

大飯発電所 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
1.1.1 運転時の異常な過渡変化	10-1-2
1.1.2 事故	10-1-4
1.1.3 重大事故及び仮想事故	10-1-6
1.2 主要な解析条件	10-1-7
1.2.1 初期定常運転条件	10-1-7
1.2.2 安全保護系の設定点の作動限界値及び 応答時間	10-1-7
1.2.3 原子炉トリップ特性	10-1-8
1.2.4 反応度係数	10-1-9
1.2.5 解析に当たって考慮する事項	10-1-9
1.3 解析に使用する計算プログラム	10-1-12
1.4 参考文献	10-1-22
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	10-2-6
2.2.3 制御棒の落下及び不整合	10-2-10
2.2.4 原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈	10-2-15
2.3 炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化	10-2-20
2.3.1 原子炉冷却材流量の部分喪失	10-2-20
2.3.2 原子炉冷却材系の停止ループの誤起動	10-2-23
2.3.3 外部電源喪失	10-2-26
2.3.4 主給水流量喪失	10-2-29
2.3.5 蒸気負荷の異常な増加	10-2-33
2.3.6 2次冷却系の異常な減圧	10-2-36
2.3.7 蒸気発生器への過剰給水	10-2-40

大飯発電所 1号炉 原子炉設置許可申請書

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	10-2-43
2.4.1	負荷の喪失	10-2-43
2.4.2	原子炉冷却材系の異常な減圧	10-2-48
2.4.3	出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動	10-2-51
2.5	参考文献	10-2-54
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	10-3-18
3.2.3	原子炉冷却材ポンプの軸固着	10-3-21
3.2.4	主給水管破断	10-3-24
3.2.5	主蒸気管破断	10-3-28
3.3	反応度の異常な投入又は原子炉出力の急激な変化	10-3-34
3.3.1	制御棒飛び出し	10-3-34
3.4	環境への放射性物質の異常な放出	10-3-43
3.4.1	放射性気体廃棄物処理施設の破損	10-3-43
3.4.2	蒸気発生器伝熱管破損	10-3-46
3.4.3	燃料集合体の落下	10-3-57
3.4.4	原子炉冷却材喪失	10-3-61
3.4.5	制御棒飛び出し	10-3-66
3.5	原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化	10-3-68
3.5.1	原子炉冷却材喪失	10-3-68
3.5.2	可燃性ガスの発生	10-3-71
3.6	その他（地震、火災、台風、洪水など）	10-3-74
3.7	参考文献	10-3-76
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	10-4-22
4.1.3	結論	10-4-33
4.2	仮想事故	10-4-34
4.2.1	原子炉冷却材喪失	10-4-34
4.2.2	蒸気発生器伝熱管破損	10-4-40

大飯発電所 1号炉 原子炉設置許可申請書

4.2.3 結論	10-4-45
4.3 参考文献	10-4-48

大飯発電所 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	10-1-24
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	10-1-25
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	10-1-26
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	10-1-27
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	10-1-28
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	10-1-29
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	10-1-30
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 (低温側配管両端破断、流出係数0.6)	10-3-9
第3.2.1.3表	小破断解析結果	10-3-16
第3.3.1.1表	制御棒飛び出し解析結果(高温零出力)	10-3-41
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	10-3-53
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	10-4-26
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	10-4-27
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	10-4-36
第4.2.2表	原子炉格納容器内の積算線源強度 (仮想事故)	10-4-38

大飯発電所 1号炉 原子炉設置許可申請書

第4.2.3表	全身線量の積算値 (2000年の人口集計による)	10-4-46
第4.2.4表	全身線量の積算値 (2050年の人口推計による)	10-4-47

大飯発電所 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	10-1-31
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	10-1-32
第1.2.3 図	解析に使用したドップラ出力係数	10-1-33
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	10-2-55
第2.2.2.1 図	出力運転中の制御棒の異常な引き抜き -速い引き抜きの場合(1)	10-2-56
第2.2.2.2 図	出力運転中の制御棒の異常な引き抜き -速い引き抜きの場合(2)	10-2-57
第2.2.2.3 図	出力運転中の制御棒の異常な引き抜き -遅い引き抜きの場合(1)	10-2-58
第2.2.2.4 図	出力運転中の制御棒の異常な引き抜き -遅い引き抜きの場合(2)	10-2-59
第2.2.2.5 図	出力運転中の制御棒の異常な引き抜き(1)	10-2-60
第2.2.2.6 図	出力運転中の制御棒の異常な引き抜き(2)	10-2-61
第2.2.3.1 図	制御棒の落下 -制御棒クラスタ自動制御運転	10-2-62
第2.2.3.2 図	制御棒の落下 -制御棒クラスタ手動制御運転	10-2-63
第2.3.1.1 図	原子炉冷却材流量の部分喪失	10-2-64
第2.3.2.1 図	原子炉冷却材系の停止ループの誤起動	10-2-65
第2.3.4.1 図	主給水流量喪失(1)	10-2-66
第2.3.4.2 図	主給水流量喪失(2)	10-2-67
第2.3.5.1 図	蒸気負荷の異常な増加 -ケースC(自動運転・サイクル初期)	10-2-68
第2.3.5.2 図	蒸気負荷の異常な増加 -ケースD(自動運転・サイクル末期)	10-2-69
第2.3.6.1 図	解析に使用した減速材密度反応度欠損	10-2-70
第2.3.6.2 図	2次冷却系の異常な減圧	10-2-71
第2.3.7.1 図	蒸気発生器への過剰給水	10-2-72
第2.4.1.1 図	負荷の喪失-加圧器圧力制御系作動	10-2-73
第2.4.1.2 図	負荷の喪失-加圧器圧力制御系不作動	10-2-74
第2.4.2.1 図	原子炉冷却材系の異常な減圧	10-2-75
第2.4.3.1 図	出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動	10-2-76

大飯発電所 1号炉 原子炉設置許可申請書

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）	10-3-78
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）	10-3-79
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）	10-3-80
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）	10-3-81
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	10-3-82
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	10-3-83
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	10-3-84
第3.2.2.1 図	原子炉冷却材流量の喪失	10-3-85
第3.2.3.1 図	原子炉冷却材ポンプの軸固着	10-3-86
第3.2.4.1 図	主給水管破断（1）	10-3-87
第3.2.4.2 図	主給水管破断（2）	10-3-88
第3.2.5.1 図	解析に使用したドップラ出力欠損	10-3-89
第3.2.5.2 図	主蒸気管破断－ケースA（外部電源あり）	10-3-90
第3.2.5.3 図	主蒸気管破断－ケースB（外部電源なし）	10-3-91
第3.3.1.1 図	制御棒飛び出し－サイクル初期高温全出力	10-3-92
第3.3.1.2 図	制御棒飛び出し－サイクル末期高温全出力	10-3-93
第3.3.1.3 図	制御棒飛び出し－サイクル初期高温零出力	10-3-94
第3.3.1.4 図	制御棒飛び出し－サイクル末期高温零出力	10-3-95
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	10-3-96
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	10-3-97
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	10-3-98
第3.4.2.1 図	蒸気発生器伝熱管破損（1）	10-3-99
第3.4.2.2 図	蒸気発生器伝熱管破損（2）	10-3-100
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	10-3-101
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	10-3-102

大飯発電所 1号炉 原子炉設置許可申請書

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	10-3-103
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	10-3-104
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	10-3-105
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	10-3-106
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	10-3-107
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	10-3-108
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	10-3-109
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	10-3-110
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	10-4-50
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	10-4-51
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	10-4-52
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	10-4-53
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	10-4-54
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	10-4-55
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	10-4-56
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	10-4-57

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 56mm 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、さらに、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アイスコンデンサ設備及び原子炉格納容器スプレイ設備が作動し、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0.7%/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、0.5%/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、アニュラス部に生じるものとする。

アニュラス部に漏れ出た核分裂生成物は、アニュラス空気再循環設備のよう素フィルタを経て再循環し、その一部は、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、安全補機室空気浄化設備のよう素フィルタを経て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。

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等境界外での線量は、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、よう素の吸入摂取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、原子炉格納容器から外部遮へい建屋ドーム部を透過した 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遮へい建屋円筒部を透過した 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	0.7%/d
その後 29 日間	0.5%/d

- (f) 原子炉格納容器からの漏えいは、アニュラス部に生じるものとする。
- (g) アニュラス空気再循環設備のよう素フィルタの効率⁽²⁾は 95%以上期待できるが、評価上厳しめに 90%とする。
- (h) 非常用炉心冷却設備作動信号によってアニュラス空気再循環設備が起動する。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、アニュラス空気再循環設備のフィルタ効果は無視する。
- (i) 原子炉格納容器からアニュラス部に漏えいした気体は、アニュラス空気再循環設備を経て再循環するが、その一部はアニュラス部の負圧維持のため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。
- (j) 希ガスに対するアニュラス空気再循環設備のフィルタ効果は無視する。
- (k) 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 $8 \times 10^{-3} \text{m}^3/\text{h}$ の漏えいがあるものとする。
- (l) 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。
- (m) 再循環水体積は、 $1,100 \text{m}^3$ とする。
- (n) 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、安全補機室内でのよう素沈着率は 50%とする。

