

美浜発電所 1号炉 原子炉設置許可申請書

添 付 書 類 十

変更後における原子炉の操作上の過失、機械又は装置の故障、地震、
火災等があった場合に発生すると想定される原子炉の事故の
種類、程度、影響等に関する説明書

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	10-1-31
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	10-2-19
2.3.3 外部電源喪失	10-2-22
2.3.4 主給水流量喪失	10-2-25
2.3.5 蒸気負荷の異常な増加	10-2-29
2.3.6 2次冷却系の異常な減圧	10-2-32

美浜発電所 1号炉 原子炉設置許可申請書

2.3.7	蒸気発生器への過剰給水	10-2-36
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	10-2-39
2.4.1	負荷の喪失	10-2-39
2.4.2	原子炉冷却材系の異常な減圧	10-2-43
2.4.3	出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動	10-2-46
3.	事故解析	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	10-3-17
3.2.3	原子炉冷却材ポンプの軸固着	10-3-20
3.2.4	主給水管破断	10-3-23
3.2.5	主蒸気管破断	10-3-27
3.3	反応度の異常な投入又は原子炉出力の急激な変化	10-3-32
3.3.1	制御棒飛び出し	10-3-32
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	10-3-41
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	10-3-53
3.4.5	制御棒飛び出し	10-3-58
3.5	原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化	10-3-60
3.5.1	原子炉冷却材喪失	10-3-60
3.5.2	可燃性ガスの発生	10-3-63
3.6	その他（地震、火災、洪水、台風）	10-3-65
3.7	参考文献	10-3-99

美浜発電所 1号炉 原子炉設置許可申請書

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	10-4-21
4.1.3	結論	10-4-31
4.2	仮想事故	10-4-32
4.2.1	原子炉冷却材喪失	10-4-32
4.2.2	蒸気発生器伝熱管破損	10-4-37
4.2.3	結論	10-4-41
4.3	参考文献	10-4-52

美浜発電所 1号炉 原子炉設置許可申請書

表

第1.2.1 表	解析に使用する初期定常運転条件	10-1-21
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	10-1-22
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	10-1-23
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	10-1-24
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 - 事故	10-1-25
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	10-1-26
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	10-1-27
第3.2.1.1 表	大破断解析結果 (低温側配管両端破断)	10-3-9
第3.2.1.2 表	大破断解析結果 (流出係数0.4、蒸気発生器伝熱管施栓率10%)	10-3-9
第3.2.1.3 表	小破断解析結果	10-3-15
第3.3.1.1 表	制御棒飛び出し解析結果	10-3-37
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1Bq吸入した場合の甲状腺 (成人) に対する線量	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	10-4-25
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	10-4-26
第4.2.1 表	原子炉格納容器内の積算線源強度 (仮想事故)	10-4-34

美浜発電所 1号炉 原子炉設置許可申請書

第4.2.2 表	全身線量の積算値 (現在(1985年)の人口集計による)	10-4-42
第4.2.3 表	全身線量の積算値 (将来(2035年)の人口推計による)	10-4-43

美浜発電所 1号炉 原子炉設置許可申請書

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	10-1-28
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	10-1-29
第1.2.3 図	解析に使用したドブプラ出力係数	10-1-30
第2.2.1.1 図	原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き	10-2-48
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)	10-2-49
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)	10-2-50
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)	10-2-51
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)	10-2-52
第2.2.2.5 図	出力運転中の制御棒の異常な引き抜き	10-2-53
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	10-2-54
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	10-2-55
第2.3.1.1 図	原子炉冷却材流量の部分喪失	10-2-56
第2.3.2.1 図	原子炉冷却材系の停止ループの誤起動	10-2-57
第2.3.4.1 図	主給水流量喪失(1)	10-2-58
第2.3.4.2 図	主給水流量喪失(2)	10-2-59
第2.3.5.1 図	蒸気負荷の異常な増加 ーケースB(手動運転・サイクル末期)	10-2-60
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)	10-2-61
第2.3.6.1 図	解析に使用した減速材密度反応度欠損	10-2-62

美浜発電所 1号炉 原子炉設置許可申請書

第2.3.6.2 図	2次冷却系の異常な減圧	10-2-63
第2.3.7.1 図	蒸気発生器への過剰給水	10-2-64
第2.4.1.1 図	負荷の喪失-加圧器圧力制御系作動	10-2-65
第2.4.1.2 図	負荷の喪失-加圧器圧力制御系不作動	10-2-66
第2.4.2.1 図	原子炉冷却材系の異常な減圧	10-2-67
第3.2.1.1 図	原子炉冷却材喪失-ECCS性能評価解析-大破断(1)	10-3-66
第3.2.1.2 図	原子炉冷却材喪失-ECCS性能評価解析-大破断(2)	10-3-67
第3.2.1.3 図	原子炉冷却材喪失-ECCS性能評価解析-大破断(3)	10-3-68
第3.2.1.4 図	原子炉冷却材喪失-ECCS性能評価解析-大破断(4)	10-3-69
第3.2.1.5 図	原子炉冷却材喪失-ECCS性能評価解析-小破断(1) -液相部破断	10-3-70
第3.2.1.6 図	原子炉冷却材喪失-ECCS性能評価解析-小破断(2) -液相部破断	10-3-71
第3.2.1.7 図	原子炉冷却材喪失-ECCS性能評価解析-小破断(3) -気相部破断	10-3-72
第3.2.2.1 図	原子炉冷却材流量の喪失	10-3-73
第3.2.3.1 図	原子炉冷却材ポンプの軸固着	10-3-74
第3.2.4.1 図	主給水管破断(1)	10-3-75
第3.2.4.2 図	主給水管破断(2)	10-3-76
第3.2.5.1 図	解析に使用したドップラ出力欠損	10-3-77
第3.2.5.2 図	主蒸気管破断-ケースA(外電あり)	10-3-78
第3.2.5.3 図	主蒸気管破断-ケースB(外電なし)	10-3-79
第3.3.1.1 図	制御棒飛び出し-サイクル初期高温全出力 -燃料エンタルピ解析	10-3-80
第3.3.1.2 図	制御棒飛び出し-サイクル初期高温零出力 -燃料エンタルピ解析	10-3-81

美浜発電所 1号炉 原子炉設置許可申請書

第3.3.1.3 図	制御棒飛び出し－サイクル末期高温全出力 －燃料エンタルピ解析	10-3-82
第3.3.1.4 図	制御棒飛び出し－サイクル末期高温零出力 －燃料エンタルピ解析	10-3-83
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	10-3-84
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	10-3-85
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	10-3-86
第3.4.2.1 図	蒸気発生器伝熱管破損(1)	10-3-87
第3.4.2.2 図	蒸気発生器伝熱管破損(2)	10-3-88
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	10-3-89
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	10-3-90
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	10-3-91
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	10-3-92
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	10-3-93
第3.4.4.2 図	原子炉冷却材喪失(事故)時の希ガスの大気放出過程	10-3-94
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	10-3-95
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	10-3-96
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	10-3-97
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	10-3-98
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	10-4-44

美浜発電所 1号炉 原子炉設置許可申請書

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	10-4-45
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	10-4-46
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	10-4-47
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	10-4-48
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	10-4-49
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	10-4-50
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	10-4-51

4. 重大事故及び仮想事故の解析

本原子炉施設は、これまでに述べたように種々の安全対策を講じており、各種の事故を想定した解析においても、燃料被覆管が大破損に至ることはなく、安全性は十分確保し得ると考える。この節においては、工学的安全施設等との関連において、本原子炉施設の立地上の妥当性を示すため、「原子炉立地審査指針」に示されている重大事故及び仮想事故を想定して、「安全評価指針」に従って評価を行った結果を示す。

4.1 重大事故

重大事故として、「原子炉冷却材喪失」及び「蒸気発生器伝熱管破損」の2つの場合を想定する。

4.1.1 原子炉冷却材喪失

4.1.1.1 事故の想定

- (1) 原子炉冷却材喪失は、「3.2.1 原子炉冷却材喪失」で述べたように、1次冷却材管の損傷により1次冷却材が喪失し、炉心の冷却能力が減少し、燃料の温度が上昇する事故であり、事故の程度は、冷却材の喪失の程度により異なるものである。
- (2) 原子炉冷却材喪失のうち、事故の程度が最大となるものは、1次冷却材低温側配管（内径約0.70m、肉厚約60mmのステンレス鋼）が瞬時に破断する場合である。このような大口径、厚肉の配管の両端破断は、1次冷却材管の材料選定、十分な設計余裕及び厳重な品質管理による配管の堅ろう性の確保、更に、適切な運転管理等（「3.2.1 原子炉冷却材喪失」参照）からみて、実際上まず起こらないと思われるが、評価に当たっては万全を期するため、このような瞬時の両端破断を仮定する。
- (3) 1次冷却材低温側配管の瞬時の両端破断を想定した場合、「3.2.1 原子炉冷却材喪失」の解析結果によれば、燃料被覆管の健全性が大きく損なわれることはないが、評価に当たっては、全燃料被覆管に損傷が生じるものと仮定し、その結果、燃料ペレットと燃料被覆管のすきまにある核分裂生成物が原子炉格納容器内に放出されるものとする。
- (4) 1次冷却材の放出に伴って、原子炉格納容器の内圧は一時大気圧以上に上昇するので、原子炉格納容器内に放出された核分裂生成物は、わずかずつ原子炉格納容器から漏れ出ることになる。この際、工学的安全施設である原子炉格納容器スプレイ設備および原子炉格納容器空気再循環設備が作動し、原

子炉格納容器内部を冷却する結果、再び大気圧程度に減圧することができる。評価に当たっては、事故発生後1日間は、事故時の水蒸気と空気の雰囲気を考慮した漏えい率を上回る値として0.15%/d、その後原子炉格納容器からの核分裂生成物の漏えいが無視できる程度に低下するまでの期間として29日間は、0.075%/dで原子炉格納容器から漏えいするものと仮定する。

- (5) 原子炉格納容器からの核分裂生成物を含む気体の漏えいは、配管等が貫通しているアニュラス部に生じると考えられるが、評価に当たっては、アニュラス部のほかにも漏えいがあるものとする。

アニュラス部に漏れ出た核分裂生成物は、アニュラス排気設備のよう素フィルタを経て、排気筒から大気中へ放出される。この際、本設備によりよう素の大部分は除去される。

- (6) 原子炉格納容器内に放出された核分裂生成物のうち、よう素は格納容器再循環サンプル水中に溶解する。このよう素は、非常用炉心冷却設備及び原子炉格納容器スプレイ設備の再循環系（以下「再循環系」という）から、安全補機室に漏えいし、大気中へ放出される。

4.1.1.2 評価線量の種類

原子炉冷却材喪失を想定した場合の敷地境界外での線量は、次のように2つに分けて計算する。

- (1) 原子炉格納容器及び安全補機室から大気中に放出された核分裂生成物（事故後30日間）による線量、すなわち、よう素吸入による甲状腺に対する線量及び希ガスの外部 γ 線による全身に対する線量（また、この際参考として希ガスの β 線外部被ばくによる線量も計算する。）
- (2) 原子炉格納容器内に浮遊している核分裂生成物（事故後30日間）の外部 γ 線による全身に対する線量、すなわち、原子炉格納容器上方へ放出された γ 線の空気との散乱によるスカイシャイン線量及び原子炉格納容器から外部し

ゃへい円筒部を透過した γ 線による直接線量。

4.1.1.3 大気中に放出された核分裂生成物による線量

(1) 核分裂生成物の大気放出量

a. 計算条件

(a) 事故発生直前まで、原子炉は定格出力の102%で長期間にわたって運転されていたものとする。その運転時間は、燃料を1/4ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考えて、最高40,000時間とする。

(b) 原子炉格納容器内に放出される核分裂生成物の量は、炉心内蓄積量に対し、次の割合で放出されるものとする。

希ガス 2%

よう素 1%

(c) 放出されたよう素のうち、有機よう素は10%とし、残りの90%は無機よう素の形態をとるものとする。

(d) 原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち、無機よう素については、50%が原子炉格納容器や同容器内の機器に沈着し、漏えいに寄与しないものとする。

