $7.3\times10^{8}$ | $4.5\times10^{9}$ | $1.4\times10^{10}$ | － | $1.9\times10^{10}$ |
| 3号炉 | Ｉ－１３１ | $2.3\times10^{8}$ | $8.3\times10^{8}$ | $5.1\times10^{9}$ | $1.6\times10^{9}$ | $7.7\times10^{9}$ |
| | Ｉ－１３３ | $3.5\times10^{8}$ | $2.0\times10^{8}$ | $1.0\times10^{10}$ | － | $1.0\times10^{10}$ |

Ａｒ－４１の放出量は，１号炉，２号炉及び３号炉それぞれについて$2\times10^{11}$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家内等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。

１号炉，２号炉及び３号炉からの希ガス及びよう素の放出量を第 4.2.10 表に示す。

第 4.2.10 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 | | $5.8\times10^{14}$ | $5.8\times10^{14}$ | $3.7\times10^{14}$ | $1.5\times10^{15}$ |
| よう素 | Ｉ－１３１ | $3.7\times10^{10}$ | $3.7\times10^{10}$ | $7.7\times10^{9}$ | $8.1\times10^{10}$ |
| | Ｉ－１３３ | $1.9\times10^{10}$ | $1.9\times10^{10}$ | $1.0\times10^{10}$ | $4.8\times10^{10}$ |

## 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)　格納容器冷却材ドレン及び補助建屋冷却材ドレン

(3)　補助建屋機器ドレン

(4)　格納容器床ドレン及び補助建屋等床ドレン

(5)　薬品ドレン（強酸ドレンを除く）

(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，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。

処理後の蒸留水は，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か，又は１次系補給水として再使用する。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，廃液貯蔵タンクに貯蔵し，廃液蒸発装置で濃縮処理する。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。

(6) の廃液については，原則として洗浄排水処理装置で濃縮処理

し，透過水は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。濃縮廃液は固体廃棄物として処理する。

上記のほか，強酸ドレンタンクに集められる強酸ドレンがあるが，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図を第 4.1.2 図に示す。

### 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)　1 次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は，先行炉の実績から推定する。

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，格納容器冷却材ドレン及び補助建屋冷却材ドレンの処理後の蒸留水は，評価上 100%液体廃棄物として放出するものとする。

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，約 $3.9\times10^{9}$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，約 $5.7\times10^{5}$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号炉，２号炉及び３号炉それぞれ $3.7\times10^{10}$Bq／ｙ，トリチウムについては，１号炉及び２号炉それぞれ $3.7\times10^{13}$Bq／ｙ，３号炉 $5.55\times10^{13}$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，１，２号炉放水口において各炉あたり $9.46\times10^{8}$ｍ$^{3}$／ｙ，３号炉放水口において $1.63\times10^{9}$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

| 種　　別 | 放射性廃液の年間推定発生量（ｍ$^{3}$） | 液体廃棄物の年間推定放出量（ｍ$^{3}$） |
|---|---|---|
| (1) １次冷却材抽出水<br>(2) 格納容器冷却材ドレン及び補助建屋冷却材ドレン | 約3,400 | 約3,400 |
| (3) 補助建屋機器ドレン<br>(4) 格納容器床ドレン及び補助建屋等床ドレン<br>(5) 薬品ドレン（強酸ドレンを除く） | 約1,300 | 約1,300 |
| (6) 洗浄排水 | 約5,400 | 約5,400 |
| 合　　計 | 約10,100 | 約10,100 |

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　固体廃棄物の種類とその発生量

平常運転時において，発生する固体廃棄物としては，廃液蒸発装置及び洗浄排水処理装置の濃縮廃液，強酸ドレン，雑固体廃棄物（使用済フィルタ，布，紙，小器等），脱塩塔使用済樹脂等がある。

廃液蒸発装置及び洗浄排水処理装置の濃縮廃液，強酸ドレン等は，固化材（セメント）とともにドラム詰めする。

雑固体廃棄物のうち，可燃物は必要に応じて圧縮減容後ドラム詰め等を行うか，焼却処理後ドラム詰めを行うか，又は焼却処理後固化材（セメント）とともにドラム詰めを行う。また，不燃物は，仕分けし，必要に応じて圧縮減容後ドラム詰め等を行うか，又は必要に応じて圧縮減容後固型化材（モルタル）を充てんしてドラム詰めを行う。

脱塩塔使用済樹脂は，使用済樹脂貯蔵タンクに長期間貯蔵するものとするが，放射能を減衰させた後，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。

また，大型機材等ドラム詰めが困難なものについては，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，先行炉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，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

上部ふた等は，必要に応じて汚染拡大防止対策を講じて，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。

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 | | |
|---|---|---|---|
| | 1，2 号炉合算 | 3 号炉 | 合計 |
| 廃液蒸発装置及び洗浄排水蒸発装置の濃縮廃液等固化物 | 200ℓドラム缶 約 240 本相当 | 200ℓドラム缶 約 150 本相当 | 200ℓドラム缶 約 390 本相当 |
| 雑固体廃棄物（焼却灰の固化物を含む） | 200ℓドラム缶 約 460 本相当 | 200ℓドラム缶 約 380 本相当 | 200ℓドラム缶 約 840 本相当 |
| 脱塩塔使用済樹脂 | －（注１） | 約３$m^3$ | 約３$m^3$（注２） |
| 使用済制御棒等 | 発生量不定（注３） | | |

（注１）１号及び２号炉の廃止措置終了までの推定発生量は合計約 11$m^3$。

（注２）１号及び２号炉の推定発生量を含まない。

（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。

### 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号炉及び２号炉の取り外した蒸気発生器４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基等並びに１号炉及び２号炉の取り外した炉内構造物２基等は，蒸気発生器保管庫に貯蔵保管する。

脱塩塔使用済樹脂は，使用済樹脂貯蔵タンクに貯蔵して放射能の減衰を図るが，ドラム缶等に封入した場合は，固体廃棄物貯蔵庫に貯蔵保管する。

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。

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 4.2.1 表　(9-1) 式の計算に用いたパラメータ

| 記　号 | 単　位 | パラメータ | 数　値 |
|---|---|---|---|
| $\nu_i$ | $s^{-1}$ | 核種 i の逃散率係数 | Kr，Xe　$6.5\times10^{-8}$<br>I　$1.3\times10^{-8}$ |
| $W_m$ | g | 1 次冷却材保有量 | (1,2 号各炉) $1.25\times10^{8}$<br>(3　号　炉) $1.95\times10^{8}$ |
| t | s | 年間原子炉運転時間 | $2.52\times10^{7}$ |
| $W_p$ | g／s | 浄化系流量 | (1,2 号各炉) $2.81\times10^{3}$<br>(3　号　炉) $7.50\times10^{3}$ |
| $DF_i$ | — | 核種 i の浄化系の除染係数 | Kr，Xe　1<br>I　10 |
| $FS_i$ | — | 核種 i のストリッピング係数 | Kr－85m　$2.7\times10^{-1}$<br>Kr－85　$2.3\times10^{-5}$<br>Kr－87　$6.0\times10^{-1}$<br>Kr－88　$4.3\times10^{-1}$<br>Xe－131m　$1.0\times10^{-2}$<br>Xe－133m　$3.7\times10^{-2}$<br>Xe－133　$1.6\times10^{-2}$<br>Xe－135m　$8.0\times10^{-1}$<br>Xe－135　$1.8\times10^{-1}$<br>Xe－138　1.0<br>I－131　0.0<br>I－133　0.0 |
| $W_B$ | g／s | 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 | (1,2 号各炉) $5.74\times10^{1}$<br>(3　号　炉) $8.13\times10^{1}$ |
| $\sigma_i$ | $cm^2$ | 核種 i の熱中性子断面積<br>(Xe-135についてのみ考慮) | $2.65\times10^{-18}$ |
| $\phi$ | n／($cm^2$・s) | 炉心平均熱中性子束 | (1,2 号各炉) $3.40\times10^{13}$<br>(3　号　炉) $3.00\times10^{13}$ |
| P | MWt | 炉心熱出力 | (1,2 号各炉) 1,650<br>(3　号　炉) 2,652 |
| f | % | 燃料被覆管欠陥率 | 1 |
| $\lambda_i$ | $s^{-1}$ | 核種 i の崩壊定数 | 「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。 |
| $Y_i$ | % | 核種 i の核分裂収率 | |

第 4.2.3 表　　(9-2) 式の計算に用いたパラメータ

| 記　号 | 単　位 | パラメータ | 数　　値 |
|---|---|---|---|
| K | － | 抽出操作に伴う 1 次冷却材濃度の平均希釈率 | 1 |
| $W_e$ | g／y | ほう酸回収装置で処理される 1 次冷却材抽出水量 | (1,2 号各炉) $1.18\times10^{9}$<br>(3　号　炉) $2.05\times10^{9}$ |
| $W_d$ | g／y | ほう酸回収装置で処理される 1 次系機器ドレン量 | (1,2 号各炉) $2.67\times10^{8}$<br>(3　号　炉) $2.50\times10^{8}$ |
| $n_d$ | $y^{-1}$ | 低温停止時における 1 次冷却材の脱ガス回数 | 2 |
| $t_G$ | s | ガス減衰タンクの保持時間 | (1,2 号各炉) $2.59\times10^{6}$<br>(30 d)<br>(3　号　炉) $5.18\times10^{6}$<br>(60 d) |