(o) 安全補機室空気浄化設備のよう素フィルタの効率⁽²⁾は
95%以上期待できるが、評価上厳しめに 90%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 (10-3) 式で与えられる。

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

..... (10-3)

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 : 炉心熱出力 (=3,479MWt)

Y_i : 核種 i の核分裂収率⁽³⁾⁽⁴⁾

λ_i^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)

炉心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 及び 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	炉心内蓄積量(Bq)
I - 1 3 1	2.84	8.06d	3.16×10^{18}
I - 1 3 2	4.21	2.28h	4.69×10^{18}
I - 1 3 3	6.77	20.8h	7.54×10^{18}
I - 1 3 4	7.61	52.6min	8.47×10^{18}
I - 1 3 5	6.41	6.61h	7.14×10^{18}
合計	—	—	3.10×10^{19}

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 0.5MeV換算) (Bq)	炉心内蓄積量 (β 線強度) (MeV·Bq/dis)
Kr-83m	0.53	1.83 h	0.0025	0.037	5.90×10^{17}	2.95×10^{15}	2.18×10^{16}
Kr-85m	1.31	4.48 h	0.159	0.253	1.46×10^{18}	4.64×10^{17}	3.69×10^{17}
Kr-85	0.29	10.73 y	0.0022	0.251	5.34×10^{16}	2.35×10^{14}	1.34×10^{16}
Kr-87	2.54	76.3 min	0.793	1.323	2.83×10^{18}	4.49×10^{18}	3.74×10^{18}
Kr-88	3.58	2.80 h	1.950	0.377	3.99×10^{18}	1.55×10^{19}	1.50×10^{18}
Xe-131m	0.040	11.9 d	0.020	0.143	4.43×10^{16}	1.77×10^{15}	6.33×10^{15}
Xe-133m	0.19	2.25 d	0.042	0.190	2.13×10^{17}	1.79×10^{16}	4.05×10^{16}
Xe-133	6.77	5.29 d	0.045	0.135	7.54×10^{18}	6.78×10^{17}	1.02×10^{18}
Xe-135m	1.06	15.65 min	0.432	0.095	1.18×10^{18}	1.02×10^{18}	1.12×10^{17}
Xe-135	6.63	9.083 h	0.250	0.316	7.39×10^{18}	3.69×10^{18}	2.34×10^{18}
Xe-138	6.28	14.17 min	1.183	0.611	6.99×10^{18}	1.65×10^{19}	4.27×10^{18}
合計	—	—	—	—	3.23×10^{19}	4.25×10^{19}	1.34×10^{19}

(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、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ため、(10-4) 式で与えられ、5 分以降は、アニュラス空気再循環設備から排気筒を経て放出されるため、(10-5) 式で与えられる。

$$Q_{m0}^a = K \cdot Q_0 \cdot F_a \cdot L \cdot \frac{1 - e^{-0.0833\beta}}{\beta} \dots\dots\dots (10-4)$$

$$Q_m^a = g_1 \cdot (1 - \eta) \cdot \frac{R_a}{V_a} \cdot \left[\frac{Q_{cm} \cdot F_a \cdot L}{\beta_a - \beta} \left\{ \frac{1 - e^{-\beta \cdot (T_{m+1} - T_m)}}{\beta} - \frac{1 - e^{-\beta_a \cdot (T_{m+1} - T_m)}}{\beta_a} \right\} + Q_{am} \cdot \frac{1 - e^{-\beta_a \cdot (T_{m+1} - T_m)}}{\beta_a} \right] \dots\dots\dots (10-5)$$

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空気再循環設備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。

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

ただし、時刻 $T_m = 0$ (事故発生直後) において

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

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。

$$Q_{am} = Q_{c(m-1)} \cdot L \cdot F_a \cdot$$

$$\left[\frac{1}{\beta_a - \beta} \left\{ e^{-\beta(T_m - T_{m-1})} - e^{-\beta_a(T_m - T_{m-1})} \right\} \right] +$$

$$Q_{a(m-1)} \cdot e^{-\beta_a(T_m - T_{m-1})}$$

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

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

$$\text{無機よう素} : F_g = 0.90$$

$$\text{有機よう素} : F_g = 0.10$$

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_a : アニュラス部への漏えい割合 (=1.0)

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。

$$\beta = L + \lambda_r$$

L : 原子炉格納容器の漏えい率(h^{-1})

$$0 \sim 24h : L = 0.007 d^{-1}$$

$$= 2.92 \times 10^{-4} h^{-1}$$

$$1 \sim 30d : L = 0.005 d^{-1}$$

$$= 2.08 \times 10^{-4} h^{-1}$$

λ_r : よう素及び希ガスの放射性崩壊定数(h^{-1})

R_a : アニュラス空気再循環設備排気流量

(1台分 36,600 m^3/h)

V_a : アニュラス部容積 (=10,000 m^3)

g_1 : アニュラス排気流量の割合

$$5min \sim 30d : 0.01$$

g_2 : アニュラス空気再循環流量の割合

$$5min \sim 30d : 0.99$$

η : アニュラス空気再循環設備フィルタの除去効率

よう素 : $\eta = 0.90$

希ガス : $\eta = 0.00$

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。

$$\beta_a = \frac{R_a}{V_a} - g_2 \cdot (1 - \eta) \cdot \frac{R_a}{V_a} + \lambda_r$$

② 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、(10-6)式で与えられる。

$$Q_e = F_p \cdot F_\ell \cdot L_e \cdot Q_{em} \cdot (1 - \eta_e) \cdot \frac{1 - e^{-720\beta_e}}{V_e \cdot \beta_e}$$

..... (10-6)

ただし、

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

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 ($T_m = 0\text{min}$) 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 : $8 \times 10^{-3} \text{m}^3/\text{h}$

K_e : 燃料から再循環水中へのよう素の放出割合(=0.01)

η_e : 安全補機室空気浄化設備フィルタのよう素除去効率(=0.90)

V_e : 再循環水体积(=1,100 m^3)

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. 拡散条件及び気象条件

線量評価に必要な拡散条件及び気象条件としては、「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

よう素の吸入摂取による小児の甲状腺に対する線量は(10-7)式で計算される。

$$D_I = K_{Te} \cdot M \cdot Q_e \cdot (\chi/Q) \dots\dots\dots (10-7)$$

ここで、

D_I : よう素の吸入摂取による小児の甲状腺に対する線量(Sv)

K_{Te} : I-131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 (Sv/Bq)
また、第 4.1.3 表に I-131 等価量への換算係数を示す。

M : 小児の呼吸率(m^3/s)
呼吸率は、事故期間が1日以上に及ぶことより、1日平均の呼吸率 $5.16m^3/d$ を秒当たりに換算して用いる。

Q_e : 事故期間中のよう素の大気放出量(Bq)
(I-131等価量-小児甲状腺線量係数換算)

χ/Q : 相対濃度(s/m^3)

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 - 1 3 1 等価量への換算係数

核 種	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 (Sv/Bq)	I - 1 3 1 等価量への換算係数
I - 1 3 1	3.2×10^{-6}	1
I - 1 3 2	3.8×10^{-8}	1.19×10^{-2}
I - 1 3 3	8.0×10^{-7}	2.50×10^{-1}
I - 1 3 4	7.3×10^{-9}	2.28×10^{-3}
I - 1 3 5	1.6×10^{-7}	5.00×10^{-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 (10-8) 式で与えられる。

$$D_{\gamma} = K_1 \cdot Q_N \cdot (D/Q) \dots\dots\dots (10-8)$$

ここで、

- D_{γ} : 外部 γ 線による全身に対する線量(Sv)
- K_1 : 空気カーマ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(10-9)式で計算する。

$$D_{\beta} = 6.2 \times 10^{-14} E_{\beta} \cdot Q_{\beta} \cdot (\chi / Q) \dots\dots\dots (10-9)$$

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アイスコンデンサ設備及び原子炉格納容器スプレイ水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から外部遮へい建屋ドーム部を透過した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遮へい建屋円筒部を透過した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 (10-3) 式及び (10-10) 式～(10-12) 式で計算する。