(e) 原子炉格納容器空気再循環設備のよう素フィルタの効率は、評価上厳しめに無機よう素90%、有機よう素70%とする。

なお、原子炉格納容器空気再循環設備が有効になるまでの時間は、評価上事故後2分とする。

(f) 原子炉格納容器からの漏えい率⁽¹⁾は、評価上次のように仮定する。

事故後24時間まで 0.15 %/d

その後29日間 0.075%/d

(g) 原子炉格納容器からの漏えいは、配管等が貫通しているアニュラス部に集中するものと考えられるが、評価上はその97%が配管等の貫通する

アニュラス部に生じ、残り3%はアニュラス部以外で生じるものとする。

- (h) 原子炉格納容器からアニュラス部に漏えいした気体は、アニュラス排気設備を経て排気筒より放出される。この時、アニュラス部内での核分裂生成物の沈着の効果はないものとする。
- (i) アニュラス排気設備のよう素フィルタの効率⁽²⁾は評価上厳しめに90%とする。
- (j) 事故発生後、アニュラス部の負圧達成時間は、評価上5分とし、この間原子炉格納容器からアニュラス部に漏えいしてきた気体はそのまま大気中へ全量放出されるものとし、アニュラス排気設備のフィルタ効果は無視する。
- (k) 希ガスに対する原子炉格納容器空気再循環設備及びアニュラス排気設備のフィルタ効果は無視する。
- (l) 事故期間中、再循環系からは安全補機室内へ評価上厳しめに4,000cc/hの漏えいがあるものとする。
- (m) 再循環水中の放射エネルギーは事故発生直後、よう素の炉心内蓄積量の1%が溶解するものとする。
- (n) 再循環水体積は評価上600m³とする。
- (o) 再循環系から安全補機室内に漏えいした再循環水中のよう素の気相への移行率は5%とし、安全補機室内でのプレートアウト等によるよう素沈着率は50%とする。

b. 計算方法

- (a) 核分裂生成物の炉心内蓄積量

原子炉の運転によって事故発生時まで炉心内に蓄積される核分裂生成物の量は(10-1)式で与えられる。

$$q_{T_0}^i = 3.20 \times 10^{16} \cdot P_0 \cdot Y_i \left(1 - e^{-\lambda_i \cdot T_0} \right) \dots\dots\dots (10-1)$$

ここで

$q_{T_0}^i$: T_0 時間運転後の核種 i の炉心内蓄積量 (Bq)

P_0 : 原子炉熱出力 (=1,052MWt)

Y_i : 核種 i の核分裂収率⁽³⁾⁽⁴⁾

λ_r^i : 核種 i の放射性崩壊定数 (s^{-1})⁽⁴⁾⁽⁵⁾⁽⁶⁾

T_0 : 原子炉運転時間 (s)

原子炉内に蓄積されるよう素の同位元素のうち、核分裂収率が小さく半減期の極めて短いもの及びエネルギーの小さいものは計算の対象外とする。計算の対象としたよう素の核種とその炉心内蓄積量は、第4.1.1表に示すとおりである。

また、希ガスには、Xe、Krの同位元素が多数含まれるが、半減期のごく短い核種は大気放出までに崩壊してしまうと考えられるので、以下の計算には半減期10分以上の核種を対象とした。計算の対象とした希ガスの核種とその炉心内蓄積量を第4.1.2表に示す。

第4.1.1表 よう素の炉心内蓄積量

核種	核分裂収率(%)	半減期	I-131等価量 への換算係数	炉心内蓄積量(Bq)	炉心内蓄積量(I- 131等価)(Bq)
I-131	2.84	8.06 d	1	9.56×10^{17}	9.56×10^{17}
I-132	4.21	2.28 h	5.86×10^{-3}	1.42×10^{18}	8.31×10^{15}
I-133	6.77	20.8 h	1.69×10^{-1}	2.28×10^{18}	3.85×10^{17}
I-134	7.61	52.6 min	1.00×10^{-3}	2.56×10^{18}	2.56×10^{15}
I-135	6.41	6.61 h	2.93×10^{-2}	2.16×10^{18}	6.32×10^{16}
合計	-	-	-	9.37×10^{18}	1.41×10^{18}

10-4-7

(関連頁10-4-6)

第4.1.2表 希ガスの炉心内蓄積量

核種	核分裂 収率(%)	半減期	γ 線実効エネルギー (MeV/dis)	β 線実効エネルギー (MeV/dis)	炉心内蓄積量 (Bq)	炉心内蓄積量(γ 線 0.5 MeV換算) (Bq)	炉心内蓄積量 (β 線強度) (MeV·Bq/dis)
Kr-83m	0.58	1.88 h	0.0025	0.087	1.78×10^{17}	8.92×10^{14}	6.60×10^{15}
Kr-85m	1.31	4.48 h	0.159	0.253	4.41×10^{17}	1.40×10^{17}	1.12×10^{17}
Kr-85	0.29	10.73 y	0.0022	0.251	1.62×10^{16}	7.11×10^{13}	4.05×10^{15}
Kr-87	2.54	76.3 min	0.793	1.323	8.55×10^{17}	1.36×10^{18}	1.13×10^{18}
Kr-88	3.58	2.80 h	1.950	0.377	1.20×10^{18}	4.70×10^{18}	4.54×10^{17}
Xe-131m	0.040	11.9 d	0.020	0.143	1.34×10^{16}	5.35×10^{14}	1.91×10^{15}
Xe-133m	0.19	2.25 d	0.042	0.190	6.44×10^{16}	5.41×10^{15}	1.22×10^{16}
Xe-133	6.77	5.29 d	0.045	0.185	2.28×10^{18}	2.05×10^{17}	3.08×10^{17}
Xe-135m	1.06	15.65 min	0.432	0.095	3.56×10^{17}	3.07×10^{17}	3.38×10^{16}
Xe-135	6.63	9.083 h	0.250	0.316	2.23×10^{18}	1.12×10^{18}	7.06×10^{17}
Xe-138	6.28	14.17 min	1.183	0.611	2.11×10^{18}	5.00×10^{18}	1.29×10^{18}
合計	-	-	-	-	9.75×10^{18}	1.28×10^{19}	4.06×10^{18}

(b) 核分裂生成物の大気放出量

核分裂生成物の大気放出量は、核分裂生成物の炉心内蓄積量の計算結果から、前述の計算条件を用いて、核種ごとに以下の方法で計算する。核分裂生成物の大気放出過程を、第4.1.1図及び第4.1.2図に示す。

- ① 原子炉格納容器内に浮遊している核分裂生成物のうち、時刻 T_m から T_{m+1} の時間内にアニュラス部以外から漏えいして大気中に放出される量は (10-2) 式で与えられる。

$$Q_m^d = Q_{cm} \cdot F_d \cdot L \cdot \frac{1 - e^{-\beta \cdot (T_{m+1} - T_m)}}{\beta} \dots\dots\dots (10-2)$$

ここで：

Q_m^d : 時刻 T_m から T_{m+1} の時間内にアニュラス部以外から放出されるよう素及び希ガスの量 (Bq)

Q_{cm} : 時刻 T_m に原子炉格納容器内に浮遊している漏えいに寄与するよう素及び希ガスの量 (Bq) で、次式で表わす。

$$Q_{cm} = Q_{c(m-1)} \cdot e^{-\beta \cdot (T_m - T_{m-1})}$$

ただし、時刻 $T_m = 0$ (事故発生直後) において

$$Q_{cm} = K \cdot Q_0$$

K : 燃料から放出されたよう素及び希ガスが原子炉格納容器からの漏えいに寄与する割合で、次式で表わす。

$$\text{よう素} : K = F_f \cdot F_g \cdot F_p$$

$$\text{希ガス} : K = F_f \cdot F_p$$

F_f : 燃料から原子炉格納容器への放出割合

$$\text{よう素} : F_f = 0.01$$

$$\text{希ガス} : F_f = 0.02$$

F_g : 原子炉格納容器へ放出されたよう素の組成

$$\text{無機よう素} : F_g = 0.90$$

有機よう素： $F_g = 0.10$

F_p ：原子炉格納容器内での沈着を逃れる割合

無機よう素： $F_p = 0.50$

有機よう素： $F_p = 1.00$

希ガス： $F_p = 1.00$

Q_0 ：よう素及び希ガスの炉心内蓄積量 (Bq)

F_d ：アニュラス部以外からの漏えい割合 (=0.03)

β ：原子炉格納容器内でのよう素及び希ガスに対する低減効果
(h^{-1}) で、次式により表わす。

$$\beta = L + \lambda_r + \eta_c \frac{R_c}{V_c}$$

L ：原子炉格納容器の漏えい率 (h^{-1})

0～24 h： $L = 0.0015d^{-1}$

$$= 6.25 \times 10^{-5} h^{-1}$$

1～30 d： $L = 0.00075d^{-1}$

$$= 3.125 \times 10^{-5} h^{-1}$$

λ_r ：よう素及び希ガスの放射性崩壊定数 (h^{-1})

η_c ：原子炉格納容器空気再循環設備フィルタによる除去効率

無機よう素： $\eta_c = 0.9$

有機よう素： $\eta_c = 0.7$

希ガス： $\eta_c = 0$

R_c ：原子炉格納容器空気再循環ファン容量 (=2,150 m^3/min)

V_c ：原子炉格納容器自由体積 (=41,000 m^3)

- ② また、原子炉格納容器からアニュラス部に漏えいした後、大気中に放出される核分裂生成物の量は、事故発生後最初の5分間は、原子炉格納容器からアニュラス部に漏えいしてきた気体が、そのまま大気中

へ全量放出されると仮定しているので、(10-3)式で与えられ、5分以降は、アニュラス排気設備から排気筒を経て放出されるので(10-4)式で与えられる。

$$Q_{m0}^a = K \cdot Q_0 \cdot F_a \cdot L \cdot \frac{1 - e^{-0.0833\beta}}{\beta} \dots\dots\dots (10-3)$$

$$Q_m^a = g_1 \cdot (1 - \eta) \frac{R_a}{V_a} \left\{ \frac{Q_{cm} \cdot F_a \cdot L}{\beta_a - \beta} \left(\frac{1 - e^{-\beta(T_{m+1} - T_m)}}{\beta} - \frac{1 - e^{-\beta_a(T_{m+1} - T_m)}}{\beta_a} \right) + Q_{am} \cdot \frac{1 - e^{-\beta_a(T_{m+1} - T_m)}}{\beta_a} \right\} \dots\dots\dots (10-4)$$

ここで

Q_{m0}^a : アニュラス部から事故発生後最初の5分間に放出されるよう素及び希ガスの量 (Bq)

Q_m^a : 5分以降において、時刻 T_m から T_{m+1} の時間内にアニュラス排気設備から放出されるよう素及び希ガスの量 (Bq)

Q_{am} : 5分以降において時刻 T_m にアニュラス部に浮遊しているよう素及び希ガスの量 (Bq) で、次式で表わす。

$$Q_{am} = Q_{c(m-1)} \cdot L \cdot F_a \left[\frac{1}{\beta_a - \beta} \left\{ e^{-\beta \cdot (T_m - T_{m-1})} - e^{-\beta_a \cdot (T_m - T_{m-1})} \right\} \right] + Q_{a(m-1)} \cdot e^{-\beta_a \cdot (T_m - T_{m-1})}$$

ただし、 $T_m = 5\text{min}$ のとき $Q_{am} = 0$

F_a : アニュラス部への漏えい割合 (=0.97)

R_a : アニュラス部からの排気流量 (1台分 1,800m³/h)

V_a : アニュラス部容積 (=3,286m³)

g_1 : アニュラス排気設備排気流量の割合

5min~30d=1.0

η : アニュラス排気設備フィルタの除去効率

よう素 : $\eta=0.90$

希ガス : $\eta=0.0$

β_a : アニュラス部内での低減効果 (h^{-1}) で、次式により表わす。

$$\beta_a = \frac{R_a}{V_a} + \lambda_r$$

③ 再循環系から漏えいした後、大気中へ放出される核分裂生成物の量は、(10-5) 式で与えられる。

$$Q_e = F_p \cdot F_l \cdot L_e \cdot Q_{em} \cdot \frac{1 - e^{-720\beta_e}}{V_e \cdot \beta_e} \dots\dots\dots (10-5)$$

$$Q_{em} = K_e \cdot Q_0$$

ここで

Q_e : 事故期間中に、再循環系から放出されるよう素の量
(Bq)

Q_{em} : 再循環開始時 ($T_m=0min$) における再循環水中のよう素の量 (Bq)

F_p : 再循環水中のよう素の気相への移行率 (=0.05)

F_l : 安全補機室内での沈着を逃れる割合 (=0.5)

L_e : 再循環系からの漏えい率

0~30d : $4 \times 10^{-3} m^3/h$

K_e : 燃料から再循環水中へのよう素の放出割合 (=0.01)

V_e : 再循環水体積 (=600m³)

β_e : 再循環水中でのよう素の低減効果 (h^{-1}) で次式により表わす。

$$\beta_e = \lambda_r + \frac{L_e}{V_e}$$

(2) 線 量

a. 拡散、気象条件

線量評価に必要な拡散、気象条件としては、「添付書類六 3.5 安全解析に使用する気象条件」で述べたように、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に示された考え方に基づいて計算された相対濃度 (χ/Q) 及び相対線量 (D/Q) を用いる。

b. 計算方法

(a) 甲状腺に対する線量

よう素吸入による甲状腺に対する線量は (10-6) 式で計算される。

$$D = B \cdot D_{\infty} \cdot Q_1 \cdot (\chi/Q) \cdot n \cdots \cdots \cdots (10-6)$$

ここで

D : よう素吸入による甲状腺に対する線量 (Sv)

B : 呼吸率 ($=2.66 \times 10^{-4} \text{m}^3/\text{s}$ ($=0.958 \text{m}^3/\text{h}$))

ICRP⁽⁷⁾ (国際放射線防護委員会) によれば、標準人の呼吸率は $23 \text{m}^3/\text{d}$ であり、原子炉冷却材喪失の継続時間が1日以上に及ぶので、呼吸率 B としては1日間の平均値 $2.66 \times 10^{-4} \text{m}^3/\text{s}$ を用いる。

D_{∞} : よう素を1Bq吸入した場合の成人甲状腺に対する線量⁽⁸⁾
(Sv/Bq)