第 4.2.4 表　　(9-3) 式の計算に用いたパラメータ

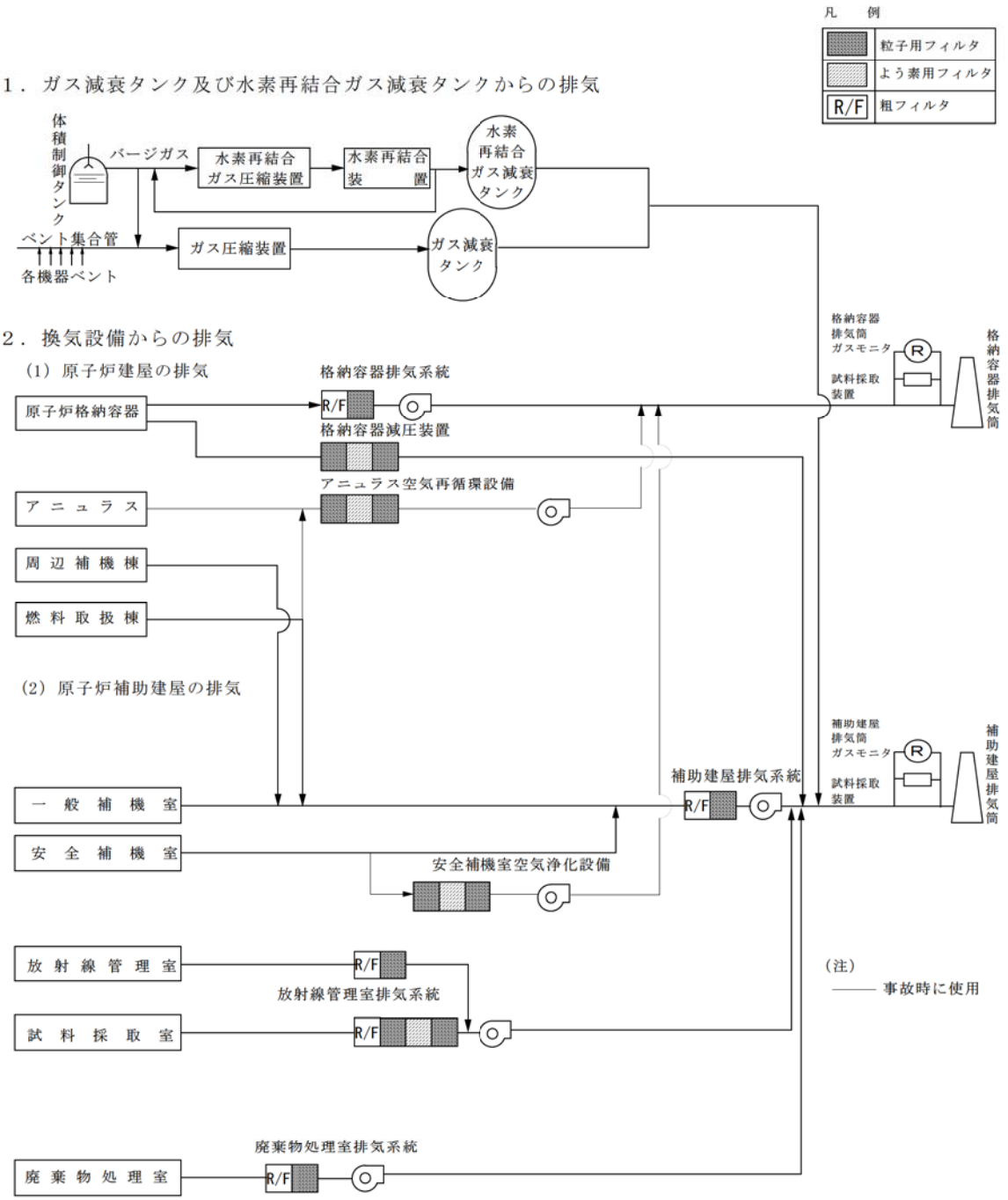
| 記　号 | 単　位 | パラメータ | 数　　値 |
|---|---|---|---|
| $n$ | $y^{-1}$ | 原子炉停止時の原子炉格納容器換気回数 | 4 |
| $t_f$ | s | 格納容器空気浄化装置運転時間 | $5.76\times10^{4}$（16ｈ） |
| T | s | 原子炉停止時の原子炉格納容器換気の間隔 | $6.31\times10^{6}$（73ｄ） |
| $L_1$ | g／s | 原子炉格納容器内１次冷却材漏えい率 | 1.16（0.1ｔ／ｄ） |
| $P_{1i}$ | － | 原子炉格納容器内で漏えい１次冷却材中の核種ｉが空気中に移行する割合 | Ｋｒ，Ｘｅ　1.0<br>Ｉ　0.1 |
| $V_R$ | $m^3$／s | 格納容器空気浄化装置容量 | （1,2 号各炉）4.72<br>（３　号　炉）$1.13\times10^{1}$ |
| $V_{cv}$ | $m^3$ | 原子炉格納容器自由体積 | （1,2 号各炉）$4.02\times10^{4}$<br>（３　号　炉）$6.74\times10^{4}$ |
| $\eta_{ci}$ | － | 格納容器空気浄化装置の核種ｉに対するよう素用フィルタの捕集効率 | Ｋｒ，Ｘｅ　0.0<br>Ｉ　0.9 |
| M | － | 格納容器空気浄化装置の混合効率 | 0.7 |

第 4.2.5 表　　(9-4) 式の計算に用いたパラメータ

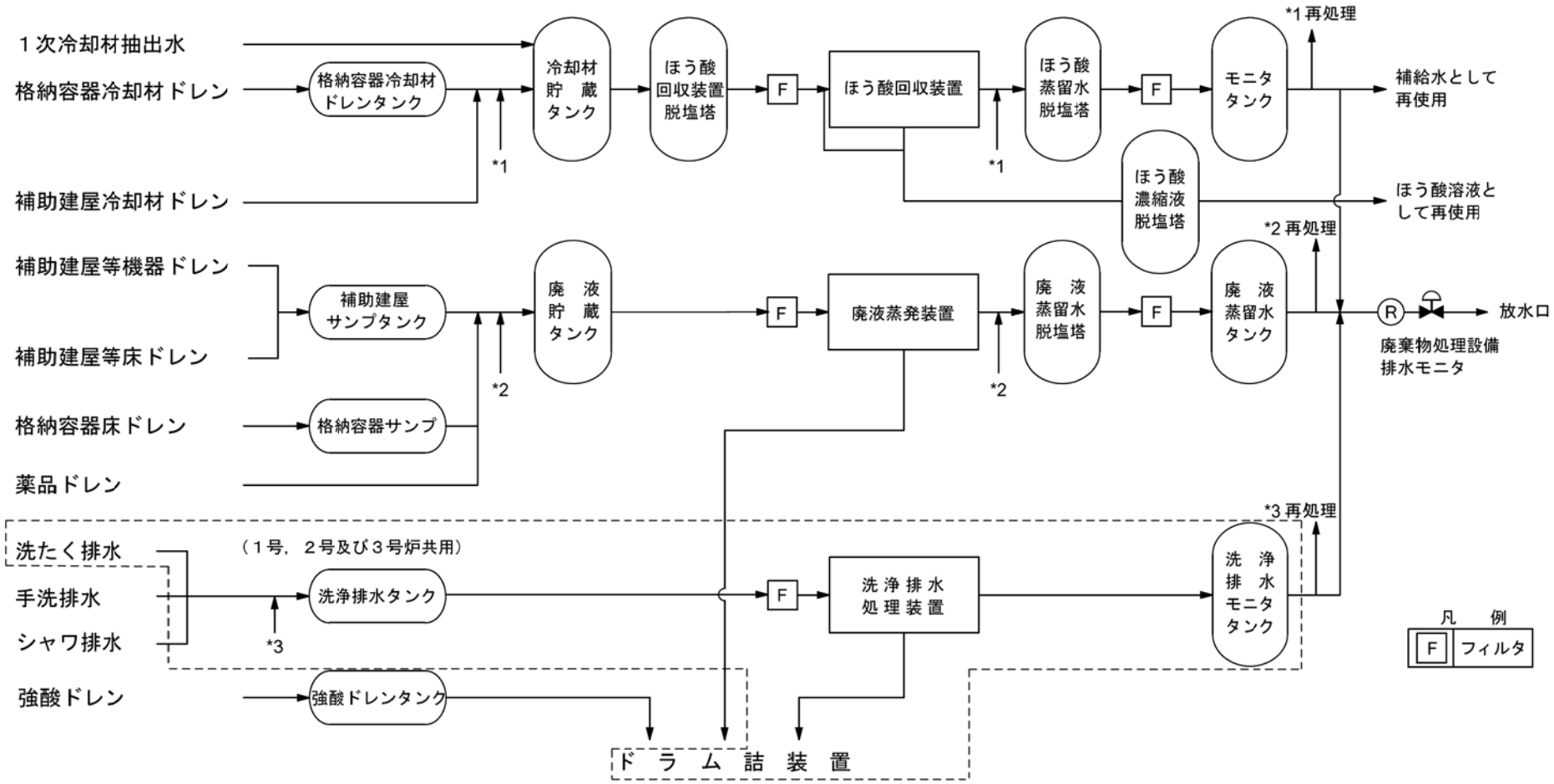
| 記　号 | 単　位 | パラメータ | 数　　値 |
|---|---|---|---|
| $V_p$ | $m^3/y$ | 原子炉格納容器減圧時の排気量 | (1,2 号各炉) $1.20\times10^5$<br>(3　号　炉) $1.30\times10^5$ |
| $\eta_{Di}$ | － | 原子炉格納容器減圧時排気ラインの核種 i に対するよう素用フィルタの捕集効率 | Ｋｒ，Ｘｅ　　0.0<br>Ｉ<br>(1,2 号各炉)　　0.0<br>(3　号　炉)　　0.9 |