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

$$S_d = \sum_{k=1}^{n_d} (R_{dk} \cdot E_{dk}) \cdot [q_d \cdot f_d (1 - e^{-\lambda_d t}) / \lambda_d + q_p \cdot f_p \cdot \beta \frac{\lambda_d}{\lambda_d - \lambda_p} \cdot \{ \frac{1}{\lambda_p} (1 - e^{-\lambda_p t}) - \frac{1}{\lambda_d} (1 - e^{-\lambda_d t}) \}] \quad \dots\dots\dots (10-11)$$

$$S = \sum_{p=1}^{\ell} S_p + \sum_{d=1}^m S_d \quad \dots\dots\dots (10-12)$$

ここで、

- λ : 放射性崩壊定数 (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 番目のエネルギー一群に属する 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、I 番目のエネルギー一群に属する 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	$E \leq 0.4$	1.7×10^{22}
0.8	$0.4 < E \leq 1.0$	1.8×10^{22}
1.3	$1.0 < E \leq 1.5$	3.7×10^{21}
1.7	$1.5 < E \leq 1.8$	4.5×10^{21}
2.5	$1.8 < E$	3.1×10^{21}

(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 線源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線量計算コード SCATTERING⁽⁷⁾を用いて行う。

計算の基本式は次のとおりである。

$$D_s = K_1 \sum_E \sum_{E'} \int_V \phi(E, X) \cdot K_2(E') \cdot \frac{d\sigma}{d\Omega}(E, \theta) \cdot \frac{N}{r^2} \cdot B(E', b) \cdot e^{-\sum_i \sum_m \mu_i' \cdot X_m} dV \quad \dots\dots\dots (10-13)$$

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 : 空気カーマ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/m²)
- $S(E)$: 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/m²))
- μ_i : 線源エネルギー E における物質 i の線減衰係数(m⁻¹)
- μ_i' : 散乱エネルギー E' における物質 i の線減衰係数(m⁻¹)
- X_j : 領域 j の通過距離(m)
- X_m : 領域 m の通過距離 (m)
- ρ : 線源点から散乱点までの距離(m)
- r : 散乱点から評価点までの距離(m)
- V : 散乱体積(m³)

N : 空気中の電子数密度(electrons/m³)

$\frac{d\sigma}{d\Omega}(E,\theta)$: Klein-Nishina の微分散乱断面積(m²)

θ : 散乱角(radian)

B(E, b₀) : 線源エネルギー E の γ 線の減衰距離

$$b_0 (= \sum_i \sum_j \mu_i \cdot X_j) \text{ (ただし、空気層を除く。)}$$

に対するビルドアップ係数

B(E', b) : 線源エネルギー E' の γ 線の減衰距離

$$b (= \sum_{\ell} \sum_m \mu'_{\ell} \cdot X_m) \text{ に対するビルドアップ係数}$$

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、

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

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遮へい建屋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線量計算コード SPAN⁽⁸⁾で行う。

計算の基本式は次のとおりである。

$$D_d = K_1 \cdot K_2(E) \int_V \frac{S_v}{4\pi r^2} \cdot F(b) \cdot dV \dots\dots\dots (10-14)$$

ここで、

- D_d : 直接線量(Sv)
 K_1 : 空気カーマ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 線に対する空気カーマへの換算係数(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 番目の物質の線減衰係数(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等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 - 1 3 1 等価量 - 小児甲状腺線量係数換算 〕	約 2.1×10^{12} Bq
	希ガス (γ 線エネルギー0.5MeV換算)	約 6.3×10^{14} Bq
線 量	小児甲状腺に対する線量	約 0.0045 Sv
	外部 γ 線による全身に対する線量	約 0.00051Sv

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 0.25 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 0.00055Sv 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	約 0.0045 Sv	約 0.000082 Sv	約 0.00055 Sv
(2)	格納容器内線源からの γ 線による線量	—	約 0.00042 Sv	—
合 計		約 0.0045 Sv	約 0.00051 Sv	約 0.00055 Sv

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小さくしているが、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動作するが、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動作せず主蒸気逃がし弁又は主蒸気安全弁が動作することになる。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49分で原子炉圧力は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66t、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26tである（「3.4.2.2(3) 解析結果」参照）。
- (4) 蒸気発生器伝熱管破損により新たに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放射エネルギーとして次の2通りを考える。
 - 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次冷却系を冷却及び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等境界外での線量は、大気中に放出されたよう素の吸入摂取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 49 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 次冷却材量は解析結果に余裕を見込んだ値として 80t、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解析結果に余裕を見込んだ値として 35t とする。
- c. 蒸気発生器伝熱管破損により新たに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線源として次の 2 通りを仮定する。
 - (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 $9.1 \times 10^{13} \text{Bq}$ 、希ガス約 $4.4 \times 10^{14} \text{Bq}$ (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 $3.1 \times 10^{15} \text{Bq}$ 、希ガス約 $8.5 \times 10^{15} \text{Bq}$ (γ 線エネルギー 0.5MeV 換算)。追加放出量は、事故発生後の原子炉圧力が直線的に低下するものとし、この圧力低下に比例して 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 $1.28 \times 10^{-2} \text{min}^{-1}$ 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よう素のうち、有機よう素は 1% とし、残りの 99% は無機よう素とする。有機よう素は大気中に全量放出され、無機よう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よう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 $10 \text{m}^3/\text{d}$ 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低下していくと仮定し、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	冷却材中濃度 (Bq/g)	冷却材中蓄積量 (Bq)	炉心内蓄積量 (Bq)	追加放出寄与分 (Bq)
I - 1 3 1	2.84	8.06d	9.13×10^4	2.21×10^{13}	3.16×10^{18}	3.16×10^{14}
I - 1 3 2	4.21	2.28h	3.27×10^4	7.91×10^{12}	4.69×10^{18}	4.69×10^{14}
I - 1 3 3	6.77	20.8h	1.51×10^5	3.66×10^{13}	7.54×10^{18}	7.54×10^{14}
I - 1 3 4	7.61	52.6min	2.02×10^4	4.88×10^{12}	8.47×10^{18}	8.47×10^{14}
I - 1 3 5	6.41	6.61h	8.22×10^4	1.99×10^{13}	7.14×10^{18}	7.14×10^{14}
合計	—	—	3.78×10^5	9.14×10^{13}	3.10×10^{19}	3.10×10^{15}

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	γ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)	γ線 エネルギー 0.5MeV 換算 (Bq/g)	β線強度 (MeV·Bq /dis·g)	γ線 エネルギー 0.5MeV 換算 (Bq)	β線強度 (MeV·Bq /dis)		γ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	1.68×10^4	8.38×10^1	6.20×10^2	2.03×10^{10}	1.50×10^{11}	5.90×10^{17}	5.90×10^{11}	4.37×10^{12}
Kr-85m	1.31	4.48 h	0.159	0.253	8.11×10^4	2.58×10^4	2.05×10^4	6.24×10^{12}	4.96×10^{12}	1.46×10^{18}	9.28×10^{13}	7.38×10^{13}
Kr-85	0.29	10.73 y	0.0022	0.251	7.35×10^5	3.23×10^3	1.84×10^5	7.82×10^{11}	4.46×10^{13}	5.34×10^{16}	4.70×10^{10}	2.68×10^{12}
Kr-87	2.54	76.3 min	0.793	1.323	4.66×10^4	7.38×10^4	6.16×10^4	1.79×10^{13}	1.49×10^{13}	2.83×10^{18}	8.97×10^{14}	7.48×10^{14}
Kr-88	3.58	2.80 h	1.950	0.377	1.39×10^5	5.41×10^5	5.23×10^4	1.31×10^{14}	1.27×10^{13}	3.99×10^{18}	3.11×10^{15}	3.01×10^{14}
Xe-131m	0.040	11.9 d	0.020	0.143	1.36×10^5	5.43×10^3	1.94×10^4	1.31×10^{12}	4.70×10^{12}	4.43×10^{16}	3.54×10^{11}	1.27×10^{12}
Xe-133m	0.19	2.25 d	0.042	0.190	1.39×10^5	1.17×10^4	2.64×10^4	2.83×10^{12}	6.39×10^{12}	2.13×10^{17}	3.58×10^{12}	8.10×10^{12}
Xe-133	6.77	5.29 d	0.045	0.135	1.08×10^7	9.71×10^5	1.46×10^6	2.35×10^{14}	3.53×10^{14}	7.54×10^{18}	1.36×10^{14}	2.04×10^{14}
Xe-135m	1.06	15.65 min	0.432	0.095	2.31×10^4	1.99×10^4	2.19×10^3	4.83×10^{12}	5.31×10^{11}	1.18×10^{18}	2.03×10^{14}	2.24×10^{13}
Xe-135	6.63	9.083 h	0.250	0.316	2.52×10^5	1.26×10^5	7.97×10^4	3.05×10^{13}	1.93×10^{13}	7.39×10^{18}	7.39×10^{14}	4.67×10^{14}
Xe-138	6.28	14.17 min	1.183	0.611	2.25×10^4	5.32×10^4	1.37×10^4	1.29×10^{13}	3.33×10^{12}	6.99×10^{18}	3.31×10^{15}	8.54×10^{14}
合計	—	—	—	—	1.24×10^7	1.83×10^6	1.92×10^6	4.43×10^{14}	4.64×10^{14}	3.23×10^{19}	8.49×10^{15}	2.69×10^{15}