各よう素の D_{∞} 及びI-131等価量への換算係数を第4.1.3表に示す。

Q_1 : 事故期間中のよう素の大気放出量 (Bq)

χ/Q : 相対濃度 (s/m^3)

n : 成人甲状腺に対する線量から小児甲状腺に対する線量への換算係数 (=2)

第4.1.3表 よう素1Bq吸入した場合の甲状腺

(成人) に対する線量

核 種	D_{∞} (Sv/Bq)	I-131等価量への 換 算 係 数
I-131	2.9×10^{-7}	1
I-132	1.7×10^{-9}	5.86×10^{-3}
I-133	4.9×10^{-8}	1.69×10^{-1}
I-134	2.9×10^{-10}	1.00×10^{-3}
I-135	8.5×10^{-9}	2.93×10^{-2}

(b) 外部 γ 線による全身に対する線量

原子炉格納容器から大気中に放出された希ガスは、放射性雲となって風下に流れる。この放射性雲の外部 γ 線による地表面での全身に対する線量は、放射性雲の空間分布を考慮して計算する。

放射性雲からの外部 γ 線による全身に対する線量は(10-7)式で与えられる。

$$D = K_I \cdot Q_N \cdot (D/Q) \dots\dots\dots (10-7)$$

ここで

D : 外部 γ 線による全身に対する線量 (Sv)

K_I : 空気吸収線量から全身に対する線量への換算係数
(=1Sv/Gy)

Q_N : 希ガスの大気放出量 (γ 線エネルギー0.5MeV換算、Bq)

D/Q : γ 線エネルギー0.5MeVにおける相対線量 (Gy/Bq)

また、希ガスの β 線外部被ばくによる線量は、 β 線の飛程が非常に短いことより、サブマージョンモデルに基づく(10-8)式で計算する。

$$D_{\beta} = 6.2 \times 10^{-14} E_{\beta} \cdot Q_{\beta} \cdot (\chi/Q) \dots\dots\dots (10-8)$$

ここで

D_{β} : β 線外部被ばくによる線量 (Sv)

E_{β} : β 線実効エネルギー (MeV/dis)

Q_{β} : 希ガスの大気放出量 (Bq)

χ/Q : 相対濃度 (s/m³)

4.1.1.4 原子炉格納容器内浮遊核分裂生成物による線量

(1) 線源強度

a. 計算条件

- (a) 事故時に炉心から原子炉格納容器内に放出された核分裂生成物は、すべて原子炉格納容器内に均一に分布するものと仮定し、原子炉格納容器からの漏えいによる減少効果や原子炉格納容器空気再循環設備フィルタによる除去効果は無視する。原子炉格納容器内に放出される核分裂生成物の量の炉心内蓄積量に対する割合は、希ガス2%、ハロゲン1%、その他0.02%とする。
- (b) 核種の選定に当たって、よう素及び希ガスに関しては「4.1.1.3 (1) 核分裂生成物の大気放出量」の項で述べたものと同一の核種に着目し、その他の核種については、以下に評価する線量、すなわち、原子炉格納容器上方へ放出された γ 線の空気との散乱によるスカイシャイン線量及び原子炉格納容器から外部しゃへい円筒部を透過した γ 線による直接線量の計算に寄与するような十分高いエネルギーを持ち、半減期が10分以上のものを対象とする。
- (c) 事故後30日間の積算線源強度は、原子炉格納容器内浮遊核分裂生成物による γ 線エネルギーを第4.1.4表のようにエネルギー範囲別に区分して計算する。

b. 計算方法

原子炉格納容器内浮遊核分裂生成物の積算線源強度は、I番目のエネルギー群について(10-1)式及び(10-9)式～(10-11)式で計算する。

$$S_p = q_p \cdot f_p \cdot \sum_{k=1}^{n_p} (R_{pk} \cdot E_{pk}) (1 - e^{-\lambda_p \cdot t}) / \lambda_p \quad \dots\dots\dots (10-9)$$

$$S_d = \sum_{k=1}^{n_d} (R_{dk} \cdot E_{dk}) \cdot [q_d \cdot f_d (1 - e^{-\lambda_d \cdot t}) / \lambda_d + q_p \cdot f_p \cdot \beta \frac{\lambda_d}{\lambda_d - \lambda_p} \cdot \{ \frac{1}{\lambda_p} (1 - e^{-\lambda_p \cdot t}) - \frac{1}{\lambda_d} (1 - e^{-\lambda_d \cdot t}) \}] \quad \dots\dots\dots (10-10)$$

$$S = \sum_{p=1}^{\ell} S_p + \sum_{d=1}^m S_d \quad \dots\dots\dots (10-11)$$

ここで

λ : 崩壊定数 (s⁻¹)

β : 親核種から娘核種への崩壊の割合

q : 炉心内蓄積量 (Bq)

t : 事故発生後の時間 (s)

f : 核分裂生成物の原子炉格納容器への放出率

E : γ線のエネルギー (MeV/dis)

R : 崩壊してエネルギーEのγ線を出す割合

n : 当該核種から放出されるγ線のうちI番目のエネルギー群に属するγ線の数

S : 原子炉格納容器内に浮遊している核分裂生成物の事故後t(s)までの積算線源強度 (MeV)

添字 : p : 親核種

d : 娘核種

l : 親核種の数

m : 娘核種の数

k : 当該核種から放出され、 l 番目のエネルギー群に属する γ 線のうち k 番目を示す。

原子炉格納容器内浮遊核分裂生成物の積算線源強度の計算結果は、第4.1.4表に示すとおりである。

第4.1.4表 原子炉格納容器内の積算線源強度（重大事故）

代表エネルギー (MeV/dis)	エネルギー範囲 (MeV/dis)	原子炉格納容器内 積算線源強度 (MeV)
0.4	$E \leq 0.4$	5.3×10^{21}
0.8	$0.4 < E \leq 1.0$	5.5×10^{21}
1.3	$1.0 < E \leq 1.5$	1.1×10^{21}
1.7	$1.5 < E \leq 1.8$	1.6×10^{21}
2.5	$1.8 < E$	9.4×10^{20}

(2) 線 量

a. スカイシャイン線量

原子炉格納容器内では空気による散乱は起こらないと仮定して、原子炉格納容器内に充満した γ 線を原子炉格納容器中心軸上に置いた点線源からの第1散乱束を計算し、それに適当なビルドアップ係数を乗じて、計算点におけるスカイシャイン線量を求める。計算は、各エネルギー群別に「SCATTERINGコード」⁽⁹⁾を用いて行う。

計算の基本式は次のとおりである。

$$D_s = K_1 \sum_E \sum_{E'} \int_V \phi(E, X) \cdot K_2(E') \cdot \frac{d\sigma}{d\Omega}(E, \theta) \cdot \frac{N}{r^2} \cdot B(E', b) \cdot e^{-\sum_l \sum_m \mu_l' \cdot X_m} dV \dots\dots\dots (10-12)$$

ただし

$$\phi(E, X) = \frac{S(E)}{4\pi\rho^2} \cdot e^{-\sum_j \mu_j \cdot X_j} \cdot B(E, b_0)$$

ここで、

- D_s : スカイシャイン線量 (Sv)
- K_1 : 空気吸収線量から全身に対する線量への換算係数
(=1Sv/Gy)
- $\phi(E, X)$: 散乱点における γ 線エネルギー強度 (MeV/cm²)
- $S(E)$: 線源エネルギーEの積算線源強度 (MeV)
- $K_2(E')$: 散乱エネルギーE'の線量換算係数 (Gy/(MeV/cm²))
- μ_i : 線源エネルギーEにおける物質iの線吸収係数 (cm⁻¹)
- μ_l' : 散乱エネルギーE'における物質lの線吸収係数 (cm⁻¹)
- X_j : 領域jの通過距離 (cm)
- X_m : 領域mの通過距離 (cm)
- ρ : 線源点から散乱点までの距離 (cm)
- r : 散乱点から評価点までの距離 (cm)
- V : 散乱体積 (cm³)
- N : 空気中の電子数密度 (electrons/cm³)
- $\frac{d\sigma}{d\Omega}(E, \theta)$: Klein-Nishinaの微分散乱断面積 (cm²)
- θ : 散乱角 (radian)

$B(E, b_0)$: 線源エネルギーEの γ 線の減衰距離 $b_0 (= \sum_i \sum_j \mu_i \cdot X_j)$

(但し、空気層を除く) に対するビルドアップ係数

$B(E', b)$: 散乱エネルギーE'の γ 線の減衰距離 $b (= \sum_l \sum_m \mu'_l \cdot X_m)$

に対するビルドアップ係数

ビルドアップ係数は次式で計算する。

$$B(E, b) = 1 + (0.8 - 0.214 \ln \frac{E}{1.801}) b^a \quad (E > 1.801 \text{ MeV})$$

$$B(E, b) = 1 + 0.8 b^a \quad (E \leq 1.801 \text{ MeV})$$

ここで

$$a = 1.44 + 0.0239E + 0.625 \ln(0.19 + \frac{1.0005}{E})$$

b. 直接線量

原子炉格納容器内浮遊核分裂生成物による γ 線が、原子炉格納容器円筒部鋼板及び外部しゃへい円筒部を貫通して計算点に至る直接線量の計算は、原子炉格納容器内に核分裂生成物が一様分布すると仮定し、各エネルギー群別に「SPANコード」⁽¹⁰⁾で行う。

計算の基本式は次のとおりである。

$$D_d = K_1 \cdot K_2(E) \int \frac{S_v}{4\pi r^2} \cdot F(b) \cdot dV \quad \dots\dots\dots (10-13)$$

ここで

D_d : 直接線量 (Sv)

K_1 : 空気吸収線量から全身に対する線量への換算係数
(=1Sv/Gy)

$K_2(E)$: エネルギーEの γ 線に対する空気吸収線量への換算係数
(Gy \cdot m²/MeV)

S_v : 単位体積当たりの積算線源強度 (MeV/m³)

r : 線源から計算点までの距離 (m)

$F(b)$: γ 線の減衰率で次式で表わす。

$$F(b) = B(E, b) \cdot e^{-b}$$

b : 減衰距離 ($b = \sum_{i=1}^n \mu_i \cdot t_i$)

μ_i : i 番目の物質の全吸収係数 (m⁻¹)

t_i : i 番目の物質中の通過距離 (m)

$B(E, b)$: エネルギー E の γ 線の減衰距離 b に対するビルドアップ係数

4.1.1.5 原子炉冷却材喪失時の評価結果

重大事故として、原子炉冷却材喪失を想定した場合の大気中に放出される核分裂生成物の量及び敷地境界外における最大の線量は次表のとおりである。

評 価 項 目		評 価 結 果	
放 出 量	よ う 素 (I-131等価)	排気筒放出	約 5.8×10^{10} Bq
		地上放出	約 4.3×10^{11} Bq
		合 計	約 4.9×10^{11} Bq
	希ガス(γ 線エネルギー0.5MeV換算)	約 6.1×10^{13} Bq	
線 量	小児甲状腺に対する線量	約 0.0031 Sv	
	外部 γ 線による全身に対する線量	約 0.00040Sv	

これらの線量は「原子炉立地審査指針」の非居住区域に対するめやす線量(甲状腺(小児)に対して1.5Sv、全身に対して0.25Sv)を十分下回るものである。

また、 β 線外部被ばくによる線量は約0.000030Svである。

評価線量の計算結果の内訳を次表に示す。

			小児甲状腺	全 身	外 部 β 線
(1)	放射性雲による線量	排気筒放出分	約0.000031Sv	約0.000010Sv	約0.000030Sv
		地上放出分	約0.0030Sv	—	—
(2)	格納容器内線源からのγ線による線量		—	約0.00039Sv	—
合 計			約0.0031Sv	約0.00040Sv	約0.000030Sv

4.1.2 蒸気発生器伝熱管破損

4.1.2.1 事故の想定

- (1) 蒸気発生器伝熱管破損は、「3.4.2 蒸気発生器伝熱管破損」で述べたように原子炉運転中に何らかの理由で伝熱管1本が瞬時に両端破断を起こし、1次冷却材が2次側へ流出するもので、もし1次冷却材中に核分裂生成物が含まれていれば、2次側へ核分裂生成物が流出することになる。
- (2) 蒸気発生器伝熱管の材料として耐食性及び延性に優れたニッケル・クロム・鉄合金を使用するとともに、設計、製作、運転中での水質管理等における配慮から蒸気発生器伝熱管の破損の可能性を極めて少なくしているが、評価に当たっては、伝熱管1本が瞬時に両端破断を起こした場合を仮定する（「3.4.2.1(2) 防止対策」参照）。
- (3) 外部電源がある場合、タービンバイパス弁が作動するが、本評価では外部電源が使用できない場合を想定するので、タービンバイパス弁は作動せず主蒸気逃がし弁又は主蒸気安全弁が作動することになる。非常用炉心冷却設備及び補助給水による冷却及び減圧が進むとともに1次冷却材流出量は減少し、事故後約39分で1次冷却材圧力は2次冷却系圧力以下となり、流出は止まる。この間に、2次冷却系に流出する1次冷却材量は約50t、また、流出した1次冷却材を含む2次冷却水のうち、破損側蒸気発生器につながる主蒸気逃がし弁等から大気中に放出される蒸気量は約15tである（「3.4.2.3(2) 評価条

