

2.2 管理区域等の管理

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

- a. 壁、さく等の区画物によって区画するほか、標識を設けることによって明らかに他の場所と区別し、かつ、放射線等の危険性の程度に応じて、人の立入制限、かぎの管理等の措置を講じる。
- b. 放射性物質を経口摂取するおそれのある場所での飲食及び喫煙を禁止する。
- c. 床、壁その他の他人の触れるおそれのある物であって放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度が、「線量限度等を定める告示」(第5条)に定める表面密度限度を超えないようにする。
- d. 管理区域から人が退去し、又は物品を持ち出そうとする場合には、その者の身体及び衣服、履物等身体に着用している物並びにその持ち出そうとする物品(その物品を容器に入れ又は包装した場合には、その容器又は包装)の表面の放射性物質の密度が、c.の表面密度限度の1/10を超えないようにする。

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

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

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

次に、その具体的な方法について述べる。

2.2.1 遮蔽

2.2.1.1 遮蔽の考え方

- (1) 燃料取替時、補修時等の通常運転時において、放射線業務従事者等が受ける線量が、「線量限度等を定める告示」に定められた限度を超えないようにするのはもちろん、不必要な放射線被ばくを防止す

る遮蔽とする。

また、人の居住の可能性のある敷地境界外においては、空気カーマで年間 $50\mu\text{Gy}$ を超えない遮蔽とする。

(2) 事故時においても、発電所周辺の一般公衆の受ける線量が、めやす線量を十分下回る遮蔽とする。

事故時及び重大事故等時に中央制御室内の運転員等に対し、過度の放射線被ばくがないように考慮し、運転員等が中央制御室内にとどまり、事故対策に必要な各種の操作を行うことができるように設計する。

重大事故等の発生時に緊急時対策所内の対策要員に対し、過度の放射線被ばくがないように考慮し、事故対応に必要な措置を行うことができる遮蔽設計とする。

2.2.1.2 遮蔽区分

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

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

遮蔽は、原子炉1次遮蔽、原子炉2次遮蔽、外部遮蔽、補助遮蔽、燃料移送遮蔽、中央制御室遮蔽、一時遮蔽及び緊急時対策所遮蔽に区分する。

これらの遮蔽の機能及び設計方針は「添付書類八 8.3 遮蔽設備」に示すとおりである。また、立入頻度等を考慮した管理区域内の遮蔽設計区分は「添付書類八 8.3 遮蔽設備」に示すとおりである。この設計区分に基づく管理区域内の区分の概略を第 2.2.1 図～第 2.2.14 図に示す。

2.2.2 換気

2.2.2.1 換気のかえ方

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

- (1) 換気設備は空気中の放射性物質による内部被ばくの可能性からみて区域を分け、それぞれ別系統とする。
- (2) 各換気系統について空気の供給は清浄区域から行い、空気中の放射性物質による内部被ばくの可能性のある区域に向かって流れるようにし、排気は適当なフィルタを通して行う。
- (3) 各換気系統はその容量が区域及び室の必要な換気、放熱を行うのに十分であるように、また、空気中の放射性物質濃度が各区域について濃度限度よりも十分に低くなるようにする。
- (4) 中央制御室の換気系は、事故時には外部から完全にしゃ断し、室内空気中の放射性物質を除去するためのフィルタ装置を通して再循環させて、当室内は空気中の放射性物質による内部被ばくの可能性のないようにする。

各換気設備のフィルタは随時点検し、交換する。

2.2.2.2 換気系統

換気は原子炉格納施設、原子炉補助建屋、廃樹脂貯蔵室、固体廃棄物処理建屋、固体廃棄物固型化処理建屋、廃樹脂処理建屋、タービン建屋及びサービス建屋ごとにそれぞれ系統を分けて行う。これらのうち放射線防護上重要な系統について以下に説明する。

(1) 原子炉格納施設の換気

a. 原子炉格納容器

格納容器換気施設の主なものは、格納容器空気浄化設備及び格納容器換気設備である。(第 2.2.15 図参照)

(a) 格納容器空気浄化設備

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

格納容器空気浄化設備は高効率エアフィルタ、よう素フィルタ等を備え、原子炉格納容器内の空気を循環させて空気中放射

性物質濃度を減少させる。

(b) 格納容器換気設備

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

b. アニュラス部

アニュラス部は原子炉冷却材喪失時等にアニュラス空気再循環設備により負圧に保たれる。この設備には高効率エアフィルタ及びよう素フィルタを設け、放射性物質放出事故時には原子炉格納容器からアニュラス部に漏入した空気をこれらのフィルタにより浄化し、その一部を排気筒に導き放出する。(第 2.2.15 図参照)

(2) 原子炉補助建屋の換気

a. 補助建屋

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

なお、補助建屋のうち、工学的安全設備の高圧注入ポンプ（充てんポンプと共用）、余熱除去ポンプ、格納容器スプレポンプ等を収納する区域の排気系統は必要に応じて、よう素フィルタを備えた系統を通すことにより、排気中の放射性物質を除去できるようにする。(第 2.2.16 図参照)

b. 中央制御室等（1号及び2号炉共用）

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

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

放射性物質の放出を伴う事故時には中央制御室等の区域の換気系は外部から遮断して室内空気をエアフィルタ、冷却コイル及び加熱コイルを通して再循環するとともに運転員等を内部被ばくから防護するために中央制御室の送気はエアフィルタ、高効率エアフィルタ及びよう素フィルタによりろ過する。(第 2.2.17 図参照)

(3) 廃樹脂貯蔵室（1 号、2 号、3 号及び 4 号炉共用、既設）

外気はエアフィルタを通し、必要に応じて加熱して供給する。換気空気はエアフィルタ及び高効率エアフィルタを通して排気する。なお、建屋内で空気汚染が生じた場合、施設外への不要な放射性物質の放出をできるだけ少なくするため建屋内での再循環運転が可能にする。

(4) 固体廃棄物処理建屋（1 号、2 号、3 号及び 4 号炉共用）

固体廃棄物処理建屋の外気供給は、粗フィルタ及び加熱コイルを通して行う。また、排気は、粗フィルタ及び高効率エアフィルタを経て、排気ファンにより建屋屋上の排気口から排出する。

(5) 固体廃棄物固型化处理建屋（1 号、2 号、3 号及び 4 号炉共用）

固体廃棄物固型化处理建屋の外気供給は、粗フィルタ及び加熱コイルを通して行う。また、排気は、粗フィルタ及び高効率エアフィルタを経て、排気ファンにより固体廃棄物処理建屋屋上の排気口から排出する。

(6) 廃樹脂処理建屋（1 号、2 号、3 号及び 4 号炉共用、既設）

外気はエアフィルタを通し、必要に応じて加熱して供給する。換気空気はエアフィルタ及び高効率エアフィルタを経て、排気ファンにより建屋屋上の排気口から排出する。

(7) 排気筒

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

2.2.3 線量等の測定

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

2.2.3.1 外部放射線に係る線量当量率の測定

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

外部放射線に係る線量当量率測定用のエリアモニタの主な設置場所については「添付書類八 8.1 放射線管理設備」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、中央制御室及び放射線管理室において警報を発する。

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

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

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

保守点検建屋のエリアモニタ（1号、2号、3号及び4号炉共用）は、保守点検建屋内制御室で指示、自動記録を行い、放射線レベルが設定値以上になると現場、保守点検建屋内制御室、中央制御室（3号及び4号炉共用）及び放射線管理室（3号及び4号炉共用）に警報を発する。

サーベイメータとしては、線量当量率サーベイメータを使用する。

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

管理区域内の空気中の放射性物質の濃度及び床等の表面の放射性物

質の密度を把握するため次の測定を行う。

(1) 原子炉格納施設モニタによる測定

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

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

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

(2) サンプルングによる測定

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は、前に述べた原子炉格納施設モニタ及びサーベイメータによっても測定できるが、放射線業務従事者が特に頻繁に立ち入る箇所については、サンプルングによる測定を定期的及び必要の都度行う。

以上のモニタ等については「添付書類八 8.1 放射線管理設備」に示す。

2.2.3.3 系統内の放射能測定

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

(1) 格納容器排気筒ガスモニタによる測定

格納容器排気筒の排気中の放射性物質の濃度を測定する。

(2) 補助建屋排気筒ガスモニタによる測定

補助建屋排気筒の排気中の放射性物質の濃度を測定する。

(3) 復水器空気抽出器ガスモニタによる測定

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

(4) 蒸気発生器ブローダウン水モニタによる測定

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

(5) 高感度型主蒸気管モニタによる測定

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

(6) 原子炉補機冷却水モニタによる測定

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

(7) 液体廃棄物処理設備排水モニタによる測定

液体廃棄物処理設備により処理された排水中の放射性物質の濃度を測定する。

(8) 1次系補助蒸気復水モニタによる測定

液体廃棄物処理設備の廃液蒸発器等の加熱蒸気側復水中の放射性物質の濃度を測定し、廃液蒸発器等から加熱蒸気復水への漏えいを検知する。

(9) 廃樹脂貯蔵室モニタによる測定

廃樹脂貯蔵室内の空气中及び同室の排気中の放射性物質の濃度（じんあい及びガス）を測定する。

(10) 固体廃棄物処理建屋補助蒸気復水モニタによる測定

固体廃棄物処理建屋内で使用する補助蒸気の復水中の放射性物質の濃度を測定し、アスファルト固化装置から補助蒸気復水への漏えいを検知する。

(11) 雑固体焼却炉排気モニタによる測定

雑固体焼却設備排気中の放射性物質の濃度（じんあい及びガス）を測定する。

(12) 固体廃棄物処理建屋排気ガスモニタによる測定

固体廃棄物処理建屋及び固体廃棄物固型化処理建屋の排気中の放射性物質の濃度を測定する。

(13) 廃樹脂処理建屋排気ガスモニタによる測定

廃樹脂処理建屋の排気中の放射性物質の濃度を測定する。

上記のように(1)～(13)は、気体又は液体中の放射性物質の濃度を

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

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

また、廃樹脂処理建屋内の各モニタは廃樹脂処理建屋内制御室、中央制御室及び放射線管理室において警報を発する。

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

以上のモニタについては「添付書類八 8.1 放射線管理設備」に示す。

(14) サンプルングによる測定

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ルリングし、試料放射能測定装置により放射性物質の濃度を測定する。

2.3 作業管理

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

2.3.1 人の出入管理

(1) 管理区域への立入制限

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

管理区域への立入制限は、出入管理室において行う。

(2) 出入管理の原則

- a. 管理区域の出入口は、1箇所（1号及び2号炉共用）とする。
- b. 管理区域に立ち入る者には、個人線量計を装着させる。
- c. 管理区域に立ち入る者には、指定された被服を着用させる。汚染のある区域へ立ち入る場合は、必要に応じて適切な防護具等を着用させ、内部被ばくの防止に努める。
- d. 管理区域から退出する者には、退出モニタ等によって放射性物質による表面汚染を検査させる。
- e. 管理区域の人の出入りについては、出入管理室において確認し、記録する。

(3) 管理区域での遵守事項

- a. 管理区域立入り時には、前に述べた個人線量計、指定された被服等の着用を遵守させるとともに、不要品を持ち込ませないようにする。
- b. 放射性物質を経口摂取するおそれのある場所での飲食及び喫煙は禁止する。
- c. 異常事態の発生又はそのおそれがある事象を発見した場合は、直ちに必要箇所へ連絡させ、その指示に従わせる。
- d. 管理区域退出時は、退出モニタ等により身体表面の放射性物質による汚染を検査し、汚染が発見された場合は放射線管理担当者へ連絡させるとともに、その指示に従わせる。

2.3.2 物品の出入管理

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

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

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

2.3.3 管理区域内の区分

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

2.3.4 作業管理

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

- (1) 事前に被ばくの経歴、作業環境及びその変化を考慮し、放射線業務従事者の受ける線量を低減するよう作業計画を立てるとともに、作業方法、手順等について、その周知徹底を図る。
- (2) 放射線防護については、防護具類、個人線量計の着用、時間制限等必要な条件を定める。
- (3) 作業を行う場合は、責任者を定めるとともに上記条件等を遵守させ、放射線業務従事者の受ける線量の低減を図る。
- (4) 作業中に作業環境の変化が起こり得るような場合は、必要に応じ、外部放射線に係る線量当量率、空気中の放射性物質の濃度等を測定し、

作業環境の確認を行う。

(5) 必要な場合は一時遮へいの使用、除染等を行い作業環境の保全に努める。

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

2.4 個人管理

放射線業務従事者の個人管理は、線量を測定・評価するとともに定期的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、原子炉の運転、原子炉施設の保全、核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の運搬、貯蔵、廃棄、汚染の除去等の業務に従事する者であって、管理区域に立ち入る者を放射線業務従事者とする。

放射線業務従事者に対しては、あらかじめ次のような措置を講じる。

- a. 放射線防護に関する教育及び必要に応じ訓練を行う。
- b. 被ばくの経歴及び健康診断結果を確認する。

(2) 線量限度

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

(3) 線量の管理

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

a. 外部被ばくによる線量の測定・評価

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

b. 内部被ばくによる線量の測定・評価

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

- (a) 内部被ばくによる線量の評価に資するためホールボディカウンタによる測定を行う。また、必要に応じて尿検査等を実施する。
- (b) ホールボディカウンタによる測定は、発電所入退所時（放射線業務従事者として勤務を開始及び終了する時）、定期的及び必要に応じて行う。

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

c. 線量評価結果の通知及び記録

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

(b) 線量評価結果は、所属長を通じて本人に通知する。

(4) 健康管理

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

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

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

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

2.5 保全区域内の管理

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

2.6 周辺監視区域内の管理

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

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

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

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

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

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

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

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

2.7 放射性廃棄物の放出管理

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

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

2.7.1 気体廃棄物

(1) 放出管理

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

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

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

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

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

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

リングができる試料採取装置を設置し、定期的に測定する。

(2) 放出管理目標値

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

第2.7.1表 気体廃棄物中の希ガス及びよう素の放出管理目標値
（1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉合算）

項 目	放出管理目標値 (Bq/y)
希 ガ ス	3.4×10^{15}
よう素 (I-131)	6.1×10^{10}

2.7.2 液体廃棄物

(1) 放出管理

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

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

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

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

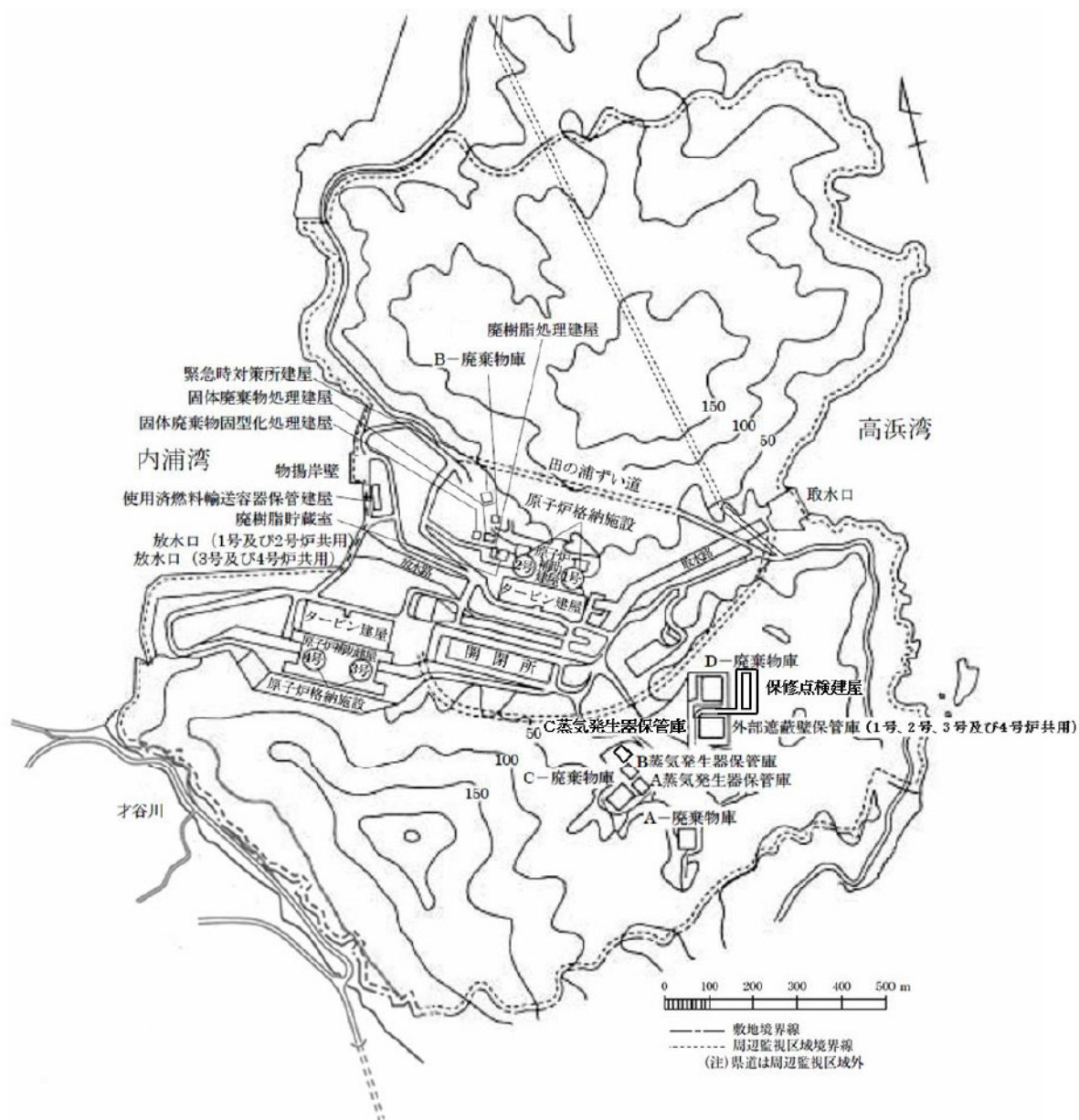
液体廃棄物処理設備排水モニタの警報設定点は、平常時の値及び放出管理目標値を基にして定める。

(2) 放出管理目標値

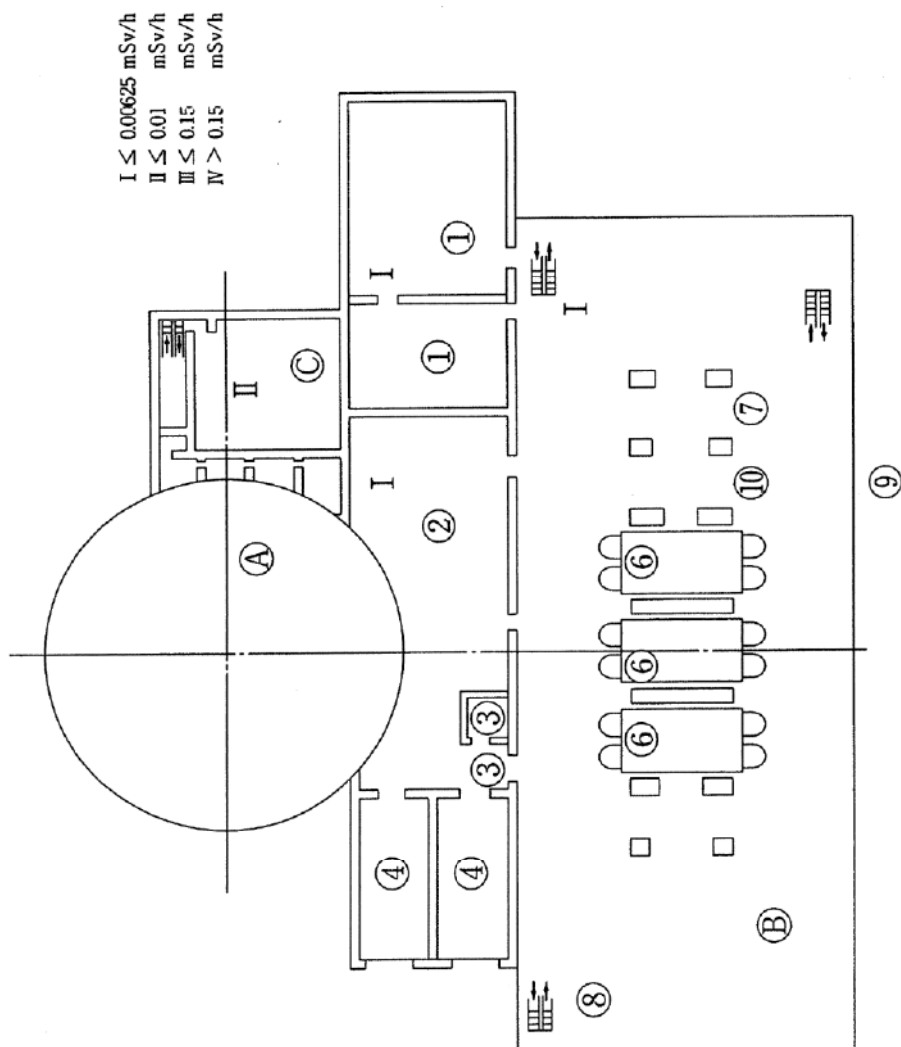
「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針」に基づき、「4. 放射性廃棄物処理」及び「5. 平常運転時における発電所周辺の一般公衆の受ける線量評価」の結果から、液体廃棄物中の放射性物質（トリチウムを除く）の放出管理目標値（1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉合算）を第2.7.2表のように設定し、これを超えないように努める。

第2.7.2表 液体廃棄物中の放射性物質（トリチウムを除く）の放出管理目標値（1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉合算）

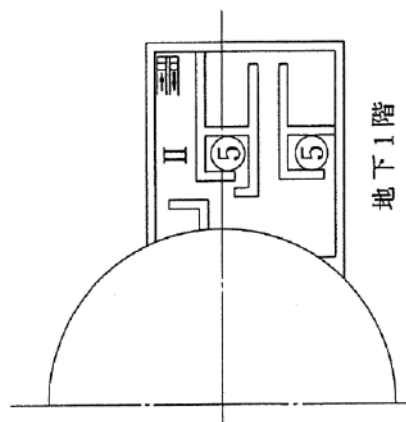
項 目	放出管理目標値 (Bq/y)
液体廃棄物中の放射性物質 (トリチウムを除く)	1.4×10 ¹¹