第 4.2.6 表　　(9-5) 式の計算に用いたパラメータ

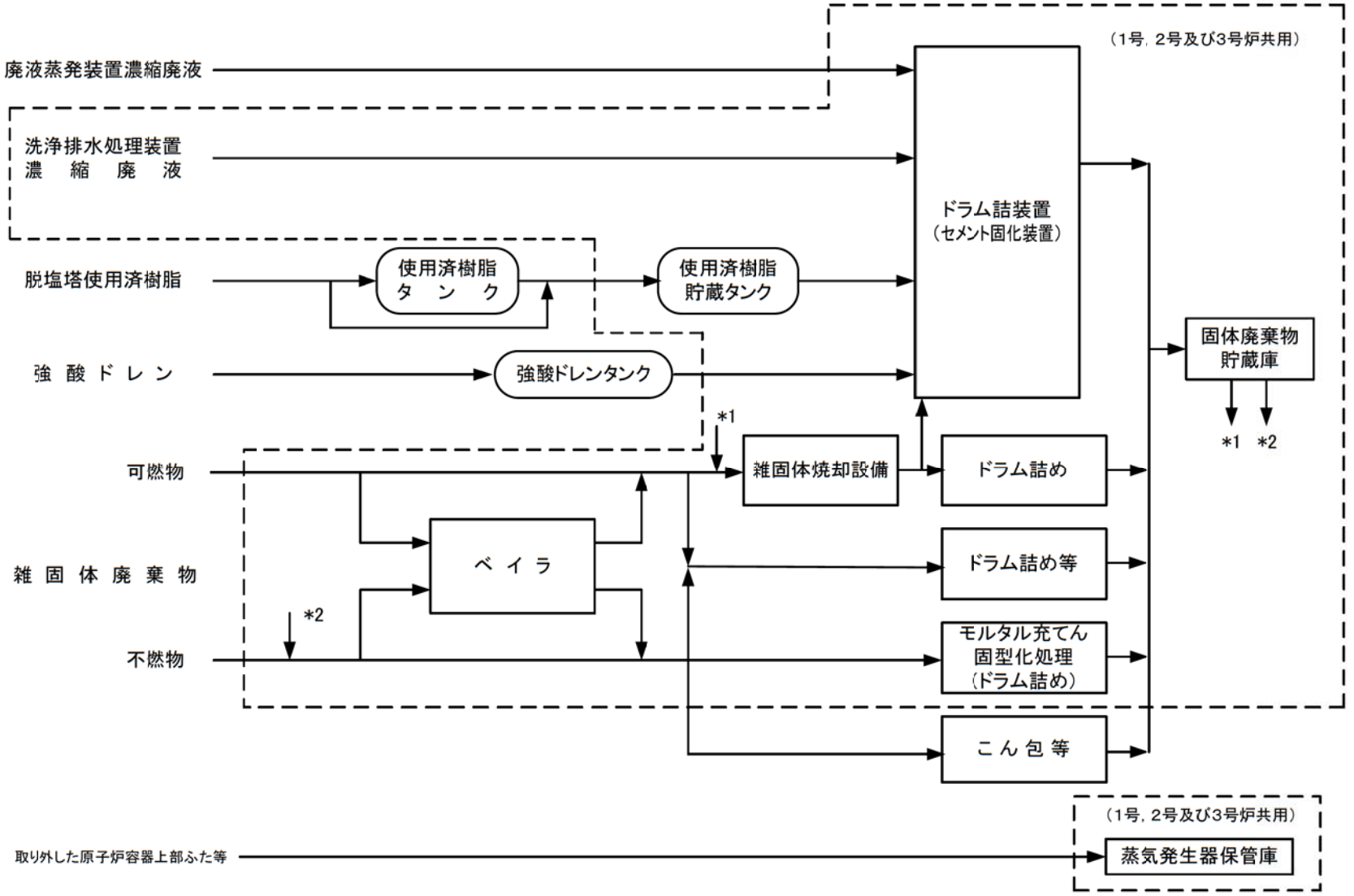
| 記　号 | 単　位 | パラメータ | 数　　値 |
|---|---|---|---|
| $L_2$ | g／s | 原子炉補助建家等での１次冷却材漏えい率 | $9.26\times10^{-1}$<br>(0.08 t／d) |
| $P_{2i}$ | － | 原子炉補助建家等で漏えい１次冷却材中の核種 i が空気中に移行する割合 | Ｋｒ，Ｘｅ　1.0<br>Ｉ　0.005 |



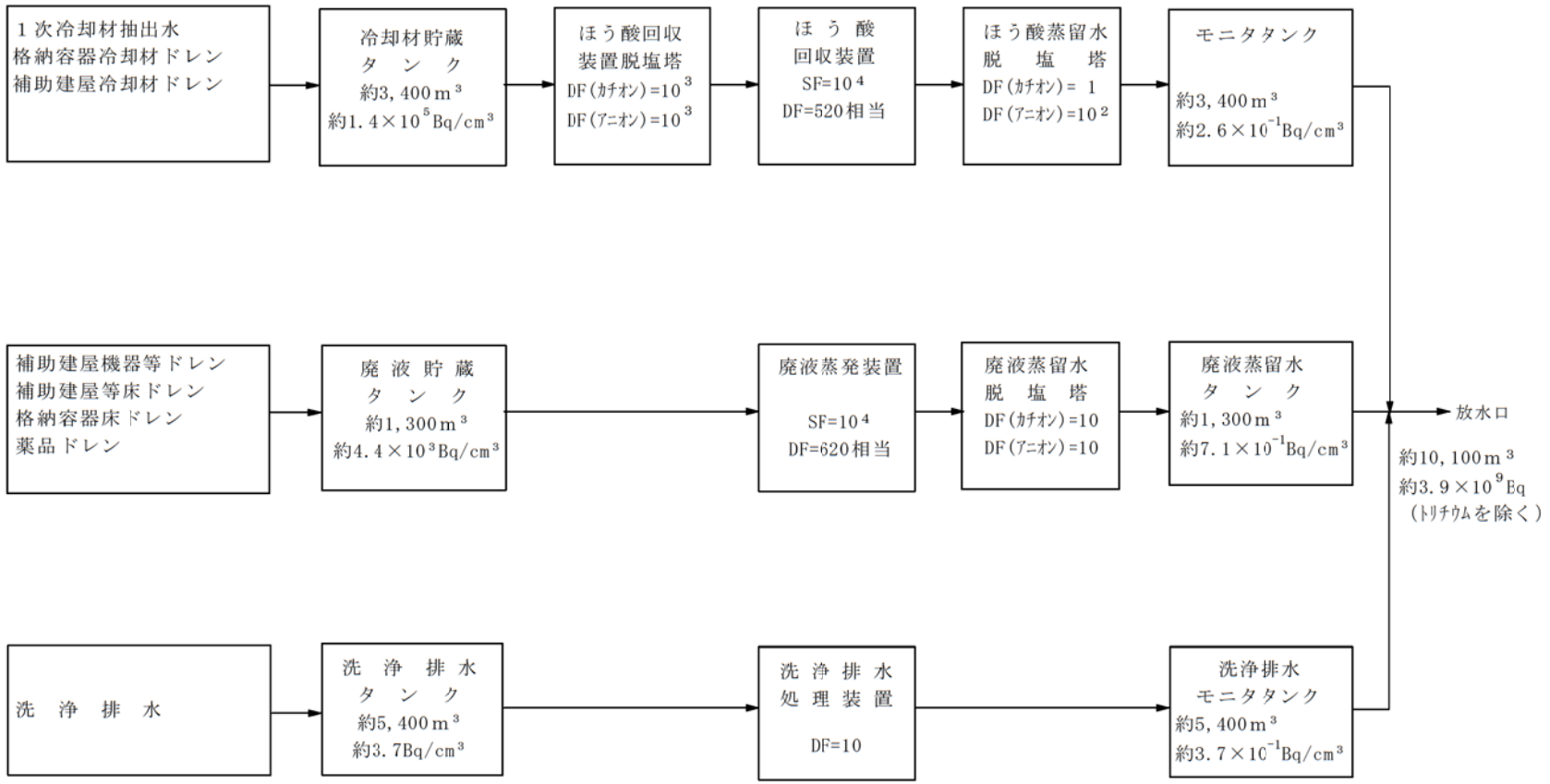

第 4.1.1 図　気体廃棄物処理系統図（換気系を含む）




第 4.1.2 図　液体廃棄物処理系統図




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

## 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１３年３月２９日一部改訂

(2) 「Table of Isotopes, Sixth Edition」
C.M. Lederer, 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線からの外部被ばくによる実効線量

#### 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た希ガス

(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)　原子炉補助建家等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，着目方位別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，将来の集落の形成を考慮し，３号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。

また，陸側９方位の周辺監視区域境界外についても，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，３号炉心から陸側９方位の敷地境界外及び周辺監視区域境界外で，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の式のとおりである。

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

$$\chi(x,y,z)=\frac{Q}{2\pi\cdot\sigma_y\cdot\sigma_z\cdot U}\cdot\exp\left(-\lambda\frac{x}{U}\right)\cdot\exp\left(-\frac{y^2}{2\sigma_y{}^2}\right)$$

$$\cdot\left[\exp\left\{-\frac{(z-h)^2}{2\sigma_z{}^2}\right\}+\exp\left\{-\frac{(z+h)^2}{2\sigma_z{}^2}\right\}\right]$$

……(9-8)

$D\gamma(x',y',0)$：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　$\left(\frac{dis\cdot m^3\cdot\mu Gy}{MeV\cdot Bq\cdot h}\right)$