(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、(10-15) 式～(10-18) 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

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

(b) 有機よう素の放出量

$$R_i = f_1 \cdot \frac{L_R}{V_C} \left[\nu \cdot F_i \cdot \frac{1}{\lambda_c} \left\{ t - \frac{1}{\lambda_c} (1 - e^{-\lambda_c t}) \right\} + \frac{C_i}{\lambda_c} (1 - e^{-\lambda_c t}) \right] \dots\dots\dots (10-16)$$

(c) 無機よう素の放出量

$$R_i = \frac{G}{V_S \cdot P_F} \cdot f_2 \cdot \frac{L_R}{V_C} \left[\nu \cdot F_i \cdot \frac{1}{\lambda_c} \left[\frac{t}{\lambda_s} - \frac{1}{\lambda_s^2} (1 - e^{-\lambda_s t}) - \frac{1}{\lambda_s - \lambda_c} \left\{ \frac{1}{\lambda_c} \cdot (1 - e^{-\lambda_c t}) - \frac{1}{\lambda_s} (1 - e^{-\lambda_s t}) \right\} \right] + \frac{C_i}{\lambda_s - \lambda_c} \left\{ \frac{1}{\lambda_c} (1 - e^{-\lambda_c t}) - \frac{1}{\lambda_s} (1 - e^{-\lambda_s t}) \right\} \right] \dots\dots\dots (10-17)$$

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
(= 80t/49min)

V_C : 1 次冷却系保有水量 (= 242t)

V_S : 破損側蒸気発生器保有水量 (= 40t)

ν : 追加放出率 (= $1.28 \times 10^{-2} \text{min}^{-1}$)

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/t) / (気相中濃度 Bq/t))

G : 大気中への蒸気放出率 (= 35t/49min)

λ_i : 核種 i の放射性崩壊定数 (min^{-1})

t : 破損側蒸気発生器隔離までの時間 (= 49min)

また、追加放出率 ν は、事故発生後の原子炉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 (10-18) 式を用いて求めた値を下回らない値とする。

$$v = \left(\frac{P_0 - P_t}{P_0} \right) \frac{1}{t} \dots\dots\dots (10-18)$$

ここで、

P_0 : 事故発生前の原子炉圧力
(=15.62MPa[gage])

P_t : 原子炉圧力が2次冷却系の圧力を下回った圧力 (=7.45MPa[gage])

t : 破損側蒸気発生器隔離までの時間
(=49min)

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(10-19)式を用いて求める。

$$R_L = \int_0^T \frac{S_I}{P_F} \cdot e^{-\lambda_i t} \cdot L_V \sqrt{1-t} dt \dots\dots\dots (10-19)$$

ここで、

R_L : 隔離後の無機よう素の放出量(Bq)

S_I : 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/t) / (気相中濃度 Bq/t))

λ_i : 核種 i の放射性崩壊定数(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_I は、
 (10-20) 式を用いて得られる。

$$S_I = \frac{f_2 \cdot L_R}{V_C \cdot V_S} \left\{ \frac{\nu \cdot F_i}{\lambda_C} \left(\frac{1 - e^{-\lambda_S t}}{\lambda_S} - \frac{e^{-\lambda_C t} - e^{-\lambda_S t}}{\lambda_S - \lambda_C} \right) + \frac{C_i}{\lambda_S - \lambda_C} (e^{-\lambda_C t} - e^{-\lambda_S t}) \right\} \dots\dots\dots (10-20)$$

4.1.2.4 線 量

(1) 拡散条件及び気象条件

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、評価上は厳しめ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、
 (10-7) 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、
 活動時の呼吸率 $0.31\text{m}^3/\text{h}$ を秒当たりに換算して用いる。

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、
 (10-8) 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等境界外に
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等価量－ 小児甲状腺線量係数換算〕	約 7.9×10^{11} Bq
	希ガス (γ 線エネルギー0.5MeV換算)	約 7.3×10^{14} Bq
線 量	小児甲状腺に対する線量	約 0.0075 Sv
	外部 γ 線による全身に対する線量	約 0.00030 Sv

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 0.00070Sv 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通りに分けて計算する。さらに、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

よう素の吸入摂取による成人の甲状腺に対する線量の評価は、(10-21)式によって行う。

$$D_I = K_{Te} \cdot M \cdot Q_e \cdot (\chi / Q) \dots\dots\dots (10-21)$$

ここで、

D_I : よう素の吸入摂取による成人の甲状腺に対する線量(Sv)

K_{Te} : I-131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(Sv/Bq)
また、第4.2.1表にI-131等価量への換算係数を示す。

M : 成人の呼吸率(m^3/s)
呼吸率は、事故期間が1日以上に及ぶことより、1日平均の呼吸率 $22.2m^3/d$ を秒当たりに換算して用いる。

Q_e : 事故期間中のよう素の大気放出量(Bq)
(I-131等価量-成人甲状腺線量係数換算)

χ / Q : 相対濃度(s/m^3)

外部 γ 線による全身に対する線量の評価は、「重大事故」と同様の計算条件及び計算式によって行う。

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 - 1 3 1 等価量への換算係数

核 種	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 (Sv/Bq)	I - 1 3 1 等価量への換算係数
I - 1 3 1	3.9×10^{-7}	1
I - 1 3 2	3.6×10^{-9}	9.23×10^{-3}
I - 1 3 3	7.6×10^{-8}	1.95×10^{-1}
I - 1 3 4	7.0×10^{-10}	1.79×10^{-3}
I - 1 3 5	1.5×10^{-8}	3.85×10^{-2}

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 (10-22) 式で与えられる。

$$D = \frac{1}{2} K_3 \cdot E \cdot \chi \dots\dots\dots (10-22)$$

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($\text{dis} \cdot \text{m}^3 \cdot \text{Sv} / (\text{MeV} \cdot \text{Bq} \cdot \text{h})$)

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($\text{Bq} \cdot \text{h} / \text{m}^3$)

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 ($^\circ$)

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、全身線量の積算値が最も厳しくなるように、敷地からみて人口の多い地域(大阪、京都等)を含むほぼ南方向 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、「平成12年国勢調査報告」⁽⁹⁾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、2050年での人口推計⁽¹⁰⁾⁽¹¹⁾⁽¹²⁾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 (10-3) 式及び (10-10) 式～(10-12) 式で計算する。その結果を第 4.2.2 表で示す。

第 4.2.2 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	$E \leq 0.4$	8.7×10^{23}
0.8	$0.4 < E \leq 1.0$	9.1×10^{23}
1.3	$1.0 < E \leq 1.5$	1.8×10^{23}
1.7	$1.5 < E \leq 1.8$	2.3×10^{23}
2.5	$1.8 < E$	1.6×10^{23}

(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、原子炉格納容器から外部遮へい建屋ドーム部を透過した γ 線の空気との散乱によるスカイシャイン線量と、外部遮へい建屋円筒部を透過した 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、敷地等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 - 1 3 1 等価量 - 成人甲状腺線量係数換算 〕	約 1.0×10^{14} Bq
	希ガス (γ 線エネルギー0.5MeV換算)	約 3.1×10^{16} Bq
線量	成人甲状腺に対する線量	約 0.098 Sv
	外部 γ 線による全身に対する線量	約 0.026 Sv
積算値	2000年の人口による積算値	約 0.29万人 Sv
	2050年の人口(推計)による積算値	約 0.24万人 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 0.028Sv 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 4.2.3 表及び第 4.2.4 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	約 0.098 Sv	約 0.0041 Sv	約 0.028 Sv
(2)	格納容器内線源からの γ 線による線量	—	約 0.021 Sv	—
合 計		約 0.098 Sv	約 0.026 Sv	約 0.028 Sv

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、原子炉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。さらに、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、原子炉圧力に関係なく、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 49 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、(10-23) 式～(10-25) 式を用いて求める。

- (a) 希ガスの放出量

$$R_i = \frac{L_R}{V_C} (F_i + C_i) \dots\dots\dots (10-23)$$

- (b) 有機よう素の放出量

$$R_i = f_1 \cdot \frac{L_R}{V_C} (F_i + C_i) \dots\dots\dots (10-24)$$

- (c) 無機よう素の放出量

$$R_i = f_2 \cdot \frac{L_R}{V_C} (F_i + C_i) \frac{G}{V_S \cdot P_F} \dots\dots\dots (10-25)$$

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 (=80t)

V_C : 1次冷却系保有水量 (=242t)

G : 隔離されるまでの大気放出蒸気量 (=35t)

V_S : 破損側蒸気発生器保有水量 (=40t)

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/t) / (気相中濃度 Bq/t))

