

JAERI-M

8966

緊急時モニタリングにおける予測
被曝線量評価法

1980年7月

南 賢太郎・沼宮内弼雄・国分 守信・吉田 芳和

この報告書は、日本原子力研究所が JAERI-M レポートとして、不定期に刊行している研究報告書です。入手、複製などのお問い合わせは、日本原子力研究所技術情報部（茨城県那珂郡東海村）あて、お申しこしてください。

JAERI-M reports, issued irregularly, describe the results of research works carried out in JAERI. Inquiries about the availability of reports and their reproduction should be addressed to Division of Technical Information, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken, Japan.

JAERI-M 8966

緊急時モニタリングにおける予測被曝線量評価法

日本原子力研究所 東海研究所 保健物理部
南 賢太郎・沼宮内弼雄・国分 守信・吉田 芳和

(1980年6月26日受理)

本報告は、事故時における影響範囲の推定方法及び予測被曝線量評価を、新しいモニタリング技術との関連でのべるものである。

JAERI-M 8966

Estimation Method of Projected Dose for Emergency
Monitoring

Kentaro MINAMI, Takao NUMAKUNAI,
Morinobu KOKUBU and Yoshikazu YOSHIDA

Division of Health Physics, Tokai Research Establishment,
JAERI

(Received June 26, 1980)

This report describes the estimation method of the size of the emergency planning zone and the evaluation of the projected dose in connection with the new monitoring technique.

Keywords ; Emergency Monitoring, Projected Dose, Noble Gases,
Accident, Radioiodine, Emergency Planning Zone,

目 次

1. 緒 言	1
2. 影響範囲の推定と予測被曝線量評価に必要な情報及び 日常準備すべき事項	1
3. 影響範囲の推定法	2
4. 希ガスによる予測被曝線量の推定	2
4.1 放出源情報が収集できる場合	2
4.2 放出源情報が収集できない場合	3
4.3 予測被曝線量	4
5. 事故時における放出放射性希ガスの特性と放出源側に おける高濃度希ガスモニタリング	4
5.1 放出放射性希ガスの特性	4
5.2 高濃度放射性希ガスのモニタリング	6
6. よう素による空气中濃度と甲状腺予測被曝線量の推定	7
6.1 放出源情報が収集できる場合	7
6.2 放出源情報が収集できない場合	7
6.3 甲状腺予測被曝線量	8
7. 事故時における放出放射性よう素の特性と放出源側に おける高濃度よう素モニタリング	10
7.1 放出放射性よう素の特性	10
7.2 高濃度放射性よう素のモニタリング	10
8. 予測被曝線量評価の実際	12
9. 結 論	13
謝 辞	14
参考文献	14
Appendix 1. よう素の空气中濃度と甲状腺被曝線量換算係数	16
Appendix 2. 希ガスとよう素の影響範囲の相違	17

Contents

1	Introduction	1
2	Needful informations and preparations for estimating the size of the emergency planning zone and the projected dose	1
3	Estimation method of the size of the emergency planning zone ...	2
4	Estimation of the projected dose with the effluent of radioactive noble gases	2
4.1	In the case of an accident that effluent informations are supplied from the facility	2
4.2	In the case of an accident that effluent informations are not supplied from the facility	3
4.3	Projected dose due to radioactive noble gases	4
5	Characteristics of effluent-radioactive noble gases and the stack monitoring for high concentrations of radioactive noble gases with an accident	4
5.1	Characteristics of effluent-radioactive noble gases	4
5.2	Monitoring for high concentrations of radioactive noble gases	6
6	Estimation of concentrations of radioiodine in air and the thyroid projected dose commitment with the effluent of radioiodines	7
6.1	In the case of an accident that effluent informations are supplied from the facility	7
6.2	In the case of an accident that effluent informations are not supplied from the facility	7
6.3	Thyroid projected dose commitment due to radioiodines	8
7	Characteristics of effluent-radioiodines and the monitoring for high concentrations of radioiodine in air with an accident	10
7.1	Characteristics of effluent-radioiodines	10
7.2	Monitoring for high concentrations of radioiodine in air ...	10
8	Practical evaluation of the projected dose	12
9	Conclusion	13
	Acknowledgement	14
	References	14
	Appendix 1 Conversion coefficients from concentrations of radioiodine in air to thyroid projected dose commitment	16

Appendix 2 Difference of the size of the emergency planning
zone between the effluent of radioactive noble
gases and radioiodines 17

1. 緒 言

事故に際し、緊急時モニタリング組織は遅滞なく機能し、事故発生時の混乱した状況下においても迅速に環境への影響範囲を推定し、予測被曝線量を評価しなければならない。そこで本報告は事故発時における影響範囲の推定方法及び予測被曝線量の迅速評価方法を新しいモニタリング技術との関連でのべると共に、緊急時における評価作業を円滑に実施するための放射性希ガス、よう素等の特性に関する資料を提供するものである。ここで、新しいモニタリング技術の第一は、放射性希ガスの照射線量放出率モニタリング方式による測定であって、これを採用した場合における事故時の放射能放出率の求め方である。第二は事故時の高濃度混合放射性よう素の測定であって、よう素による甲状腺被曝線量を、原子炉停止後の経過時間によるよう素の混合割合を基に、空気サンプリング試料の全 β 放射能測定値から求める方法及び空気サンプリング試料の照射線量率測定値から求める方法、並びに従来のNaI(Tl)検出器を用いる ^{131}I 選択計測型よう素モニタの測定値から求める方法等についてのべるものである。