$E\gamma$　：γ線の実効エネルギ　（MeV／dis）

$\mu_a$　：空気に対するγ線の線エネルギ吸収係数　$(m^{-1})$

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

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

$\mu$　：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

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

$\alpha_B$，$\beta_B$，$\gamma_B$はγ線のエネルギ別に与えられる。

$\chi(x,y,z)$：放射性雲中の点$(x,y,z)$における放射性物質の濃度　（Bq／$m^3$）

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）

$\sigma_y$　　：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。

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

$H\gamma$　　：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家等の換気）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。

$$H\gamma_{in} = \sum_{S=A}^{F} (H\gamma_{inS} + H'\gamma_{inS} + H''\gamma_{inS}) \quad \cdots\cdots (9\text{-}10)$$

$$H\gamma_{inS} = K_2 \cdot f_h \cdot f_0 \cdot \frac{Q_{in} \cdot E\gamma_{in} \cdot n_T}{3,600 \times 0.5 \times N \cdot f_{LT}} \cdot \overline{D}\gamma_s \cdot \frac{N_{LS}}{N_t} \cdot \overline{S}_{LS} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots (9\text{-}11)$$

$$H'_{\gamma ins} = K_2 \cdot f_h \cdot f_o \cdot \frac{Q_{in} \cdot E_{\gamma in} \cdot n_T}{3,600 \times 0.5 \times N \cdot f_{LT}} \cdot \overline{D'}_{\gamma s} \cdot \frac{N'_{LS}}{N_t} \cdot \overline{S'}_{LS} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots (9\text{-}12)$$

$$H''_{\gamma ins} = K_2 \cdot f_h \cdot f_o \cdot \frac{Q_{in} \cdot E_{\gamma in} \cdot n_T}{3,600 \times 0.5 \times N \cdot f_{LT}} \cdot \overline{D''}_{\gamma s} \cdot \frac{N''_{LS}}{N_t} \cdot \overline{S''}_{LS} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots (9\text{-}13)$$

$H_{\gamma ins}$ ：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）

$H'_{\gamma ins}$，$H''_{\gamma ins}$：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

$f_o$ ：居住係数

$\overline{D}_{\gamma s}$ ：放出率１Bq／ｓ，γ線エネルギ 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）

$\overline{D'}\gamma s$，$\overline{D''}\gamma s$：それぞれ，放出率１Bq／ｓ，γ線エネルギ 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）

$\overline{D}\gamma s$，$\overline{D'}\gamma s$及び$\overline{D''}\gamma s$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

(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　　($y^{-1}$)

$N_{LS}$　：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　　($y^{-1}$)

$N'_{LS}$，$N''_{LS}$：それぞれ，風が着目方位へ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（$y^{-1}$）

$\overline{S}_{LS}$　：風が着目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）

$\overline{S'}_{LS}$，$\overline{S''}_{LS}$：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家等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家等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。

$$H\gamma_{cont}=\sum_{S=A}^{F}(H\gamma_{contS}+H'\gamma_{contS}+H''\gamma_{contS}) \quad \cdots\cdots\cdots\cdots (9\text{-}14)$$

$$H\gamma_{contS}=K_2\cdot f_h\cdot f_0\cdot\frac{Q_{cont}\cdot E\gamma_{cont}}{3,600\times 0.5}\cdot\overline{D\gamma}_S\cdot\frac{1}{N_t}\cdot S_{LS} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots (9\text{-}15)$$

$$H'\gamma_{contS}=K_2\cdot f_h\cdot f_0\cdot\frac{Q_{cont}\cdot E\gamma_{cont}}{3,600\times 0.5}\cdot\overline{D'}\gamma_S\cdot\frac{1}{N_t}\cdot S'_{LS} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots (9\text{-}16)$$

$$H''\gamma_{contS}=K_2\cdot f_h\cdot f_0\cdot\frac{Q_{cont}\cdot E\gamma_{cont}}{3,600\times 0.5}\cdot\overline{D''}\gamma_S\cdot\frac{1}{N_t}\cdot S''_{LS} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots (9\text{-}17)$$

$H\gamma_{contS}$：風が着目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）

$H'\gamma_{contS}$，$H''\gamma_{contS}$：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家等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家等の換気中の希ガスのγ線実効エネルギ　（MeV／dis）

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

$S'_{LS}$，$S''_{LS}$：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であるときの風速逆数の総和　（ｓ／ｍ）

5.1.1.3　計算条件

(9-7)式～(9-17)式の計算に用いたパラメータを第5.1.1表～第5.1.4表に示す。

5.1.1.4　計算結果

陸側９方位の敷地境界外について，希ガスのγ線による実効線量の計算を行った結果を第5.1.9表に，評価地点を第5.1.1図に示す。これによれば，陸側９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，３号炉心から西南西方向約890ｍの地点であり，その実効線量は年間約4.7μSvである。

また，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外について，希ガスのγ線による実効線量の計算を行った結果を第5.1.10表に，評価地点を第5.1.1図に示す。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γ線による実効線量が最大となるのは，３号炉心から西南西方向約900ｍの地点であり，その実効線量は年間約5.9μSvである。

第 5.1.9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

（単位：μSv／y）

| 評価地点の方位 | 3号炉心から敷地境界までの距離（m） | 実効線量 | | | |
|---|---|---|---|---|---|
| | | 1号炉 | 2号炉 | 3号炉 | 合　計 |
| ＥＮＥ | 520 | $7.9\times10^{-1}$ | $4.9\times10^{-1}$ | $3.6\times10^{-1}$ | 1.7 |
| Ｅ | 520 | $7.7\times10^{-1}$ | $8.0\times10^{-1}$ | $6.2\times10^{-1}$ | 2.2 |
| ＥＳＥ | 510 | $9.2\times10^{-1}$ | 1.0 | $8.0\times10^{-1}$ | 2.8 |
| ＳＥ | 500 | 1.2 | 1.1 | 1.0 | 3.3 |
| ＳＳＥ | 580 | 1.1 | 1.2 | $6.1\times10^{-1}$ | 2.9 |
| Ｓ | 680 | $8.8\times10^{-1}$ | 1.1 | $4.7\times10^{-1}$ | 2.5 |
| ＳＳＷ | 790 | 1.1 | 1.4 | $5.8\times10^{-1}$ | 3.2 |
| ＳＷ | 950 | $9.1\times10^{-1}$ | 1.1 | $9.8\times10^{-1}$ | 3.0 |
| ＷＳＷ | 890 | 2.7 | 1.5 | $5.2\times10^{-1}$ | 4.7 |

第5.1.10表　周辺監視区域境界外における希ガスのγ線による年間実効線量

（単位：μSv／y）

| | 評価地点の方位 | 3号炉心から周辺監視区域境界までの距離(m) | 実効線量 | | | |
|---|---|---|---|---|---|---|
| | | | 1号炉 | 2号炉 | 3号炉 | 合　計 |
| 陸側評価地点 | ＥＮＥ | 460 | $9.0\times10^{-1}$ | $8.8\times10^{-1}$ | $4.1\times10^{-1}$ | 2.2 |
| | Ｅ | 450 | 1.1 | $9.1\times10^{-1}$ | $7.1\times10^{-1}$ | 2.8 |
| | ＥＳＥ | 470 | 1.1 | $8.8\times10^{-1}$ | $8.6\times10^{-1}$ | 2.9 |
| | ＳＥ | 490 | 1.0 | 1.1 | 1.1 | 3.2 |
| | ＳＳＥ | 530 | 1.1 | 1.2 | $6.7\times10^{-1}$ | 3.1 |
| | Ｓ | 640 | $9.3\times10^{-1}$ | 1.2 | $5.1\times10^{-1}$ | 2.6 |
| | ＳＳＷ | 670 | $7.7\times10^{-1}$ | $9.8\times10^{-1}$ | $7.5\times10^{-1}$ | 2.6 |
| | ＳＷ | 750 | 1.2 | 1.5 | 1.3 | 4.1 |
| | ＷＳＷ | 900 | 2.6 | 2.7 | $5.2\times10^{-1}$ | 5.9 |
| 海側評価地点（参考） | Ｗ | 320 | 5.1 | 2.6 | $8.2\times10^{-1}$ | 8.6 |
| | ＷＮＷ | 320 | 2.9 | 2.5 | $9.0\times10^{-1}$ | 6.3 |
| | ＮＷ | 240 | 2.2 | 1.8 | 1.5 | 5.5 |
| | ＮＮＷ | 200 | 1.6 | 1.6 | 1.5 | 4.9 |
| | Ｎ | 200 | 1.6 | 1.6 | 1.4 | 4.7 |
| | ＮＮＥ | 220 | 1.4 | 1.2 | 1.3 | 4.0 |
| | ＮＥ | 280 | 1.1 | $9.9\times10^{-1}$ | $9.5\times10^{-1}$ | 3.0 |

### 5.1.2　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

#### 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の計算については，「5.1.3.2 液体廃棄物中の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，１，２号炉及び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のいずれか大きい方とする。

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。

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

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

$H_w$ ：海産物を摂取した場合の実効線量　（$\mu$Sv／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　（$\mu$Sv／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／$cm^3$）

$(CF)_{ik}$：核種 i の海産物 k に対する濃縮係数　（$\frac{\text{Bq／g}}{\text{Bq／cm}^3}$）

$W_{Tk}$：海産物ｋの摂取量　（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，無せきつい動物に対して）

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

（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を第5.1.11表に示す。

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，年間約2.8μSvである。

5.1.3　よう素の摂取に伴う内部被ばくによる実効線量

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.　原子炉補助建家等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，幼児及び乳児が吸入摂取及び葉菜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。

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，３号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，３号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。

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。

実効線量を考慮するに当たっては，食物連鎖として葉菜摂取

以外に牛乳摂取が考えられるが，この牛乳摂取については発電所周辺（半径10km以内）の集落において，乳牛が飼育されておらず，また，牧草地もないことから，評価の対象外とした。

(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。

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

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

$\chi_{Iin}$ ：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$^3$)