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(10-26)式を用いて求める。

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

..... (10-26)

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 : 核種 i の放射性崩壊定数(d⁻¹)

T : 漏えい期間 (=30d)

4.2.2.4 線 量

(1) 拡散条件及び気象条件

「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

λ / Q の値に基づき、原子炉冷却材喪失の場合と同様に (10-21) 式を用いて線量を計算する。

ただし、呼吸率は事故期間が短いことを考慮し、活動時の呼吸率 $1.2\text{m}^3/\text{h}$ を秒当たりに換算して用いる。

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、(10-8) 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、敷地等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 - 1 3 1 等価量 - 成人甲状腺線量係数換算 〕	約 3.4×10^{12} 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 0.015 Sv
	外部 γ 線による全身に対する線量	約 0.0013 Sv
積算値	2000年の人口による積算値	約 0.028 万人 Sv
	2050年の人口(推計)による積算値	約 0.023 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0.0022Svである。

全身線量の積算値の内訳を第4.2.3表及び第4.2.4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）を十分に下回るものである。

第 4.2.3 表 全身線量の積算値

(2000 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	大飯町	238	15	2
2～3		0	0	0
3～4		0	0	0
4～5		0	0	0
5～10	大飯町	988	6	1
10～20	美山町	3,590	8	1
20～30		1,440	2	1
30～40	日吉町	4,720	4	1
40～50	園部町、八木町、京北町	8,790	5	1
50～60	亀岡市、京都市	517,000	200	19
60～70	京都市、向日市、長岡京市	884,000	280	26
70～80	高槻市、茨木市、池田市、宇治市	1,140,000	300	28
80～90	豊中市、吹田市、寝屋川市、守口市	2,640,000	590	56
90～100	大阪市、東大阪市、奈良市	3,510,000	690	65
100～150	堺市、松原市、八尾市	5,000,000	710	67
150～	和歌山市等	792,000	92	9
合	計	14,500,000	2,900	280

(関連頁 10-4-39)

(関連頁 10-4-44)

第 4.2.4 表 全身線量の積算値

(2050 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	大飯町	192	13	2
2~3		0	0	0
3~4		0	0	0
4~5		0	0	0
5~10	大飯町	799	5	1
10~20	美山町	2,900	6	1
20~30		1,220	2	1
30~40	日吉町	4,010	3	1
40~50	園部町、八木町、京北町	7,470	4	1
50~60	亀岡市、京都市	440,000	170	16
60~70	京都市、向日市、長岡京市	752,000	230	22
70~80	高槻市、茨木市、池田市、宇治市	934,000	250	23
80~90	豊中市、吹田市、寝屋川市、守口市	2,160,000	480	46
90~100	大阪市、東大阪市、奈良市	2,900,000	570	54
100~150	堺市、松原市、八尾市	4,030,000	580	54
150~	和歌山市等	601,000	70	7
合	計	11,900,000	2,400	230

(関連頁 10 - 4 - 39)

(関連頁 10 - 4 - 44)

4.3 参考文献

- (1) 「事故時の格納容器漏洩率」
M A P I - 1 0 6 0 改 1
三菱重工業、平成 1 2 年
- (2) 「チャコールフィルタのよう素除去効果」
M A P I - 1 0 1 0 改 1
三菱原子力工業、昭和 5 2 年
- (3) 「Compilation of Fission Product Yields」
N E D O - 1 2 1 5 4 - 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、平成 1 3 年 3 月 2 9 日一部改訂
- (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 4 6 年 7 月 6 日
- (6) 「Table of Isotopes, Sixth Edition」
C.M.Lederer, et. al.
John Wiley & Sons, Inc., 1968
- (7) 「S C A T T E R I N G コードの概要」
M A P I - 1 0 2 1 改 7
三菱重工業、平成 1 4 年
- (8) 「S P A N コードの概要」
M A P I - 1 0 4 9 改 3
三菱重工業、平成 1 4 年
- (9) 「平成 1 2 年国勢調査全国都道府県市町村別人口及び世帯数
(確定数)」
総務省統計局、平成 1 4 年 1 月

(10) 「コーホート要因法による地域人口推計手法の検討と推計結果の分析」

厚生省人口問題研究所、「人口問題研究」第167号、
昭和58年7月

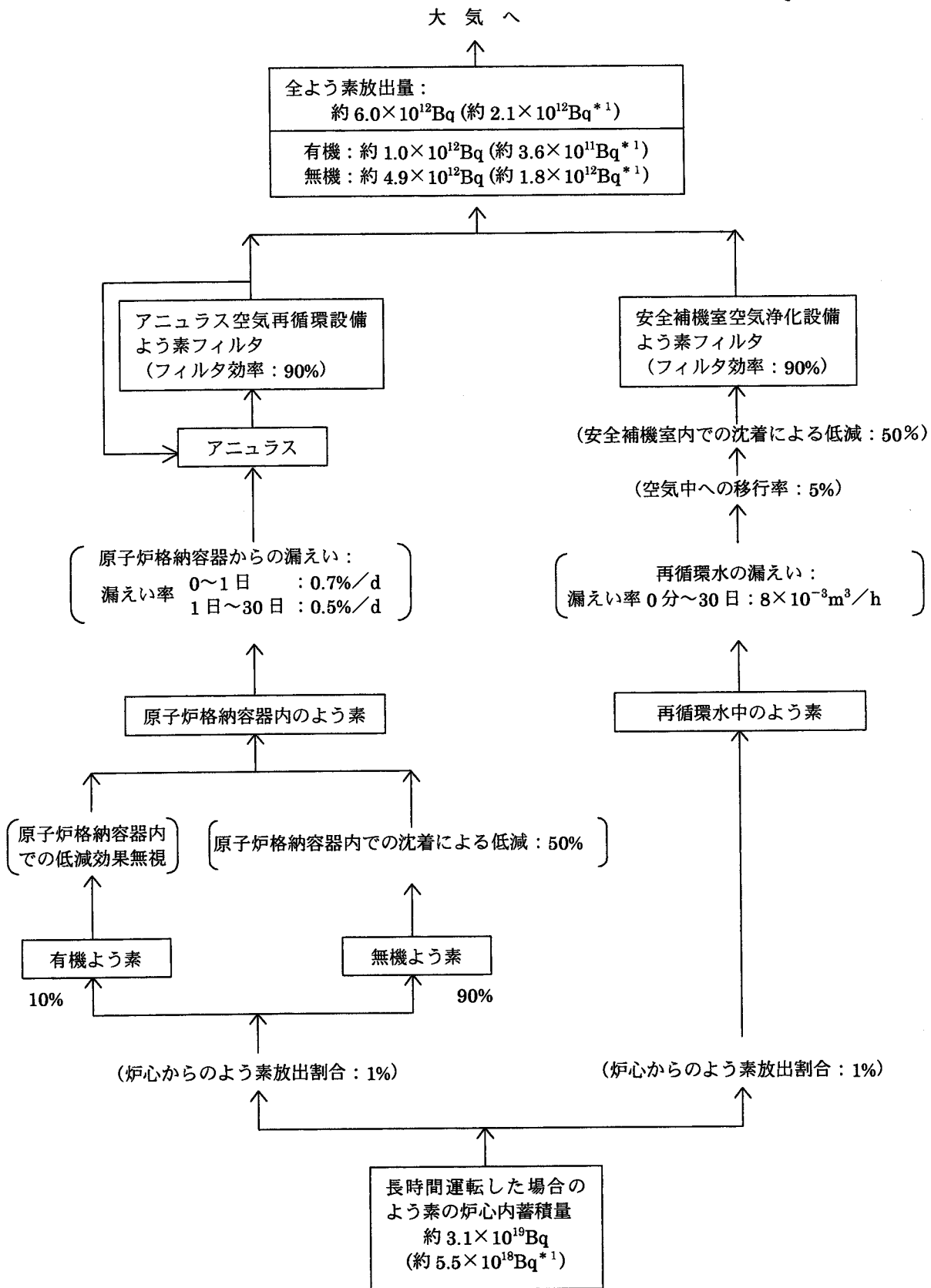
(11) 「日本の将来推計人口、－平成13(2001)～62(2050)年－、平成14年1月推計」