第 2.1.2 図 周辺監視区域図



A	原子炉格納施設基礎
B	タービン建屋
C	原子炉補助建屋
1	スイッチギヤ室
2	計器用空気圧縮設備
3	補助給水ポンプ
4	ディーゼル発電機室
5	余熱除去ポンプ室
6	復水器
7	復水ポンプ
8	主給水ポンプ
9	主変圧器
10	復水器真空ポンプ

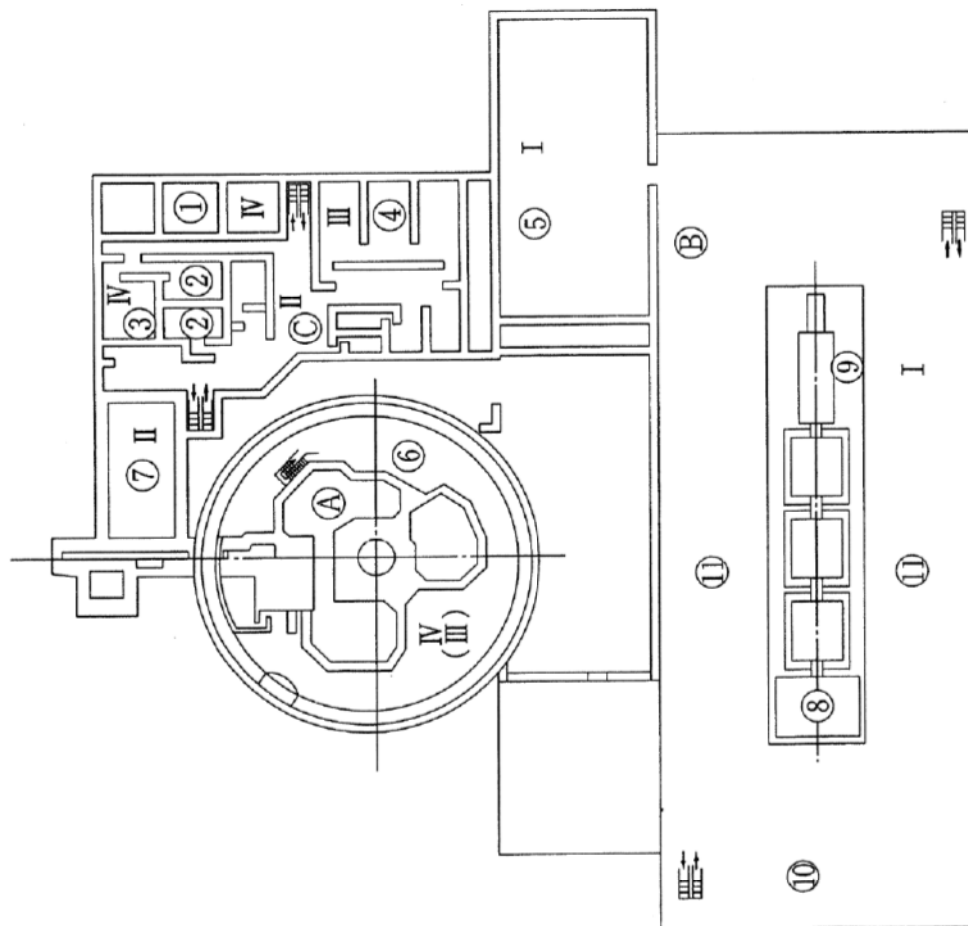


第2.2.1図 遮へい設計区分概略図（1階、地下1階）



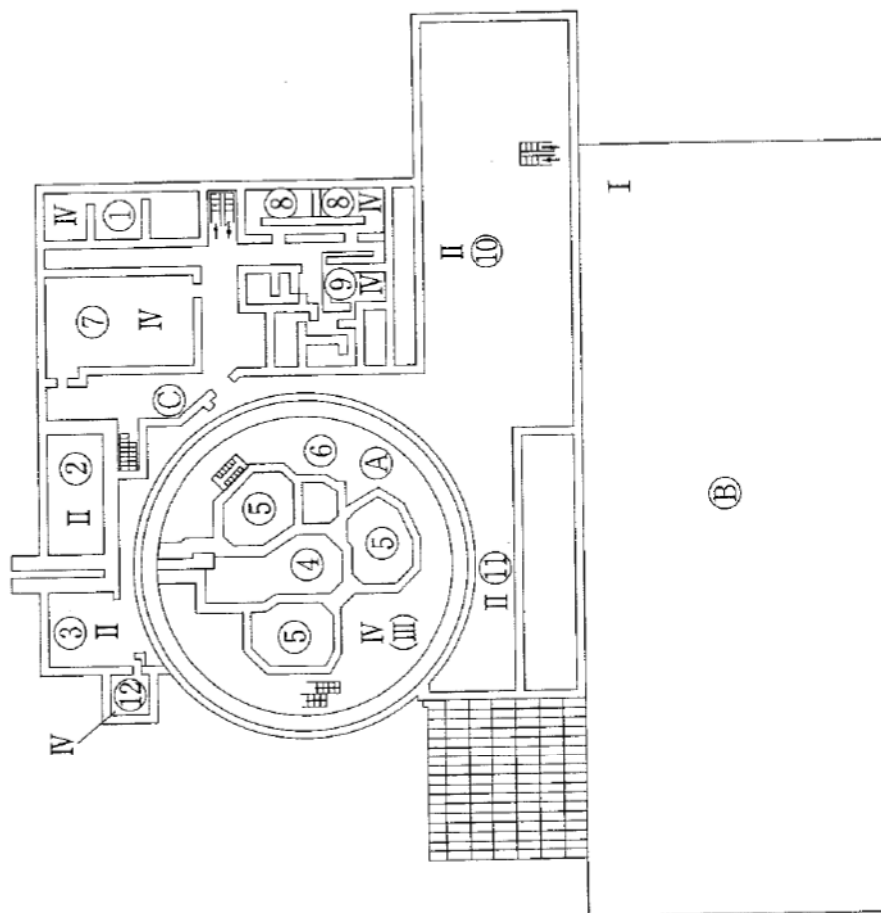
A	原子炉格納施設
B	タービン建屋
C	原子炉補助建屋
1	1次系冷却水ポンプ室
2	電気室
3	余熱除去クーラ室
4	廃液ホールトアップタンク室
5	格納容器空気再循環設備
6	復水器
7	給水加熱器
8	バッテリー室
9	主蒸気管ヘッダ室

第2.2.2図 遮へい設計区分概略図 (2階)



A	原子炉格納施設
B	タービン建屋
C	原子炉補助建屋
1	ホールアップタンク室
2	廃液蒸発装置室
3	ほう酸回収装置室
4	充てん、高圧ポンプ室
5	中央制御室
6	格納容器空気再循環設備
7	使用済燃料ピット
8	タービン
9	発電機
10	給水加熱器
11	湿分分離加熱器

第2.2.3図 遮へい設計区分概略図（3階）

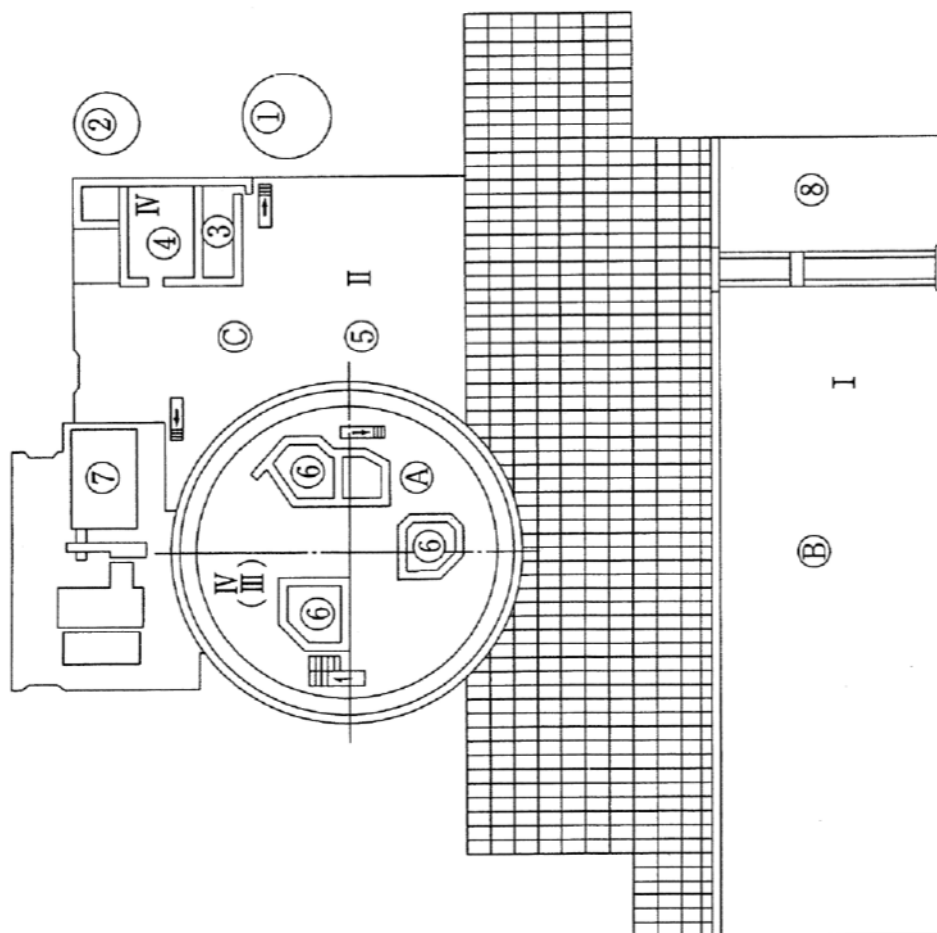


A	原子炉格納施設
B	タービン建屋
C	原子炉補助建屋
1	ホールドアップタンク室
2	使用済燃料ピット
3	除染ピット
4	原子炉容器
5	蒸気発生器
6	格納容器空気再循環設備
7	イオン交換器室
8	ガス減衰タンク室
9	ガス圧縮機室
10	放射線管理室
11	換気装置室
12	洗浄排水処理室

*
 I $\leq$ 0.00625 mSv/h
 II $\leq$ 0.01 mSv/h
 III $\leq$ 0.15 mSv/h
 IV $>$ 0.15 mSv/h

() 炉停止中の値
 *：管理区域の外側で1.3mSv/3ヶ月
 を超えないように管理する。

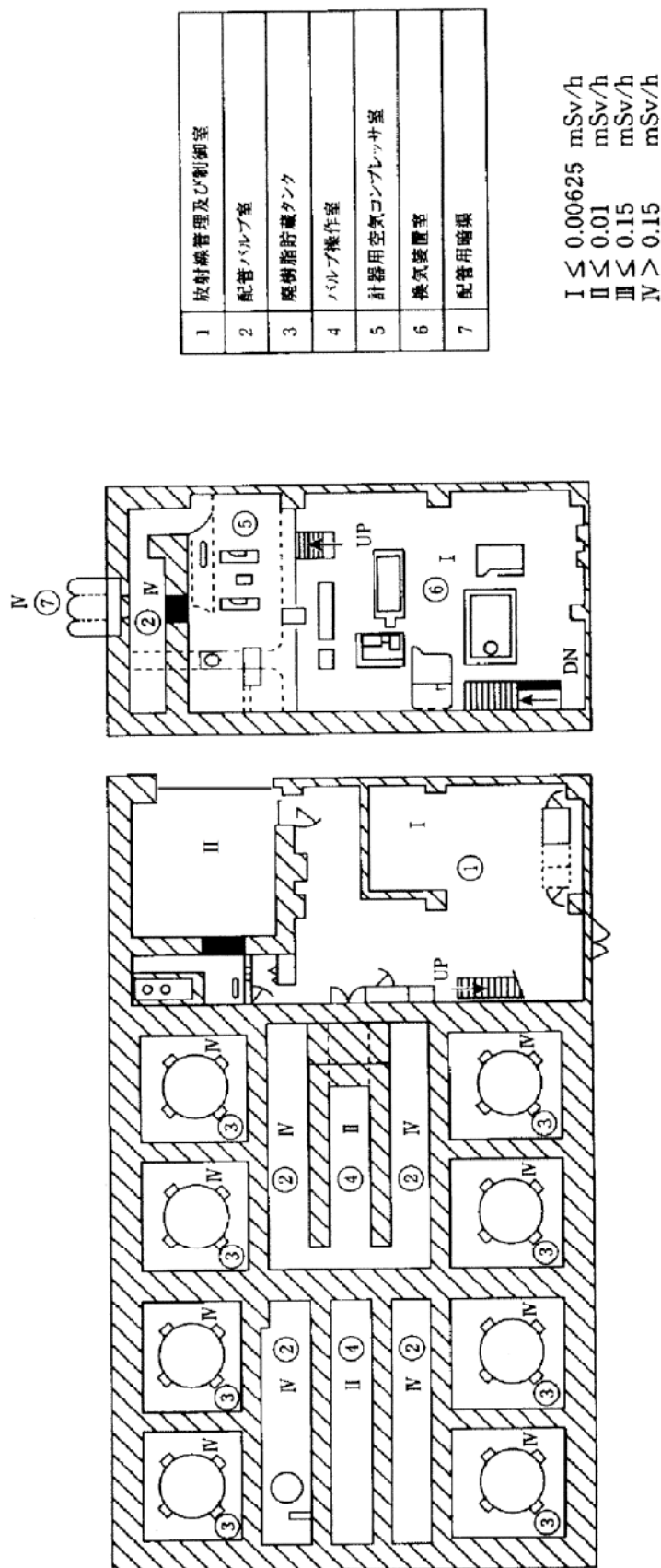
第 2.2.4 図 遮へい設計区分概略図 (4 階)



A	原子炉格納施設
B	タービン建屋
C	原子炉補助建屋
1	燃料取替用水タンク
2	1次系純水タンク
3	ほう酸タンク室
4	ドラム詰室
5	換気装置室
6	蒸気発生器
7	使用済燃料ピット
8	タービン建屋天井クレーン

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

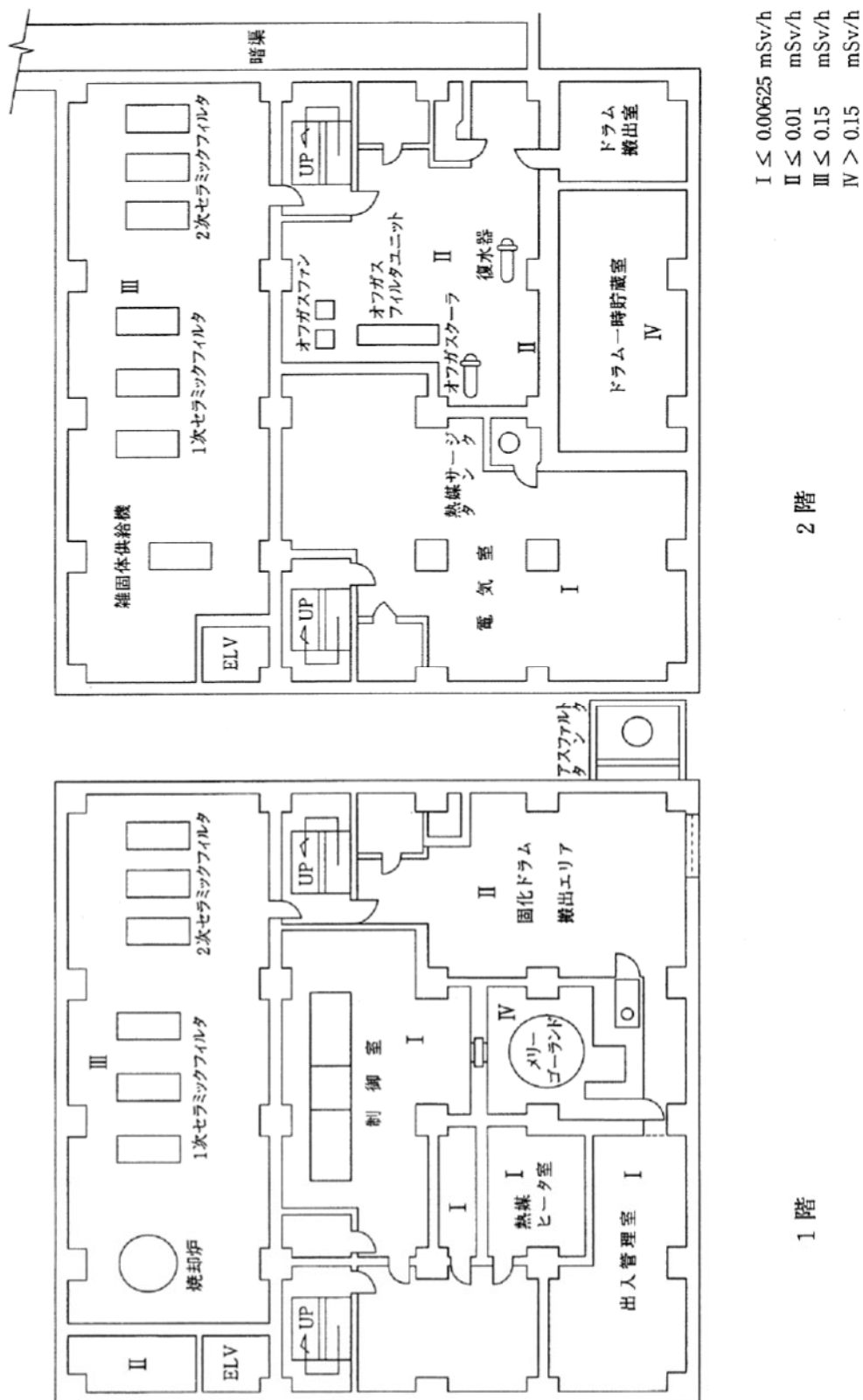
第2.2.5図 遮へい設計区分概略図 (5階)



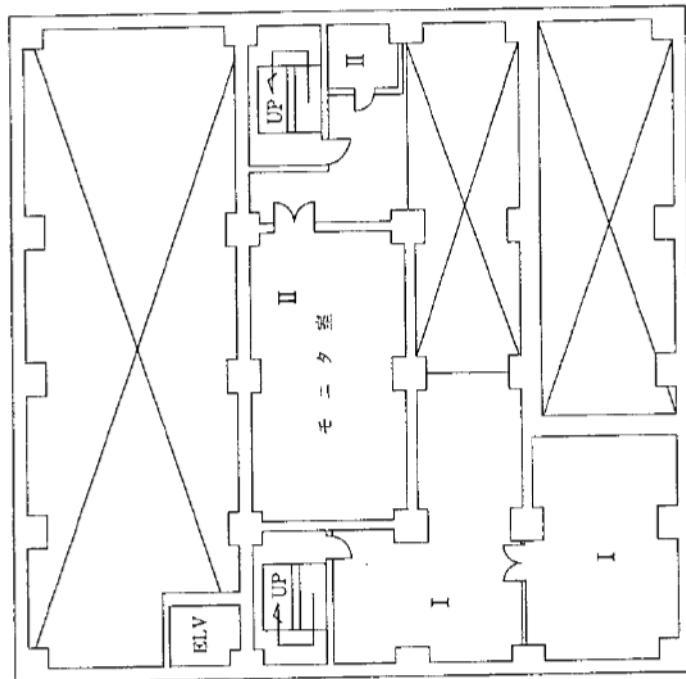
2 階 平 面 図

1 階 平 面 図

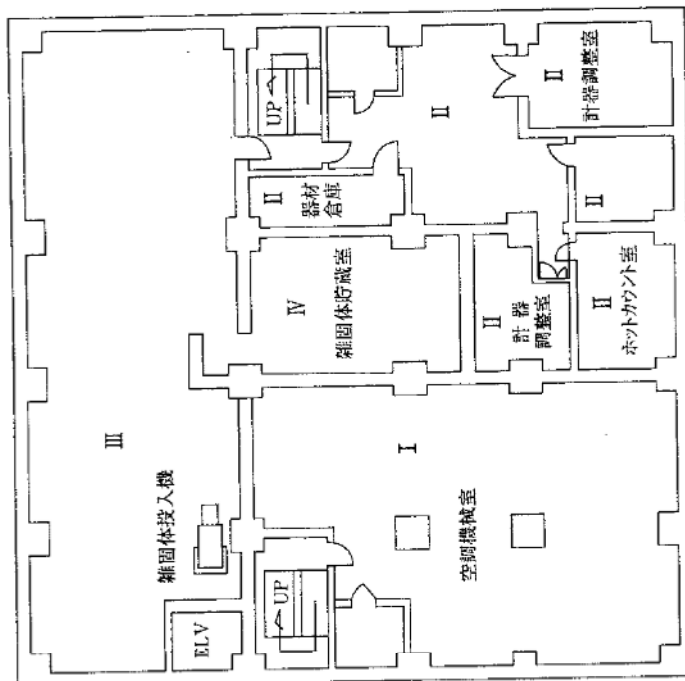
第 2.2.6 図 遮へい設計区分概略図 (廃樹脂貯蔵室)



第 2.2.8 図 遮へい設計区分概略図 (固体廃棄物処理建屋) (その 2)