$\chi_{Icont}$ ：連続放出分（原子炉格納容器減圧時の排気中のよう素，原子炉補助建家等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／cm$^3$)

(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。

$$\chi_{Iin} = \sum_{S=A}^{F} (\chi_{IinS} + \chi'_{IinS} + \chi''_{IinS}) \quad \cdots\cdots (9\text{-}20)$$

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

$$\chi'_{Iin}s=\frac{Q_{Iin}\cdot n_T}{8,760\times N\cdot f_{LT}}\cdot\overline{\chi'}s\cdot\frac{N'_{LS}}{N_t}\cdot\overline{S'}_{LS}$$

$$\chi''_{Iin}s=\frac{Q_{Iin}\cdot n_T}{8,760\times N\cdot f_{LT}}\cdot\overline{\chi''}s\cdot\frac{N''_{LS}}{N_t}\cdot\overline{S''}_{LS}$$

$\chi_{Iin}s$：風が着目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)

$\chi'_{Iin}s$，$\chi''_{Iin}s$：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)

$\overline{\chi}s$：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)

$\overline{\chi'}s$，$\overline{\chi''}s$：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)

$\overline{\chi}s$，$\overline{\chi'}s$及び$\overline{\chi''}s$は(9-8) 式を基本として求める。

(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，原子炉補助建家等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

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，原子炉補助建家等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による年平均地上空気中濃度は次式を用いて計算する。

$$\chi_{Icont}=\sum_{S=A}^{F}(\chi_{IcontS}+\chi'_{IcontS}+\chi''_{IcontS}) \quad \cdots\cdots\cdots\cdots (9\text{-}21)$$

$$\chi_{IcontS}=\frac{Q_{Icont}}{8,760}\cdot\overline{\chi}_{S}\cdot\frac{1}{N_t}\cdot S_{LS}$$

$$\chi'_{IcontS}=\frac{Q_{Icont}}{8,760}\cdot\overline{\chi'}_{S}\cdot\frac{1}{N_t}\cdot S'_{LS}$$

$$\chi''_{IcontS}=\frac{Q_{Icont}}{8,760}\cdot\overline{\chi''}_{S}\cdot\frac{1}{N_t}\cdot S''_{LS}$$

$\chi_{IcontS}$：風が着目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／cm$^3$)

$\chi'_{IcontS}$，$\chi''_{IcontS}$：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／cm$^3$)

$Q_{Icont}$：原子炉格納容器減圧時の排気中のよう素，原子炉補助建家等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)式及び(9-21)式の計算に用いたパラメータを第5.1.15表に示す。

c.　計算結果

陸側９方位の敷地境界外であって，よう素の年平均地上空気中濃度が最大となる地点は，３号炉心から西南西方向約890ｍ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，第5.1.16表に示すとおり約$2.8\times10^{-9}$Bq／$cm^3$及び約$1.5\times10^{-9}$Bq／$cm^3$である。

第5.1.16表　　よう素の年平均地上空気中濃度

| 評価地点 | 区分／項目 | 年平均地上空気中濃度 (Bq／cm³) | | | | | | | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | | 1号炉 | | 2号炉 | | 3号炉 | | 合計 | |
| | | I－131 | I－133 | I－131 | I－133 | I－131 | I－133 | I－131 | I－133 |
| 3号炉心から西南西方向約890m | 原子炉停止時の原子炉格納容器換気 | $6.3\times10^{-11}$ | $5.3\times10^{-11}$ | $2.5\times10^{-11}$ | $2.1\times10^{-11}$ | $2.6\times10^{-12}$ | $4.0\times10^{-12}$ | $9.1\times10^{-11}$ | $7.8\times10^{-11}$ |
| | 原子炉格納容器減圧時の排気 | $1.1\times10^{-9}$ | $2.4\times10^{-10}$ | $3.8\times10^{-10}$ | $8.0\times10^{-11}$ | $5.8\times10^{-12}$ | $1.4\times10^{-12}$ | $1.5\times10^{-9}$ | $3.2\times10^{-10}$ |
| | 原子炉補助建家等の換気 | $4.4\times10^{-10}$ | $7.5\times10^{-10}$ | $1.5\times10^{-10}$ | $2.5\times10^{-10}$ | $3.6\times10^{-11}$ | $7.0\times10^{-11}$ | $6.3\times10^{-10}$ | $1.1\times10^{-9}$ |
| | 定期検査時のよう素 | $4.0\times10^{-10}$ | － | $1.3\times10^{-10}$ | － | $1.1\times10^{-11}$ | － | $5.5\times10^{-10}$ | － |
| | 合計 | $2.0\times10^{-9}$ | $1.0\times10^{-9}$ | $6.8\times10^{-10}$ | $3.5\times10^{-10}$ | $5.5\times10^{-11}$ | $7.6\times10^{-11}$ | $2.8\times10^{-9}$ | $1.5\times10^{-9}$ |

(3)　実効線量の計算式

気体廃棄物中のよう素による実効線量は成人，幼児及び乳児について，それぞれ次式を用いて求める。

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

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

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

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

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

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

$H_I$　：吸入摂取による実効線量　（$\mu$Sv／y）

$H_V$　：葉菜摂取による実効線量　（$\mu$Sv／y）

$K_{Ii}$：核種ｉの吸入摂取による実効線量係数　（$\mu$Sv／Bq）

$A_{Ii}$：核種ｉの吸入摂取による摂取率　（Bq／d）

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

$A_{Vi}$：核種ｉの葉菜摂取による摂取率　（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／$cm^3$）

$M_V$　：葉菜の摂取量　（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

$$\left(\frac{\text{Bq／g}}{\text{Bq／cm}^3}\right)$$

$\overline{\chi}_{vi}$：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期間　(ｄ)

(4)　計算条件

(9-23)式及び(9-24)式の計算に用いたパラメータを第5.1.17表及び第5.1.18表に示す。

(5)　計算結果

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5.1.19表に，また，評価地点を第5.1.1図に示す。

第5.1.19表　　気体廃棄物中のよう素による実効線量計算結果
（１，２，３号炉合算）

（単位：μSv／y）

| 摂取経路 | 核　種 | 成　人 | 幼　児 | 乳　児 |
|---|---|---|---|---|
| 吸入摂取 | Ｉ－１３１ | $3.4\times10^{-1}$ | $6.1\times10^{-1}$ | $3.8\times10^{-1}$ |
| | Ｉ－１３３ | $3.5\times10^{-2}$ | $7.6\times10^{-2}$ | $5.5\times10^{-2}$ |
| 葉菜摂取 | Ｉ－１３１ | 1.1 | 2.5 | 1.9 |
| | Ｉ－１３３ | $1.8\times10^{-2}$ | $5.0\times10^{-2}$ | $4.5\times10^{-2}$ |
| 合　　計 | | 1.5 | 3.3 | 2.4 |

これによれば，気体廃棄物中のよう素の吸入摂取及び葉菜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3.3μSv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の計算は，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の摂取に伴う内部被ばくによる実効線量」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

$$H_{wth} = K_3 \cdot \sum_i \frac{A_{wthi}}{A_s} \cdot q_s \cdot (SEE)_i \cdot f_{si} \quad \cdots\cdot(9\text{-}25)$$

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

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

$H_{wth}$ ：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　（$\frac{dis \cdot g \cdot \mu Sv}{MeV \cdot Bq \cdot y}$）

$A_{wthi}$：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　（$\frac{MeV}{g \cdot dis}$）

$f_{si}$ ：核種ｉの甲状腺中比放射能の減衰係数

$W_k$ ：海産物ｋの摂取量　（g／d）

$C_{ws}$ ：海水中の安定よう素の濃度　（g／cm$^3$）

b.　海藻類を摂取しない場合

$$H_F = 365 \cdot \sum_i K_{Ti} \cdot A_{Fi} \quad \cdots\cdots\cdot(9\text{-}26)$$

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

$H_F$ ：海産物（海藻類を除く）を摂取した場合の実効線量　（$\mu$Sv／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

(9-25)式及び(9-26)式の計算に用いたパラメータを第5.1.20表に示す。

(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第5.1.21表のとおりである。

第5.1.21表　液体廃棄物中のよう素による実効線量計算結果（１，２，３号炉合算）

（単位：μSv／ｙ）

| | 成　人 | 幼　児 | 乳　児 |
|---|---|---|---|
| 海藻類を摂取する場合 | $1.1\times10^{-1}$ | $3.2\times10^{-1}$ | $4.0\times10^{-1}$ |
| 海藻類を摂取しない場合 | $1.1\times10^{-1}$ | $2.5\times10^{-1}$ | $1.8\times10^{-1}$ |

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0.40μSv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とき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

$$H_T = K_3 \cdot \sum_i \frac{A_i}{A_s} \cdot q_s \cdot (SEE)_i \cdot f_{si} \quad \cdots\cdots\cdots (9\text{-}27)$$

$$A_i = 0.90 A_{Ii} + A_{Vi} + A_{Wthi}$$

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

$A_i$ ：核種 i の吸入摂取，葉菜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

$$H_{TF} = 365 \sum_i \{K_{Ii} \cdot A_{Ii} + K_{Ti}(A_{Vi} + A_{Fi})\} \quad \cdots\cdots\cdots (9\text{-}28)$$

$H_{TF}$ ：吸入摂取，葉菜摂取及び海産物（海藻類を除く）摂取による実効線量 （$\mu$Sv／y）

(3) 計算条件

(9-27)式及び(9-28)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

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5.1.22表のとおりである。

第5.1.22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（１，２，３号炉合算）

（単位：μSv／y）

| | 成　人 | 幼　児 | 乳　児 |
|---|---|---|---|
| 海藻類を摂取する場合 | $2.0\times10^{-1}$ | $5.8\times10^{-1}$ | $7.2\times10^{-1}$ |
| 海藻類を摂取しない場合 | 1.6 | 3.5 | 2.6 |