国立社会保障・人口問題研究所、平成14年5月

(12) 「都道府県別将来推計人口、－平成12(2000)～42(2030)年－、平成14年3月推計」

国立社会保障・人口問題研究所、平成14年10月

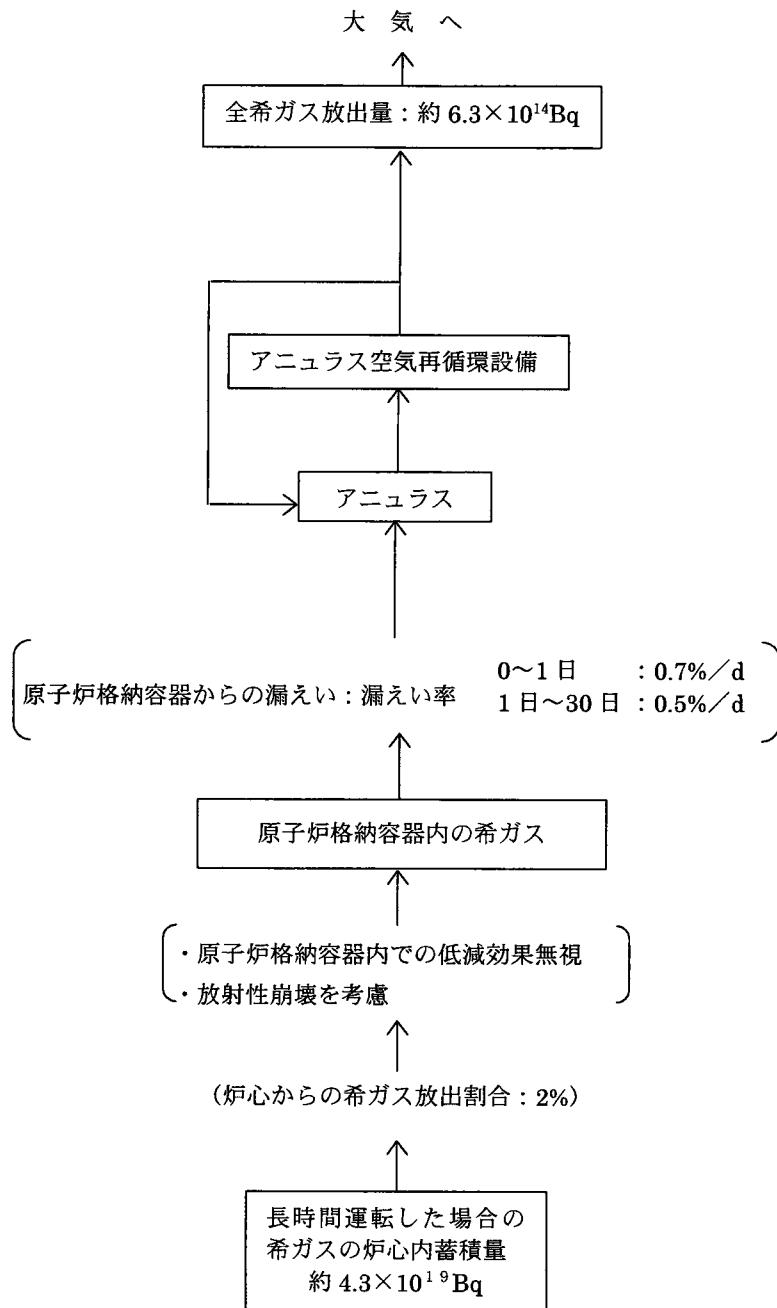
単位：Bq $\left[\begin{array}{l} *1 \text{ I-131等価量-} \\ \text{小児甲状腺線量係数換算} \end{array} \right]$



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

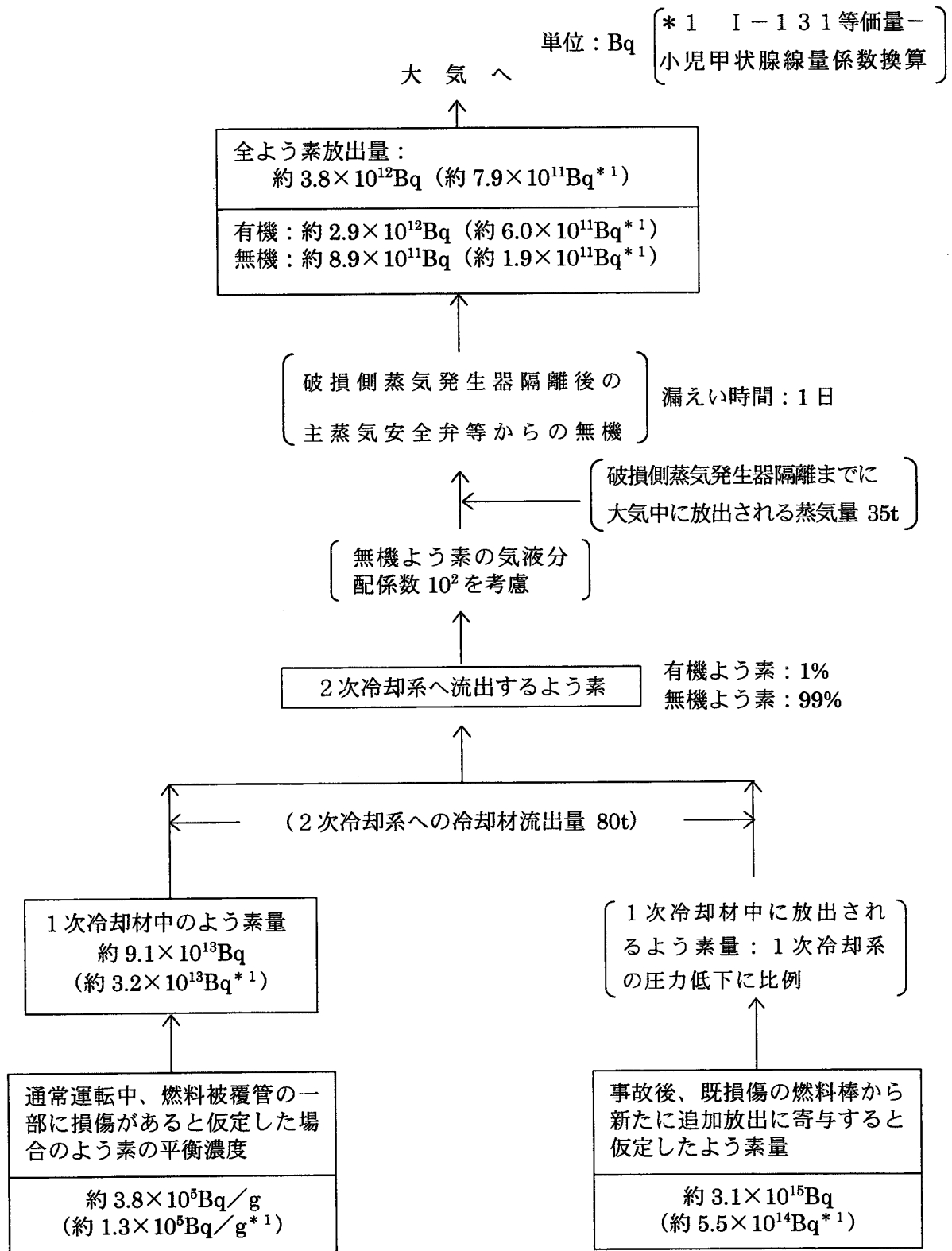
(関連頁 10-4-9)

単位：Bq $\left\{ \begin{array}{l} \gamma \text{線エネルギー} \\ 0.5\text{MeV 換算} \end{array} \right\}$