中3階

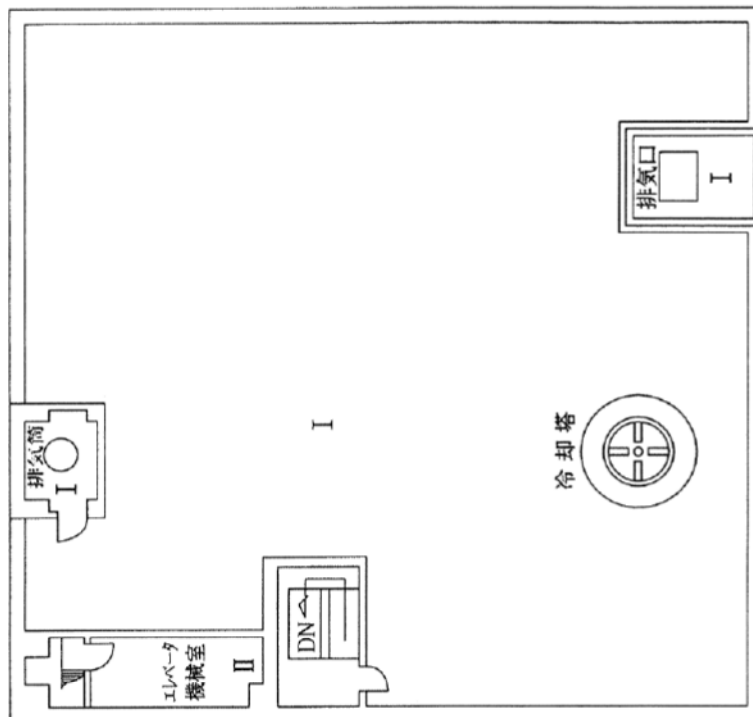
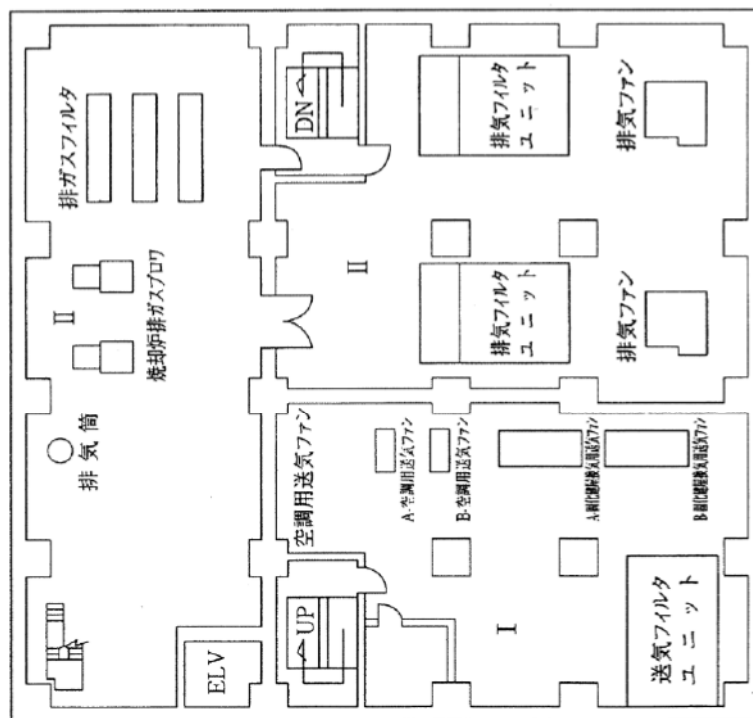


3階

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

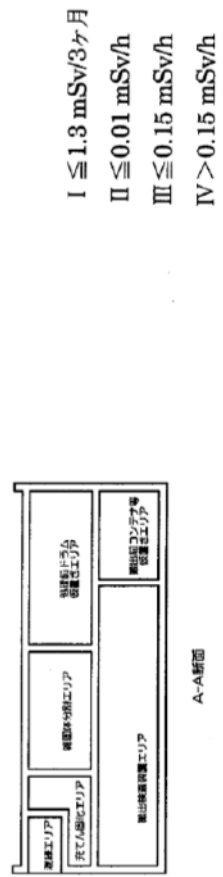
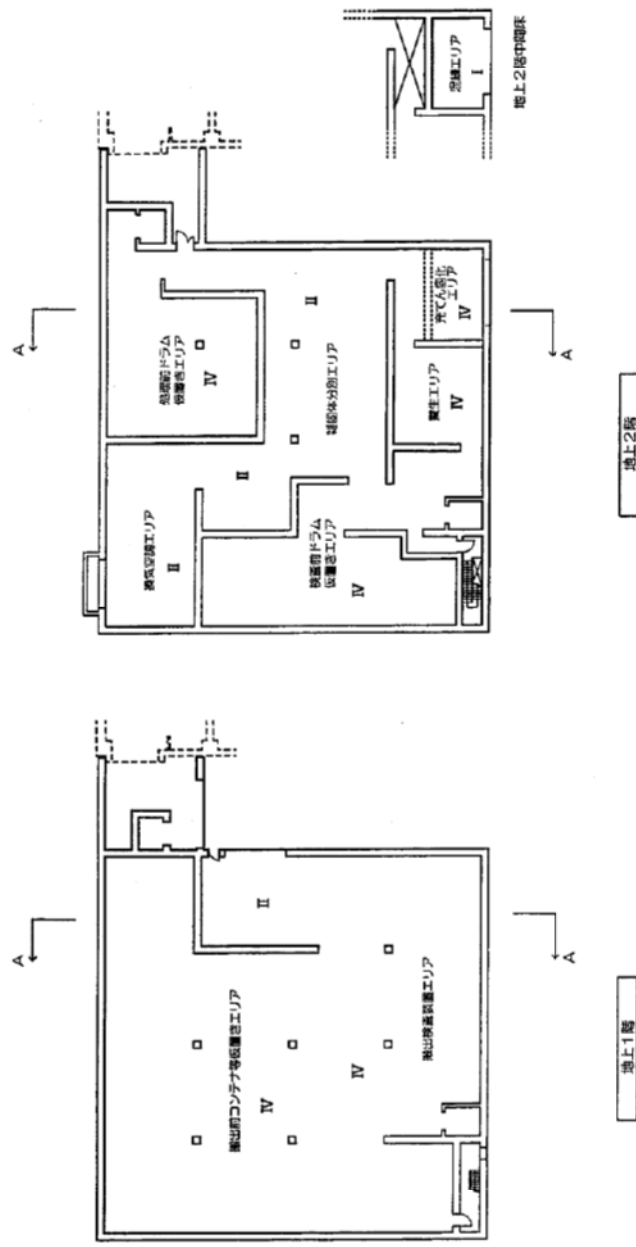
*: 管理区域の外側で1.3mSv/3ヶ月
を超えないように管理する。

第2.2.9図 遮へい設計区分概略図（固体廃棄物処理建屋）（その3）



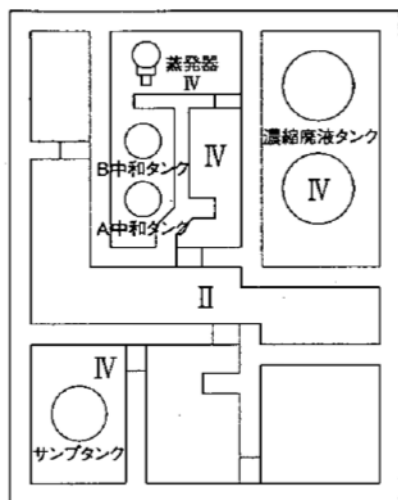
I $\leq 0.00625 \text{ mSv/h}$
 II $\leq 0.01 \text{ mSv/h}$
 III $\leq 0.15 \text{ mSv/h}$
 IV $> 0.15 \text{ mSv/h}$

第 2.2.10 図 遮へい設計区分概略図 (固体廃棄物処理建屋) (その 4)

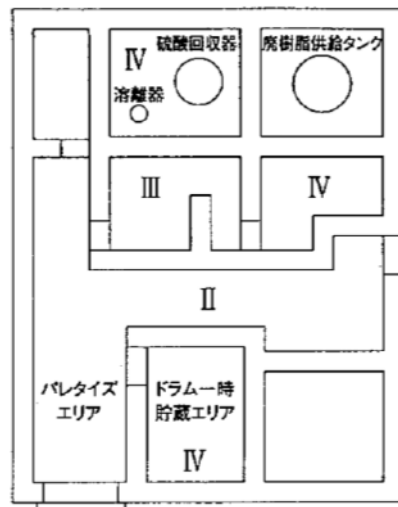


- I $\leq 1.3 \text{ mSv/3ヶ月}$
- II $\leq 0.01 \text{ mSv/h}$
- III $\leq 0.15 \text{ mSv/h}$
- IV $> 0.15 \text{ mSv/h}$

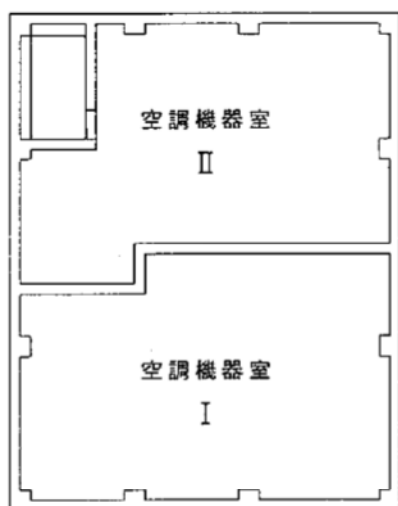
第 2.2.11 図 遮へい設計区分概略図 (固体廃棄物固型化処理建屋)



地下1階



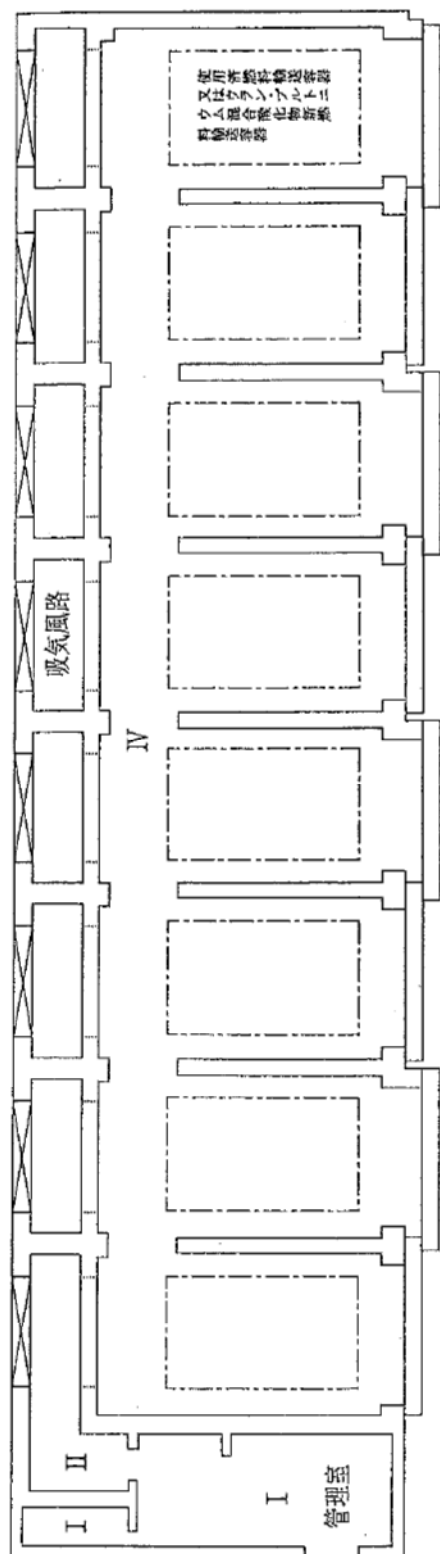
1階



2階

$I \leq 0.00625 \text{ mSv/h}$
 $II \leq 0.01 \text{ mSv/h}$
 $III \leq 0.15 \text{ mSv/h}$
 $IV > 0.15 \text{ mSv/h}$

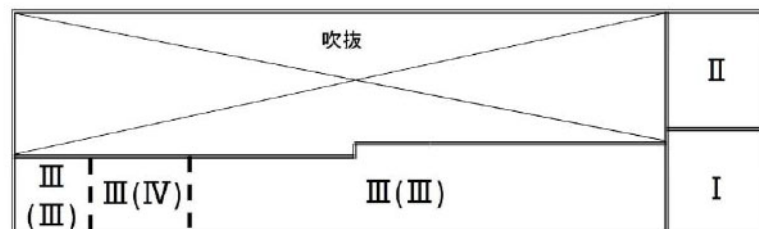
第2.2.12図 遮へい設計区分概略図（廃樹脂処理建屋）



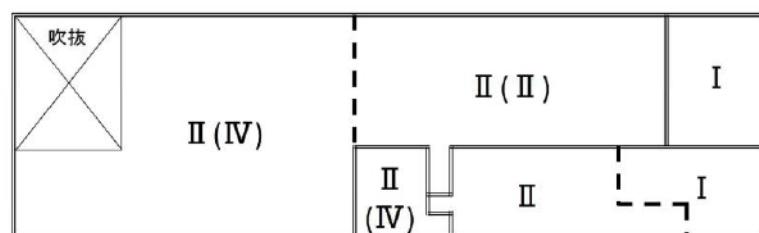
- I $\leq 0.0026 \text{mSv/h}^*$
- II $\leq 0.01 \text{mSv/h}$
- III $\leq 0.15 \text{mSv/h}$
- IV $> 0.15 \text{mSv/h}$

*：管理区域の外側で 1.3mSv/3ヶ月 を超えないように管理する。

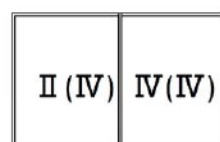
第 2.2.13 図 遮へい設計区分概略図（使用済燃料移送容器保管建屋）



2階平面図



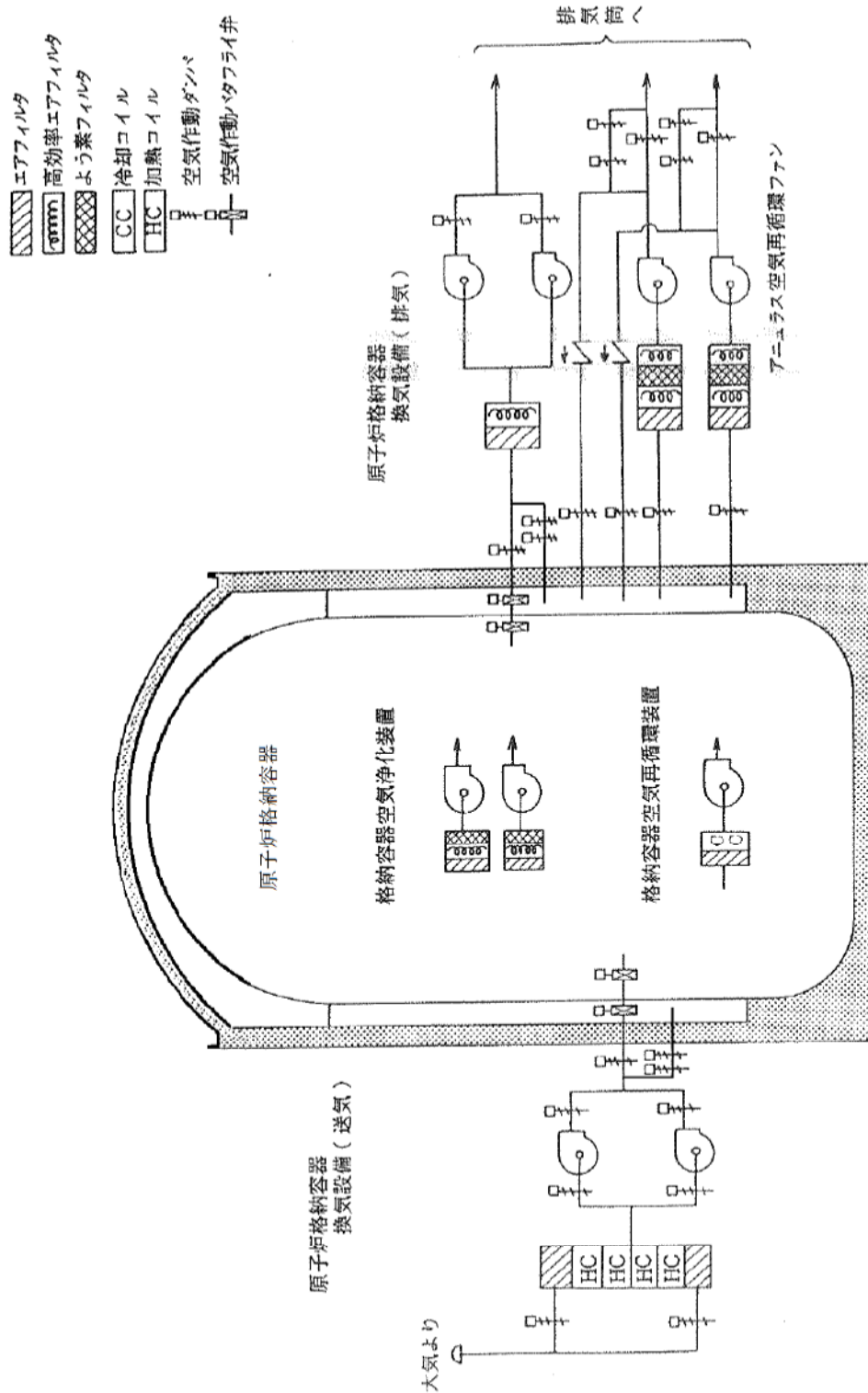
1階平面図



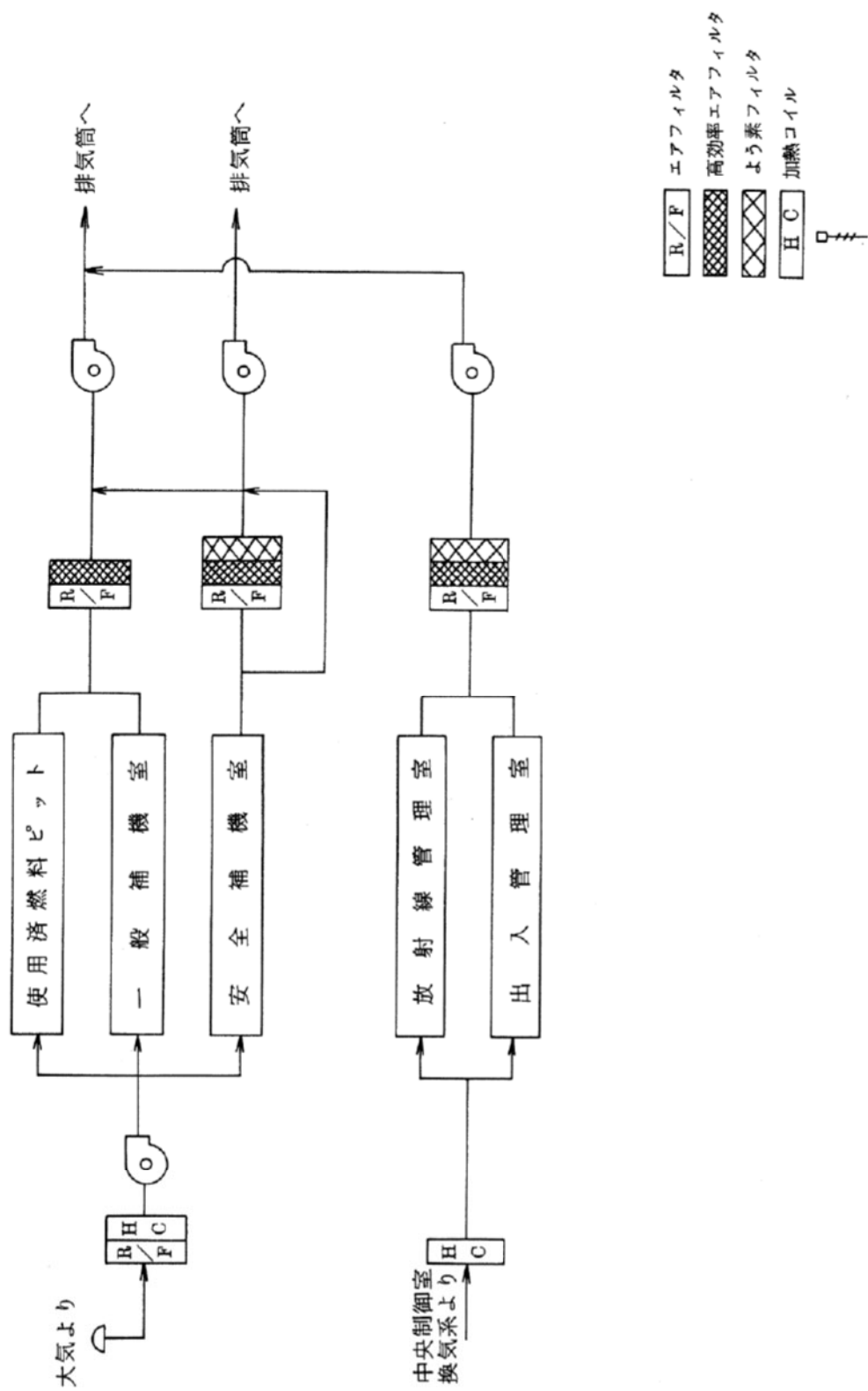
地階平面図

() 内は作業時

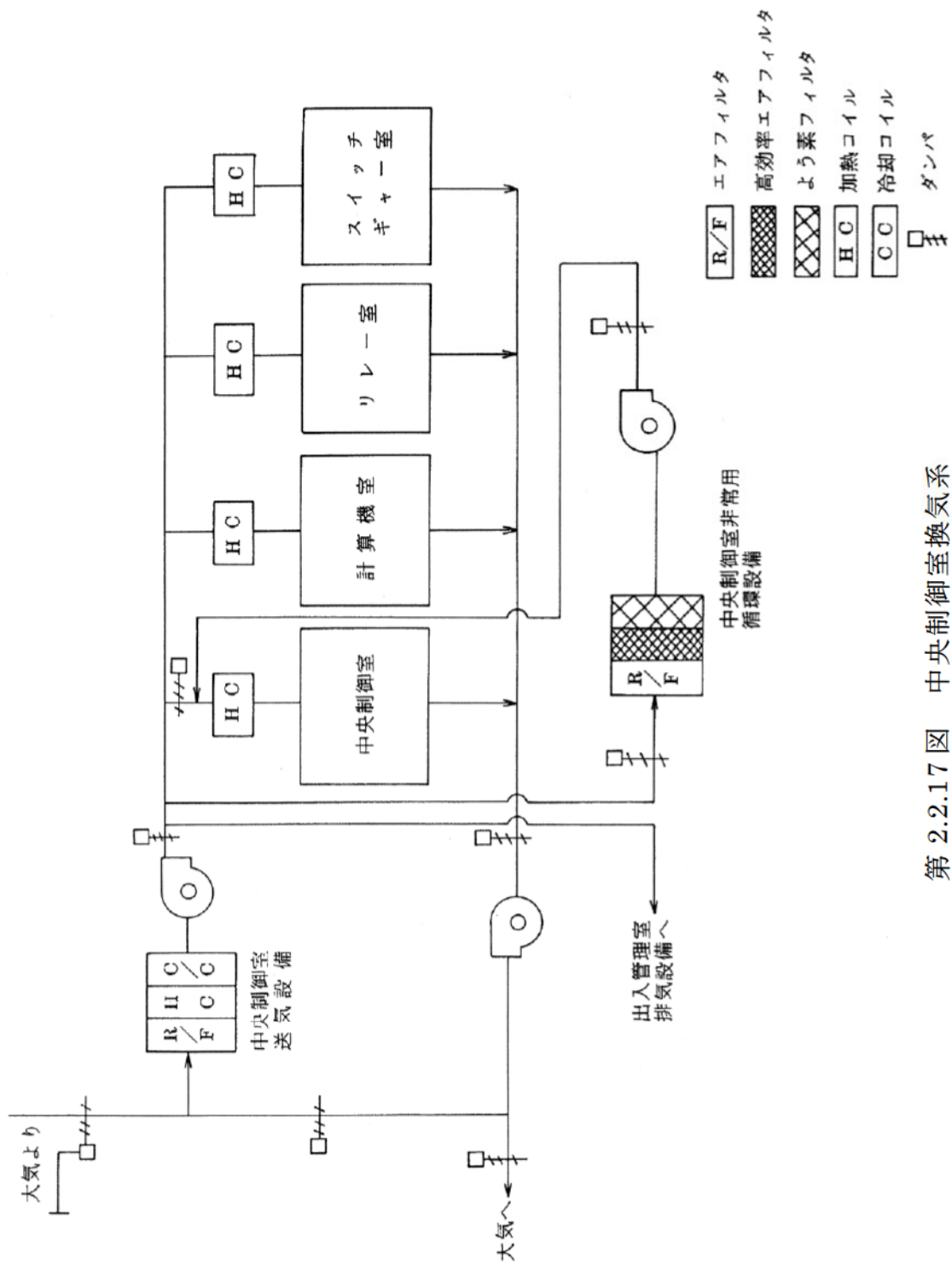
第 2.2.14 図 遮蔽設計区分概略図 (保修点検建屋)