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3.5μSv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4.7μSv，年間約2.8μSv及び年間約3.5μSvとなり，合計は年間約11.0μSv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　　(9-7)式の計算に用いたパラメータ

| 記　号 | 単　　位 | パラメータ | 数　　値 |
|---|---|---|---|
| $K_1$ | $\frac{dis\cdot m^3\cdot \mu Gy}{MeV\cdot Bq\cdot h}$ | 空気カーマ率への換算係数 | $4.46\times10^{-4}$ |
| $\mu_a$ | $m^{-1}$ | 空気に対するγ線の線エネルギ吸収係数 | $3.84\times10^{-3}$ |
| $\mu$ | $m^{-1}$ | 空気に対するγ線の線減衰係数 | $1.05\times10^{-2}$ |
| $\alpha_B$ | ―― | | 1.000 |
| $\beta_B$ | ―― | | 0.4492 |
| $\gamma_B$ | ―― | | 0.0038 |

第5.1.2表　　(9-8)式の計算に用いたパラメータ

| 記　号 | 単　　位 | パラメータ | 数　　値 |
|---|---|---|---|
| h | m | 放出源の有効高さ | 第5.1.5-(1)表及び第5.1.5-(2)表に示す |

第5.1.3表　(9-11)式～(9-13)式の計算に用いたパラメータ

| 記　号 | 単　位 | パラメータ | 数　値 |
|---|---|---|---|
| $K_2$ | μSv／μGy | 空気カーマから実効線量への換算係数 | 0.8 |
| $f_h$ | ―― | 家屋による遮へい係数 | 1 |
| $f_o$ | ―― | 居住係数 | 1 |
| $Q_{in}$ | Bq／y | ガス減衰タンク排気中の希ガスの年間放出量 | (1,2 号各炉)　$3.5\times10^{14}$<br>(3　号　炉)　$1.6\times10^{14}$ |
| | | 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 | (1,2 号各炉)　$2.5\times10^{13}$<br>(3　号　炉)　$2.4\times10^{13}$ |
| $E\gamma_{in}$ | MeV／dis | ガス減衰タンク排気中の希ガスのγ線実効エネルギ | (1,2 号各炉)　$3.4\times10^{-2}$<br>(3　号　炉)　$4.8\times10^{-3}$ |
| | | 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 | (1,2 号各炉)　$4.3\times10^{-2}$<br>(3　号　炉)　$4.3\times10^{-2}$ |
| N | $y^{-1}$ | ガス減衰タンク排気回数<br>原子炉停止時の原子炉格納容器換気回数 | 20<br>4 |
| $n_T$ | $y^{-1}$ | 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 | 第5.1.6表に示す |
| $f_{LT}$ | $y^{-1}$ | 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 | 第5.1.7表に示す |
| $N_t$ | $y^{-1}$ | 総観測回数 | 8,760 |
| $N_{LS}$ | $y^{-1}$ | 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 | 第5.1.7表に示す |
| $N'_{LS}$<br>$N''_{LS}$ | $y^{-1}$ | 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 | 第5.1.7表に示す |
| $\overline{S}_{LS}$ | s／m | 風が着目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 | 第5.1.8表に示す |
| $\overline{S}'_{LS}$<br>$\overline{S}''_{LS}$ | s／m | 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 | 第5.1.8表に示す |

第5.1.4表　　(9-15)式～(9-17)式の計算に用いたパラメータ

| 記号 | 単　位 | パラメータ | 数　　値 |
|---|---|---|---|
| $Q_{cont}$ | Bq／y | 原子炉格納容器減圧時の排気中の希ガスの年間放出量 | (1,2号各炉)　$1.6\times10^{13}$<br>(3　号　炉)　$1.0\times10^{13}$ |
| | | 原子炉補助建家等の換気中の希ガスの年間放出量 | (1,2号各炉)　$1.9\times10^{14}$<br>(3　号　炉)　$1.8\times10^{14}$ |
| $E\gamma_{cont}$ | MeV／dis | 原子炉格納容器減圧時の排気中の希ガスのγ線実効エネルギ | (1,2号各炉)　$4.4\times10^{-2}$<br>(3　号　炉)　$4.4\times10^{-2}$ |
| | | 原子炉補助建家等の換気中の希ガスのγ線実効エネルギ | (1,2号各炉)　$8.5\times10^{-2}$<br>(3　号　炉)　$8.6\times10^{-2}$ |
| $S_{LS}$ | s／m | 風が着目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 | 第5.1.8表に示す |
| $S'_{LS}$<br>$S''_{LS}$ | s／m | 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 | 第5.1.8表に示す |

第5.1.5-(1)表　　敷地境界外における線量計算に用いた放出源の有効高さ

| | 計算地点の方位 | 放出源の有効高さ（m） | | |
|---|---|---|---|---|
| | | １号炉 | ２号炉 | ３号炉 |
| 陸側評価地点 | ＥＮＥ | － | ４５ | ５０ |
| | Ｅ | ４５ | ４０ | ４０ |
| | ＥＳＥ | ４５ | ４０ | ４０ |
| | ＳＥ | ４０ | ４５ | ３０ |
| | ＳＳＥ | ４０ | ３５ | ５０ |
| | Ｓ | ４５ | ４０ | ４５ |
| | ＳＳＷ | ４５ | ４０ | ５０ |
| | ＳＷ | ４５ | ５０ | ７０ |
| | ＷＳＷ | － | ４５ | ６５ |

（注）「－」は海側方位で該当なし

第5.1.5-(2)表　　周辺監視区域境界外における線量計算に用いた放出源の有効高さ

| | 計算地点の方位 | 放出源の有効高さ（m） | | |
|---|---|---|---|---|
| | | 1号炉 | 2号炉 | 3号炉 |
| 陸側評価地点 | ＥＮＥ | － | ４５ | ５０ |
| | Ｅ | ４０ | ４０ | ４０ |
| | ＥＳＥ | ４０ | ４０ | ４０ |
| | ＳＥ | ４０ | ４５ | ３０ |
| | ＳＳＥ | ４０ | ３５ | ５０ |
| | Ｓ | ４５ | ４０ | ４５ |
| | ＳＳＷ | ４５ | ４０ | ４５ |
| | ＳＷ | ４５ | ５０ | ６５ |
| | ＷＳＷ | － | － | ６５ |
| 海側評価地点（参考） | Ｎ | ４０ | ３５ | ３０ |
| | ＮＮＥ | ４０ | ３５ | ３０ |
| | ＮＥ | ４０ | ３５ | ３０ |
| | ＥＮＥ | ４０ | － | － |
| | ＷＳＷ | ４０ | ３５ | － |
| | Ｗ | ４０ | ３５ | ３０ |
| | ＷＮＷ | ４０ | ３５ | ３０ |
| | ＮＷ | ４０ | ３５ | ３０ |
| | ＮＮＷ | ４０ | ３５ | ３０ |

(注)海側方位については，風洞実験を実施した陸側９方位のうち，最低のものを放出源の有効高さとする。

第5.1.6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（１，２，３号各炉） | 原子炉停止時の原子炉格納容器換気（１，２，３号各炉） |
| N | 4 | 1 |
| NNE | 2 | 1 |
| NE | 1 | 1 |
| ENE | 2 | 1 |
| E | 3 | 1 |
| ESE | 5 | 1 |
| SE | 6 | 1 |
| SSE | 6 | 1 |
| S | 5 | 1 |
| SSW | 9 | 2 |
| SW | 8 | 2 |
| WSW | 7 | 2 |
| W | 2 | 1 |
| WNW | 3 | 1 |
| NW | 4 | 1 |
| NNW | 5 | 1 |

第5.1.7表　　線量計算に用いた気象条件（１）

| 計算地点の | 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　$N_{Ls}(y^{-1})$ | | | | | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| 方位Ｌ | $f_L$ | $f_{LT}$(注1) | A | B | C | D | E | F (注2) |
| Ｎ | 5.8 | 14.6 | 7 | 31 | 92 | 331 | 18 | 29 |
| ＮＮＥ | 2.5 | 9.7 | 6 | 31 | 19 | 106 | 14 | 41 |
| ＮＥ | 1.4 | 5.0 | 4 | 14 | 2 | 57 | 7 | 42 |
| ＥＮＥ | 1.0 | 6.2 | 1 | 6 | 2 | 39 | 7 | 35 |
| Ｅ | 3.7 | 12.3 | 14 | 52 | 18 | 184 | 10 | 51 |
| ＥＳＥ | 7.5 | 21.9 | 46 | 42 | 37 | 468 | 13 | 49 |
| ＳＥ | 10.7 | 25.4 | 32 | 70 | 54 | 714 | 13 | 50 |
| ＳＳＥ | 7.2 | 23.8 | 31 | 50 | 26 | 467 | 17 | 43 |
| Ｓ | 5.9 | 20.9 | 21 | 53 | 33 | 365 | 17 | 31 |
| ＳＳＷ | 7.7 | 37.3 | 23 | 61 | 78 | 467 | 5 | 44 |
| ＳＷ | 23.6 | 37.0 | 62 | 315 | 215 | 1148 | 47 | 279 |
| ＷＳＷ | 5.6 | 30.7 | 7 | 48 | 10 | 268 | 10 | 151 |
| Ｗ | 1.4 | 9.6 | 0 | 10 | 2 | 74 | 1 | 38 |
| ＷＮＷ | 2.5 | 10.9 | 1 | 11 | 6 | 127 | 14 | 58 |
| ＮＷ | 7.0 | 15.8 | 2 | 18 | 16 | 431 | 50 | 93 |
| ＮＮＷ | 6.3 | 19.1 | 2 | 17 | 45 | 408 | 29 | 51 |