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

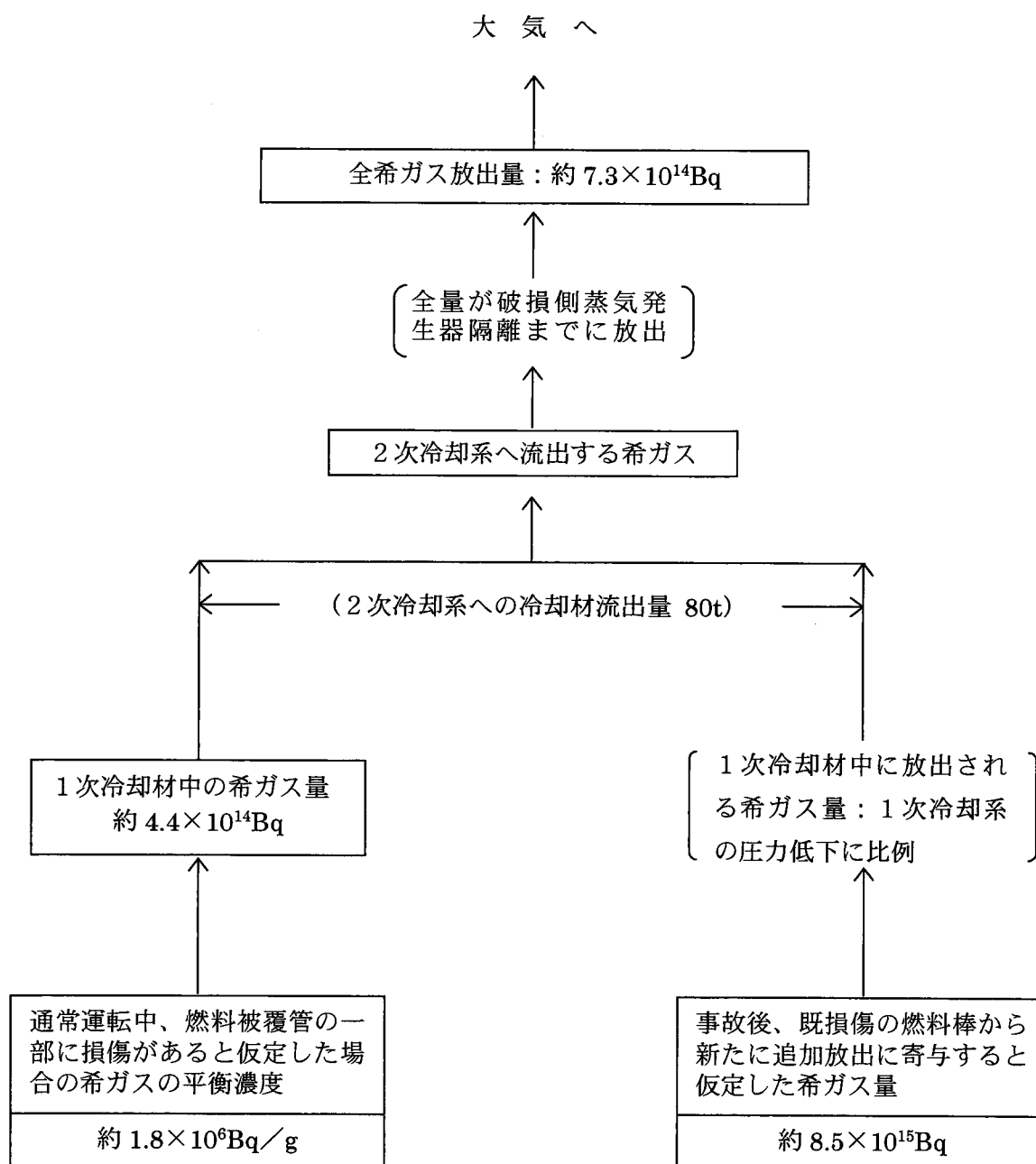
(関連頁 10-4-9)



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 10-4-28）

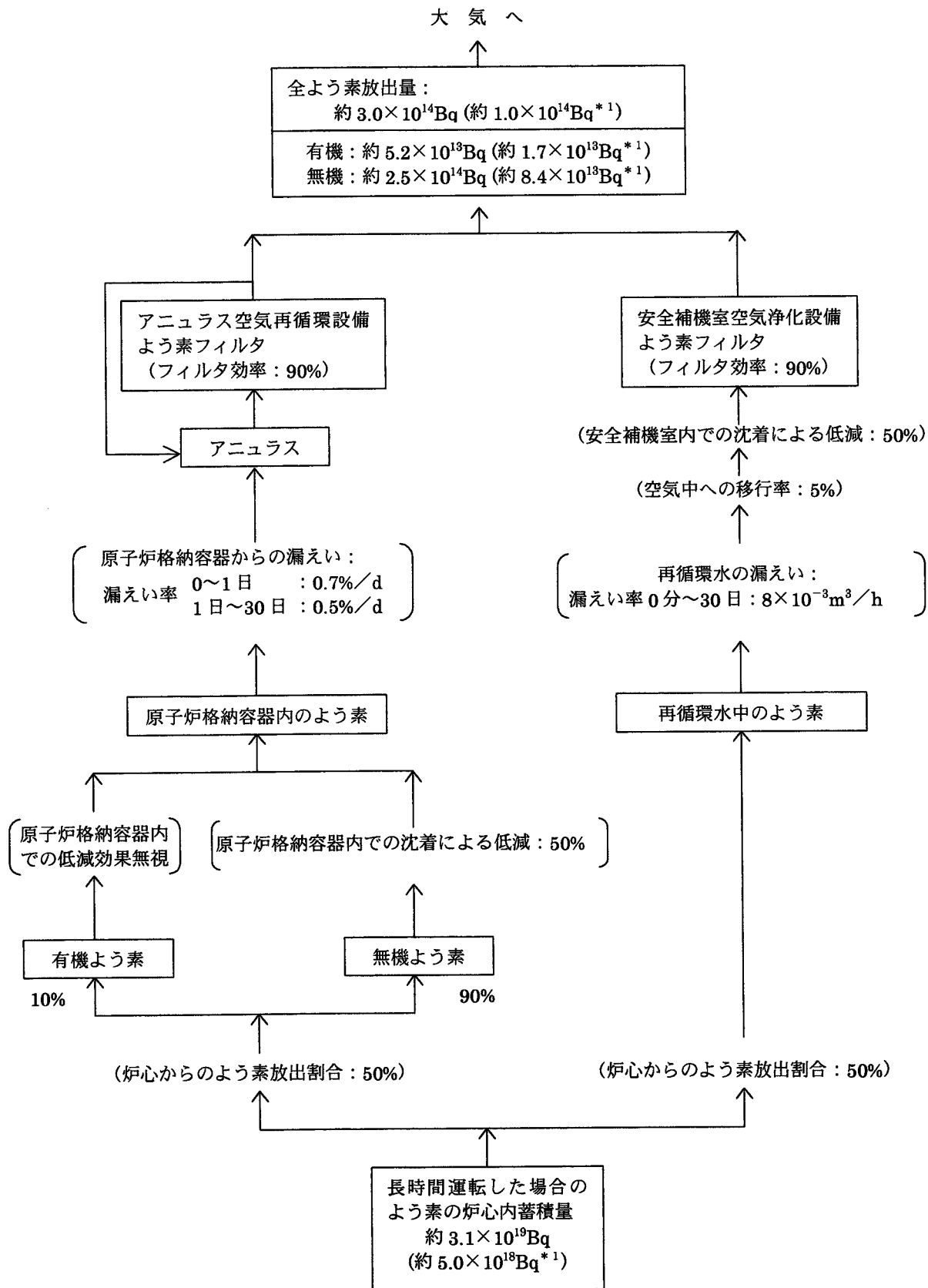
単位：Bq $\left[\begin{array}{l} \gamma \text{線エネルギー} \\ 0.5\text{MeV 換算} \end{array} \right]$



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 - 28）

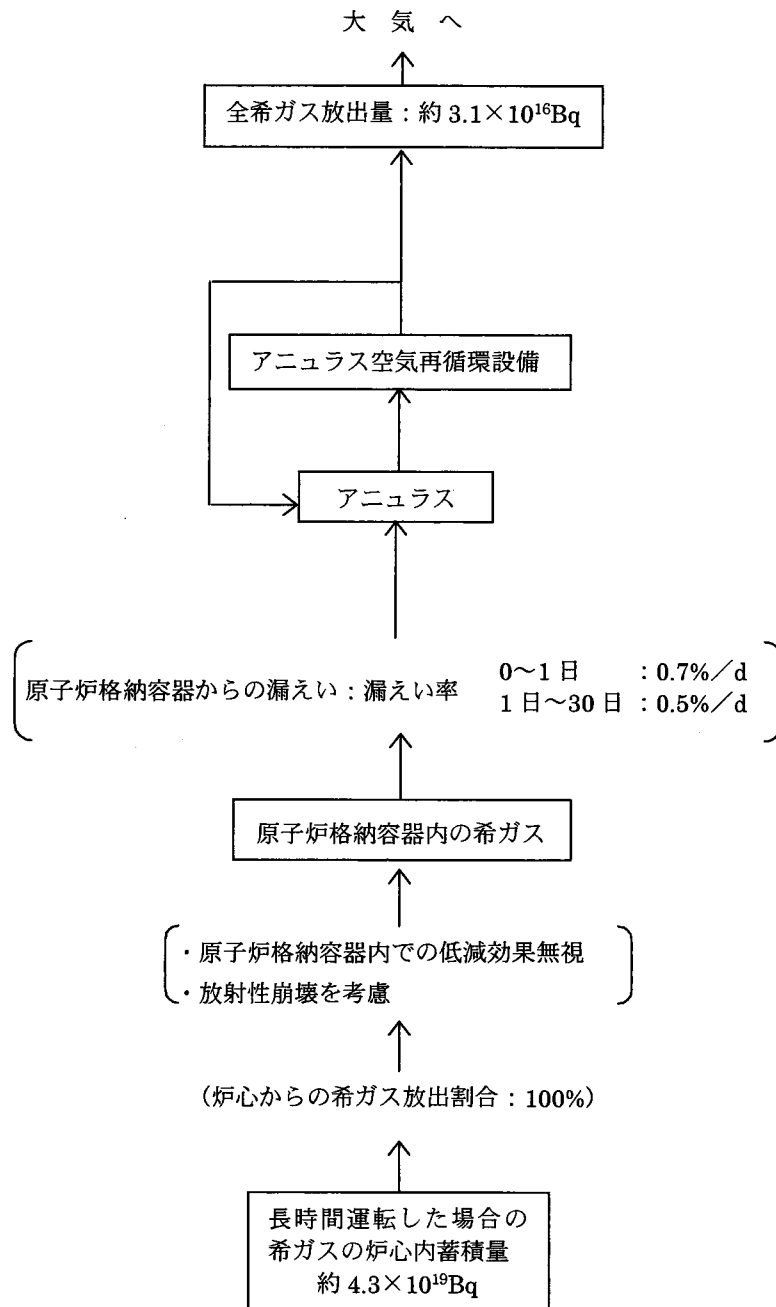
単位：Bq $\left[\begin{array}{l} *1 \text{ I-131等価量-} \\ \text{成人甲状腺線量係数換算} \end{array} \right]$