第 2.2.15 図 原子炉格納施設換気系



第 2.2.16 図 原子炉補助建屋換気系



第 2.2.17 図 中央制御室換気系

3. 周辺監視区域境界付近及び周辺地域の環境放射線監視

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

3.1 空間放射線量等の監視

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

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

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

空間放射線量等の監視用設備の種類、測定頻度等を第 3.1.1 表に示す。

第 3.1.1 表 空間放射線量等の監視用設備

(1 号、2 号、3 号及び 4 号炉共用)

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

3.2 環境試料の放射能監視

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

環境試料の種類：空気中放射性粒子、海水、海底土、海洋生物、陸土、
陸上生物

頻 度：原則として半期に1回とし、必要に応じ増加

測 定 核 種：核分裂生成物及び腐食生成物のうち、主要な核種

測 定 器：試料放射能測定装置、化学分析装置

3.3 異常時における測定

放射性廃棄物の放出は、排気筒ガスモニタ及び液体廃棄物処理設備排水モニタにより常に監視し、異常な放出がないよう十分に管理を行う。ただし、万一異常な放出があつて敷地外に影響があると考えられる場合は、モニタリングポスト及びモニタリングステーションにより測定するほか、移動式放射能測定装置（モニタ車）により緊急時対策所又は中央制御室と連絡をとりつつ敷地周辺の放射能測定を行い、その範囲、程度等の推定を迅速かつ確実に行う。モニタ車には、線量当量率サーベイメータ、ダストサンプラ、よう素サンプラ、無線通話装置等を備える。

4. 放射性廃棄物処理

4.1 放射性廃棄物処理の基本的考え方

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

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

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

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

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

濃縮廃液等は固化材（アスファルト又はセメント）と共に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又は焼却処理後ドラム詰め等を行い貯蔵保管する。また、不燃物は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。

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

また、イオン交換器廃樹脂の一部は、雑固体廃棄物として取り扱い焼却する。

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。

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

また、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、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 基等及び減容したバーナブルポイズンは、所要の遮蔽設計を行った発電所内の蒸気発生器保管庫に貯蔵保管する。外周コンクリート壁一部撤去及び蒸気発生器の取替えに伴い発生したコンクリート、鉄筋及び埋め込み金物等は、所要の遮蔽設計を行った発電所内の外部遮蔽壁保管庫に貯蔵保管する。

なお、必要に応じて、固体廃棄物を廃棄事業者の廃棄施設へ廃棄する。

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

4.2 気体廃棄物処理

4.2.1 気体廃棄物の発生源

平常運転時において発生する気体廃棄物の発生源としては、次のものがある。

(1) ガス減衰タンクの排気

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

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

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

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

(2) 原子炉格納容器換気空気

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

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

原子炉停止中に放射線業務従事者が原子炉格納容器内に立ち入る場

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

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

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

(3) 原子炉補助建屋の換気空気

原子炉補助建屋内で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。

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

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

4.2.2 1次冷却材中の希ガス及びよう素の濃度

気体廃棄物中の主な放射性物質は、燃料被覆管に欠陥がある場合に、1次冷却材中に漏出する核分裂生成物のうちの希ガス及びよう素である。これらの放射性物質の1次冷却材中の濃度（年平均）は、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」（以下「線量目標値に対する評価指針」という。）に従って、1号炉、2号炉、

3号炉及び4号炉について、次のとおり求める。

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

なお、3号炉及び4号炉については体積制御タンクの連続脱ガスをを行うこととする。

(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。

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

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

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

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

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

v_i	: (Kr、Xe)	6.5×10^{-8}	(s ⁻¹)
	(I)	1.3×10^{-8}	(s ⁻¹)
W_m	: (1号炉)	1.90×10^8	(g)
	(2号炉)	1.89×10^8	(g)
	(3号及び4号各炉)	1.95×10^8	(g)
t	:	2.52×10^7	(s)
		(原子炉の年間稼働率 80%)	
w_p	: (1号及び2号各炉)	3.75×10^3	(g/s)
	(3号及び4号各炉)	3.75×10^3	(g/s)
DF_i	: (Kr、Xe)	1	
	(I)	10	
FS_i	: (1号及び2号各炉)	(3号及び4号各炉)	
	$\left[\begin{array}{c} \text{体積制御タンクの} \\ \text{連続脱ガス無} \end{array} \right]$	$\left[\begin{array}{c} \text{体積制御タンクの} \\ \text{連続脱ガス有} \end{array} \right]$	
	(Kr-85m)	2.7×10^{-1}	3.0×10^{-1}
	(Kr-85)	2.3×10^{-5}	2.0×10^{-1}
	(Kr-87)	6.0×10^{-1}	6.0×10^{-1}
	(Kr-88)	4.3×10^{-1}	4.3×10^{-1}
	(Xe-131m)	1.0×10^{-2}	2.2×10^{-1}
	(Xe-133m)	3.7×10^{-2}	2.3×10^{-1}
	(Xe-133)	1.6×10^{-2}	2.3×10^{-1}
	(Xe-135m)	8.0×10^{-1}	8.0×10^{-1}
	(Xe-135)	1.8×10^{-1}	2.8×10^{-1}
	(Xe-138)	1.0	1.0
	(I-131)	0.0	0.0
	(I-133)	0.0	0.0

W_B	: (1号炉)	1.58×10^2	(g/s)
	(2号炉)	1.57×10^2	(g/s)
	(3号及び4号各炉)	1.27×10^2	(g/s)
σ_i	: (Xe-135 についてのみ考慮する)		
		2.65×10^{-18}	(cm ²)
ϕ	: (1号及び2号各炉)	3.60×10^{13}	(n/(cm ² ・s))
	(3号及び4号各炉)	4.30×10^{13}	(n/(cm ² ・s))
P	: (1号及び2号各炉)	2,432	(MWt)
	(3号及び4号各炉)	2,652	(MWt)
f	:	1	(%)
λ_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」 ⁽¹⁾ による。		

(3) 計算結果

1次冷却材中の希ガス及びよう素の濃度を第4.2.1表に示す。

第 4.2.1 表 1 次冷却材中の希ガス及びヨウ素の濃度

(単位：Bq/g)

核 種	1 号炉	2 号炉	3 号及び 4 号各炉
Kr-85m	7.09×10^4	7.12×10^4	7.49×10^4
Kr-85	2.70×10^4	2.72×10^4	5.53×10^3
Kr-87	4.12×10^4	4.14×10^4	4.39×10^4
Kr-88	1.22×10^5	1.23×10^5	1.31×10^5
Xe-131m	5.57×10^4	5.60×10^4	1.85×10^4
Xe-133m	9.62×10^4	9.66×10^4	6.09×10^4
Xe-133	6.39×10^6	6.43×10^6	2.77×10^6
Xe-135m	3.74×10^3	3.76×10^3	3.98×10^3
Xe-135	1.26×10^5	1.26×10^5	1.08×10^5
Xe-138	2.00×10^4	2.01×10^4	2.13×10^4
I-131	7.61×10^4	7.61×10^4	8.36×10^4
I-133	1.30×10^5	1.30×10^5	1.41×10^5

4.2.3 気体廃棄物の放出量

気体廃棄物の発生源については、「4.2.1 気体廃棄物の発生源」の項で述べたが、気体廃棄物の放出量の計算は、「線量目標値に対する評価指針」に従って、1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉について、次のように、ガス減衰タンク及び水素再結合ガス減衰タンクから放出される希ガス、原子炉格納容器換気により放出される希ガス及びよう素、原子炉格納容器減圧時の排気により放出される希ガス及びよう素、原子炉補助建屋の換気により放出される希ガス及びよう素並びに定期検査時に放出されるよう素（I-131）に分けて行う。

(1) 計 算 式

- a. ガス減衰タンク及び水素再結合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（1号炉及び2号炉）から放出される希ガスの量は次式を用いて計算する。

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

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

t_N : ガス減衰タンクの保持時間 (s)

K : 抽出操作に伴う1次冷却材濃度の平均希釈率

W_e : ほう酸回収装置で処理される1次冷却材抽出水量 (g/y)

W_d : ほう酸回収装置で処理される1次系機器ドレン量 (g/y)

n_d : 低温停止時における1次冷却材の脱ガス回数 (y⁻¹)

ガス減衰タンク（3号炉及び4号炉）及び水素再結合ガス減衰タンク（3号炉及び4号炉）から放出される希ガスの量は次式を用いて計算する。

$$Q_{\text{GDTi}} = (Q_{\text{Ni}} \cdot e^{-\lambda_i \cdot t_N} + Q_{\text{Hi}} \cdot e^{-\lambda_i \cdot t_H}) \dots\dots\dots (9-3)$$

$$Q_{\text{Ni}} = A_{\text{wi}} \cdot n_d \cdot W_m$$

$$Q_{\text{Hi}} = A_{\text{wi}} \cdot (K \cdot W_e + W_d) + A_{\text{vi}} \cdot q \cdot t_v$$

$$A_{\text{vi}} = \frac{A_{\text{wi}} \cdot W_p \cdot \text{FS}_i}{V_v \cdot \left(\lambda_i + \frac{q}{V_v} \right)}$$

Q_{GDTi}	: ガス減衰タンク及び水素再結合ガス減衰タンクから放出される核種 i の量	(Bq/y)
Q_{Ni}	: ガス減衰タンクへの核種 i の移行量	(Bq/y)
Q_{Hi}	: 水素再結合ガス減衰タンクへの核種 i の移行量	(Bq/y)
t_{H}	: 水素再結合ガス減衰タンクの保持時間	(s)
A_{vi}	: 体積制御タンク気相部の核種 i の濃度	(Bq/Ncm ³)
q	: 体積制御タンクのパージ流量	(Ncm ³ /s)
t_{v}	: 連続脱ガス装置の年間運転時間	(s/y)
V_{v}	: 体積制御タンク気相部体積	(Ncm ³)

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。

$$Q_{\text{CVi}} = n \cdot \left[\frac{\beta_i}{\lambda_i + \gamma_i} \cdot \{1 - e^{-(\lambda_i + \gamma_i) \cdot t_f}\} + \frac{\beta_i}{\lambda_i} \cdot \{(1 - e^{-\lambda_i \cdot T}) \cdot e^{-(\lambda_i + \gamma_i) \cdot t_f}\} \right] \dots\dots\dots (9-4)$$

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

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

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 (m³/s)

V_{CV} : 原子炉格納容器自由体積 (m³)

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

M : 格納容器空気浄化装置の混合効率

- c. 原子炉格納容器減圧時の排気により放出される希ガス及びよう素の量

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

$$Q_{CVDi} = \frac{\beta_i \cdot V_p}{\lambda_i \cdot T \cdot V_{CV}} \cdot (1 - \eta_{Di}) \cdot \left\{ T - \frac{1}{\lambda_i} (1 - e^{-\lambda_i \cdot T}) \right\} \dots\dots\dots (9-5)$$

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 (m³/y)

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

- d. 原子炉補助建屋の換気により放出される希ガス及びよう素の量

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

$$Q_{ABi} = A_{Wi} \cdot L_2 \cdot P_{2i} \cdot t \dots\dots\dots (9-6)$$

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

L_2 : 原子炉補助建屋での 1 次冷却材漏えい率 (g/s)

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

- e. 定期検査時に放出されるよう素 (I-131) の量

定期検査時に放出される I-131 の量は次式を用いて計算する。

$$Q_{I-131} = (Q_{CVI-131} + Q_{CVDI-131} + Q_{ABI-131}) \times \frac{1}{4} \dots\dots\dots (9-7)$$

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)

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

(2) 計算条件

(9-2) 式及び(9-3)式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。

t_N	:	2.59×10 ⁶ (s)	(30 d)
t_H	:	(3号及び4号各炉) 3.46×10 ⁶ (s)	(40 d)
K	:	1	
W_e	:	(1号炉) 3.99×10 ⁹	(g/y)
		(2号炉) 3.96×10 ⁹	(g/y)
		(3号及び4号各炉) 3.20×10 ⁹	(g/y)
W_d	:	(1号及び2号各炉) 3.00×10 ⁸	(g/y)
		(3号及び4号各炉) 3.00×10 ⁸	(g/y)
n_d	:	4	(y ⁻¹)
q	:	(3号及び4号各炉) 3.33×10 ²	(Ncm ³ /s)
		(1.2Nm ³ /h)	
t_v	:	(3号及び4号各炉) 2.52×10 ⁷	(s/y)
		(292d/y)	
V_v	:	(3号及び4号各炉) 1.00×10 ⁷	(Ncm ³)
		(46℃、0.206MPa で 5.1m ³)	

(9-4) 式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。

n	:	10	(y ⁻¹)
t_f	:	5.76×10 ⁴ (s)	(16h)
T	:	2.52×10 ⁶ (s)	(29.2d)
L_1	:	1.16 (g/s)	(0.1t/d)
P_{1i}	:	(Kr,Xe)1.0	(I)0.1
V_R	:	(1号及び2号各炉) 8.50	(m ³ /s)
		(255m ³ /min×2)	
		(3号及び4号各炉) 1.17×10 ¹	(m ³ /s)
		(350m ³ /min×2)	
V_{cv}	:	(1号及び2号各炉) 6.95×10 ⁴	(m ³)

	(3 号及び 4 号各炉)	6.74×10^4	(m^3)
η_{Ci}	:	(Kr、Xe) 0.0	(I) 0.9
M	:	0.7	

(9-5) 式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。

V_P	:	(1 号及び 2 号各炉)	1.20×10^5	(m^3/y)
		(3 号及び 4 号各炉)	1.30×10^5	(m^3/y)
η_{Di}	:	(1 号及び 2 号各炉)	(Kr、Xe) 0.0	(I) 0.0
		(3 号及び 4 号各炉)	(Kr、Xe) 0.0	(I) 0.9

(9-6) 式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。

L_2	:	$9.26 \times 10^{-1}(\text{g/s})$	(0.08t/d)
P_{2i}	:	(1 号及び 2 号各炉)	(Kr、Xe) 1.0 (I) 0.005
		(3 号及び 4 号各炉)	(Kr、Xe) 1.0 (I) 0.001

(3) 計算結果

気体廃棄物中の希ガス及びよう素の放出量を 1 号炉、2 号炉並びに 3 号及び 4 号各炉について、それぞれ第 4.2.2 表(1)、(2)及び(3)並びに第 4.2.3 表(1)、(2)及び(3)に示す。

また、気体廃棄物中の希ガス及びよう素の放出量の 1 号炉、2 号炉、3 号炉及び 4 号炉合算について、第 4.2.4 表に示す。

第 4.2.2 表(1) 希ガスの放出量 (1 号炉)

(単位 : Bq/y)

項 目 核 種	ガス減衰タンクからの排気	原子炉停止時の原子炉格納容器換気	原子炉格納容器減圧時の排気	原子炉補助建屋の換気	合 計
Kr-85m	～0	1.9×10^{10}	3.3×10^9	1.7×10^{12}	1.7×10^{12}
Kr-85	1.4×10^{14}	8.1×10^{11}	6.8×10^{10}	6.3×10^{11}	1.4×10^{14}
Kr-87	～0	3.2×10^9	5.5×10^8	9.7×10^{11}	9.7×10^{11}
Kr-88	～0	2.1×10^{10}	3.6×10^9	2.9×10^{12}	2.9×10^{12}
Xe-131m	4.9×10^{13}	7.9×10^{11}	8.6×10^{10}	1.3×10^{12}	5.2×10^{13}
Xe-133m	4.7×10^{10}	3.2×10^{11}	4.8×10^{10}	2.3×10^{12}	2.7×10^{12}
Xe-133	6.4×10^{14}	4.8×10^{13}	6.3×10^{12}	1.5×10^{14}	8.4×10^{14}
Xe-135m	～0	5.9×10^7	1.1×10^7	8.8×10^{10}	8.8×10^{10}
Xe-135	～0	6.9×10^{10}	1.2×10^{10}	3.0×10^{12}	3.0×10^{12}
Xe-138	～0	2.9×10^8	4.9×10^7	4.7×10^{11}	4.7×10^{11}
放出量合計	8.2×10^{14}	5.0×10^{13}	6.5×10^{12}	1.7×10^{14}	1.1×10^{15}
γ 線 実効エネルギー (MeV/dis)	3.7×10^{-2}	4.5×10^{-2}	4.6×10^{-2}	9.1×10^{-2}	4.6×10^{-2}
β 線 実効エネルギー (MeV/dis)	1.6×10^{-1}	1.4×10^{-1}	1.4×10^{-1}	1.6×10^{-1}	1.6×10^{-1}

第 4.2.3 表(1) よう素の放出量 (1 号炉)

(単位 : Bq/y)

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

第 4.2.2 表(2) 希ガスの放出量 (2 号炉)

(単位 : Bq/y)

項 目 核 種	ガス減衰タ ンクから の排気	原子炉停止時 の原子炉格納 容器換気	原子炉格納 容器減圧時 の排気	原子炉補助 建屋の換気	合 計
Kr-85m	～0	2.0×10^{10}	3.3×10^9	1.7×10^{12}	1.7×10^{12}
Kr-85	1.4×10^{14}	8.1×10^{11}	6.9×10^{10}	6.4×10^{11}	1.4×10^{14}
Kr-87	～0	3.2×10^9	5.5×10^8	9.7×10^{11}	9.7×10^{11}
Kr-88	～0	2.1×10^{10}	3.6×10^9	2.9×10^{12}	2.9×10^{12}
Xe-131m	4.9×10^{13}	8.0×10^{11}	8.7×10^{10}	1.3×10^{12}	5.2×10^{13}
Xe-133m	4.7×10^{10}	3.2×10^{11}	4.9×10^{10}	2.3×10^{12}	2.7×10^{12}
Xe-133	6.4×10^{14}	4.8×10^{13}	6.3×10^{12}	1.5×10^{14}	8.4×10^{14}
Xe-135m	～0	5.9×10^7	1.1×10^7	8.8×10^{10}	8.8×10^{10}
Xe-135	～0	6.9×10^{10}	1.2×10^{10}	3.0×10^{12}	3.1×10^{12}
Xe-138	～0	2.9×10^8	5.0×10^7	4.7×10^{11}	4.7×10^{11}
放出量合計	8.2×10^{14}	5.0×10^{13}	6.6×10^{12}	1.7×10^{14}	1.1×10^{15}
γ 線 実効エネルギー (MeV/dis)	3.7×10^{-2}	4.5×10^{-2}	4.6×10^{-2}	9.1×10^{-2}	4.6×10^{-2}
β 線 実効エネルギー (MeV/dis)	1.6×10^{-1}	1.4×10^{-1}	1.4×10^{-1}	1.6×10^{-1}	1.6×10^{-1}

第 4.2.3 表(2) よう素の放出量 (2 号炉)

(単位 : Bq/y)

項 目 核 種	原子炉停止時 の原子炉格納 容器換気	原子炉格納 容器減圧時 の排気	原子炉補助 建屋の換気	定期検査時 のよう素 131	合 計
I-131	2.1×10^9	9.7×10^9	8.9×10^9	5.2×10^9	2.6×10^{10}
I-133	1.9×10^9	2.7×10^9	1.6×10^{10}	—	2.0×10^{10}

第 4.2.2 表(3) 希ガスの放出量 (3号及び4号各炉)

(単位: Bq/y)

項 目 核 種	ガス減衰タンク及び水素再結合ガス減衰タンクからの排気	原子炉停止時の原子炉格納容器換気	原子炉格納容器減圧時の排気	原子炉補助建屋の換気	合 計
Kr-85m	～0	2.1×10^{10}	3.9×10^9	1.8×10^{12}	1.8×10^{12}
Kr-85	1.3×10^{14}	1.7×10^{11}	1.6×10^{10}	1.3×10^{11}	1.3×10^{14}
Kr-87	～0	3.4×10^9	6.5×10^8	1.1×10^{12}	1.1×10^{12}
Kr-88	～0	2.2×10^{10}	4.2×10^9	3.1×10^{12}	3.1×10^{12}
Xe-131m	4.6×10^{13}	2.7×10^{11}	3.2×10^{10}	4.3×10^{11}	4.7×10^{13}
Xe-133m	1.1×10^{10}	2.0×10^{11}	3.4×10^{10}	1.5×10^{12}	1.7×10^{12}
Xe-133	4.0×10^{14}	2.1×10^{13}	3.1×10^{12}	6.5×10^{13}	4.9×10^{14}
Xe-135m	～0	6.3×10^7	1.2×10^7	9.3×10^{10}	9.3×10^{10}
Xe-135	～0	5.9×10^{10}	1.2×10^{10}	2.6×10^{12}	2.6×10^{12}
Xe-138	～0	3.1×10^8	5.9×10^7	5.0×10^{11}	5.0×10^{11}
放出量合計	5.7×10^{14}	2.2×10^{13}	3.2×10^{12}	7.6×10^{13}	6.8×10^{14}
γ 線 実効エネルギー (MeV/dis)	3.4×10^{-2}	4.7×10^{-2}	4.9×10^{-2}	1.5×10^{-1}	4.7×10^{-2}
β 線 実効エネルギー (MeV/dis)	1.7×10^{-1}	1.4×10^{-1}	1.4×10^{-1}	1.8×10^{-1}	1.7×10^{-1}

第 4.2.3 表(3) よう素の放出量 (3号及び4号各炉)

(単位: Bq/y)