(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5.1.8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$S_{LS}$及び平均$\overline{S}_{LS}$（ｓ／ｍ） | | | | | | | | | | | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | A | | B | | C | | D | | E | | F（注） | |
| | $S_{LS}$ | $\overline{S}_{LS}$ | $S_{LS}$ | $\overline{S}_{LS}$ | $S_{LS}$ | $\overline{S}_{LS}$ | $S_{LS}$ | $\overline{S}_{LS}$ | $S_{LS}$ | $\overline{S}_{LS}$ | $S_{LS}$ | $\overline{S}_{LS}$ |
| Ｎ | 3.86 | 0.54 | 18.41 | 0.59 | 22.84 | 0.25 | 92.19 | 0.28 | 5.34 | 0.30 | 25.09 | 0.87 |
| ＮＮＥ | 3.89 | 0.61 | 23.60 | 0.76 | 6.16 | 0.32 | 71.30 | 0.67 | 4.69 | 0.33 | 39.78 | 0.98 |
| ＮＥ | 6.15 | 1.40 | 14.74 | 1.07 | 1.11 | 0.56 | 54.23 | 0.94 | 3.15 | 0.45 | 43.69 | 1.03 |
| ＥＮＥ | 1.88 | 1.57 | 5.55 | 0.93 | 0.74 | 0.37 | 28.47 | 0.74 | 2.09 | 0.30 | 33.72 | 0.97 |
| Ｅ | 12.68 | 0.93 | 40.85 | 0.79 | 5.32 | 0.29 | 72.64 | 0.40 | 3.63 | 0.36 | 48.16 | 0.95 |
| ＥＳＥ | 36.40 | 0.79 | 31.51 | 0.75 | 5.66 | 0.15 | 108.23 | 0.23 | 3.81 | 0.29 | 48.94 | 1.00 |
| ＳＥ | 24.48 | 0.77 | 57.94 | 0.83 | 11.30 | 0.21 | 127.69 | 0.18 | 3.47 | 0.26 | 48.87 | 0.97 |
| ＳＳＥ | 19.87 | 0.65 | 34.37 | 0.68 | 6.60 | 0.25 | 114.50 | 0.25 | 5.06 | 0.30 | 39.82 | 0.92 |
| Ｓ | 16.73 | 0.82 | 34.01 | 0.64 | 8.36 | 0.25 | 87.71 | 0.24 | 4.87 | 0.28 | 32.78 | 1.06 |
| ＳＳＷ | 15.45 | 0.68 | 38.44 | 0.63 | 17.09 | 0.22 | 131.05 | 0.28 | 1.67 | 0.33 | 38.51 | 0.88 |
| ＳＷ | 35.11 | 0.57 | 151.93 | 0.48 | 57.94 | 0.27 | 398.77 | 0.35 | 14.15 | 0.30 | 175.66 | 0.63 |
| ＷＳＷ | 6.48 | 1.01 | 39.70 | 0.83 | 5.00 | 0.50 | 148.00 | 0.55 | 3.58 | 0.35 | 103.24 | 0.68 |
| Ｗ | 0.54 | 1.80 | 9.05 | 0.87 | 0.97 | 0.49 | 54.53 | 0.74 | 0.30 | 0.30 | 29.45 | 0.77 |
| ＷＮＷ | 2.05 | 1.58 | 7.62 | 0.73 | 2.07 | 0.35 | 70.80 | 0.56 | 5.55 | 0.39 | 38.60 | 0.67 |
| ＮＷ | 2.61 | 1.09 | 13.29 | 0.73 | 5.84 | 0.36 | 134.15 | 0.31 | 14.40 | 0.29 | 54.32 | 0.58 |
| ＮＮＷ | 2.63 | 1.14 | 13.09 | 0.76 | 11.34 | 0.25 | 109.22 | 0.27 | 8.34 | 0.29 | 29.14 | 0.57 |

(注)大気安定度ＦはＧを含む

第5.1.11表　(9-18)式の計算に用いたパラメータ

| 記　号 | 単　位 | パラメータ | 数　値 |
|---|---|---|---|
| $K_{wi}$ | μSv／Bq | 核種ｉの実効線量係数 | 第5.1.12表に示す |
| $C_{wi}$ | Bq／$cm^3$ | 海水中の核種ｉの濃度 | 第5.1.13表に示す |
| $(CF)_{ik}$ | Bq／g<br>Bq／$cm^3$ | 核種ｉの海産物ｋに対する濃縮係数 | 第5.1.14表に示す |
| $W_{Tk}$ | g／d | 海産物ｋの摂取量<br>魚類<br>無せきつい動物<br>海藻類<br>（生３箇月，生相当量の乾物９箇月） | <br>200<br>20<br>40 |
| $f_{mk}$ | － | 海産物ｋの市場希釈係数 | 1 |
| $t_k$ | d | 海産物ｋ（海藻類を除く）の採取から摂取までの期間 | 0 |
| $T_{rTi}$ | d | 核種ｉの物理的半減期 | ICRP Publication72 (1) による |

第5.1.12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<br>$K_{wi}$（μSv／Bq） |
|---|---|
| Ｈ　－３ | $1.8\times10^{-5}$ |
| Ｃｒ－51 | $3.8\times10^{-5}$ |
| Ｍｎ－54 | $7.1\times10^{-4}$ |
| Ｆｅ－59 | $1.8\times10^{-3}$ |
| Ｃｏ－58 | $7.4\times10^{-4}$ |
| Ｃｏ－60 | $3.4\times10^{-3}$ |
| Ｓｒ－89 | $2.6\times10^{-3}$ |
| Ｓｒ－90 | $2.8\times10^{-2}$ |
| Ｃｓ－134 | $1.9\times10^{-2}$ |
| Ｃｓ－137 | $1.3\times10^{-2}$ |

第5.1.13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$^3$) | |
|---|---|---|---|---|
| | | | 1,2号炉放水口 | 3号炉放水口 |
| Ｃｒ－51 | 2 | $7.40\times10^{8}$ | $7.82\times10^{-7}$ | $4.54\times10^{-7}$ |
| Ｍｎ－54 | 3 | $1.11\times10^{9}$ | $1.17\times10^{-6}$ | $6.81\times10^{-7}$ |
| Ｆｅ－59 | 2 | $7.40\times10^{8}$ | $7.82\times10^{-7}$ | $4.54\times10^{-7}$ |
| Ｃｏ－58 | 10 | $3.70\times10^{9}$ | $3.91\times10^{-6}$ | $2.27\times10^{-6}$ |
| Ｃｏ－60 | 15 | $5.55\times10^{9}$ | $5.87\times10^{-6}$ | $3.40\times10^{-6}$ |
| Ｓｒ－89 | 2 | $7.40\times10^{8}$ | $7.82\times10^{-7}$ | $4.54\times10^{-7}$ |
| Ｓｒ－90 | 1 | $3.70\times10^{8}$ | $3.91\times10^{-7}$ | $2.27\times10^{-7}$ |
| Ｉ－131 | 15 | $5.55\times10^{9}$ | $5.87\times10^{-6}$ | $3.40\times10^{-6}$ |
| Ｃｓ－134 | 20 | $7.40\times10^{9}$ | $7.82\times10^{-6}$ | $4.54\times10^{-6}$ |
| Ｃｓ－137 | 30 | $1.11\times10^{10}$ | $1.17\times10^{-5}$ | $6.81\times10^{-6}$ |
| Ｈ－３ | $3.7\times10^{13}$　（１，２号各炉）<br>$5.55\times10^{13}$　（３号炉） | | $3.91\times10^{-2}$ | $3.40\times10^{-2}$ |

第5.1.14表　　濃縮係数

| 核　　種 | 濃縮係数（ＣＦ）$_{ik}$ $(\frac{Bq／g}{Bq／cm^3})$ | | |
|---|---|---|---|
| | 魚　　類 | 無せきつい動物 | 海　藻　類 |
| Ｃｒ－51 | $4\times10^2$ | $2\times10^3$ | $2\times10^3$ |
| Ｍｎ－54 | $6\times10^2$ | $10^4$ | $2\times10^4$ |
| Ｆｅ－59 | $3\times10^3$ | $2\times10^4$ | $5\times10^4$ |
| 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 | $4\times10^3$ |
| Ｃｓ－134 | 30 | 20 | 20 |
| Ｃｓ－137 | 30 | 20 | 20 |
| Ｈ－３ | 1 | 1 | 1 |

第5.1.15表　(9-20)式及び(9-21)式の計算に用いたパラメータ

| 記　号 | 単 位 | パラメータ | 数　　値 |
|---|---|---|---|
| $Q_{Iin}$ | Bq／y | 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<br>(1,2号各炉)　$8.7\times10^{8}$<br>(３　号　炉)　$2.3\times10^{8}$<br><br>Ｉ－１３３<br>(1,2号各炉)　$7.3\times10^{8}$<br>(３　号　炉)　$3.5\times10^{8}$ |
| $Q_{Icont}$ | Bq／y | 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<br>(1,2号各炉)　$2.1\times10^{10}$<br>(３　号　炉)　$8.3\times10^{8}$<br><br>Ｉ－１３３<br>(1,2号各炉)　$4.5\times10^{9}$<br>(３　号　炉)　$2.0\times10^{8}$ |
| | | 原子炉補助建家等の換気中のよう素の年間放出量 | Ｉ－１３１<br>(1,2号各炉)　$8.3\times10^{9}$<br>(３　号　炉)　$5.1\times10^{9}$<br><br>Ｉ－１３３<br>(1,2号各炉)　$1.4\times10^{10}$<br>(３　号　炉)　$1.0\times10^{10}$ |
| | | 定期検査時に放出されるよう素の年間放出量 | Ｉ－１３１<br>(1,2号各炉)　$7.5\times10^{9}$<br>(３　号　炉)　$1.6\times10^{9}$ |