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

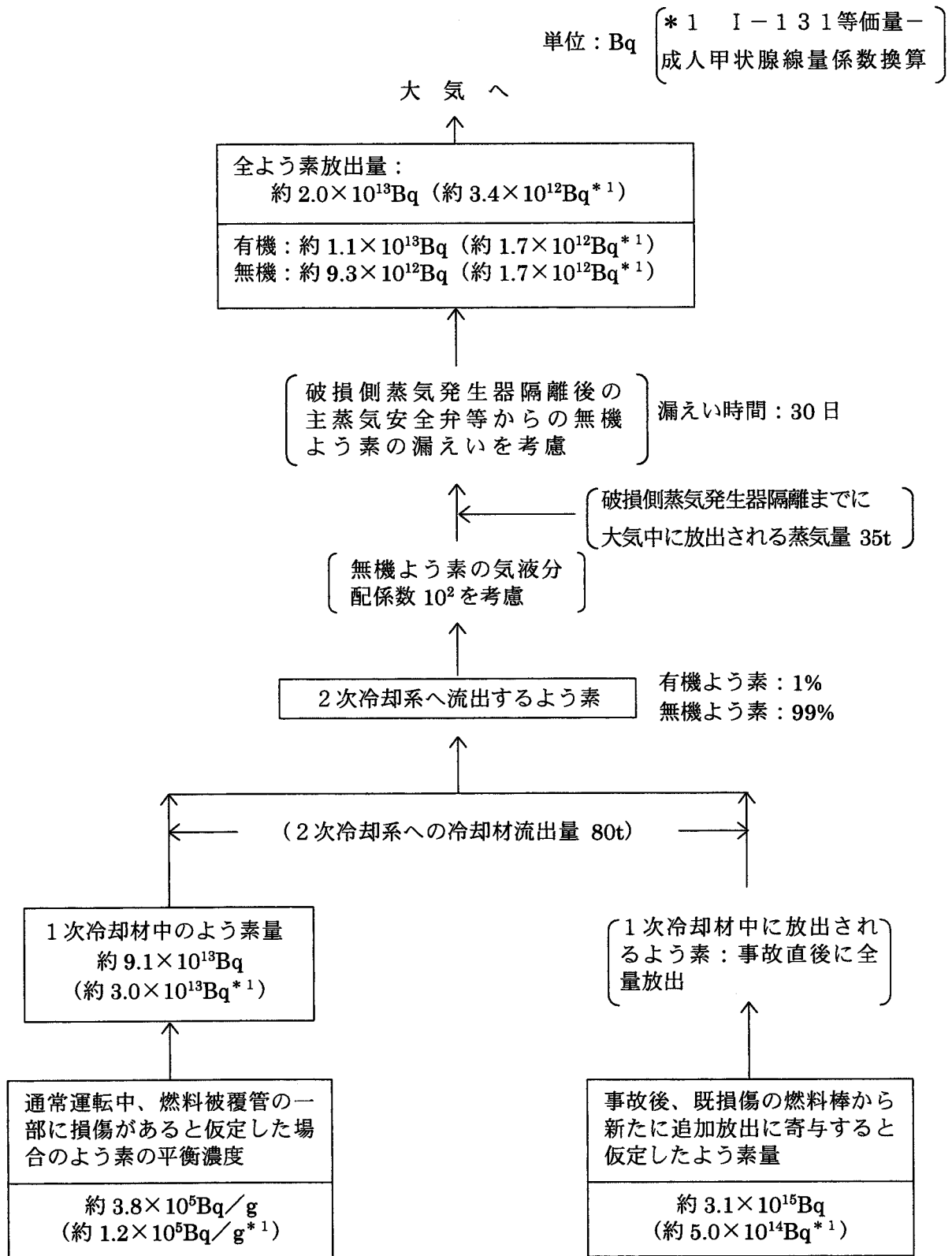
(関連頁 10 - 4 - 34)

単位：Bq $\left[\begin{array}{l} \gamma \text{線エネルギー} \\ 0.5\text{MeV換算} \end{array} \right]$



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

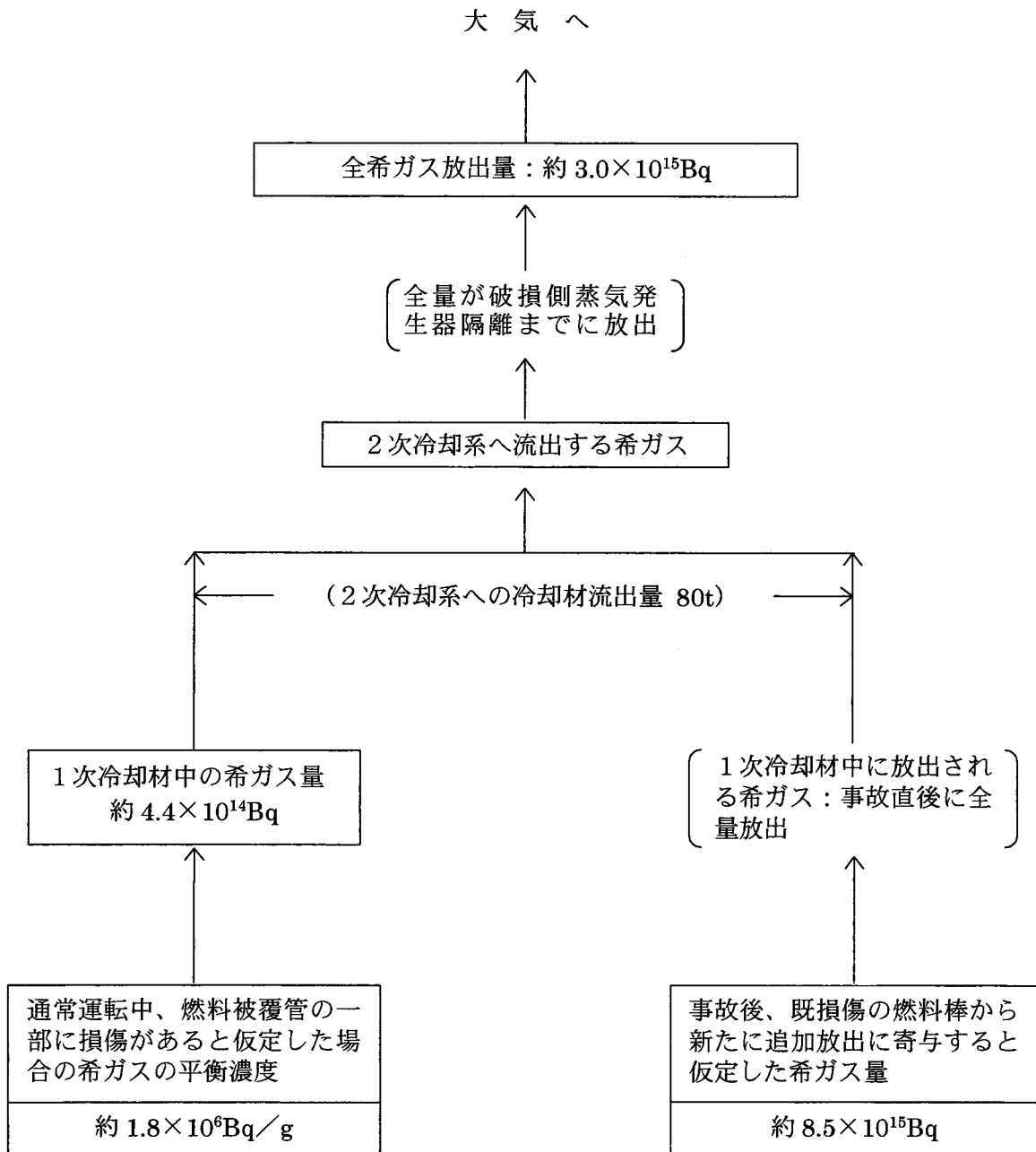
(関連頁 10 - 4 - 34)



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 - 4 1）

単位：Bq $\left[\begin{array}{l} \gamma \text{線エネルギー} \\ 0.5\text{MeV 換算} \end{array} \right]$



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 10-4-41)