件」参照)。

- (4) 蒸気発生器伝熱管破損により新たな燃料被覆管の損傷を招くことはない。したがって、評価に当たっては、2次冷却系へ流出する核分裂生成物として次の2とおりを考える。
- a. 事故直前まで燃料被覆管の一部に損傷がある状態で運転が続けられていたものとしたときの1次冷却材中に存在する核分裂生成物
 - b. 事故時1次冷却系の減圧等何らかの原因で前述の損傷している燃料被覆管から新たに1次冷却材中に放出される核分裂生成物
- (5) 核分裂生成物の大気放出量は、破損した蒸気発生器が隔離されるまでの間の主蒸気逃がし弁又は主蒸気安全弁からの蒸気の放出によるものであり、隔離された後では放出されないが、評価上は更に蒸気発生器2次側の圧力に応じた蒸気の漏えいによるものがあると仮定する。
- (6) 外部電源がある場合、タービンバイパス系が使用でき蒸気発生器からの蒸気の大部分は復水器に回収されること及び「非常用炉心冷却設備作動」信号と「原子炉トリップ」信号の一致等により1次冷却材ポンプが停止するまでの間は、1次冷却系を冷却、減圧できることから、大気への核分裂生成物の放出量の観点から外部電源がない場合の方がより厳しく評価することとなる。したがって、原子炉トリップと同時に外部電源は喪失するものとする。

4.1.2.2 評価線量の種類

蒸気発生器伝熱管破損を想定した場合の敷地境界外での線量は、大気中に放出されたよう素吸入による甲状腺に対する線量及び希ガスの外部 γ 線による全身に対する線量に分けて計算する。また、この際参考として希ガスの β 線外部被ばくによる線量も計算する。

4.1.2.3 核分裂生成物の大気放出量

(1) 計算条件

- a. 原子炉は、事故発生直前まで定格出力の102%で運転されていたものとする。その運転時間は、燃料を1/4ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考えて最高40,000時間とする。
- b. 破損側蒸気発生器は、事故後39分に隔離されるものとし、この間に1次冷却系から2次冷却系へ流出する1次冷却材量は50t、流出した1次冷却材を含む2次冷却水のうち、破損側蒸気発生器につながる主蒸気逃がし弁等から大気中へ放出される蒸気量は15tとする。
- c. 蒸気発生器伝熱管破損により新たな燃料被覆管の損傷を招くことはない。したがって、2次冷却系へ流出する放射エネルギーとして次の2とおりを仮定する。

- (a) 燃料被覆管欠陥率1%を用いて計算した1次冷却材中に存在する核分裂生成物のよう素約 6.4×10^{12} Bq (I-131等価)、希ガス約 1.3×10^{14} Bq (γ 線エネルギー0.5MeV換算)。

前述の核分裂生成物量の計算に当たっては、原子炉冷却材喪失評価に用いた核種に着目し、第4.1.5表及び第4.1.6表に示す1次冷却材中の核種別平衡濃度を用いる。

- (b) (a)項の損傷燃料棒から新たに1次冷却材中への追加放出に寄与する核分裂生成物のよう素約 1.4×10^{14} Bq (I-131等価)、希ガス約 2.6×10^{15} Bq (γ 線エネルギー0.5MeV換算)。

追加放出量は、事故発生後の1次冷却材圧力が直線的に低下するものとし、この圧力降下に比例して1次冷却系に放出されるものとする。この場合の追加放出率は、解析結果に余裕を見込んだ値として $1.73 \times 10^{-2} \text{min}^{-1}$ とする。

- d. この1次冷却材中の核分裂生成物のうち、破損側蒸気発生器が隔離されるまでの間に1次冷却系から2次冷却系へ流出する放射エネルギーは、1次冷却材中の濃度に依存するものとする。
- e. 2次冷却系に流出してきた希ガスについては、大気中へ全量放出されるものとする。
- f. 2次冷却系に流出してきた元素のうち、有機元素は1%とし、残りの99%は無機元素とする。有機元素は大気中に全量放出され、無機元素の放出については気液分配係数100で蒸気とともに大気中に放出されるものとする。
- g. 破損側蒸気発生器隔離後は、核分裂生成物の大気放出はないと考えられるが、評価上は2次冷却系の弁からの蒸気漏えいにより無機元素が大気中へ放出されるものとする。

弁からの蒸気漏えい率は、隔離直後10m³/dとし、その後は2次冷却系圧力が24時間で直線的に大気圧まで減圧していくと仮定し、この2次冷却系圧力に対応して弁からの蒸気漏えい率が減少するものとする。

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

核 種	核分裂収率 (%)	半 減 期	I-131 等価量 への換算係数	冷却材中濃度 (Bq/g)	冷却材中濃度 (I-131 等価) (Bq/g)	冷却材中蓄積量 (I-131 等価) (Bq)	炉 心 内 蓄 積 量 (Bq)	追加放出寄与分 (I-131 等価) (Bq)
I-131	2.84	8.06 d	1	4.70×10^4	4.70×10^4	4.75×10^{12}	9.56×10^{17}	9.56×10^{13}
I-132	4.21	2.28 h	5.86×10^{-3}	2.06×10^4	1.21×10^2	1.22×10^{10}	1.42×10^{18}	8.30×10^{11}
I-133	6.77	20.8 h	1.69×10^{-1}	8.54×10^4	1.44×10^4	1.46×10^{12}	2.28×10^{18}	3.85×10^{13}
I-134	7.61	5 2.6 min	1.00×10^{-3}	1.42×10^4	1.42×10^1	1.43×10^9	2.56×10^{18}	2.56×10^{11}
I-135	6.41	6.61 h	2.93×10^{-2}	5.13×10^4	1.50×10^3	1.52×10^{11}	2.16×10^{18}	6.32×10^{12}
合 計	—	—	—	2.18×10^5	6.31×10^4	6.37×10^{12}	9.37×10^{18}	1.42×10^{14}

10-4-25

(関連頁10-4-23)

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

核種	核分裂 収率 (%)	半減期	r線実効 エネルギー (MeV/ dis)	β線実効 エネルギー (MeV/ dis)	冷却材中濃度			冷却材中蓄積量		炉心内 蓄積量 (Bq)	追加放出寄与分	
					冷却材中 濃度 (Bq/g)	r線エネルギー 0.5MeV換算 (Bq/g)	β線強度 (MeV·Bq /dis·g)	r線エネルギー 0.5MeV換算 (Bq)	β線強度 (MeV·Bq /dis)		r線エネルギー 0.5MeV換算 (Bq)	β線強度 (MeV·Bq /dis)
Kr-83m	0.53	1.83 h	0.0025	0.037	1.16×10^4	5.78×10^1	4.28×10^2	5.84×10^9	4.32×10^{10}	1.78×10^{17}	1.78×10^{11}	1.32×10^{12}
Kr-85m	1.31	4.48 h	0.159	0.253	5.61×10^4	1.78×10^4	1.42×10^4	1.80×10^{12}	1.43×10^{12}	4.41×10^{17}	2.80×10^{13}	2.23×10^{13}
Kr-85	0.29	10.78 y	0.0022	0.251	5.29×10^5	2.33×10^3	1.33×10^5	2.35×10^{11}	1.34×10^{13}	1.62×10^{16}	1.42×10^{10}	8.11×10^{11}
Kr-87	2.54	76.3 min	0.793	1.323	3.27×10^4	5.19×10^4	4.33×10^4	5.24×10^{12}	4.37×10^{12}	8.55×10^{17}	2.71×10^{14}	2.26×10^{14}
Kr-88	3.58	2.80 h	1.950	0.377	9.60×10^4	3.74×10^5	3.62×10^4	3.78×10^{13}	3.65×10^{12}	1.21×10^{18}	9.40×10^{14}	9.09×10^{13}
Xe-131m	0.040	11.9 d	0.020	0.143	9.00×10^4	3.60×10^3	1.29×10^4	3.64×10^{11}	1.30×10^{12}	1.34×10^{16}	1.07×10^{11}	3.83×10^{11}
Xe-133m	0.19	2.25 d	0.042	0.190	9.39×10^4	7.89×10^3	1.78×10^4	7.97×10^{11}	1.80×10^{12}	6.45×10^{16}	1.08×10^{12}	2.45×10^{12}
Xe-133	6.77	5.29 d	0.045	0.135	7.29×10^4	6.56×10^5	9.84×10^5	6.63×10^{13}	9.94×10^{13}	2.28×10^{18}	4.10×10^{13}	6.15×10^{13}
Xe-135m	1.06	15.65 min	0.432	0.095	1.66×10^4	1.43×10^4	1.58×10^3	1.45×10^{12}	1.59×10^{11}	3.56×10^{17}	6.15×10^{13}	6.76×10^{12}
Xe-135	6.63	9.088 h	0.250	0.316	1.78×10^5	8.90×10^4	5.62×10^4	8.99×10^{12}	5.68×10^{12}	2.23×10^{18}	2.23×10^{14}	1.41×10^{14}
Xe-138	6.28	14.17 min	1.183	0.611	1.61×10^4	3.82×10^4	9.86×10^3	3.86×10^{12}	9.96×10^{11}	2.11×10^{18}	1.00×10^{15}	2.58×10^{14}
合計	-	-	-	-	8.41×10^6	1.26×10^6	1.31×10^6	1.27×10^{14}	1.32×10^{14}	9.76×10^{18}	2.57×10^{15}	8.12×10^{14}

(2) 計算方法

前述の計算条件を使って、次の方法で計算する。核分裂生成物の大気放出過程を、第4.1.3図及び第4.1.4図に示す。

a. 破損側蒸気発生器が隔離されるまでの大気放出量

核分裂生成物の放射性崩壊及び系外に流出することによる減少を考慮し、(10-14)式～(10-17)式を用いて求める。

また、1次冷却系からの1次冷却材流出率、2次冷却系から大気中への蒸気放出率、破損側蒸気発生器保有水量は、隔離までの間一定とする。

(a) 希ガスの放出量

$$R_i = \frac{L_R}{V_C} \left[v \cdot F_i \cdot \frac{1}{\lambda_C} \left\{ t - \frac{1}{\lambda_C} (1 - e^{-\lambda_C \cdot t}) \right\} + \frac{C_i}{\lambda_C} (1 - e^{-\lambda_C \cdot t}) \right] \dots\dots\dots (10-14)$$

(b) 有機よう素の放出量

$$R_i = f_1 \cdot \frac{L_R}{V_C} \left[v \cdot F_i \cdot \frac{1}{\lambda_C} \left\{ t - \frac{1}{\lambda_C} (1 - e^{-\lambda_C \cdot t}) \right\} + \frac{C_i}{\lambda_C} (1 - e^{-\lambda_C \cdot t}) \right] \dots\dots\dots (10-15)$$

(c) 無機よう素の放出量

$$R_i = \frac{G}{V_S \cdot P_F} \cdot f_2 \cdot \frac{L_R}{V_C} \left[v \cdot F_i \cdot \frac{1}{\lambda_C} \left[\frac{t}{\lambda_S} - \frac{1}{\lambda_S^2} (1 - e^{-\lambda_S \cdot t}) \right. \right. \\ \left. \left. - \frac{1}{\lambda_S - \lambda_C} \left\{ \frac{1}{\lambda_C} (1 - e^{-\lambda_C \cdot t}) - \frac{1}{\lambda_S} (1 - e^{-\lambda_S \cdot t}) \right\} \right] \right] \\ + \frac{C_i}{\lambda_S - \lambda_C} \left[\frac{1}{\lambda_C} (1 - e^{-\lambda_C \cdot t}) - \frac{1}{\lambda_S} (1 - e^{-\lambda_S \cdot t}) \right] \dots\dots\dots (10-16)$$

ただし

$$\lambda_C = \lambda_i + \frac{L_R}{V_C}$$

$$\lambda_S = \lambda_i + \frac{G}{V_S \cdot P_F}$$

ここで

- R_i : 核種 i の大気中への放出放射エネルギー (Bq)
- C_i : 核種 i の事故発生前の 1 次冷却材中放射エネルギー (Bq)
- F_i : 核種 i の事故発生後の追加放出に寄与する放射エネルギー (Bq)
- L_R : 2 次冷却系への 1 次冷却材流出率 (=50t/39min)
- V_C : 1 次冷却系保有水量 (=101t)
- V_S : 破損側蒸気発生器保有水量 (=30t)
- ν : 追加放出率 (=1.73×10⁻²min⁻¹)
- f_1 : 有機よう素の割合 (=0.01)
- f_2 : 無機よう素の割合 (=0.99)
- P_F : 無機よう素気液分配係数
(=100 (液相中濃度Bq/g)/(気相中濃度Bq/g))
- G : 大気中への蒸気放出率 (=15t/39min)
- λ_i : 核種 i の崩壊定数 (min⁻¹)
- t : 破損側蒸気発生器隔離までの時間 (=39min)

また、追加放出率 ν は、事故発生後の 1 次冷却材圧力が直線的に低下するものとし、この圧力低下に比例するものと仮定して (10-17) 式を用いて求めた値を下回らない値とする。

$$\nu = \left(\frac{P_0 - P_t}{P_0} \right) \frac{1}{t} \dots\dots\dots (10-17)$$