項 目 核 種	原子炉停止時の原子炉格納容器換気	原子炉格納容器減圧時の排気	原子炉補助建屋の換気	定期検査時のよう素131	合 計
I-131	1.1×10^9	1.2×10^9	2.0×10^9	1.1×10^9	5.3×10^9
I-133	1.4×10^9	3.3×10^8	3.3×10^9	—	5.0×10^9

Ar-41 の放出量は 1 号、2 号、3 号及び 4 号各炉で $3.7 \times 10^{11} \text{Bq/y}$ 程度で十分小さく無視できる。

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

さらに、濃縮廃液等のアスファルト固化処理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)

原子炉 核 種		1 号炉	2 号炉	3 号炉	4 号炉	合 計
希 ガ ス		1.1×10^{15}	1.1×10^{15}	6.8×10^{14}	6.8×10^{14}	3.5×10^{15}
よう 素	I-131	2.6×10^{10}	2.6×10^{10}	5.3×10^9	5.3×10^9	6.2×10^{10}
	I-133	2.0×10^{10}	2.0×10^{10}	5.0×10^9	5.0×10^9	5.0×10^{10}

4.3 液体廃棄物処理

4.3.1 放射性廃液の発生源

平常運転時において発生する放射性廃液の発生源としては、次のものがある。

- (1) 1次冷却材抽出水
- (2) 冷却材ドレン
- (3) 機器ドレン
- (4) 格納容器床ドレン、補助建屋床ドレン等
- (5) 薬品ドレン
- (6) 洗たく排水、手洗排水及びシャワ排水（以下「洗浄排水」という。）

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

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

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

4.3.2 放射性廃液の発生量

平常運転時に発生する放射性廃液の量は、次の前提条件に基づき推定する。

- (1) 1次冷却材抽出水量は、標準的な起動停止を仮定して推定する。
- (2) 冷却材ドレン及び機器ドレンは、各機器からのドレン量、漏えい量等から推定する。
- (3) 床ドレン、薬品ドレン及び洗浄排水は、実績等を考慮し推定する。

放射性廃液の年間推定発生量を、第 4.3.1 表に示す。

4.3.3 液体廃棄物の放出量

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

上記放出量中に含まれる放射エネルギー(トリチウムを除く。)は、1号炉及び2号炉合算で約 2.2×10^{10} Bq/y となる。

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号炉で約 7.5×10^5 Bq/g とした。

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

液体廃棄物による実効線量評価を行う際には、液体廃棄物処理設備運用の変動を考慮して、液体廃棄物の放出量はトリチウムを除き1号、2号、3号及び4号各炉 3.7×10^{10} Bq/y、トリチウムについては、1号、2号、3号及び4号各炉 5.6×10^{13} Bq/y とする。

また、トリチウムを除いた液体廃棄物の核種構成を第 4.3.2 表に示す。

これらの希釈水となる復水器冷却水等の量は、放水口(1号及び2号炉共用)において各炉あたり 1.28×10^9 m³/y、放水口(3号及び4号炉共用)において各炉あたり 1.59×10^9 m³/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（1 号炉及び 2 号炉合算）
(単位：m³/y)

種 別	放 射 性 廃 液 の 年 間 推 定 発 生 量	液 体 廃 棄 物 の 年 間 推 定 放 出 量
(1) 1 次冷却材抽出水 (2) 冷却材ドレン	約 9,200	約 9,200
(3) 機器ドレン (4) 格納容器床ドレン及び 補助建屋床ドレン等 (5) 薬品ドレン	約 2,100	約 2,100
(6) 洗浄排水	約 3,000	約 3,000
合 計	約 14,300	約 14,300

第 4.3.2 表 液体廃棄物の核種構成

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

4.4 固体廃棄物処理

4.4.1 固体廃棄物の発生源とその発生量

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

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

雑固体廃棄物のうち、可燃物は必要に応じて圧縮減容又は焼却処理後ドラム詰め等を行う。また、不燃物は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。

イオン交換器廃樹脂は、廃樹脂タンクを経て廃樹脂貯蔵タンクに貯蔵し、その後廃樹脂処理装置で処理する。処理後の樹脂は、雑固体廃棄物として取り扱い焼却する。処理後の濃縮廃液は廃樹脂処理装置の濃縮廃液タンクに貯蔵保管する。また、イオン交換器廃樹脂の一部（イオン交換器の平均表面線量当量率が 2mSv/h 以下）は、雑固体廃棄物としてドラム詰めし必要に応じて放射能を減衰させた後焼却する。

また、ドラム詰め等が困難な大型機材等については、こん包等の措置を講じる。

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

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

固体廃棄物の種類別年間推定発生量を第 4.4.1 表に示す。

なお、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、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 基等及び減容したバーナブルポイズンは、必要に応じて汚染拡大防止対策を講じるとともに、減容したバーナブルポイズンは、遮蔽機能を有する鋼製の保管容器に収納し、蒸気発生器保管庫に貯蔵保管する。外周コンクリ

ート壁一部撤去に伴い発生したコンクリート、鉄筋及び埋め込み金物は、汚染拡大防止対策を講じて、外部遮蔽壁保管庫に貯蔵保管する。また、取替え及び撤去に伴い発生する雑固体廃棄物は必要に応じて圧縮減容又は焼却処理後ドラム詰め又はこん包を行う。

4.4.2 保管管理

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

また、取り外した蒸気発生器 3 基等、原子炉容器上部ふた 1 基等及び減容したバーナブルポイズンは、蒸気発生器保管庫に貯蔵保管する。外周コンクリート壁一部撤去に伴い発生したコンクリート、鉄筋及び埋め込み金物は、外部遮蔽壁保管庫に貯蔵保管する。

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

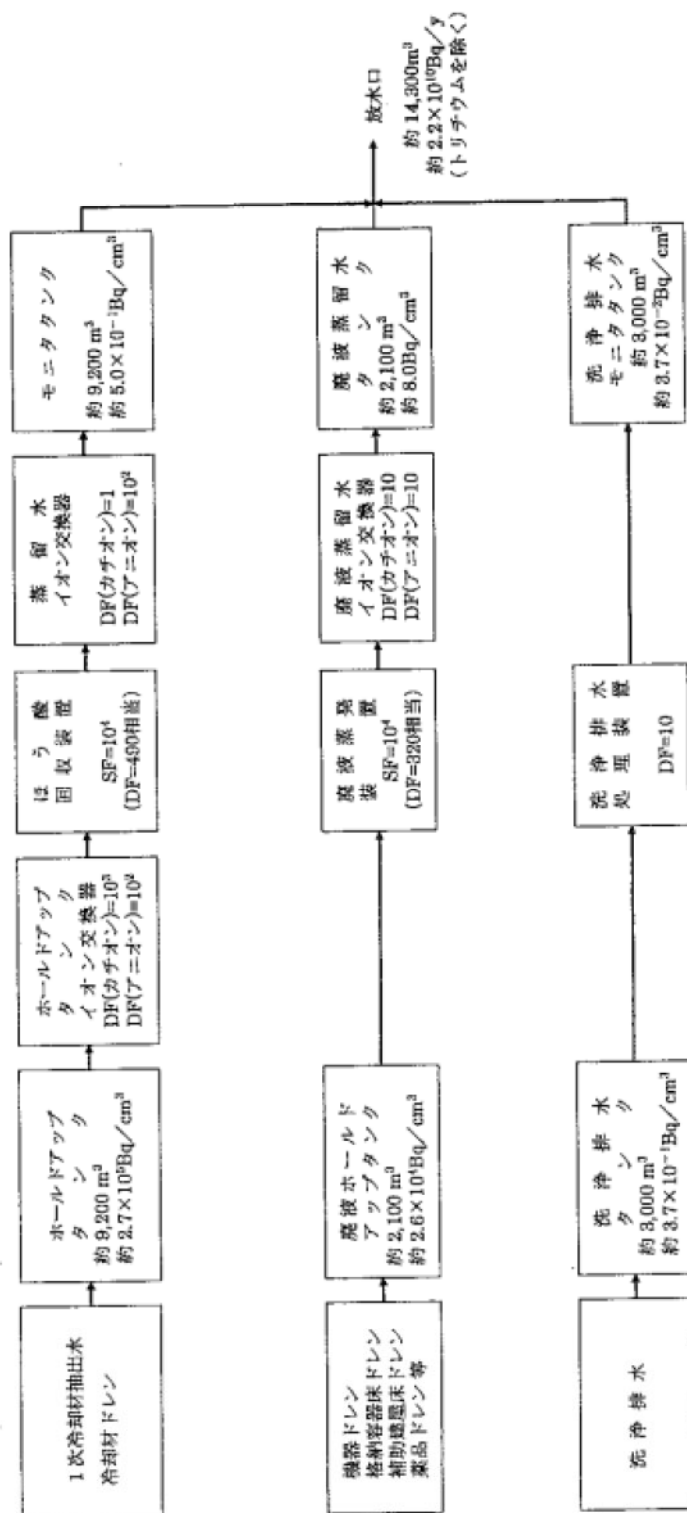
固体廃棄物貯蔵庫、蒸気発生器保管庫及び外部遮蔽壁保管庫は管理区域とし、定期的に周辺の放射線サーベイ等を行い厳重に管理する。

第 4.4.1 表 固体廃棄物の年間推定発生量（1 号炉、
2 号炉、3 号炉及び 4 号炉合算）

種 類	年間推定発生量
廃液蒸発装置の濃縮廃液固化物	200ℓ ドラム缶 約 600 本相当
雑 固 体 廃 棄 物	200ℓ ドラム缶 約 1,000 本相当
イオン交換器廃樹脂（注 1）	約 3m ³
使用済制御棒等	発生量不定（注 2）

（注 1） イオン交換器廃樹脂は 1 号炉及び 2 号炉合算

（注 2） 放射化された機器等であり定常的に発生するものではない。



(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 (1 号炉及び 2 号炉合算)

4.5 参 考 文 献

- (1) 「被ばく計算に用いる放射線エネルギー等について」
原子力安全委員会、平成 13 年 3 月 29 日一部改訂
- (2) 「Table of Isotopes, Sixth Edition」
Lederer, C.M. et al.
John Wiley & Sons, Inc., 1968

5. 平常運転時における発電所周辺の一般公衆の受ける線量評価

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

5.1 実効線量の計算

5.1.1 気体廃棄物中の希ガスの γ 線による実効線量

5.1.1.1 計算方法の概要

実効線量の計算に使用する気体廃棄物中の希ガスとして次の4種類を対象とする。

- (1) ガス減衰タンク及び水素再結合ガス減衰タンクから放出される希ガス
- (2) 原子炉停止時の原子炉格納容器換気により放出される希ガス
- (3) 原子炉格納容器減圧時の排気により放出される希ガス
- (4) 原子炉補助建屋の換気により放出される希ガス

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

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

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

方位別の実効線量の1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉合算は各原子炉からの寄与を保守的に評価して行う。

実効線量の計算は、将来の集落の形成を考慮し、2号原子炉を中心として16方位に分割したうちの陸側13方位の敷地境界外について行い、

希ガスの γ 線による実効線量が最大となる地点での線量を求める。

地点は、2号炉心から陸側方位の敷地境界外で、希ガスの γ 線による実効線量が最大となる地点とし、線量の計算に当たっては、その地点に対して、1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉からの寄与を合算する。

5.1.1.2 実効線量の計算式

(1) 計算に用いる基本式

γ 線による空気カーマ率を求める基本式は次式のとおりである。

$$D_{\gamma}(x,y,0) = K_1 \cdot E_{\gamma} \cdot \mu_{en} \int_0^{\infty} \int_{-\infty}^{\infty} \int_0^{\infty} \frac{e^{-\mu \cdot r}}{4\pi r^2} \cdot B(\mu \cdot r) \cdot \chi(x',y',z') dx' dy' dz' \quad (9-8)$$

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

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

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

E_{γ} : γ 線の実効エネルギー (MeV/dis)

μ_{en} : 空気に対する γ 線の線エネルギー吸収係数 (m^{-1})

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

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

μ : 空気に対する γ 線の線減衰係数 (m^{-1})

$B(\mu \cdot r)$: 空気に対する γ 線の再生係数

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

α_B 、 β_B 、 γ_B は γ 線のエネルギー別に与えられる。

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

	濃度	(Bq/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)
σ_y	: 濃度分布の y 方向の拡がりのパラメータ	(m)
σ_z	: 濃度分布の z 方向の拡がりのパラメータ	(m)

(2) 実効線量の計算式

希ガスの γ 線による実効線量は方位別に次式を用いて計算する。

$$H_{\gamma} = H_{\gamma\text{in}} + H_{\gamma\text{cont}} \dots\dots\dots(9-10)$$

H_{γ} : 希ガスの γ 線による方位別年間実効線量 ($\mu\text{Sv/y}$)

$H_{\gamma\text{in}}$: 間欠放出分 (ガス減衰タンク排気、水素再結合ガス 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 ($\mu\text{Sv/y}$)

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

- a. ガス減衰タンク及び水素再結合ガス減衰タンクから放出される希ガス並びに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、水素再結合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。

$$H_{\gamma\text{in}} = \sum_{S=A}^F (H_{\gamma\text{in},L,S} + H_{\gamma\text{in},L-1,S} + H_{\gamma\text{in},L+1,S}) \dots\dots\dots(9-11)$$

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

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

..... (9-13)

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

.....(9-14)

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

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

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 ($\mu\text{ Sv}/\mu\text{ Gy}$)

f_h : 家屋による遮へい係数

f_0 : 居住係数

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

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

$\bar{D}_{\gamma,L,S}$ 、 $\bar{D}_{\gamma,L-1,S}$ 及び $\bar{D}_{\gamma,L+1,S}$ は(9-8)式を基本式として求め

る。

Q_{in} : ガス減衰タンク及び水素再結合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)

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

N : ガス減衰タンク及び水素再結合ガス減衰タンク排気、
又は原子炉停止時の原子炉格納容器換気の回数 (y^{-1})

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

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

N_t : 総観測回数 (y^{-1})

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

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

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

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

L : 16 方位 (計算方位) を示す添字

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

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

て計算する。

$$H_{\gamma\text{cont}} = \sum_{S=A}^F (H_{\gamma\text{cont},L,S} + H_{\gamma\text{cont},L-1,S} + H_{\gamma\text{cont},L+1,S}) \dots\dots\dots (9-15)$$

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

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

$$H_{\gamma\text{cont},L+1,S} = K_2 \cdot f_h \cdot f_0 \cdot \frac{Q_{\text{cont}} \cdot E_{\gamma\text{cont}}}{3,600 \times 0.5} \cdot \bar{D}_{\gamma,L+1,S} \cdot \frac{1}{N_t} \cdot S_{L+1,S} \dots\dots\dots (9-18)$$

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

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

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

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

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

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

5.1.1.3 計算条件

(9-8) 式及び (9-9) 式の計算に用いたパラメータは次のとおりで
ある。

K_1	: 4.46×10^{-4}	$\left(\frac{\text{dis} \cdot \text{m}^3 \cdot \mu\text{Gy}}{\text{MeV} \cdot \text{Bq} \cdot \text{h}} \right)$
μ_{en}	: 3.84×10^{-3}	(m^{-1})
μ	: 1.05×10^{-2}	(m^{-1})
α_{B}	: 1.000	
β_{B}	: 0.4492	
γ_{B}	: 0.0038	
λ	: 0 (考慮しない)	
h	: 第 5.1.1 表に示すとおりである。	

(9-12) 式、(9-13) 式及び (9-14) 式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。

K_2	: 0.8	$(\mu \text{ Sv} / \mu \text{ Gy})$
f_{h}	: 1	
f_{o}	: 1	
Q_{in}	: ガス減衰タンク排気	
	(1 号及び 2 号各炉) 8.2×10^{14}	(Bq/y)
	ガス減衰タンク及び水素再結合ガス減衰タンク排気	
	(3 号及び 4 号各炉) 5.7×10^{14}	(Bq/y)
	原子炉停止時の原子炉格納容器換気	
	(1 号及び 2 号各炉) 5.0×10^{13}	(Bq/y)
	(3 号及び 4 号各炉) 2.2×10^{13}	(Bq/y)
E_{rin}	: ガス減衰タンク排気	
	(1 号及び 2 号各炉) 3.7×10^{-2}	(MeV/dis)
	ガス減衰タンク及び水素再結合ガス減衰タンク排気	
	(3 号及び 4 号各炉) 3.4×10^{-2}	(MeV/dis)
	原子炉停止時の原子炉格納容器換気	
	(1 号及び 2 号各炉) 4.5×10^{-2}	(MeV/dis)
	(3 号及び 4 号各炉) 4.7×10^{-2}	(MeV/dis)
N	: ガス減衰タンク排気	
	(1 号及び 2 号各炉) 20	(回/y)

ガス減衰タンク及び水素再結合ガス減衰タンク排気
(3号及び4号各炉) 30 (回/y)

原子炉停止時の原子炉格納容器換気
(1号、2号、3号及び4号各炉) 10 (回/y)

n_T : 第5.1.2表に示すとおりである。

f_{LT} : 第5.1.3表に示すとおりである。

N_t : 8,760

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

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

(9-16) 式、(9-17) 式及び(9-18) 式の計算に用いたパラメータ
は次のとおりである。

Q_{cont} : 原子炉格納容器減圧時の排気
(1号炉) 6.5×10^{12} (Bq/y)

(2号炉) 6.6×10^{12} (Bq/y)

(3号及び4号各炉) 3.2×10^{12} (Bq/y)

原子炉補助建屋の換気

(1号及び2号各炉) 1.7×10^{14} (Bq/y)

(3号及び4号各炉) 7.6×10^{13} (Bq/y)

E_{ycont} : 原子炉格納容器減圧時の排気
(1号及び2号各炉) 4.6×10^{-2} (MeV/dis)

(3号及び4号各炉) 4.9×10^{-2} (MeV/dis)

原子炉補助建屋の換気

(1号及び2号各炉) 9.1×10^{-2} (MeV/dis)

(3号及び4号各炉) 1.5×10^{-1} (MeV/dis)

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

5.1.1.4 計算結果

将来の集落の形成を考慮し、陸側 13 方位の敷地境界外について 1 号炉、2 号炉、3 号炉及び 4 号炉合算の希ガスの γ 線による実効線量の計算を行った結果は第 5.1.5 表に、また評価地点は第 5.1.1 図に示すとおりである。これによれば、陸側 13 方位の敷地境界外で希ガス

の γ 線による実効線量が最大となるのは2号炉心から南南東方向約830m地点であり、その実効線量は年間約 $11\mu\text{Sv}$ である。

参考として上記方位以外の海側敷地境界について、1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉合算の希ガスの γ 線による実効線量の計算を行った結果は第5.1.5表に、また評価地点は第5.1.1図に示すとおりである。

なお、敷地内を通る一般道路における、1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉合算の希ガスの γ 線による最大の実効線量は年間約 $14\mu\text{Sv}$ である。

第5.1.5表 敷地境界外における希ガスの γ 線による年間実効線量
 (1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉合算)
 (単位： μ Sv/y)

	評価地点 の 方 位	2号炉心から 評価地点まで の距離(m)	実効線量
陸 側 評 価 地 点	N	880	4.4
	N N E	880	3.6
	N E	1,020	1.7
	S E	930	9.6
	S S E	830	11
	S	850	7.6
	S S W	930	5.9
	S W	870	6.8
	W S W	870	7.3
	W	900	4.0
	W N W	1,180	3.7
	N W	3,300	0.8
	N N W	900	4.7
参 考 地 点	E N E	800	2.2
	E	580	5.6
	E S E	650	7.7

5.1.2 液体廃棄物中の放射性物質による実効線量

5.1.2.1 計算方法の概要

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

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

海水中の放射性物質の濃度は、1号炉及び2号炉並びに3号炉及び4号炉の放射性物質の年間放出量をそれぞれの年間の復水器冷却水等の量で除した放水口における濃度とする。

また、前面海域での拡散による希釈効果は考慮しない。

5.1.2.2 実効線量の計算式

液体廃棄物による実効線量は次式を用いて計算する。

$$H_w = 365 \cdot \sum_i K_{wi} \cdot A_{wi} \dots\dots\dots (9-19)$$

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

H_w : 海産物を摂取した場合の実効線量 (μ 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 (μ 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/cm³)

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

W_k : 海産物 k の摂取率 (g/d)

f_{mk} : 海産物 k の市場希釈係数

f_{ki} : 海産物 k の採取から摂取までの核種 i の減衰比
(魚類及び無せきつい動物に対して)

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

(海藻類に対して)

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

T_{ri} : 核種 i の物理的半減期 (d)

t_k : 海産物 k (海藻類を除く) の採取から摂取までの時間 (d)

5.1.2.3 計算条件

(9-19)式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。

K_{wi} : 第 5.1.6 表に示すとおりである。

C_{wi} : 第 5.1.7 表に示すとおりである。

$(CF)_{ik}$: 第 5.1.8 表に示すとおりである。

W_k : 魚 類 200 (g/d)

無せきつい動物 20 (g/d)

海藻類 (生 3 ヶ月、生相当量の乾物 9 ヶ月)

40 (g/d)

f_{mk} : 1

t_k : 0 (d)

T_{ri} : ICRP Publication 72⁽¹⁾による。

5.1.2.4 計算結果

液体廃棄物中の放射性物質による実効線量の計算結果は 1 号炉及び 2 号炉で年間約 $2.1 \mu Sv$ であり、また、3 号炉及び 4 号炉で年間約 $1.7 \mu Sv$ である。

したがって、1 号炉、2 号炉、3 号炉及び 4 号炉からの気体廃棄物中の希ガスの γ 線による実効線量、液体廃棄物中の放射性物質による実効線量及びよう素による実効線量の合計に当たっては、1 号炉及び 2 号炉の計算結果である年間約 $2.1 \mu Sv$ を用いる。

5.1.3 よう素による実効線量

5.1.3.1 気体廃棄物中のよう素による実効線量

(1) 計算方法の概要

実効線量の計算に使用する気体廃棄物中のよう素として、次の 4 種類を対象とする。

- a. 原子炉停止時の原子炉格納容器換気により放出されるよう素
- b. 原子炉格納容器減圧時の排気により放出されるよう素
- c. 原子炉補助建屋の換気により放出されるよう素
- d. 定期検査時に放出されるよう素

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

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

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

呼吸による実効線量を求める場合には、将来の集落の形成を考慮し、2号原子炉を中心として16方位に分割したうちの陸側13方位の敷地境界外について年平均地上空気中濃度が最大となる地点の地上空気中濃度を用いる。