第5.1.17表　　(9-23)式の計算に用いたパラメータ

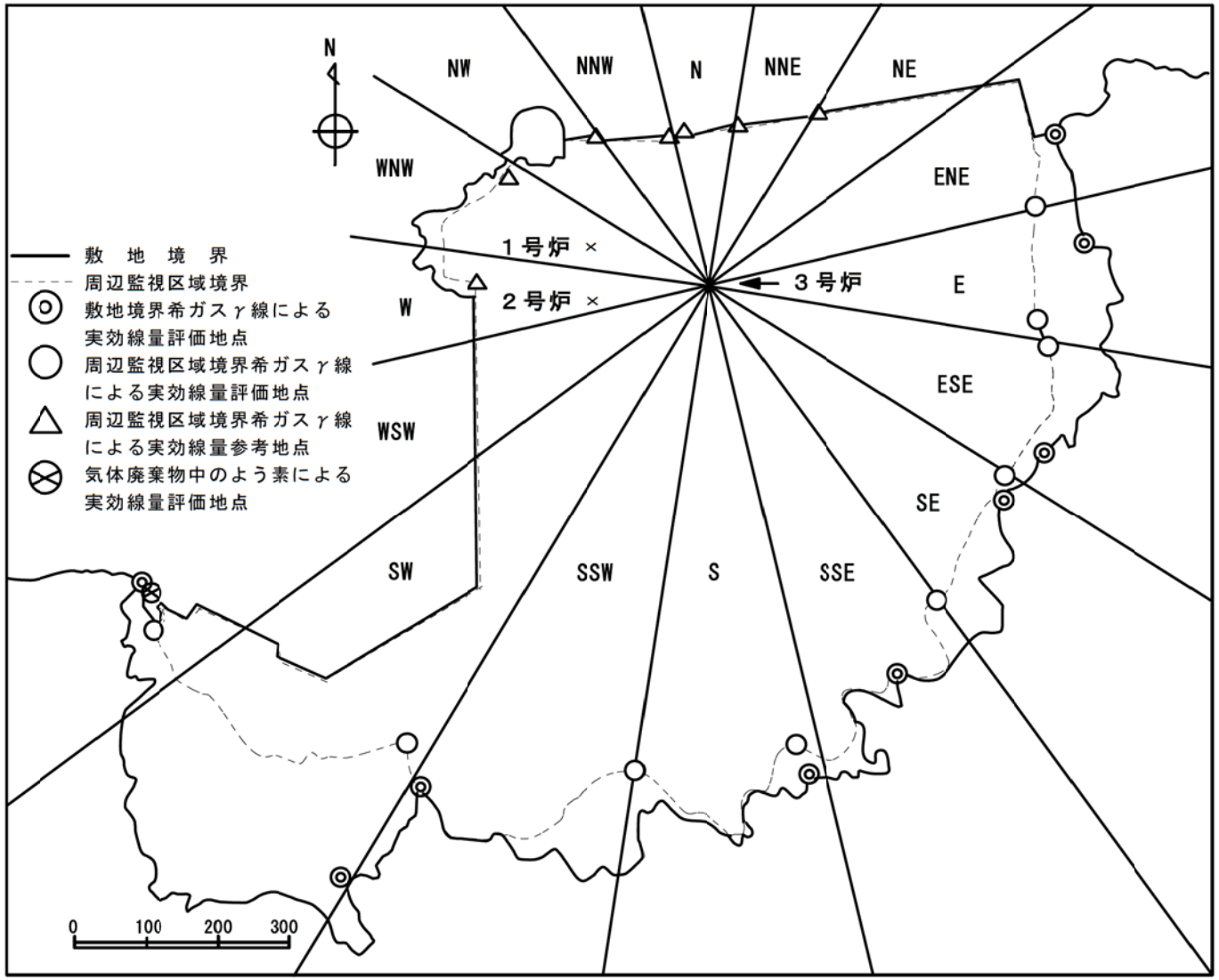
| 記　号 | 単　位 | パラメータ | 数　　値 |
|---|---|---|---|
| $K_{Ii}$ | μSv／Bq | 核種ｉの吸入摂取による実効線量係数 | |
| | | 成　人 | Ｉ－１３１　$1.5\times10^{-2}$ |
| | | | Ｉ－１３３　$2.9\times10^{-3}$ |
| | | 幼　児 | Ｉ－１３１　$6.9\times10^{-2}$ |
| | | | Ｉ－１３３　$1.6\times10^{-2}$ |
| | | 乳　児 | Ｉ－１３１　$1.3\times10^{-1}$ |
| | | | Ｉ－１３３　$3.5\times10^{-2}$ |
| $M_a$ | $cm^3$／ｄ | 呼吸率：　成　人 | $2.22\times10^{7}$ |
| | | 幼　児 | $8.72\times10^{6}$ |
| | | 乳　児 | $2.86\times10^{6}$ |
| $\overline{\chi}_{Ii}$ | Bq／$cm^3$ | 核種ｉの計算地点における年平均地上空気中濃度（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） | Ｉ－１３１　$2.8\times10^{-9}$<br>Ｉ－１３３　$1.5\times10^{-9}$ |

第5.1.18表　　(9-24)式の計算に用いたパラメータ

| 記　号 | 単　位 | パラメータ | 数　　値 |
|---|---|---|---|
| $K_{Ti}$ | $\mu$Sv／Bq | 核種ｉの経口摂取による実効線量係数 | |
| | | 成　人 | Ｉ－１３１　$1.6\times10^{-2}$ |
| | | | Ｉ－１３３　$3.1\times10^{-3}$ |
| | | 幼　児 | Ｉ－１３１　$7.5\times10^{-2}$ |
| | | | Ｉ－１３３　$1.7\times10^{-2}$ |
| | | 乳　児 | Ｉ－１３１　$1.4\times10^{-1}$ |
| | | | Ｉ－１３３　$3.8\times10^{-2}$ |
| $M_V$ | ｇ／ｄ | 葉菜の摂取量：成　人 | 100 |
| | | 幼　児 | 50 |
| | | 乳　児 | 20 |
| $f_{Vm}$ | － | 葉菜の市場希釈係数 | 1 |
| $f_{Vt}$ | － | 葉菜の栽培期間の年間比 | 0.5 |
| $f_d$ | － | 葉菜の除染係数 | 0.5 |
| $F_{Vi}$ | $\frac{\text{Bq／ｇ}}{\text{Bq／cm}^3}$ | 核種ｉが空気中から葉菜に移行する割合 | Ｉ－１３１　$2.6\times10^{6}$<br>Ｉ－１３３　$4.3\times10^{5}$ |
| $\overline{\chi}_{Vi}$ | Bq／cm$^3$ | 核種ｉの計算地点における年平均地上空気中濃度（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） | Ｉ－１３１　$2.8\times10^{-9}$<br>Ｉ－１３３　$1.5\times10^{-9}$ |
| $t_V$ | ｄ | 葉菜の採取から摂取までの期間 | 0 |
| $T_{ri}$ | ｄ | 核種ｉの物理的半減期 | 「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 |

第5.1.20表　　(9-25)式及び(9-26)式の計算に用いたパラメータ

| 記号 | 単位 | パラメータ | 数　値 |
|---|---|---|---|
| $K_3$ | $\frac{dis\cdot g\cdot \mu Sv}{MeV\cdot Bq\cdot y}$ | 実効線量への換算係数 | $2.52\times10^{2}$ |
| $(SEE)_i$ | $\frac{MeV}{g\cdot dis}$ | 核種ｉの甲状腺に対する比実効エネルギ： | |
| | | 成　人 | Ｉ－１３１　0.010 |
| | | | Ｉ－１３３　0.022 |
| | | 幼　児 | Ｉ－１３１　0.058 |
| | | | Ｉ－１３３　0.12 |
| | | 乳　児 | Ｉ－１３１　0.15 |
| | | | Ｉ－１３３　0.33 |
| $q_s$ | g | 甲状腺中の安定よう素量： | |
| | | 成　人 | $1.2\times10^{-2}$ |
| | | 幼　児 | 成人の値の1/5.8 |
| | | 乳　児 | 成人の値の1/16 |
| $f_{si}$ | － | 核種ｉの甲状腺中比放射能の減衰係数： | |
| | | 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 |
| $W_k$ | g／d | 海産物ｋの摂取量： | |
| | | 魚類　成　人 | 200 |
| | | 魚類　幼　児 | 100 |
| | | 魚類　乳　児 | 40 |
| | | 無せきつい動物　成　人 | 20 |
| | | 無せきつい動物　幼　児 | 10 |
| | | 無せきつい動物　乳　児 | 4 |
| | | 海藻類（生３箇月，生相当量の乾物９箇月）　成　人 | 40 |
| | | 海藻類（生３箇月，生相当量の乾物９箇月）　幼　児 | 20 |
| | | 海藻類（生３箇月，生相当量の乾物９箇月）　乳　児 | 8 |
| $C_{ws}$ | g／$cm^3$ | 海水中の安定よう素の濃度 | $5\times10^{-8}$ |


N
NW
NNW
N
NNE
NE
WNW
ENE
１号炉 ×
２号炉 ×
３号炉
W
E
ESE
WSW
SE
SW
SSW
S
SSE
敷　地　境　界
周辺監視区域境界
敷地境界希ガスγ線による
実効線量評価地点
周辺監視区域境界希ガスγ線
による実効線量評価地点
周辺監視区域境界希ガスγ線
による実効線量参考地点
気体廃棄物中のよう素による
実効線量評価地点
0
100
200
300

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」
原子力安全委員会了承，平成１３年３月２９日一部改訂