ここで

- P_0 : 事故発生前の1次冷却材圧力 (=159.3kg/cm²G)
- P_t : 1次冷却材圧力が2次冷却系の圧力を下回った圧力
(=70kg/cm²G)
- t : 破損側蒸気発生器隔離までの時間 (=39min)

b. 破損側蒸気発生器隔離後の大気放出量

破損側蒸気発生器隔離後、2次冷却系圧力は直線的に低下し、1日後に大気圧になるものとし、蒸気の漏えい率は、2次冷却系の圧力の平方根に比例するものとして、核分裂生成物の放射性崩壊を考慮して(10-18)式を用いて求める。

$$R_L = \int_0^T \frac{S_1}{P_F} \cdot e^{-\lambda_i \cdot t} \cdot L_v \sqrt{1-t} dt \dots\dots\dots (10-18)$$

ここで

- R_L : 隔離後の無機よう素の放出量 (Bq)
- S_1 : 隔離時の破損側蒸気発生器水中無機よう素濃度 (Bq/t)
- L_v : 隔離時の蒸気の漏えい率 (=10m³/d=0.5t/d)
- P_F : 無機よう素の気液分配係数
(=100(液相中濃度Bq/g)/(気相中濃度Bq/g))
- λ_i : 崩壊定数 (d⁻¹)
- T : 漏えいが停止するまでの時間 (=1d)

隔離時の破損側蒸気発生器水中無機よう素濃度 S_1 は、(10-19)式を用いて得られる。

$$S_1 = \frac{f_2 \cdot L_R}{V_C \cdot V_S} \left\{ \frac{v \cdot F_i}{\lambda_C} \left(\frac{1 - e^{-\lambda_S \cdot t}}{\lambda_S} - \frac{e^{-\lambda_C \cdot t} - e^{-\lambda_S \cdot t}}{\lambda_S - \lambda_C} \right) + \frac{C_i}{\lambda_S - \lambda_C} (e^{-\lambda_C \cdot t} - e^{-\lambda_S \cdot t}) \right\} \dots\dots\dots (10-19)$$

4.1.2.4 線 量

(1) 拡散、気象条件

蒸気発生器伝熱管破損の場合、核分裂生成物は、主蒸気逃がし弁又は主蒸気安全弁用排気管出口を通して放出されるが、評価上は厳しい側に地表面から放出されると仮定し、「添付書類六 3.5 安全解析に使用する気象条件」で述べたように「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に基づいて計算された相対濃度 (χ/Q) 及び相対線量 (D/Q) を用いる。

(2) 計算方法

a. 甲状腺に対する線量

χ/Q の値に基づき、原子炉冷却材喪失の場合と同様に、(10-6) 式を用いて線量を計算する。

ただし、呼吸率としては、事故期間が短いことを考慮し、ICRP⁽⁷⁾による標準人の作業時間における呼吸率 $3.33 \times 10^{-4} \text{ m}^3/\text{s}$ ($=1.20 \text{ m}^3/\text{h}$) を用いる。

b. 外部 γ 線による全身に対する線量

D/Q の値に基づき、原子炉冷却材喪失の場合と同様に、(10-7) 式を用いて線量を計算する。

また、希ガスの β 線外部被ばくによる線量についても、原子炉冷却材喪失の場合と同様に計算する。

4.1.2.5 蒸気発生器伝熱管破損時の評価結果

重大事故として蒸気発生器伝熱管破損を想定した場合の大気中に放出される核分裂生成物の量及び敷地境界外における最大の線量は下表のとおりである。

評 価 項 目		評 価 結 果
放 出 量	よう素 (I-131等価)	約 2.7×10^{11} Bq
	希ガス (γ 線エネルギー0.5MeV換算)	約 3.4×10^{14} Bq
線 量	小児甲状腺に対する線量	約 0.0089 Sv
	外部 γ 線による全身に対する線量	約 0.00065Sv

これらの線量は、「原子炉立地審査指針」の非居住区域に対するめやす線量（甲状腺（小児）に対して1.5Sv、全身に対して0.25Sv）を十分下回るものである。

また、 β 線外部被ばくによる線量は約0.0016Svである。

4.1.3 結 論

立地条件の適否を評価するため、重大事故として原子炉冷却材喪失及び蒸気発生器伝熱管破損を想定して線量の評価を行ったところ、いずれも「原子炉立地審査指針」の非居住区域に対するめやす線量（甲状腺（小児）に対して1.5Sv、全身に対して0.25Sv）を十分下回るものである。

4.2 仮想事故

仮想事故としては、重大事故と同様、原子炉冷却材喪失及び蒸気発生器伝熱管破損の2つの場合を考慮する。以下に、重大事故の場合との相違点及び評価結果を示す。

4.2.1 原子炉冷却材喪失

4.2.1.1 事故の想定

仮想事故の想定は、重大事故の場合（「4.1.1.1事故の想定」参照）とほぼ同様であるが、燃料から放出される核分裂生成物の量の算定に当たっては、炉心内に蓄積されている核分裂生成物のうち、希ガスについては100%、よう素については50%が原子炉格納容器内に放出されると仮定する。また再循環水中へは、炉心内に蓄積されているよう素の50%が溶解すると仮定する。

4.2.1.2 評価線量の種類

仮想事故として原子炉冷却材喪失を想定した場合の線量は、重大事故の場合（「4.1.1.2 評価線量の種類」参照）に述べたように2とおりに分けて計算する。更に、大気中に放出された希ガスの外部 γ 線による全身線量の積算値の評価も行う。

4.2.1.3 大気中に放出された核分裂生成物による線量

(1) 核分裂生成物の大気放出量

前述の事故の想定のもとに、重大事故と同様な計算条件及び方法に従って計算する。核分裂生成物の大気放出過程を第4.2.1図及び第4.2.2図に示す。

(2) 線量

a. 甲状腺に対する線量及び外部 γ 線による全身に対する線量

前述の大気中に放出された核分裂生成物による線量の計算は、重大事故

と同様の計算条件及び計算式によって行う。

b. 全身線量の積算値

- (a) 仮想事故時に放出される放射性雲中の希ガスの外部 γ 線による全身線量の積算値を計算して評価する。この場合、計算の対象となる地点が遠距離に及ぶことを考慮し、計算地点の地表面濃度が半無限空間に一様分布すると仮定したサブマージョンモデルを用いて計算する。

サブマージョンモデルによる線量は(10-20)式で与えられる。

$$D = \frac{1}{2} K_3 \cdot E \cdot \chi \dots\dots\dots (10-20)$$

ただし

$$\chi = \frac{4.65 \times 10^{-2} Q_N}{u \cdot \theta \cdot x \cdot h} \exp \left\{ -2.3 \left(\frac{H}{h} \right)^2 \right\}$$

ここで

- D : 全身線量 (Sv)
- K_3 : 換算係数 (dis \cdot m³ \cdot Sv/(MeV \cdot Bq \cdot h))
- E : 希ガスの γ 線エネルギー (=0.5MeV/dis)
- χ : 放射性雲の地上濃度 (Bq \cdot h/m³)
- Q_N : 希ガスの大気放出量 (γ 線エネルギー0.5MeV換算、Bq)
- u : 風速 (m/s)
- x : 風下距離 (m)
- θ : 横の拡がり (°)
- h : 縦の拡がり (m)
- H : 放出点の地上高さ (m)

- (b) 大気中での拡散条件は、縦の拡がりを英国気象局方式大気安定度F型、横の拡がりを30°一定、平均風速は1.5m/s、放出点は地上と仮定して計算する。

(c) 対象とする方位は、敷地からみて最も人口の多い地域（大阪、京都等）を含むようにほぼ南方向30°扇形とし、発電所からの距離10kmまでは1ないし5kmごと、10km～100kmまでは10kmごと、100km～150kmまでは50kmに区分し、各区域内の人口を求める。

(d) 現時点での人口集計は、「昭和60年国勢調査報告」⁽¹¹⁾により行い、全身線量の積算値を計算する。

また、参考として、将来の人口が増加することを仮定して、2035年での人口推計⁽¹²⁾⁽¹³⁾を行い、全身線量の積算値を推定する。

4.2.1.4 原子炉格納容器内浮遊核分裂生成物による線量

(1) 線源強度

事故時に原子炉格納容器内に放出される核分裂生成物の炉心内蓄積量に対する割合は、希ガス100%、ハロゲン50%、その他1%とする。

事故後30日間の原子炉格納容器内の核分裂生成物による積算線源強度は、重大事故と同様エネルギー別に（10-1）式及び（10-9）式～（10-11）式で計算する。その結果を第4.2.1表に示す。

第4.2.1表 原子炉格納容器内の積算線源強度（仮想事故）

代表エネルギー (MeV/dis)	エネルギー範囲 (MeV/dis)	原子炉格納容器内 積算線源強度 (MeV)
0.4	$E \leq 0.4$	2.6×10^{23}
0.8	$0.4 < E \leq 1.0$	2.8×10^{23}
1.3	$1.0 < E \leq 1.5$	5.6×10^{22}
1.7	$1.5 < E \leq 1.8$	6.8×10^{22}
2.5	$1.8 < E$	4.7×10^{22}

(2) 線 量

事故時の原子炉格納容器内浮遊核分裂生成物による線量は、原子炉格納容器上方へ放出された γ 線の空気との散乱によるスカイシャイン線量と、外部しゃへい円筒部を透過した γ 線による直接線量とに分けて計算する。その計算方法は重大事故と同様である。

4.2.1.5 原子炉冷却材喪失時の評価結果

仮想事故として、原子炉冷却材喪失を想定した場合の大気中に放出される核分裂生成物の量、敷地境界外における最大の線量及び全身線量の積算値は下表のとおりである。

評 価 項 目		評 価 結 果	
放 出 量	よ う 素 (I-131等価)	排気筒放出	約 2.9×10^{12} Bq
		地上放出	約 2.2×10^{13} Bq
		合 計	約 2.4×10^{13} Bq
	希ガス (γ 線エネルギー0.5MeV換算)	約 3.0×10^{15} Bq	
線 量	成人甲状腺に対する線量	約 0.076 Sv	
	外部 γ 線による全身に対する線量	約 0.021 Sv	
積 算 値	現在(1985年)人口による積算値	約 0.025万人Sv	
	将来(2035年)人口(推計)による積算値	約 0.027万人Sv	

これらの線量は、「原子炉立地審査指針」の低人口地帯に対するめやす線量（甲状腺（成人）に対して3Sv、全身に対して0.25Sv及び全身線量の積算値に対して2万人Sv）を十分下回るものである。

また、 β 線外部被ばくによる線量は約0.0015Svである。

評価線量の計算結果の内訳を次表に示す。また、全身線量の積算値の内訳を第4.2.2表及び第4.2.3表に示す。

		成人甲状腺	全 身	外 部 β 線	
(1)	放射性雲による線量	排気筒放出分	約0.00076Sv	約0.00051Sv	約0.0015Sv
		地上放出分	約0.075Sv	—	—
(2)	格納容器内線源からの γ 線による線量	—	約0.020Sv	—	
合 計		約0.076Sv	約0.021Sv	約0.0015Sv	

4.2.2 蒸気発生器伝熱管破損

4.2.2.1 事故の想定

- (1) 重大事故では、損傷している燃料被覆管から新たに1次冷却材中に放出されると仮定した核分裂生成物は、1次冷却材圧力の低下とともに徐々に1次冷却材中に放出されるものとしたが、仮想事故では、事故直後にこの全核分裂生成物が1次冷却材中に放出されるものとする。
- (2) 伝熱管破損を起こした蒸気発生器が隔離された後は、健全側蒸気発生器を使って1次冷却系及び2次冷却系の減圧が行われるが、仮想事故ではこの減圧効果を見捨て、隔離された蒸気発生器の2次側からの蒸気の漏えいが30日間続くものと仮定する。

4.2.2.2 評価線量の種類

仮想事故として、蒸気発生器伝熱管破損を想定した場合の評価線量の種類は、重大事故の場合（「4.1.2.2 評価線量の種類」参照）と同様である。更に、大気中に放出された希ガスの外部 γ 線による全身線量の積算値の評価も行う。

4.2.2.3 核分裂生成物の大気放出量

(1) 計算条件

仮想事故としての核分裂生成物の大気放出量の計算は、以下の項目を除き重大事故と同様の条件のもとで計算する。

- a. 損傷している燃料被覆管から新たに1次冷却材中に放出されると仮定した核分裂生成物は、1次冷却材圧力に関係なく、事故発生直後に全部1次冷却材中に放出されるものとする。したがって、この核分裂生成物のうち、破損側蒸気発生器が隔離されるまでの39分間に、1次冷却系から2次冷却系へ流出する量は、そのとき流出する1次冷却材量の全保有水量に対する割合に等しいとして計算する。

- b. 破損側蒸気発生器隔離後の弁からの蒸気の漏えいは、漏えい率 $10\text{m}^3/\text{d}$ で30日間続くものと仮定し、無機よう素のみが放出されるものとする。漏えい期間中は無機よう素の放射性崩壊を考慮する。