葉菜摂取による実効線量を求める場合には、食物連鎖を考慮し、2号原子炉を中心として16方位に分割したうちの陸側13方位の敷地境界外について年平均地上空気中濃度が最大となる地点の地上空気中濃度を用いる。

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

気象条件等は、希ガスの γ 線による実効線量の場合と同一とする。

(2) 年平均地上空気中濃度の計算

- a. 年平均地上空気中濃度の計算式

よう素の年平均地上空気中濃度は、方位別に次式を用いて計算する。

$$\chi_I = \chi_{Iin} + \chi_{Icont} \dots\dots\dots(9-20)$$

χ_I : 気体廃棄物中のよう素の年平均地上空気中濃度
(Bq/cm³)

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

χ_{Icont} : 連続放出分（原子炉格納容器減圧時の排気中のよう素、原子炉補助建屋の換気中のよう素及び定期検査時に放出されるよう素）による年平均地上空気中濃度
(Bq/cm³)

(a) 原子炉停止時の原子炉格納容器換気により放出されるよう素

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

$$\chi_{Iin} = \sum_{S=A}^F (\chi_{Iin,L,S} + \chi_{Iin,L-1,S} + \chi_{Iin,L+1,S}) \quad (9-21)$$

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

$$\chi_{Iin,L-1,S} = \frac{Q_{Iin} \cdot n_T}{8,760 \times N \cdot f_{LT}} \cdot \bar{\chi}_{L-1,S} \cdot \frac{N_{L-1,S}}{N_t} \cdot \bar{S}_{L-1,S}$$

$$\chi_{Iin,L+1,S} = \frac{Q_{Iin} \cdot n_T}{8,760 \times N \cdot f_{LT}} \cdot \bar{\chi}_{L+1,S} \cdot \frac{N_{L+1,S}}{N_t} \cdot \bar{S}_{L+1,S}$$

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

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

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

$\bar{\chi}_{L,S}$: 放出率 1Bq/h、風速 1m/s で着目方位へ放出した

場合、大気安定度が S であるときの当該距離における地上空气中濃度の方位内平均値 (Bq/cm³)

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

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

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

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

$$\chi_{Icont} = \sum_{S=A}^F (\chi_{Icont,L,S} + \chi_{Icont,L-1,S} + \chi_{Icont,L+1,S}) \quad (9-22)$$

$$\chi_{Icont,L,S} = \frac{Q_{Icont}}{8,760} \cdot \bar{\chi}_{L,S} \cdot \frac{1}{N_t} \cdot S_{L,S}$$

$$\chi_{Icont,L-1,S} = \frac{Q_{Icont}}{8,760} \cdot \bar{\chi}_{L-1,S} \cdot \frac{1}{N_t} \cdot S_{L-1,S}$$

$$\chi_{Icont,L+1,S} = \frac{Q_{Icont}}{8,760} \cdot \bar{\chi}_{L+1,S} \cdot \frac{1}{N_t} \cdot S_{L+1,S}$$

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

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

Q_{Icont} : 原子炉格納容器減圧時の排気中のよう素、原子炉補助建屋の換気中のよう素又は定期検査時に放出

されるよう素の年間放出量 (Bq/y)

b. 計算条件

(9-21)式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。

Q_{lin} : 原子炉停止時の原子炉格納容器換気中のよう素の年間放出量

I-131

(1号及び2号各炉) 2.1×10^9 (Bq/y)

(3号及び4号各炉) 1.1×10^9 (Bq/y)

I-133

(1号及び2号各炉) 1.9×10^9 (Bq/y)

(3号及び4号各炉) 1.4×10^9 (Bq/y)

(9-22)式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。

Q_{Icont} : 原子炉格納容器減圧時の排気中のよう素の年間放出量

I-131

(1号及び2号各炉) 9.7×10^9 (Bq/y)

(3号及び4号各炉) 1.2×10^9 (Bq/y)

I-133

(1号及び2号各炉) 2.7×10^9 (Bq/y)

(3号及び4号各炉) 3.3×10^8 (Bq/y)

原子炉補助建屋の換気中のよう素の年間放出量

I-131

(1号及び2号各炉) 8.9×10^9 (Bq/y)

(3号及び4号各炉) 2.0×10^9 (Bq/y)

I-133

(1号炉) 1.5×10^{10} (Bq/y)

(2号炉) 1.6×10^{10} (Bq/y)

(3号及び4号各炉) 3.3×10^9 (Bq/y)

定期検査時に放出されるよう素の年間放出量

I-131

(1号及び2号各炉) 5.2×10^9 (Bq/y)

(3号及び4号各炉) 1.1×10^9 (Bq/y)

c. 計算結果

陸側13方位の敷地境界外であって、1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉合算のよう素の年平均地上空気中濃度が最大となる地点は、2号炉心から南南東方向約830mの地点であり、この地点におけるI-131及びI-133の年平均地上空気中濃度の計算結果は、それぞれ約 9.0×10^{-10} Bq/cm³及び約 7.1×10^{-10} Bq/cm³である。

また、現存する牧草地で、1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉合算のよう素の年平均地上空気中濃度が最大となる地点は、2号炉心から西方向約2,770mの地点であり、この地点におけるI-131及びI-133の年平均地上空気中濃度の計算結果は、それぞれ約 2.8×10^{-11} Bq/cm³及び約 2.3×10^{-11} Bq/cm³である。

(3) 実効線量の計算式

実効線量は成人、幼児及び乳児について、それぞれ次式を用いて求める。

$$H_{th} = H_I + H_V + H_M \quad \dots\dots\dots(9-23)$$

$$H_I = 365 \cdot \sum_i K_{Ii} \cdot A_{Ii} \quad \dots\dots\dots(9-24)$$

$$H_V = 365 \cdot \sum_i K_{Vi} \cdot A_{Vi} \quad \dots\dots\dots(9-25)$$

$$H_M = 365 \cdot \sum_i K_{Mi} \cdot A_{Mi} \quad \dots\dots\dots(9-26)$$

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

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

$$A_{Mi} = M_m \cdot f_{mm} \cdot f_{mt} \cdot f_f \cdot F_{Mi} \cdot \bar{\chi}_{Mi} \cdot \exp\left(-\frac{0.693}{T_{ri}} \cdot t_m\right)$$

H_{th} : 気体廃棄物中のよう素による実効線量 (μ Sv/y)

H_I : 呼吸による実効線量 (μ Sv/y)

H_V : 葉菜摂取による実効線量 (μ Sv/y)

H_M : 牛乳摂取による実効線量 (μ Sv/y)

K_{Ii} : 核種iの吸入摂取による実効線量係数 (μ Sv/Bq)

A_{Ti}	: 核種 i の呼吸による摂取率	(Bq/d)
K_{Ti}	: 核種 i の経口摂取による実効線量係数	(μ Sv/Bq)
A_{Vi}	: 核種 i の葉菜摂取による摂取率	(Bq/d)
A_{Mi}	: 核種 i の牛乳摂取による摂取率	(Bq/d)
M_a	: 呼吸率	(cm^3/d)
$\bar{\chi}_{Ti}$	: 核種 i の計算地点における年平均地上空気中濃度	(Bq/ cm^3)
M_v	: 葉菜の摂取率	(g/d)
f_{Vm}	: 葉菜の市場希釈係数	
f_{Vt}	: 葉菜の栽培期間の年間比	
f_d	: 葉菜の除染係数	
F_{Vi}	: 核種 i が空気中から葉菜に移行する割合	$\left(\frac{\text{Bq/g}}{\text{Bq}/\text{cm}^3} \right)$
$\bar{\chi}_{Vi}$	: 核種 i の計算地点における年平均地上空気中濃度	(Bq/ cm^3)
T_{ri}	: 核種 i の物理的半減期	(d)
t_v	: 葉菜の採取から摂取までの時間	(d)
M_M	: 牛乳の摂取率	(mℓ /d)
f_{Mm}	: 牛乳の市場希釈係数	
f_{Mt}	: 牧草の栽培期間の年間比	
f_f	: 飼料の混合比	
F_{Mi}	: 核種 i が空気中から牛乳に移行する割合	$\left(\frac{\text{Bq}/\text{m}\ell}{\text{Bq}/\text{cm}^3} \right)$
$\bar{\chi}_{Mi}$	: 核種 i の計算地点における年平均地上空気中濃度	(Bq/ cm^3)
t_M	: 牛乳の採取から摂取までの時間	(d)

(4) 計算条件

(9-24)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	1.5×10^{-2}	(μ Sv/Bq)
		I-133	2.9×10^{-3}	(μ Sv/Bq)
	: 幼児	I-131	6.9×10^{-2}	(μ Sv/Bq)
		I-133	1.6×10^{-2}	(μ Sv/Bq)
	: 乳児	I-131	1.3×10^{-1}	(μ Sv/Bq)

		I-133	3.5×10^{-2}	($\mu\text{Sv/Bq}$)
M_a	: 成人		2.22×10^7	(cm^3/d)
	幼児		8.72×10^6	(cm^3/d)
	乳児		2.86×10^6	(cm^3/d)

$\bar{\chi}_{\text{Ii}}$: (1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉合算)

	I-131	9.0×10^{-10}	(Bq/cm^3)
	I-133	7.1×10^{-10}	(Bq/cm^3)

(9-25)式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。

K_{Ti}	: 成人	I-131	1.6×10^{-2}	($\mu\text{Sv/Bq}$)
		I-133	3.1×10^{-3}	($\mu\text{Sv/Bq}$)
	幼児	I-131	7.5×10^{-2}	($\mu\text{Sv/Bq}$)
		I-133	1.7×10^{-2}	($\mu\text{Sv/Bq}$)
	乳児	I-131	1.4×10^{-1}	($\mu\text{Sv/Bq}$)
		I-133	3.8×10^{-2}	($\mu\text{Sv/Bq}$)
M_v	: 成人		100	(g/d)
	幼児		50	(g/d)
	乳児		20	(g/d)

f_{Vm} : 1
 f_{Vi} : 0.5
 f_d : 0.5

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

$\bar{\chi}_{\text{Vi}}$: (1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉合算)

	I-131	9.0×10^{-10}	(Bq/cm^3)
	I-133	7.1×10^{-10}	(Bq/cm^3)

t_v : 0 (d)

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

(9-26)式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。

M_M	: 成 人	200	(mℓ/d)
	幼 児	500	(mℓ/d)
	乳 児	600	(mℓ/d)
f_{Mm}	: 成 人	1	
	幼 児	1	
	乳 児	0.5	
f_{Mt}	: 0.5		
f_f	: 1		
F_{Mi}	:	I-131	6.2×10^5 $\left(\frac{\text{Bq/mℓ}}{\text{Bq/cm}^3} \right)$
		I-133	4.6×10^4 $\left(\frac{\text{Bq/mℓ}}{\text{Bq/cm}^3} \right)$
$\bar{\lambda}_{Mi}$	: (1 号炉、 2 号炉、 3 号炉及び 4 号炉合算)		
		I-131	2.8×10^{-11} (Bq/cm ³)
		I-133	2.3×10^{-11} (Bq/cm ³)
t_M	: 成 人	0	(d)
	幼 児	0	(d)
	乳 児	3	(d)

(5) 計算結果

1 号炉、2 号炉、3 号炉及び 4 号炉からの気体廃棄物中のよう素による実効線量を計算した結果を第 5.1.9 表に示す。

第 5.1.9 表 気体廃棄物中のよう素による実効線量計算結果

(1 号炉、2 号炉、3 号炉及び 4 号炉合算)

(単位： $\mu\text{Sv/y}$)

摂取経路	核 種	成 人	幼 児	乳 児
呼 吸	I-131	1.1×10^{-1}	2.0×10^{-1}	1.3×10^{-1}
	I-133	1.7×10^{-2}	3.6×10^{-2}	2.6×10^{-2}
葉菜摂取	I-131	3.4×10^{-1}	8.0×10^{-1}	6.0×10^{-1}
	I-133	8.7×10^{-3}	2.4×10^{-2}	2.2×10^{-2}
牛乳摂取	I-131	1.1×10^{-2}	1.2×10^{-1}	1.1×10^{-1}
	I-133	1.2×10^{-4}	1.6×10^{-3}	2.0×10^{-4}
合 計		4.9×10^{-1}	1.2×10^0	8.7×10^{-1}

これによれば、気体廃棄物中の放射性よう素の呼吸、葉菜摂取及び牛乳摂取による実効線量が最大となるのは幼児の場合であり、年間約 $1.2 \mu\text{Sv}$ となる。

5.1.3.2 液体廃棄物中のよう素による実効線量

(1) 計算方法の概要

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

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

(2) 実効線量の計算式

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

a. 海藻類を摂取する場合

$$H_{\text{wT}} = K_3 \cdot \sum_i \frac{A_{\text{wi}}}{A_s} \cdot q_s \cdot (\text{SEE})_i \cdot f_{\text{si}} \dots\dots\dots (9-27)$$

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

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

H_{wT} : 海産物を摂取した場合の実効線量 (μ Sv/y)

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

A_{wi} : 核種 i の海産物摂取による摂取率 (Bq/d)

A_s : 安定よう素の海産物摂取による摂取率 (g/d)

q_s : 甲状腺中の安定よう素量 (g)

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

f_{si} : 核種 i の甲状腺中比放射能の減衰係数

C_{ws} : 海水中の安定よう素の濃度 (g/cm^3)

b. 海藻類を摂取しない場合

$$H_F = 365 \cdot \sum_i K_{Ti} \cdot A_{Fi} \dots\dots\dots (9-28)$$

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

H_F : 海産物（海藻類を除く）を摂取した場合の実効線量 (μ 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

(9-27)式及び(9-28)式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。

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

q_s : 成人 1.2×10^{-2} (g)

幼児 成人の値の 1/5.8 (g)

乳児 成人の値の 1/16 (g)

$(SEE)_i$: 成人 I-131 0.010 $\left(\frac{\text{MeV}}{\text{g} \cdot \text{dis}} \right)$

I-133 0.022 $\left(\frac{\text{MeV}}{\text{g} \cdot \text{dis}} \right)$

幼 児	I-131	0.058	$\left(\frac{\text{MeV}}{\text{g} \cdot \text{dis}} \right)$
	I-133	0.12	$\left(\frac{\text{MeV}}{\text{g} \cdot \text{dis}} \right)$
乳 児	I-131	0.15	$\left(\frac{\text{MeV}}{\text{g} \cdot \text{dis}} \right)$
	I-133	0.33	$\left(\frac{\text{MeV}}{\text{g} \cdot \text{dis}} \right)$
f _{si} :	成 人	I-131	0.1
		I-133	0.01
	幼 児	I-131	0.3
		I-133	0.04
	乳 児	I-131	0.4
		I-133	0.07
W _k :	魚 類		
	成 人		
		200	(g/d)
	幼 児		
		100	(g/d)
	乳 児		
		40	(g/d)
	無せきつい動物		
	成 人		
		20	(g/d)
	幼 児		
		10	(g/d)
	乳 児		
		4	(g/d)
	海藻類（生 3 ヶ月、生相当量の乾物 9 ヶ月）		
	成 人		
		40	(g/d)
	幼 児		
		20	(g/d)
	乳 児		
		8	(g/d)
C _{ws} :		5×10 ⁻⁸	(g/cm ³)

(4) 計 算 結 果

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

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

(単位： $\mu\text{Sv/y}$)

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

これによると実効線量が最大となるのは、海藻類を摂取する場合の乳児であり、その実効線量は年間約 $0.29 \mu\text{Sv}$ である。

また、3 号炉及び 4 号炉からの液体廃棄物中のよう素による実効線量の計算を行った結果は第 5.1.11 表のとおりである。

第 5.1.11 表 液体廃棄物中のよう素による実効線量計算結果
(3 号炉及び 4 号炉合算)

(単位： $\mu\text{Sv/y}$)

	成 人	幼 児	乳 児
海藻類を摂取する場合	6.3×10^{-2}	1.9×10^{-1}	2.4×10^{-1}
海藻類を摂取しない場合	6.2×10^{-2}	1.5×10^{-1}	1.1×10^{-1}

これによると実効線量が最大となるのは、海藻類を摂取する場合の乳児であり、その実効線量は年間約 $0.24 \mu\text{Sv}$ である。したがって、1 号炉、2 号炉、3 号炉及び 4 号炉からの気体廃棄物中のよう素及び液体廃棄物中のよう素を同時に摂取する場合の実効線量の計算に当たっては、1 号及び 2 号炉の放水口における濃度を用いる。

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

(1) 計算方法の概要

実効線量の計算は、空気中及び海水中によう素が存在するときの被ばく経路を考慮し、成人、幼児及び乳児が呼吸、葉菜摂取、牛乳

摂取及び海産物摂取によってよう素を体内摂取した場合について行う。

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

(2) 実効線量の計算式

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

a. 海藻類を摂取する場合

$$H_T = K_3 \cdot \sum_i \frac{A_i}{A_s} \cdot q_s \cdot (SEE)_i \cdot f_{si} \dots\dots\dots(9-29)$$

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

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

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

b. 海藻類を摂取しない場合

$$H_{TF} = 365 \cdot \sum_i \{K_{Li} \cdot A_{Li} + K_{Ti} (A_{Vi} + A_{Mi} + A_{Fi})\} \dots\dots\dots(9-30)$$

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

(3) 計 算 条 件

(9-29) 式及び (9-30) 式の計算に用いたパラメータは「5.1.3.1 気体廃棄物中のよう素による実効線量」及び「5.1.3.2 液体廃棄物中のよう素による実効線量」で述べたとおりである。

(4) 計 算 結 果

1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉からの気体廃棄物中及び液体廃棄物中のよう素を同時に摂取する場合の実効線量の計算を行った結果は第5.1.12表のとおりである。

第 5.1.12 表 気体廃棄物中及び液体廃棄物中のよう素を同時に摂取する場合の実効線量計算結果
(1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉合算)

(単位： μ Sv/y)

	成 人	幼 児	乳 児
海藻類を摂取する場合	1.1×10^{-1}	3.3×10^{-1}	4.1×10^{-1}
海藻類を摂取しない場合	5.6×10^{-1}	1.4	1.0

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 1.4μ Sv 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、3 号炉及び 4 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 $11\mu\text{Sv}$ 、年間約 $2.1\mu\text{Sv}$ 及び年間約 $1.4\mu\text{Sv}$ となり、合計は年間約 $15\mu\text{Sv}$ 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 $50\mu\text{Sv}$ を下回る。

第 5.1.1 表 線量計算に用いた放出源の有効高さ

	(着目方位 2号炉か らの方位)	放出源の有効高さ(m) [各炉からの方位]			
		1号炉	2号炉	3号炉	4号炉
陸 側 評 価 地 点	N	115 [NNW]	70 [N]	105 [NNE]	100 [NNE]
	NNE	75 [N]	70 [NNE]	115 [NNE]	140 [NE]
	NE	70 [NNE]	125 [NE]	165 [NE]	165 [NE]
	SE	80 [SE]	75 [SE]	115 [ESE]	125 [ESE]
	SSE	65 [SSE]	65 [SSE]	85 [SE]	90 [SE]
	S	95 [S]	90 [S]	85 [SE]	85 [SE]
	SSW	85 [SSW]	90 [SSW]	75 [S]	75 [SSE]
	SW	105 [WSW]	90 [SW]	55 [SW]	70 [SSW]
	WSW	105 [WSW]	60 [WSW]	55 [SW]	60 [SW]
	W	180 [W]	115 [W]	155 [W]	80 [WSW]
	WNW	115 [WNW]	80 [WNW]	85 [NW]	85 [NW]
	NW	140 [NW]	115 [NW]	150 [NW]	150 [NW]
	NNW	115 [NNW]	90 [NNW]	80 [N]	100 [NNE]
参 考 地 点	ENE	125 [ENE]	85 [ENE]	105 [ENE]	105 [E]
	E	120 [E]	90 [E]	100 [E]	105 [E]
	ESE	120 [E]	70 [ESE]	105 [E]	105 [E]
牛 乳 摂 取 評 価 地 点	W	210 [W]	140 [W]	185 [W]	190 [W]

第5.1.2表 着目方位及び隣接 2 方位への最大放出回数

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

(単位：y⁻¹)

計算地点 の方位	着目方位を中心とした 3 方位への最大放出回数 n _T		
	ガス減衰タンク排気 (1, 2 号各炉)	ガス減衰タンク及び 水素再結合 ガス減衰タンク排気 (3, 4 号各炉)	原子炉停止時の 原子炉格納容器換気 (1, 2, 3, 4 号各炉)
N	4	5	2
NNE	3	4	1
NE	2	3	1
ENE	2	3	1
E	4	6	2
ESE	8	12	4
SE	10	15	5
SSE	9	13	5
S	6	8	3
SSW	4	5	2
SW	4	5	2
WSW	3	5	2
W	3	4	1
WNW	3	4	1
NW	3	5	2
NNW	4	6	2

第 5.1.3 表 線量計算に用いた気象条件 (1)

計算地点の 方位 L	方位 L へ向かう風の出現 頻度(%)		方位 L へ向かう風の大気安定度別出現回数 N _{L,S} (y ⁻¹)					
	f _L	f _{LT} (注 1)	A	B	C	D	E	F (注 2)
N	5.4	15.4	4	44	17	255	14	139
NNE	4.2	11	3	43	20	183	21	94
NE	1.4	6.9	1	17	6	60	2	39
ENE	1.3	6.8	0	15	5	49	2	45
E	4.1	17.6	2	25	5	196	14	119
ESE	12.2	36.6	11	112	36	495	39	376
SE	20.3	47.2	20	268	133	965	49	344
SSE	14.7	40.2	12	93	75	843	50	211
S	5.2	24.2	12	46	7	220	19	152
SSW	4.3	15.7	35	104	10	135	3	91
SW	6.2	14.9	118	214	26	126	2	62
WSW	4.4	12.7	121	141	4	73	0	47
W	2.1	10.2	24	63	0	48	1	45
WNW	3.7	10.5	10	60	14	147	14	80
NW	4.7	14.2	11	47	24	179	18	130
NNW	5.8	15.9	9	52	10	255	12	167

(注 1) 着目方位及びその隣接 2 方向へ向かう風の出現頻度の和。

(注 2) 大気安定度 F は G を含む。

第 5.1.4 表 線量計算に用いた気象条件 (2)