(2) 計算方法

前述の計算条件を使って、次の方法で計算する。核分裂生成物の大気放出過程を、第4.2.3図及び第4.2.4図に示す。

a. 破損側蒸気発生器が隔離されるまでの大気放出量

核分裂生成物の放射性崩壊及び系外に流出することによる減少を無視し、(10-21)式～(10-23)式を用いて求める。

(a) 希ガスの放出量

$$R_i = \frac{L_R}{V_C} (F_i + C_i) \dots\dots\dots (10-21)$$

(b) 有機よう素の放出量

$$R_i = f_1 \cdot \frac{L_R}{V_C} (F_i + C_i) \dots\dots\dots (10-22)$$

(c) 無機よう素の放出量

$$R_i = f_2 \cdot \frac{L_R}{V_C} (F_i + C_i) \frac{G}{V_S \cdot P_F} \dots\dots\dots (10-23)$$

ここで

- R_i : 核種 i の大気中への放出放射エネルギー (Bq)
- C_i : 核種 i の事故発生前の1次冷却材中放射エネルギー (Bq)
- F_i : 核種 i の事故発生後の追加放出に寄与する放射エネルギー (Bq)
- L_R : 隔離されるまでの1次冷却材流出量 (=50t)
- V_C : 1次冷却系保有水量 (=101t)
- G : 隔離されるまでの大気放出蒸気量 (=15t)
- V_S : 破損側蒸気発生器保有水量 (=30t)

f_1 : 有機よう素の割合 (=0.01)

f_2 : 無機よう素の割合 (=0.99)

P_F : 無機よう素の気液分配係数 (=100(液相中濃度Bq/g)/(気相中濃度Bq/g))

b. 破損側蒸気発生器隔離後の大気放出量

破損側蒸気発生器隔離後30日間の大気中に放出される無機よう素の量は(10-24)式を用いて求める。

$$R_L = \int_0^T f_2 \cdot \frac{L_R}{V_C} (F_i + C_i) \cdot \frac{L_T}{V_S \cdot P_F} \cdot e^{-\lambda_i \cdot t} dt \dots\dots\dots (10-24)$$

ここで

R_L : 隔離後の無機よう素の放出量 (Bq)

L_T : 蒸気漏えい率 (=10m³/d=0.5t/d)

λ_i : 崩壊定数 (d⁻¹)

T : 漏えい期間 (=30d)

4.2.2.4 線 量

(1) 拡散、気象条件

重大事故の場合と同様とする。

また、全身線量の積算値の評価においては原子炉冷却材喪失の場合と同様とする。

(2) 計算方法

a. 甲状腺に対する線量

重大事故の場合と同様に、(10-6)式を用いて線量を計算する。

b. 外部 γ 線による全身に対する線量

重大事故の場合と同様に、(10-7)式を用いて線量を計算する。

また、希ガスの β 線外部被ばくによる線量についても、原子炉冷却材喪

失の場合と同様に計算する。

c. 全身線量の積算値

原子炉冷却材喪失の場合と同様に、計算地点の地表面濃度が半無限空間に一様分布すると仮定したサブマージョンモデルを用いて計算する。このとき、対象とする方位及び人口集計も原子炉冷却材喪失の場合と同様である。

放出点は地上と仮定して計算する。

4.2.2.5 蒸気発生器伝熱管破損時の評価結果

仮想事故として蒸気発生器伝熱管破損を想定した場合の大気中に放出される核分裂生成物の量、敷地境界外における最大の線量及び全身線量の積算値は次表のとおりである。

	評 価 項 目	評 価 結 果
放 出 量	よう素 (I-131等価)	約 1.2×10^{12} Bq
	希ガス (γ 線エネルギー0.5MeV換算)	約 1.3×10^{15} Bq
線 量	成人甲状腺に対する線量	約 0.020 Sv
	外部 γ 線による全身に対する線量	約 0.0025 Sv
積 算 値	現在 (1985年)人口による積算値	約0.011万人Sv
	将来 (2035年)人口 (推計)による積算値	約0.012万人Sv

これらの線量は、「原子炉立地審査指針」の低人口地帯に対するめやす線量 (甲状腺 (成人) に対して3Sv、全身に対して0.25Sv及び全身線量の積算値に対して2万人Sv) を十分下回るものである。

また、 β 線外部被ばくによる線量は約0.0050Svである。

全身線量の積算値の内訳を第4.2.2表及び第4.2.3表に示す。

4.2.3 結 論

立地条件の適否を評価するため、仮想事故として原子炉冷却材喪失及び蒸気発生器伝熱管破損を想定して線量の評価を行ったところ、いずれも「原子炉立地審査指針」の低人口地帯に対するめやす線量（甲状腺（成人）に対して3Sv、全身に対して0.25Sv及び全身線量の積算値に対して2万人Sv）を十分下回るものである。

第4.2.2表 全身線量の積算値

(現在(1985年)の人口集計による)

距離 (km) (南方向)	主な市町村名	人口 (人)	原子炉冷却 材喪失時の 積算線量 (人・Sv)	蒸気発生器 伝熱管 破損時の 積算線量 (人・Sv)
1～2		0	0	0
2～3		0	0	0
3～4		0	0	0
4～5		0	0	0
5～10	美浜町	149	1	1
10～20	美浜町、三方町	11,900	3	1
20～30	小浜市、上中町、三方町	13,600	2	1
30～40	小浜市、上中町、朽木村、名田庄村	3,280	1	1
40～50	名田庄村、美山町	1,530	1	1
50～60	美山町、京北町	4,450	1	1
60～70	美山町、日吉町、京北町、京都市	32,700	1	1
70～80	園部町、八木町、京都市、大津市	712,000	18	8
80～90	京都市、亀岡市、向日市、長岡京市	1,110,000	24	11
90～100	高槻市、八幡市、宇治市、城陽市	635,00	12	6
100～150	大阪市、神戸市、尼崎市、豊中市、 堺市、奈良市	11,800,000	160	70
150～	和歌山市、田辺市等	1,570,000	18	8
合	計	15,900,000	250	110

(関連頁10-4-36)

(関連頁10-4-40)

第4.2.3表 全身線量の積算値

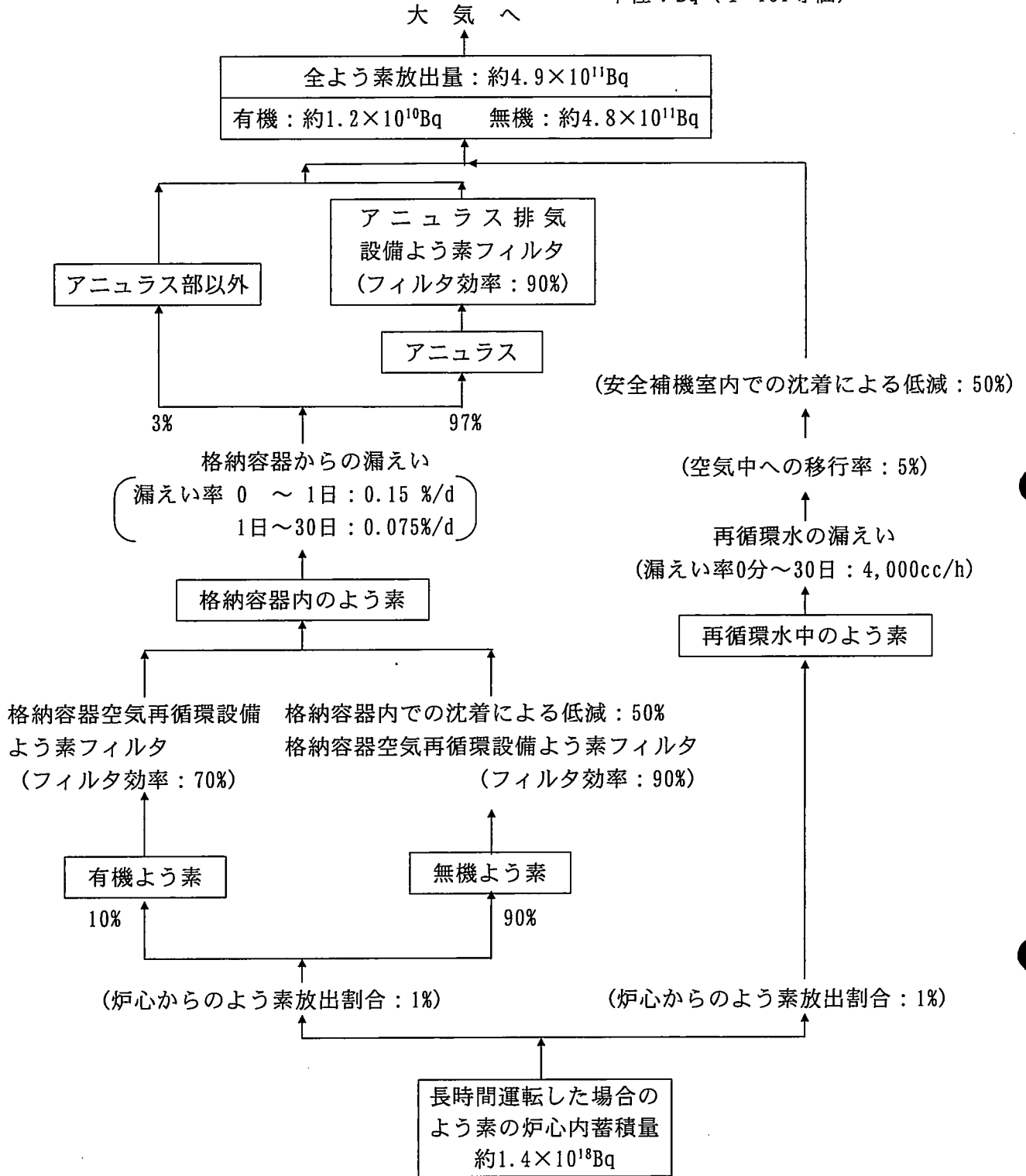
(将来(2035年)の人口推計による)

距離 (km) (南方向)	主な市町村名	人口 (人)	原子炉冷却 材喪失時の 積算線量 (人・Sv)	蒸気発生器 伝熱管 破損時の 積算線量 (人・Sv)
1～2		0	0	0
2～3		0	0	0
3～4		0	0	0
4～5		0	0	0
5～10	美浜町	159	1	1
10～20	美浜町、三方町	12,700	3	1
20～30	小浜市、上中町、三方町	14,500	2	1
30～40	小浜市、上中町、朽木村、名田庄村	3,740	1	1
40～50	名田庄村、美山町	1,770	1	1
50～60	美山町、京北町	5,170	1	1
60～70	美山町、日吉町、京北町、京都市	37,400	1	1
70～80	園部町、八木町、京都市、大津市	764,000	19	9
80～90	京都市、亀岡市、向日市、長岡京市	1,180,000	25	11
90～100	高槻市、八幡市、宇治市、城陽市	670,000	13	6
100～150	大阪市、神戸市、尼崎市、豊中市、堺市、奈良市	12,700,000	180	75
150～	和歌山市、田辺市等	1,590,000	18	8
合	計	17,000,000	270	120

(関連頁10-4-36)

(関連頁10-4-40)

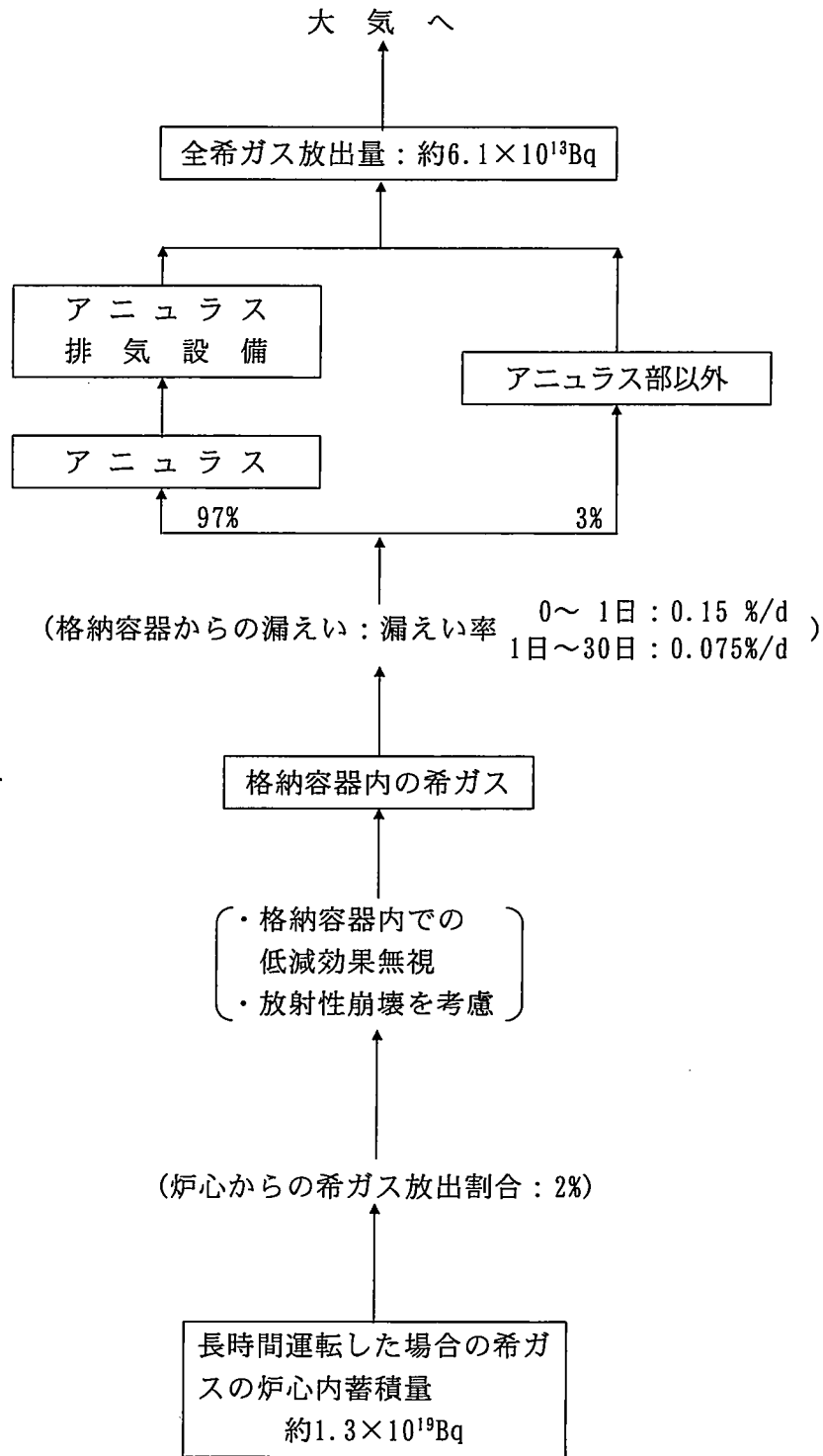
単位：Bq (I-131等価)



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

(関連頁10-4-9)

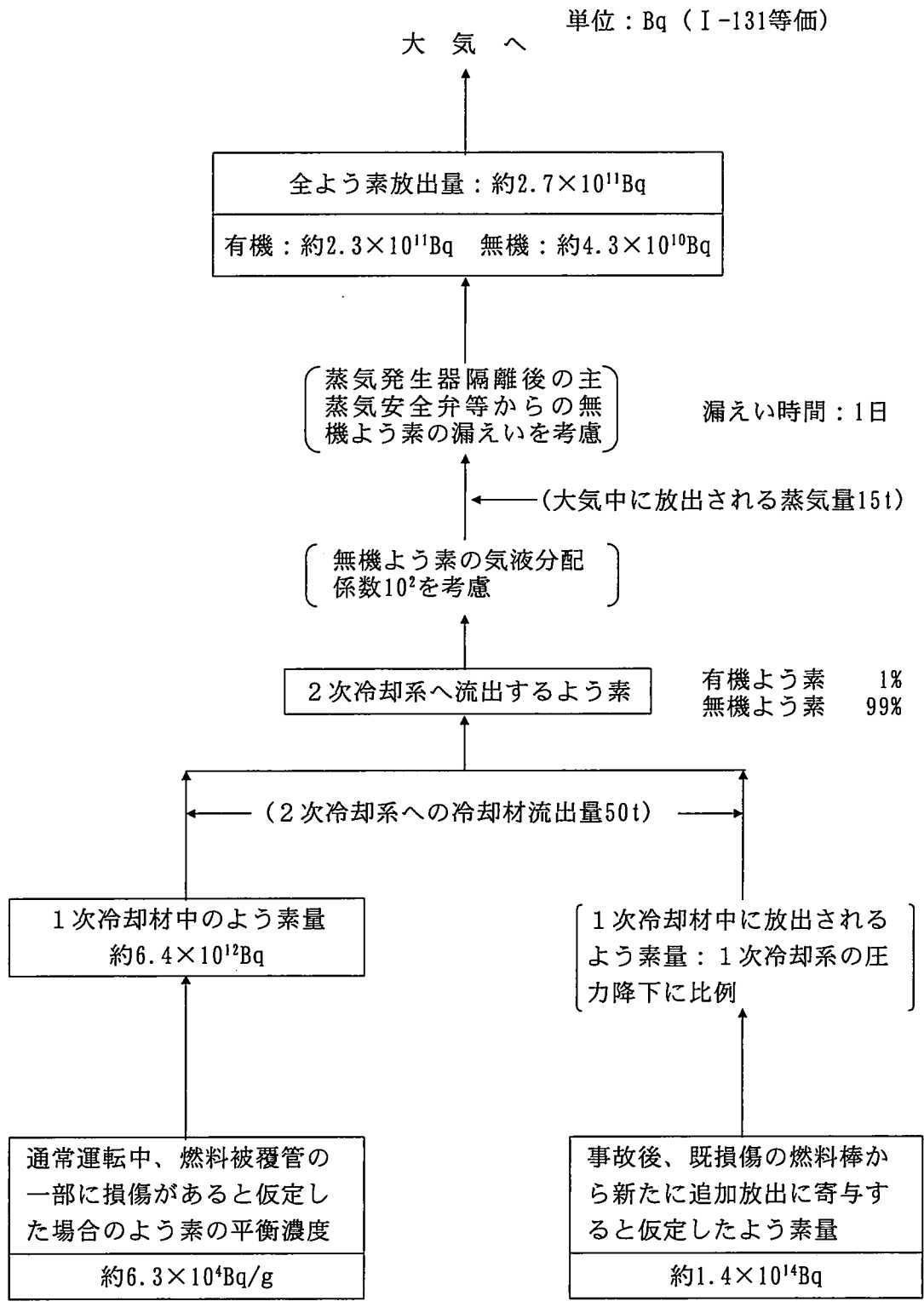
単位：Bq (γ線エネルギー)
0.5MeV換算



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

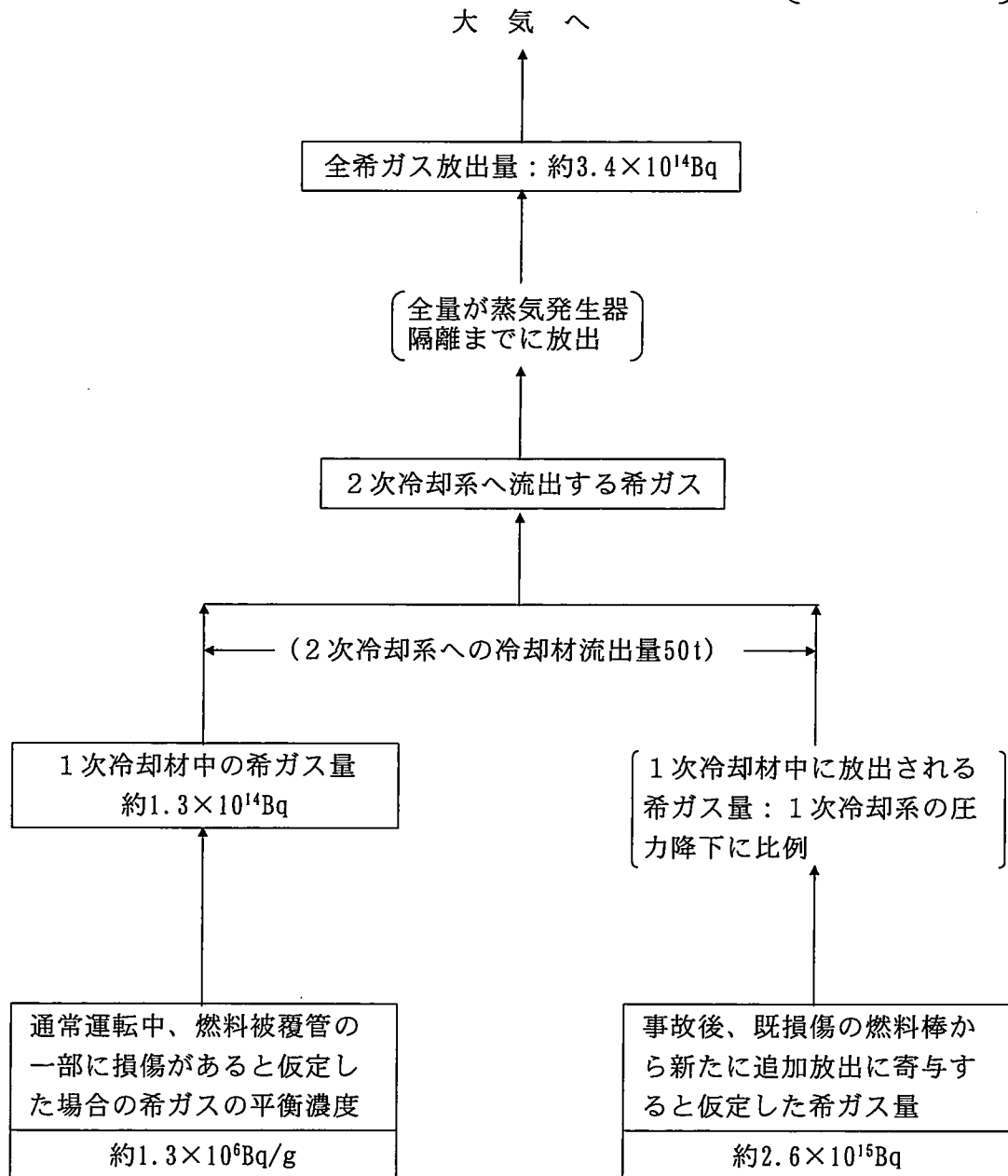
(関連頁10-4-9)



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

(関連頁10-4-27)

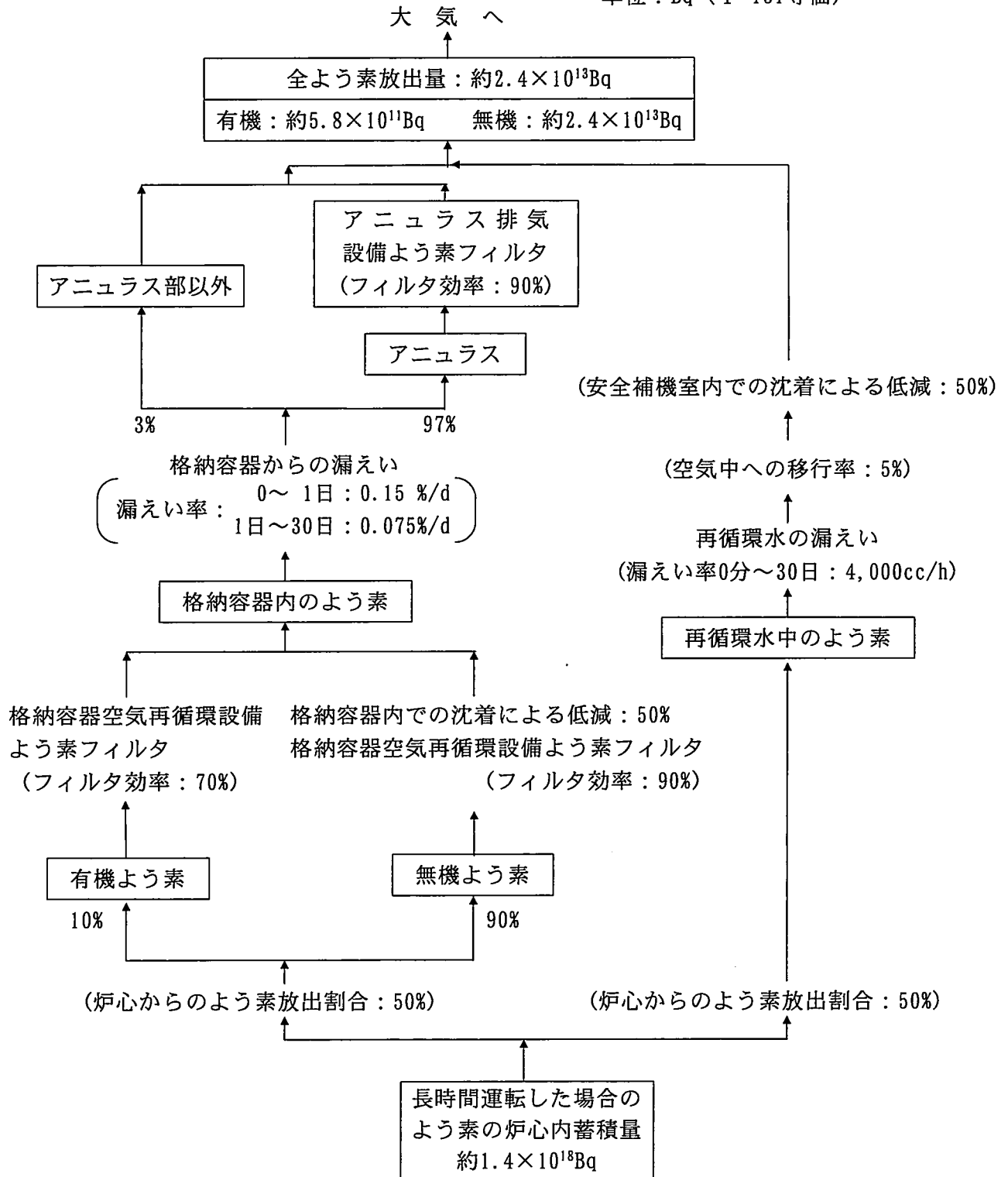
単位：Bq (γ線エネルギー
0.5MeV換算)



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

(関連頁10-4-27)