計算地点の 方位 L	方位 L へ向かう風の大気安定度別風速逆数の総和 $S_{L,s}$ 及び平均 $\overline{S_{L,s}}$ (s/m)											
	A		B		C		D		E		F (注)	
	$S_{L,s}$	$\overline{S_{L,s}}$	$S_{L,s}$	$\overline{S_{L,s}}$	$S_{L,s}$	$\overline{S_{L,s}}$	$S_{L,s}$	$\overline{S_{L,s}}$	$S_{L,s}$	$\overline{S_{L,s}}$	$S_{L,s}$	$\overline{S_{L,s}}$
N	2.54	0.58	42.61	0.96	8.25	0.47	231.42	0.91	6.95	0.49	169.09	1.22
NNE	1.97	0.62	29.20	0.67	7.16	0.35	121.57	0.66	7.06	0.33	88.46	0.94
NE	1.46	1.31	17.46	1.03	2.36	0.38	63.36	1.06	0.81	0.40	52.92	1.37
ENE	0.20	2.00	20.46	1.35	3.30	0.64	59.31	1.20	1.32	0.65	62.78	1.39
E	2.55	1.12	30.89	1.23	3.19	0.61	170.34	0.87	7.52	0.53	149.92	1.26
ESE	9.39	0.87	99.90	0.89	12.71	0.35	348.88	0.70	14.58	0.38	429.00	1.14
SE	15.00	0.75	167.43	0.62	44.26	0.33	480.53	0.50	18.81	0.39	356.33	1.04
SSE	10.73	0.93	77.61	0.83	26.14	0.35	354.23	0.42	19.72	0.40	207.40	0.98
S	11.23	0.98	46.12	1.01	5.25	0.72	189.93	0.86	9.23	0.48	166.41	1.09
SSW	28.29	0.81	95.26	0.91	8.62	0.83	138.37	1.03	1.88	0.62	109.83	1.20
SW	73.52	0.62	145.19	0.68	13.17	0.51	143.30	1.14	0.68	0.34	93.70	1.52
WSW	70.71	0.58	105.29	0.75	3.34	0.79	101.37	1.39	0.00	0.00	72.36	1.55
W	15.74	0.67	61.87	0.98	0.19	2.00	66.39	1.38	1.02	1.00	64.18	1.43
WNW	7.81	0.75	53.96	0.90	6.15	0.43	143.27	0.97	7.12	0.50	90.10	1.13
NW	8.90	0.78	41.11	0.88	15.17	0.65	156.89	0.88	10.16	0.56	155.76	1.20
NNW	7.75	0.91	53.76	1.04	5.99	0.58	261.13	1.03	9.70	0.80	213.23	1.28

(注) 大気安定度 F は G を含む。

第5.1.6表 液体廃棄物中に含まれる核種iの実効線量係数

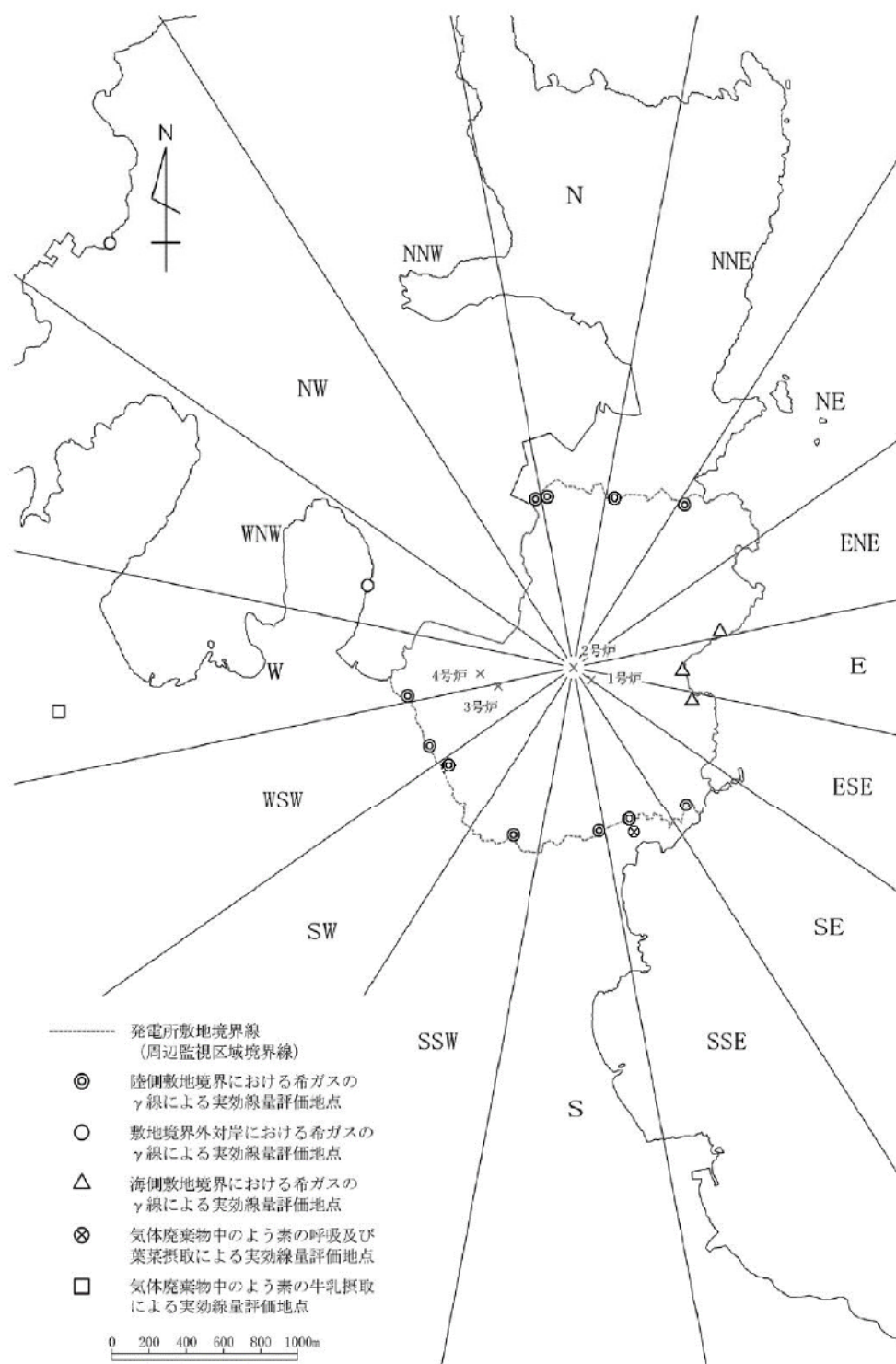
核 種	実効線量への換算係数 K_{wi} (μ Sv/Bq)
H－3	1.8×10^{-5}
Cr－51	3.8×10^{-5}
Mn－54	7.1×10^{-4}
Fe－59	1.8×10^{-3}
Co－58	7.4×10^{-4}
Co－60	3.4×10^{-3}
Sr－89	2.6×10^{-3}
Sr－90	2.8×10^{-2}
Cs－134	1.9×10^{-2}
Cs－137	1.3×10^{-2}

第 5.1.7 表 液体廃棄物の放水口濃度

核 種	核種構成 (%)	年間放出量 (Bq/y・炉)	放水口濃度 C_{wi} (Bq/cm ³)	
			放水口 (1号及び 2号炉共用)	放水口 (3号及び 4号炉共用)
Cr-51	2	7.4×10^8	5.8×10^{-7}	4.7×10^{-7}
Mn-54	3	1.2×10^9	8.7×10^{-7}	7.0×10^{-7}
Fe-59	2	7.4×10^8	5.8×10^{-7}	4.7×10^{-7}
Co-58	10	3.7×10^9	2.9×10^{-6}	2.4×10^{-6}
Co-60	15	5.6×10^9	4.4×10^{-6}	3.5×10^{-6}
Sr-89	2	7.4×10^8	5.8×10^{-7}	4.7×10^{-7}
Sr-90	1	3.7×10^8	2.9×10^{-7}	2.4×10^{-7}
I-131	15	5.6×10^9	4.4×10^{-6}	3.5×10^{-6}
Cs-134	20	7.4×10^9	5.8×10^{-6}	4.7×10^{-6}
Cs-137	30	1.2×10^{10}	8.7×10^{-6}	7.0×10^{-6}
H-3	—	5.6×10^{13}	4.4×10^{-2}	3.6×10^{-2}

第 5.1.8 表 濃縮係数

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



第 5.1.1 図 評 価 地 点

5.3 参 考 文 献

- (1) “Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides:Part5 Compilation of Ingestion and Inhalation Dose Coefficients”,ICRP Publication 72 (1995)
- (2) 「被ばく計算に用いる放射線エネルギー等について」
原子力安全委員会、平成 13 年 3 月 29 日一部改訂

添 付 書 類 十

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

目 次

1. 安全評価に関する基本方針	10-1-1
1.1 基本的考え方	10-1-1
1.2 主要な解析条件	10-1-7
1.3 解析に使用する計算プログラム	10-1-11
1.4 参考文献	10-1-20
2. 運転時の異常な過渡変化の解析	10-2-1
2.1 序	10-2-1
2.2 炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化	10-2-2
2.2.1 原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き	10-2-2
2.2.2 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き	10-2-5
2.2.3 制御棒の落下及び不整合	10-2-8
2.2.4 原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈	10-2-12
2.3 炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化	10-2-16
2.3.1 原子炉冷却材流量の部分喪失	10-2-16
2.3.2 原子炉冷却材系の停止ループの誤起動	10-2-18
2.3.3 外部電源喪失	10-2-20
2.3.4 主給水流量喪失	10-2-22
2.3.5 蒸気負荷の異常な増加	10-2-26
2.3.6 2次冷却系の異常な減圧	10-2-28
2.3.7 蒸気発生器への過剰給水	10-2-31
2.4 原子炉冷却材圧力又は原子炉冷却材保有量の異常な変化 ..	10-2-34
2.4.1 負荷の喪失	10-2-34

2.4.2	原子炉冷却材系の異常な減圧	10-2-37
2.4.3	出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動	10-2-39
2.5	参考文献	10-2-43
3.	設計基準事故の解析	10-3-1
3.1	序	10-3-1
3.2	原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化	10-3-2
3.2.1	原子炉冷却材喪失	10-3-2
3.2.2	原子炉冷却材流量の喪失	10-3-16
3.2.3	原子炉冷却材ポンプの軸固着	10-3-18
3.2.4	主給水管破断	10-3-21
3.2.5	主蒸気管破断	10-3-24
3.3	反応度の異常な投入又は原子炉出力の急激な変化	10-3-30
3.3.1	制御棒飛び出し	10-3-30
3.4	環境への放射性物質の異常な放出	10-3-38
3.4.1	放射性気体廃棄物処理施設の破損	10-3-38
3.4.2	蒸気発生器伝熱管破損	10-3-40
3.4.3	燃料集合体の落下	10-3-49
3.4.4	原子炉冷却材喪失	10-3-52
3.4.5	制御棒飛び出し	10-3-59
3.5	原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化	10-3-62
3.5.1	原子炉冷却材喪失	10-3-62
3.5.2	可燃性ガスの発生	10-3-65
3.6	その他（地震、火災、台風、洪水など）	10-3-67
3.7	参考文献	10-3-68
4.	重大事故及び仮想事故の解析	10-4-1
4.1	重大事故	10-4-2
4.1.1	原子炉冷却材喪失	10-4-2
4.1.2	蒸気発生器伝熱管破損	10-4-20
4.1.3	結論	10-4-30
4.2	仮想事故	10-4-31

4.2.1	原子炉冷却材喪失	10-4-31
4.2.2	蒸気発生器伝熱管破損	10-4-36
4.2.3	結論	10-4-40
4.3	参考文献	10-4-43
5.	重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施する ために必要な技術的能力	10-5-1
5.1	重大事故等対策	10-5-2
5.1.1	重大事故等対処設備に係る事項	10-5-2
5.1.2	復旧作業に係る事項	10-5-7
5.1.3	支援に係る事項	10-5-8
5.1.4	手順書の整備、教育及び訓練の実施 並びに体制の整備	10-5-10
5.2	大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突 その他のテロリズムへの対応における事項	10-5-30
5.2.1	可搬型設備等による対応	10-5-30
5.2.2	特定重大事故等対処施設の機能を維持するための 体制の整備	10-5-80
6.	重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方	10-6-1
6.1	概要	10-6-1
6.1.1	評価対象の整理及び評価項目の設定	10-6-1
6.1.2	評価に当たって考慮する事項	10-6-1
6.1.3	有効性評価に使用する計算プログラム	10-6-2
6.1.4	有効性評価における解析の条件設定	10-6-2
6.1.5	解析の実施	10-6-3
6.1.6	解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価	10-6-3
6.1.7	必要な要員及び資源の評価	10-6-3
6.2	評価対象の整理及び評価項目の設定	10-6-4
6.2.1	運転中の原子炉における重大事故に至るおそれ がある事故	10-6-5
6.2.2	運転中の原子炉における重大事故	10-6-11

6.2.3	使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれ がある事故	10-6-18
6.2.4	運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれ がある事故	10-6-19
6.3	評価に当たって考慮する事項	10-6-22
6.3.1	有効性評価において考慮する措置	10-6-22
6.3.2	安全機能の喪失に対する仮定	10-6-22
6.3.3	外部電源に対する仮定	10-6-22
6.3.4	単一故障に対する仮定	10-6-23
6.3.5	運転員等の操作時間に対する仮定	10-6-23
6.3.6	考慮する範囲	10-6-24
6.4	有効性評価に使用する計算プログラム ⁽¹⁾	10-6-25
6.4.1	M-R E L A P 5 ⁽¹⁾	10-6-25
6.4.2	S P A R K L E - 2 ⁽¹⁾	10-6-27
6.4.3	M A A P ⁽¹⁾	10-6-28
6.4.4	G O T H I C ⁽¹⁾	10-6-31
6.4.5	C O C O ⁽¹⁾⁽²⁾⁽³⁾⁽⁴⁾	10-6-32
6.5	有効性評価における解析の条件設定の方針	10-6-33
6.5.1	解析条件設定の考え方	10-6-33
6.5.2	共通解析条件	10-6-33
6.6	解析の実施方針	10-6-42
6.7	解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針	10-6-43
6.7.1	解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価	10-6-43
6.7.2	解析条件の不確かさの影響評価	10-6-43
6.7.3	操作時間余裕の把握	10-6-44
6.8	必要な要員及び資源の評価方針	10-6-45
6.8.1	必要な要員の評価	10-6-45
6.8.2	必要な資源の評価	10-6-45
6.9	参考文献	10-6-46
7.	重大事故に至るおそれがある事故及び重大事故に対する	

対策の有効性評価	10-7-1
7.1 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故	10-7-2
7.1.1 2次冷却系からの除熱機能喪失	10-7-3
7.1.2 全交流動力電源喪失	10-7-44
7.1.3 原子炉補機冷却機能喪失	10-7-116
7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失	10-7-135
7.1.5 原子炉停止機能喪失	10-7-171
7.1.6 E C C S 注水機能喪失	10-7-219
7.1.7 E C C S 再循環機能喪失	10-7-284
7.1.8 格納容器バイパス	10-7-319
7.2 重大事故	10-7-388
7.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)	10-7-389
7.2.2 高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	10-7-499
7.2.3 原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用	10-7-525
7.2.4 水素燃焼	10-7-543
7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用	10-7-588
7.3 使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故	10-7-615
7.3.1 想定事故 1	10-7-616
7.3.2 想定事故 2	10-7-635
7.4 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故	10-7-653
7.4.1 崩壊熱除去機能喪失 (余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失)	10-7-654
7.4.2 全交流動力電源喪失	10-7-684
7.4.3 原子炉冷却材の流出	10-7-716
7.4.4 反応度の誤投入	10-7-744
7.5 必要な要員及び資源の評価	10-7-762

7.5.1	必要な要員及び資源の評価条件	10-7-762
7.5.2	重大事故等対策時に必要な要員の評価結果	10-7-765
7.5.3	重大事故等対策時に必要な水源、燃料及び電源の評価 結果	10-7-766

表

第1.2.1表	解析に使用する初期定常運転条件	10-1-22
第1.2.2表	解析に使用する原子炉トリップ限界値及び応答時間	10-1-23
第1.2.3表	解析に使用する工学的安全施設作動信号の 作動限界値及び応答時間	10-1-24
第1.2.4表	解析において影響緩和のため考慮する主要な安全機能 －運転時の異常な過渡変化	10-1-25
第1.2.5表	解析において影響緩和のため考慮する主要な安全機能 －設計基準事故	10-1-26
第1.3.1表	解析に使用する計算プログラム一覧表(1) －運転時の異常な過渡変化	10-1-27
第1.3.2表	解析に使用する計算プログラム一覧表(2)－事故	10-1-28
第3.2.1.1表	大破断解析結果（低温側配管両端破断）	10-3-8
第3.2.1.2表	大破断解析結果（低温側配管両端破断、流出係数0.4）	10-3-8
第3.2.1.3表	小破断解析結果	10-3-14
第3.3.1.1表	制御棒飛び出し解析結果（高温零出力）	10-3-36
第3.4.2.1表	よう素の吸入摂取による小児の実効線量係数 及び I－131 等価量への換算係数	10-3-46
第4.1.1表	よう素の炉心内蓄積量	10-4-7
第4.1.2表	希ガスの炉心内蓄積量	10-4-8
第4.1.3表	よう素の吸入摂取による小児の甲状腺の等価線量に 係る線量係数及び I－131 等価量への換算係数	10-4-14
第4.1.4表	原子炉格納容器内の積算線源強度（重大事故）	10-4-17
第4.1.5表	1次冷却材中のよう素の平衡濃度及び 追加放出寄与分	10-4-24
第4.1.6表	1次冷却材中の希ガスの平衡濃度及び 追加放出寄与分	10-4-25
第4.2.1表	よう素の吸入摂取による成人の甲状腺の等価線量に 係る線量係数及び I－131 等価量への換算係数	10-4-32

第4.2.2表	原子炉格納容器内の積算線源強度（仮想事故）	10-4-34
第4.2.3表	全身線量の積算値（2005年の人口集計による）	10-4-41
第4.2.4表	全身線量の積算値（2055年の人口推計による）	10-4-42
第5.1.1表	重大事故等対策における手順書の概要	10-5-121
第5.1.2表	重大事故等対策における操作の成立性	10-5-202
第5.2.1表	自然災害11事象が原子炉施設へ与える影響の整理	10-5-209
第5.2.2表	自然災害の重畳事象が原子炉施設へ与える影響の整理	10-5-213
第5.2.2.1表	特定重大事故等対処施設を用いた大規模損壊時の 対応に係る発電所要員の力量管理について	10-5-214
第5.2.2.2表	特定重大事故等対処施設による対応の手順書の概要	10-5-215
第5.2.3表	大規模損壊へ至る可能性のある大規模な自然災害	10-5-230
第5.2.4表	大規模損壊発生時の対応操作一覧	10-5-231
第5.2.5表	重大事故等及び大規模損壊対応設備 と整備する手順(1.2)	10-5-233
第5.2.6表	重大事故等及び大規模損壊対応設備 と整備する手順(1.3)	10-5-235
第5.2.7表	重大事故等及び大規模損壊対応設備 と整備する手順(1.4)	10-5-238
第5.2.8表	重大事故等及び大規模損壊対応設備 と整備する手順(1.5)	10-5-246
第5.2.9表	重大事故等及び大規模損壊対応設備 と整備する手順(1.6)	10-5-248
第5.2.10表	重大事故等及び大規模損壊対応設備 と整備する手順(1.7)	10-5-252
第5.2.11表	重大事故等及び大規模損壊対応設備 と整備する手順(1.8)	10-5-254
第5.2.12表	重大事故等及び大規模損壊対応設備 と整備する手順(1.9)	10-5-257
第5.2.13表	重大事故等及び大規模損壊対応設備 と整備する手順(1.10)	10-5-258

第5.2.14表	重大事故等及び大規模損壊対応設備 と整備する手順(1.11)	10-5-259
第5.2.15表	重大事故等及び大規模損壊対応設備 と整備する手順(1.12)	10-5-262
第5.2.16表	重大事故等及び大規模損壊対応設備 と整備する手順(1.13)	10-5-264
第5.2.17表	重大事故等及び大規模損壊対応設備 と整備する手順 (1.14)	10-5-271
第5.2.18表	大規模損壊時の対応に係る発電所要員の 力量管理について	10-5-273
第6.2.1表	有効性評価における重要事故シーケンスと技術的 能力審査基準／設置許可基準規則／技術基準規則 との関連	10-6-47
第6.2.2表	重要事故シーケンスの選定（運転中の原子炉における 重大事故に至るおそれがある事故）	10-6-48
第6.2.3表	評価事故シーケンスの選定（運転中の原子炉における 重大事故）	10-6-50
第6.2.4表	重要事故シーケンスの選定（運転停止中の原子炉における 重大事故に至るおそれがある事故）	10-6-55
第6.4.1表	有効性評価に使用する解析コード一覧表－運転中の 原子炉における重大事故に至るおそれがある事故	10-6-56
第6.4.2表	有効性評価に使用する解析コード一覧表 －運転中の原子炉における重大事故	10-6-57
第6.4.3表	有効性評価に使用する解析コード一覧表－運転停止中の 原子炉における重大事故に至るおそれがある事故	10-6-58
第6.4.4表	M－R E L A P 5における重要現象の不確かさ等	10-6-59
第6.4.5表	S P A R K L E－2における重要現象の不確かさ等	10-6-61
第6.4.6表	M A A Pにおける重要現象の不確かさ等	10-6-62
第6.4.7表	G O T H I Cにおける重要現象の不確かさ等	10-6-67
第6.4.8表	C O C Oにおける重要現象の不確かさ等	10-6-68

第6.7.1表	評価項目となるパラメータに有意な影響を与える 重要現象一覧（運転中の原子炉における重大事故 に至るおそれがある事故）	10-6-69
第6.7.2表	評価項目となるパラメータに有意な影響を与える 重要現象一覧（運転中の原子炉における重大事故）	10-6-72
第6.7.3表	評価項目となるパラメータに有意な影響を与える 重要現象一覧（運転停止中の原子炉における重大事故 に至るおそれがある事故）	10-6-76
第7.1.1.1表	「2次冷却系からの除熱機能喪失」における 重大事故等対策について	10-7-20
第7.1.1.2表	「2次冷却系からの除熱機能喪失」の主要解析条件 （主給水流量喪失＋補助給水失敗）	10-7-22
第7.1.2.1表	「全交流動力電源喪失」における重大事故等対策 について	10-7-72
第7.1.2.2表	「全交流動力電源喪失」の主要解析条件 （外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失 ＋原子炉補機冷却機能喪失＋R C P シール L O C A）	10-7-79
第7.1.2.3表	「全交流動力電源喪失」の主要解析条件 （外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失 ＋原子炉補機冷却機能喪失）	10-7-82
第7.1.3.1表	「原子炉補機冷却機能喪失」における重大事故等対策 について	10-7-124
第7.1.4.1表	「原子炉格納容器の除熱機能喪失」における 重大事故等対策について	10-7-152
第7.1.4.2表	「原子炉格納容器の除熱機能喪失」の主要解析条件 （中破断 L O C A ＋ 格納容器スプレイ注入失敗）	10-7-155
第7.1.5.1表	「原子炉停止機能喪失」における重大事故等対策 について	10-7-190
第7.1.5.2表	「原子炉停止機能喪失」の主要解析条件	