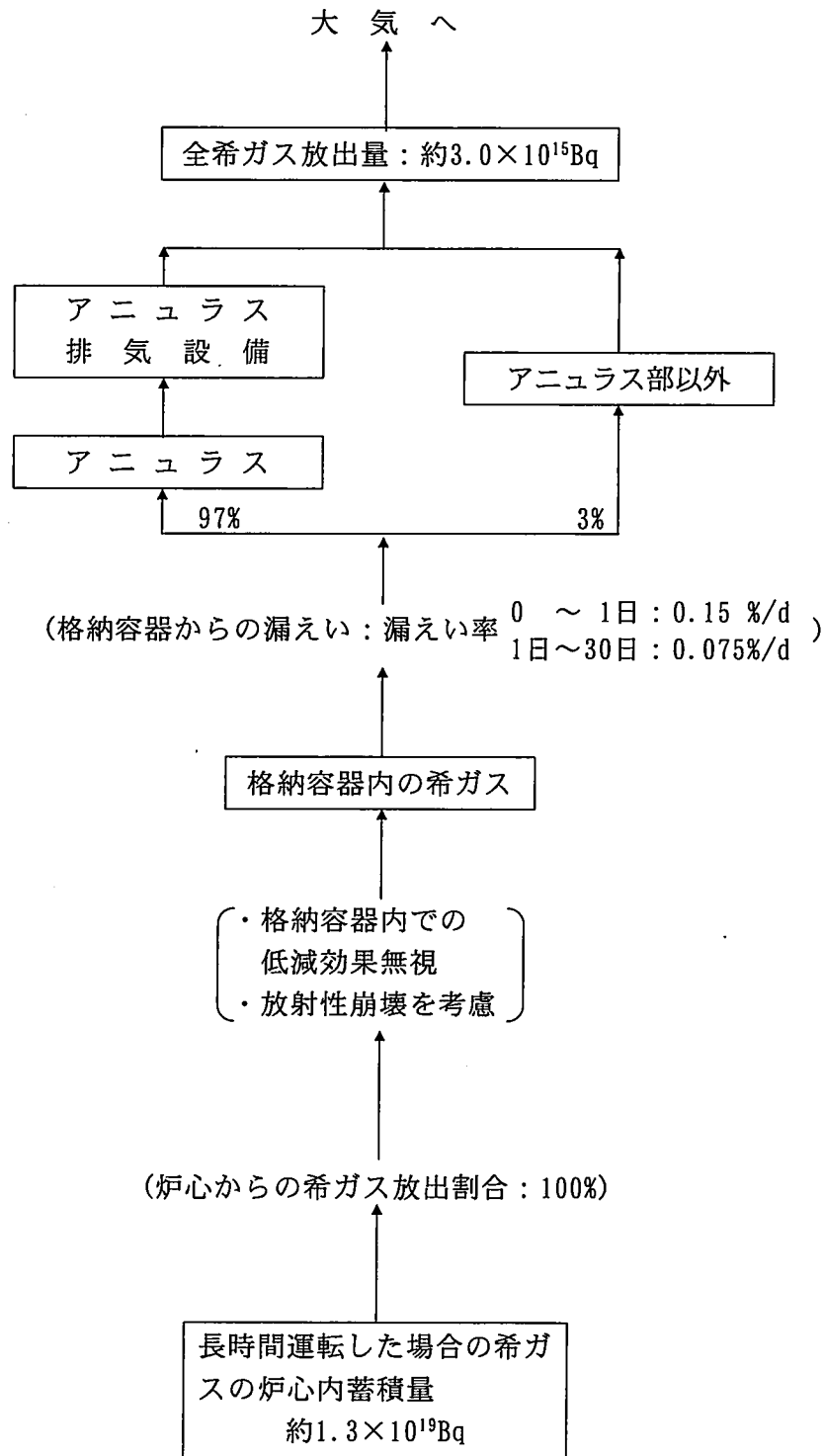
単位：Bq (I-131等価)



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

(関連頁10-4-32)

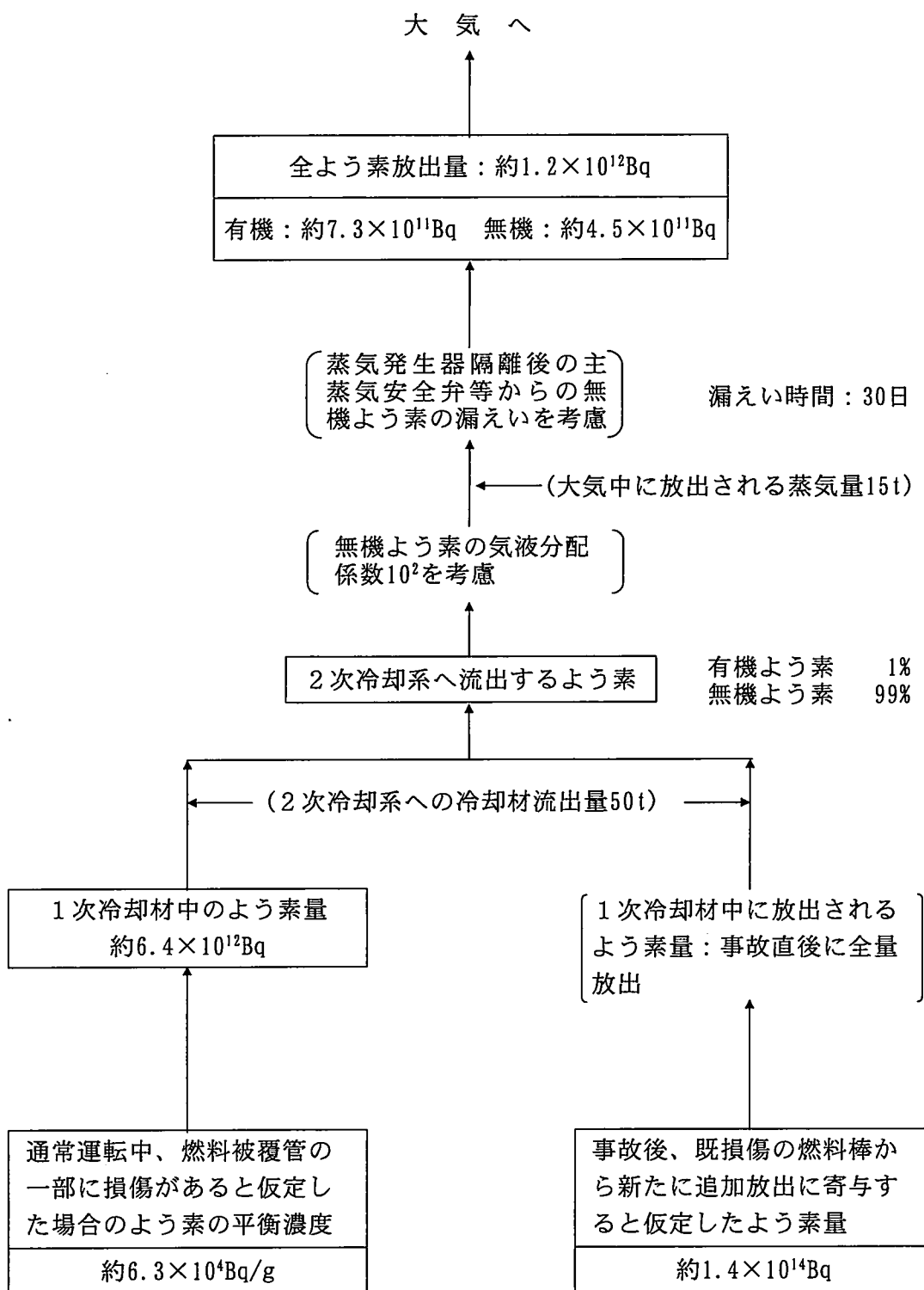
単位：Bq (γ線エネルギー)
0.5MeV換算



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

(関連頁10-4-32)

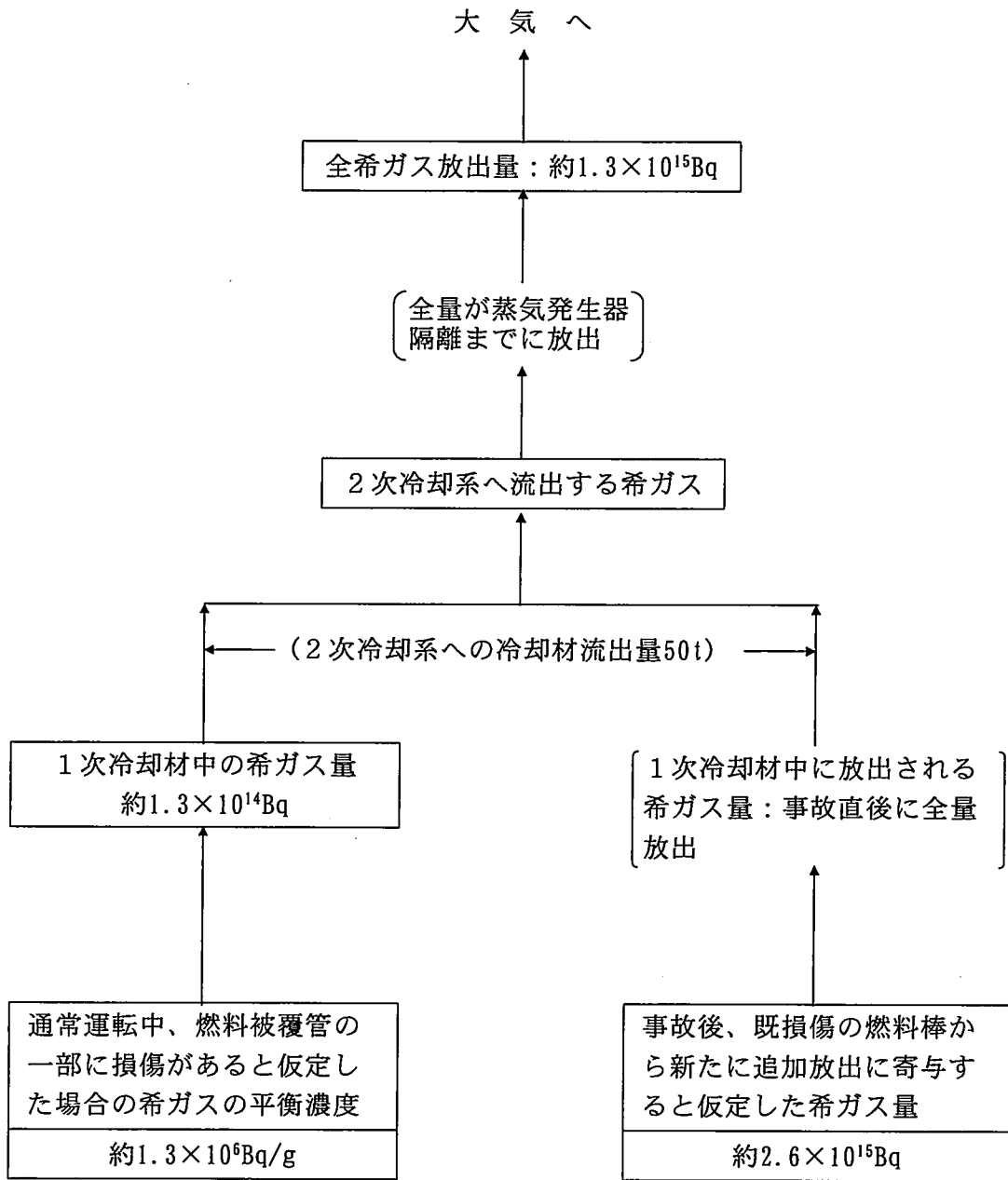
単位：Bq (I-131等価)



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

(関連頁10-4-38)

単位：Bq (γ線エネルギー)
0.5MeV換算



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

(関連頁10-4-38)

4.3 参考文献

- (1) 「事故時の格納容器漏洩率」 MAPI-1060
三菱原子力工業、昭和57年
- (2) 「チャコールフィルタのよう素除去効果」 MAPI-1010 改1
三菱原子力工業、昭和52年
- (3) 「Compilation of Fission Product Yields」
NEDO-12154-1.
Vallecitos Nuclear Center, M.E. Meek and B.F. Rider, 1974
- (4) 「被ばく計算に用いる放射線エネルギー等について」
原子力安全委員会了承、平成元年3月27日
- (5) 「被曝計算に用いる放射線エネルギーについて」
原子炉安全専門審査会、昭和46年7月6日
- (6) 「Table of Isotopes, Sixth Edition」
C.M. Lederer, et. al.
John Wiley & Sons, Inc., 1968
- (7) 「Report of the Task Group on Reference Man」
ICRP Publication 23, Adopted in 1974, Pergamon Press.
- (8) 「Limits for Intakes of Radionuclides by Workers」
ICRP Publication 30, Adopted in 1978, Pergamon Press.
- (9) 「SCATTERING コードの概要」 MAPI-1021 改6
三菱原子力工業、平成4年
- (10) 「SPAN コードの概要」 MAPI-1049 改2
三菱原子力工業、平成4年
- (11) 「昭和60年国勢調査報告」
総務庁統計局

(12) 「日本の将来推計人口、昭和61年12月推計」

厚生省人口問題研究所、昭和62年3月

(13) 「都道府県別将来推計人口、昭和62年1月推計」

厚生省人口問題研究所、昭和62年3月