	(主給水流量喪失)	10-7-192
第7.1.5.3表	「原子炉停止機能喪失」の主要解析条件 (負荷の喪失)	10-7-194
第7.1.5.4表	原子炉停止機能喪失(主給水流量喪失)時の 感度解析結果	10-7-196
第7.1.5.5表	原子炉停止機能喪失(負荷の喪失)時の 感度解析結果	10-7-196
第7.1.6.1表	「E C C S注水機能喪失」における重大事故等対策 について	10-7-243
第7.1.6.2表	「E C C S注水機能喪失」の主要解析条件 (中破断L O C A + 高圧注入失敗)	10-7-246
第7.1.7.1表	「E C C S再循環機能喪失」における重大事故等対策 について	10-7-301
第7.1.7.2表	「E C C S再循環機能喪失」の主要解析条件 (大L O C A + 低圧再循環失敗)	10-7-303
第7.1.8.1表	「格納容器バイパス」における重大事故等対策に ついて(インターフェイスシステムL O C A)	10-7-350
第7.1.8.2表	「格納容器バイパス」における重大事故等対策に ついて(蒸気発生器伝熱管破損 + 破損側蒸気発生器隔離失敗)	10-7-353
第7.1.8.3表	「格納容器バイパス」の主要解析条件 (インターフェイスシステムL O C A)	10-7-357
第7.1.8.4表	「格納容器バイパス」の主要解析条件 (蒸気発生器伝熱管破損 + 破損側蒸気発生器隔離失敗)	10-7-360
第7.2.1.1.1表	「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)」 における重大事故等対策について	10-7-420
第7.2.1.1.2表	「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧破損)」の主要解析条件 (大破断L O C A時に高圧注入機能、低圧注入機能及び	

	格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故) ……	10-7-425
第7.2.1.2.1表	「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」 における重大事故等対策について ……	10-7-479
第7.2.1.2.2表	「雰囲気圧力・温度による静的負荷 （格納容器過温破損）」の主要解析条件 （外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、 補助給水機能が喪失する事故) ……	10-7-484
第7.2.2.1表	「高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の主要 解析条件（外部電源喪失時に非常用所内交流電源 が喪失し、補助給水機能が喪失する事故) ……	10-7-518
第7.2.3.1表	「原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用」の 主要解析条件（大破断LOCA時に高圧注入機能、低圧 注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故) ……………	10-7-539
第7.2.4.1表	「水素燃焼」における重大事故等対策について ……	10-7-566
第7.2.4.2表	「水素燃焼」の主要解析条件（大破断LOCA時に 高圧注入機能及び低圧注入機能が喪失する事故) ……	10-7-571
第7.2.5.1表	「熔融炉心・コンクリート相互作用」の主要解析条件 （大破断LOCA時に高圧注入機能、低圧注入機能 及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故) ……	10-7-606
第7.3.1.1表	「想定事故1」における重大事故等対策について ……	10-7-627
第7.3.1.2表	「想定事故1」の主要評価条件 （使用済燃料ピット冷却系及び補給水系の故障) ……	10-7-628
第7.3.2.1表	「想定事故2」における重大事故等対策について ……	10-7-645
第7.3.2.2表	「想定事故2」の主要評価条件 （使用済燃料ピット冷却系配管の破断) ……	10-7-646
第7.4.1.1表	「崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止 時冷却機能喪失）」における重大事故等対策について ……………	10-7-669
第7.4.1.2表	「崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止	

	時冷却機能喪失)」の主要解析条件（燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故）	10-7-672
第7.4.2.1表	「全交流動力電源喪失」における重大事故等対策について	10-7-699
第7.4.2.2表	「全交流動力電源喪失」の主要解析条件（燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故）	10-7-703
第7.4.3.1表	「原子炉冷却材の流出」における重大事故等対策について	10-7-730
第7.4.3.2表	「原子炉冷却材の流出」の主要解析条件（燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故）	10-7-733
第7.4.4.1表	「反応度の誤投入」における重大事故等対策について	10-7-755
第7.4.4.2表	「反応度の誤投入」の主要評価条件（原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤動作等により原子炉へ純水が流入する事故）	10-7-756

図

第1.2.1図	過大出力 ΔT 高及び過大温度 ΔT 高による保護限界図 (代表例)	10-1-29
第1.2.2図	トリップ時の制御棒クラスタ挿入による反応度添加曲線	10-1-30
第1.2.3図	解析に使用したドップラ出力係数	10-1-31
第2.2.1.1図	解析に使用したドップラ温度係数	10-2-44
第2.2.1.2図	原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き	10-2-45
第2.2.2.1図	出力運転中の制御棒の異常な引き抜き ー速い引き抜きの場合(1)	10-2-46
第2.2.2.2図	出力運転中の制御棒の異常な引き抜き ー速い引き抜きの場合(2)	10-2-47
第2.2.2.3図	出力運転中の制御棒の異常な引き抜き ー遅い引き抜きの場合(1)	10-2-48
第2.2.2.4図	出力運転中の制御棒の異常な引き抜き ー遅い引き抜きの場合(2)	10-2-49
第2.2.2.5図	出力運転中の制御棒の異常な引き抜き(1)	10-2-50
第2.2.2.6図	出力運転中の制御棒の異常な引き抜き(2)	10-2-51
第2.2.3.1図	制御棒の落下ー制御棒クラスタ自動制御運転	10-2-52
第2.2.3.2図	制御棒の落下ー制御棒クラスタ手動制御運転	10-2-53
第2.3.1.1図	原子炉冷却材流量の部分喪失	10-2-54
第2.3.2.1図	原子炉冷却材系の停止ループの誤起動	10-2-55
第2.3.4.1図	主給水流量喪失(1)	10-2-56
第2.3.4.2図	主給水流量喪失(2)	10-2-57
第2.3.5.1図	蒸気負荷の異常な増加 ーケースC (自動運転・サイクル初期)	10-2-58
第2.3.5.2図	蒸気負荷の異常な増加 ーケースD (自動運転・サイクル末期)	10-2-59
第2.3.6.1図	解析に使用した減速材密度反応度欠損	10-2-60
第2.3.6.2図	2次冷却系の異常な減圧	10-2-61

第2.3.7.1図	蒸気発生器への過剰給水	10-2-62
第2.4.1.1図	負荷の喪失－加圧器圧力制御系作動	10-2-63
第2.4.1.2図	負荷の喪失－加圧器圧力制御系不作動	10-2-64
第2.4.2.1図	原子炉冷却材系の異常な減圧	10-2-65
第2.4.3.1図	出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動	10-2-66
第3.2.1.1図	原子炉冷却材喪失－E C C S性能評価解析－大破断(1)	10-3-70
第3.2.1.2図	原子炉冷却材喪失－E C C S性能評価解析－大破断(2)	10-3-71
第3.2.1.3図	原子炉冷却材喪失－E C C S性能評価解析－大破断(3)	10-3-72
第3.2.1.4図	原子炉冷却材喪失－E C C S性能評価解析－大破断(4)	10-3-73
第3.2.1.5図	原子炉冷却材喪失－E C C S性能評価解析－小破断(1) －液相部破断	10-3-74
第3.2.1.6図	原子炉冷却材喪失－E C C S性能評価解析－小破断(2) －液相部破断	10-3-75
第3.2.1.7図	原子炉冷却材喪失－E C C S性能評価解析－小破断(3) －気相部破断	10-3-76
第3.2.2.1図	原子炉冷却材流量の喪失	10-3-77
第3.2.3.1図	原子炉冷却材ポンプの軸固着	10-3-78
第3.2.4.1図	主給水管破断(1)	10-3-79
第3.2.4.2図	主給水管破断(2)	10-3-80
第3.2.5.1図	解析に使用したドップラ出力欠損	10-3-81
第3.2.5.2図	主蒸気管破断－ケースA（外部電源あり）	10-3-82
第3.2.5.3図	主蒸気管破断－ケースB（外部電源なし）	10-3-83
第3.3.1.1図	制御棒飛び出し－サイクル初期高温全出力	10-3-84
第3.3.1.2図	制御棒飛び出し－サイクル末期高温全出力	10-3-85
第3.3.1.3図	制御棒飛び出し－サイクル初期高温零出力	10-3-86
第3.3.1.4図	制御棒飛び出し－サイクル末期高温零出力	10-3-87

第3.3.1.5図	制御棒飛び出し－サイクル末期高温全出力－圧力解析	10-3-88
第3.3.1.6図	制御棒飛び出し－サイクル末期高温零出力－圧力解析	10-3-89
第3.4.1.1図	放射性気体廃棄物処理施設の破損時の希ガスの大気放出過程	10-3-90
第3.4.2.1図	蒸気発生器伝熱管破損(1)	10-3-91
第3.4.2.2図	蒸気発生器伝熱管破損(2)	10-3-92
第3.4.2.3図	蒸気発生器伝熱管破損（事故）時のよう素の大気放出過程	10-3-93
第3.4.2.4図	蒸気発生器伝熱管破損（事故）時の希ガスの大気放出過程	10-3-94
第3.4.3.1図	燃料集合体の落下時のよう素の大気放出過程	10-3-95
第3.4.3.2図	燃料集合体の落下時の希ガスの大気放出過程	10-3-96
第3.4.4.1図	原子炉冷却材喪失（事故）時のよう素の 大気放出過程	10-3-97
第3.4.4.2図	原子炉冷却材喪失（設計基準事故）時の希ガスの 大気放出過程	10-3-98
第3.4.5.1図	制御棒飛び出し時のよう素の大気放出過程	10-3-99
第3.4.5.2図	制御棒飛び出し時の希ガスの大気放出過程	10-3-100
第3.5.1.1図	原子炉冷却材喪失 －原子炉格納容器健全性評価用内圧解析	10-3-101
第3.5.2.1図	可燃性ガスの発生 －原子炉格納容器内の水素濃度評価	10-3-102
第4.1.1図	原子炉冷却材喪失（重大事故）時のよう素の 大気放出過程	10-4-45
第4.1.2図	原子炉冷却材喪失（重大事故）時の希ガスの 大気放出過程	10-4-46
第4.1.3図	蒸気発生器伝熱管破損（重大事故）時のよう素の 大気放出過程	10-4-47

第4.1.4図	蒸気発生器伝熱管破損（重大事故）時の希ガスの 大気放出過程	10-4-48
第4.2.1図	原子炉冷却材喪失（仮想事故）時のよう素の 大気放出過程	10-4-49
第4.2.2図	原子炉冷却材喪失（仮想事故）時の希ガスの 大気放出過程	10-4-50
第4.2.3図	蒸気発生器伝熱管破損（仮想事故）時のよう素の 大気放出過程	10-4-51
第4.2.4図	蒸気発生器伝熱管破損（仮想事故）時の希ガスの 大気放出過程	10-4-52
第5.2.1図	大規模損壊を発生させる可能性のある自然災害の検討 プロセスの概要	10-5-274
第5.2.2図	大規模な自然災害により生じうるプラントの状況	10-5-275
第5.2.3図	大規模損壊発生時の対応全体フロー （状況把握が困難な場合）	10-5-282
第6.2.1図	P R Aにおけるイベントツリー	10-6-78
第6.2.2図	地震P R A階層イベントツリー	10-6-82
第6.2.3図	津波P R A階層イベントツリー	10-6-82
第6.2.4図	格納容器イベントツリー	10-6-83
第6.2.5図	停止時P R Aにおけるイベントツリー	10-6-84
第6.5.1図	高温点評価用崩壊熱	10-6-85
第6.5.2図	炉心平均評価用崩壊熱	10-6-86
第7.1.1.1図	「2次冷却系からの除熱機能喪失」の重大事故等対策の 概略系統図	10-7-24
第7.1.1.2図	「2次冷却系からの除熱機能喪失」の対応手順の概要 （判定プロセス）	10-7-25
第7.1.1.3図	「2次冷却系からの除熱機能喪失」の対応手順の概要 （「主給水流量喪失＋補助給水失敗」の事象進展）	10-7-27
第7.1.1.4図	「2次冷却系からの除熱機能喪失」の作業と所要時間 （主給水流量喪失＋補助給水失敗）	10-7-28

第7.1.1.5図	1次冷却材圧力の推移	10-7-29
第7.1.1.6図	加圧器上端部クオリティの推移	10-7-29
第7.1.1.7図	加圧器水位の推移	10-7-30
第7.1.1.8図	高温側配管・加圧器サージライン接続部ボイド率 の推移	10-7-30
第7.1.1.9図	1次冷却系保有水量の推移	10-7-31
第7.1.1.10図	原子炉容器内水位の推移	10-7-31
第7.1.1.11図	1次冷却系注水流量の推移	10-7-32
第7.1.1.12図	加圧器逃がし弁流量の推移	10-7-32
第7.1.1.13図	燃料被覆管温度の推移	10-7-33
第7.1.1.14図	1次冷却材温度の推移	10-7-33
第7.1.1.15図	蒸気発生器水位の推移	10-7-34
第7.1.1.16図	2次冷却系圧力の推移	10-7-34
第7.1.1.17図	1次冷却材圧力の推移 (充てん／高圧注入ポンプ1台の場合)	10-7-35
第7.1.1.18図	高圧注入流量の推移 (充てん／高圧注入ポンプ1台の場合)	10-7-35
第7.1.1.19図	1次冷却系保有水量の推移 (充てん／高圧注入ポンプ1台の場合)	10-7-36
第7.1.1.20図	原子炉容器内水位の推移 (充てん／高圧注入ポンプ1台の場合)	10-7-36
第7.1.1.21図	燃料被覆管温度の推移 (充てん／高圧注入ポンプ1台の場合)	10-7-37
第7.1.1.22図	1次冷却材圧力の推移(開始が早くなる場合)	10-7-38
第7.1.1.23図	1次冷却材温度の推移(開始が早くなる場合)	10-7-38
第7.1.1.24図	高圧注入流量の推移(開始が早くなる場合)	10-7-39
第7.1.1.25図	1次冷却系保有水量の推移(開始が早くなる場合)	10-7-39
第7.1.1.26図	原子炉容器内水位の推移(開始が早くなる場合)	10-7-40
第7.1.1.27図	燃料被覆管温度の推移(開始が早くなる場合)	10-7-40
第7.1.1.28図	1次冷却材圧力の推移(開始が遅くなる場合)	10-7-41

第7.1.1.29図	1次冷却材温度の推移（開始が遅くなる場合）	10-7-41
第7.1.1.30図	高圧注入流量の推移（開始が遅くなる場合）	10-7-42
第7.1.1.31図	1次冷却系保有水量の推移（開始が遅くなる場合）	10-7-42
第7.1.1.32図	原子炉容器内水位の推移（開始が遅くなる場合）	10-7-43
第7.1.1.33図	燃料被覆管温度の推移（開始が遅くなる場合）	10-7-43
第7.1.2.1図	「全交流動力電源喪失」の重大事故等対策の概略系統図	10-7-85
第7.1.2.2図	「全交流動力電源喪失」の対応手順の概要（判定プロセス）	10-7-86
第7.1.2.3図	「全交流動力電源喪失」の対応手順の概要（「外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失＋原子炉補機冷却機能喪失＋RCPシールLOCA」の事象進展）	10-7-88
第7.1.2.4図	「全交流動力電源喪失」の対応手順の概要（「外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失＋原子炉補機冷却機能喪失」の事象進展）	10-7-89
第7.1.2.5図	「全交流動力電源喪失」の作業と所要時間（外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失＋原子炉補機冷却機能喪失＋RCPシールLOCA）	10-7-90
第7.1.2.6図	「全交流動力電源喪失」の作業と所要時間（外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失＋原子炉補機冷却機能喪失）	10-7-92
第7.1.2.7図	1次冷却材圧力の推移（RCPシールLOCAが発生する場合）	10-7-94
第7.1.2.8図	1次冷却材温度の推移（RCPシールLOCAが発生する場合）	10-7-94
第7.1.2.9図	1次冷却系保有水量の推移（RCPシールLOCAが発生する場合）	10-7-95
第7.1.2.10図	蓄圧注入流量積算値の推移	

	(RCPシールLOCAが発生する場合) ……………	10-7-95
第7.1.2.11図	漏えい流量と注水流量の推移	
	(RCPシールLOCAが発生する場合) ……………	10-7-96
第7.1.2.12図	RCPシール部からの漏えいのクオリティの推移	
	(RCPシールLOCAが発生する場合) ……………	10-7-96
第7.1.2.13図	1次冷却材流量の推移	
	(RCPシールLOCAが発生する場合) ……………	10-7-97
第7.1.2.14図	炉心出口流量の推移	
	(RCPシールLOCAが発生する場合) ……………	10-7-97
第7.1.2.15図	炉心上端ボイド率の推移	
	(RCPシールLOCAが発生する場合) ……………	10-7-98
第7.1.2.16図	原子炉容器内水位の推移	
	(RCPシールLOCAが発生する場合) ……………	10-7-98
第7.1.2.17図	燃料被覆管温度の推移	
	(RCPシールLOCAが発生する場合) ……………	10-7-99
第7.1.2.18図	2次冷却系圧力の推移	
	(RCPシールLOCAが発生する場合) ……………	10-7-99
第7.1.2.19図	主蒸気大気放出弁流量の推移	
	(RCPシールLOCAが発生する場合) ……………	10-7-100
第7.1.2.20図	蒸気発生器2次側保有水量の推移	
	(RCPシールLOCAが発生する場合) ……………	10-7-101
第7.1.2.21図	蒸気発生器水位の推移	
	(RCPシールLOCAが発生する場合) ……………	10-7-101
第7.1.2.22図	補助給水流量の推移	
	(RCPシールLOCAが発生する場合) ……………	10-7-102
第7.1.2.23図	崩壊熱と2次冷却系除熱量の推移	
	(RCPシールLOCAが発生する場合) ……………	10-7-102
第7.1.2.24図	原子炉格納容器圧力の推移	
	(RCPシールLOCAが発生する場合) ……………	10-7-103
第7.1.2.25図	原子炉格納容器雰囲気温度の推移	

	(RCPシールLOCAが発生する場合) ……………	10-7-103
第7.1.2.26図	原子炉格納容器圧力の長期間の推移	
	(RCPシールLOCAが発生する場合) ……………	10-7-104
第7.1.2.27図	原子炉格納容器雰囲気温度の長期間の推移	
	(RCPシールLOCAが発生する場合) ……………	10-7-104
第7.1.2.28図	1次冷却材圧力の推移	
	(RCPシールLOCAが発生しない場合) ……………	10-7-105
第7.1.2.29図	1次冷却材温度の推移	
	(RCPシールLOCAが発生しない場合) ……………	10-7-105
第7.1.2.30図	1次冷却系保有水量の推移	
	(RCPシールLOCAが発生しない場合) ……………	10-7-106
第7.1.2.31図	漏えい流量と注水流量の積算値の推移	
	(RCPシールLOCAが発生しない場合) ……………	10-7-106
第7.1.2.32図	漏えい流量と注水流量の推移	
	(RCPシールLOCAが発生しない場合) ……………	10-7-107
第7.1.2.33図	1次冷却材流量の推移	
	(RCPシールLOCAが発生しない場合) ……………	10-7-107
第7.1.2.34図	炉心上端ボイド率の推移	
	(RCPシールLOCAが発生しない場合) ……………	10-7-108
第7.1.2.35図	原子炉容器内水位の推移	
	(RCPシールLOCAが発生しない場合) ……………	10-7-108
第7.1.2.36図	燃料被覆管温度の推移	
	(RCPシールLOCAが発生しない場合) ……………	10-7-109
第7.1.2.37図	2次冷却系圧力の推移	
	(RCPシールLOCAが発生しない場合) ……………	10-7-109
第7.1.2.38図	主蒸気大気放出弁流量の推移	
	(RCPシールLOCAが発生しない場合) ……………	10-7-110
第7.1.2.39図	蒸気発生器2次側保有水量の推移	
	(RCPシールLOCAが発生しない場合) ……………	10-7-110
第7.1.2.40図	蒸気発生器水位の推移	

	(RCPシールLOCAが発生しない場合) ……………	10-7-111
第7.1.2.41図	補助給水流量の推移	
	(RCPシールLOCAが発生しない場合) ……………	10-7-111
第7.1.2.42図	崩壊熱量と2次冷却系除熱量の推移	
	(RCPシールLOCAが発生しない場合) ……………	10-7-112
第7.1.2.43図	1次冷却材圧力の推移	
	(RCPシールLOCAが発生する場合)	
	(主蒸気大気放出弁操作開始の時間余裕確認) ……………	10-7-113
第7.1.2.44図	2次冷却系圧力の推移	
	(RCPシールLOCAが発生する場合)	
	(主蒸気大気放出弁操作開始の時間余裕確認) ……………	10-7-113
第7.1.2.45図	燃料被覆管温度の推移	
	(RCPシールLOCAが発生する場合)	
	(主蒸気大気放出弁操作開始の時間余裕確認) ……………	10-7-114
第7.1.2.46図	1次冷却系保有水量の推移	
	(RCPシールLOCAが発生する場合)	
	(主蒸気大気放出弁操作開始の時間余裕確認) ……………	10-7-114
第7.1.2.47図	1次冷却材圧力の推移	
	(RCPシールLOCAが発生する場合)	
	(アキュムレータ出口弁閉止操作開始の時間余裕確認)	
	……………	10-7-115
第7.1.2.48図	1次冷却系保有水量の推移	
	(RCPシールLOCAが発生する場合)	
	(代替炉心注水操作開始の時間余裕確認) ……………	10-7-115
第7.1.3.1図	「原子炉補機冷却機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図	…………… 10-7-129
第7.1.3.2図	「原子炉補機冷却機能喪失」の対応手順の概要(判定プロセス)	…………… 10-7-130
第7.1.3.3図	「原子炉補機冷却機能喪失」の対応手順の概要(「原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA」)	