2. 影響範囲の推定と予測被曝線量評価に必要な情報及び日常準備すべき事項

事故等により大気中に放出される放射性物質はほとんどの場合、ガス状または微粒子であり、これらは大気の乱流により早い速度で拡散希釈される。したがって、事故時の第1段階で環境への影響範囲と予測被曝線量評価を迅速に推定するためには以下に示す放出源情報を早急に収集しなければならない。

- ① 放出地上高 (m)。
- ② 事故施設の放出地上高における風向、風速、大気安定度。
- ③ 放出核種及びその放射能放出率 (Ci/hr) と予測放出時間、又は予測放射能放出総量と放出時間。

また、事故時において、推定作業が円滑に実施できるように日常準備しておくべき事項*を以下に記す。

- ④ 図1に示す例のように事故施設の排気筒を中心に10～30 km範囲を含む地図。
- ⑤ 図2に示すように放射性希ガス放出に伴う地上における風下軸上最大照射線量率推定のための各大気安定度における地表軸上照射線量率図³⁾。

* 図2、図3、図4、図5は、地上放出と排気筒放出について整備する。ここでは100 m高さの排気筒放出を例として示した。

1. 緒 言

事故に際し、緊急時モニタリング組織は遅滞なく機能し、事故発生時の混乱した状況下においても迅速に環境への影響範囲を推定し、予測被曝線量を評価しなければならない。そこで本報告は事故発時における影響範囲の推定方法及び予測被曝線量の迅速評価方法を新しいモニタリング技術との関連でのべると共に、緊急時における評価作業を円滑に実施するための放射性希ガス、よう素等の特性に関する資料を提供するものである。ここで、新しいモニタリング技術の第一は、放射性希ガスの照射線量放出率モニタリング方式による測定であって、これを採用した場合における事故時の放射能放出率の求め方である。第二は事故時の高濃度混合放射性よう素の測定であって、よう素による甲状腺被曝線量を、原子炉停止後の経過時間によるよう素の混合割合を基に、空気サンプリング試料の全 β 放射能測定値から求める方法及び空気サンプリング試料の照射線量率測定値から求める方法、並びに従来のNaI(Tl)検出器を用いる ^{131}I 選択計測型よう素モニタの測定値から求める方法等についてのべるものである。

2. 影響範囲の推定と予測被曝線量評価に必要な情報及び日常準備すべき事項

事故等により大気中に放出される放射性物質はほとんどの場合、ガス状または微粒子であり、これらは大気の乱流により早い速度で拡散希釈される。したがって、事故時の第1段階で環境への影響範囲と予測被曝線量評価を迅速に推定するためには以下に示す放出源情報を早急に収集しなければならない。

- ① 放出地上高 (m)。
- ② 事故施設の放出地上高における風向、風速、大気安定度。
- ③ 放出核種及びその放射能放出率 (Ci/hr) と予測放出時間、又は予測放射能放出総量と放出時間。

また、事故時において、推定作業が円滑に実施できるように日常準備しておくべき事項*を以下に記す。

- ④ 図1に示す例のように事故施設の排気筒を中心に10～30 km範囲を含む地図。
- ⑤ 図2に示すように放射性希ガス放出に伴う地上における風下軸上最大照射線量率推定のための各大気安定度における地表軸上照射線量率図³⁾。

* 図2、図3、図4、図5は、地上放出と排気筒放出について整備する。ここでは100 m高さの排気筒放出を例として示した。

- ⑥ 図3-1から図3-3に示すように安定度の内代表的なA(きわめて不安定), D(中立), F(安定)における風下地表の照射線量率影響範囲推定のための等照射線量率図³⁾。
- ⑦ 図4に示すように, よう素等の微粒子状塵埃の放出に伴う地表における風下軸上最大濃度推定のための各安定度における風下軸上地表濃度図⁴⁾。
- ⑧ 図5-1から図5-3に示すように各安定度*における風下地表の空气中濃度影響範囲推定のための地表等濃度図⁴⁾。

3. 影響範囲の推定法

2の⑥, ⑦の等照射線量率図及び地表等濃度図は透明なセロハン紙などに④の地図の縮尺に一致させて作図しておく。事故時には④の地図の上に, 上記の図の内放出地上高及び大気安定度などの条件に合うものを選び風下方位を合せて置き, 環境における照射線量率予測地図及び空气中濃度予測地図等を迅速に作成する。これらの予測地図を基に放出希ガスやよう素等による影響範囲の推定を行うと共にモニタリングポストの測定値を補完する意味と風下軸横断による最大照射線量率確認のための緊急線量率サーベイ及びよう素等のサンプリング実施のための最大濃度地点の検索並びにTLD, ポケット線量計などの積算型線量計や可搬型臨時モニタリングポストの特別配置計画等に有効に利用する。

4. 希ガスによる予測被曝線量の推定

4.1 放出源情報が収集できる場合

図2の風下軸上照射線量率図及び図3の等照射線量率図は排気筒からの放射能放出率 Q (Ci/hr)を単位放出率1(Ci/hr), 核種の γ 線エネルギーを1(MeV), 平均風速を1(m/sec)等に規格化し, 放出地上高別に風下地表における照射線量率(μ R/hr)を表わしたものである。図2の横軸は排気筒からの風下距離, 縦軸は照射線量率である。図中のA~Fはそれぞれ大気安定度を表している。

図3においては x (風下距離) $=0$, $y=0$ の位置が排気筒などの放出点である。この図で, 安定度B(不安定), C(やや不安定), E(やや安定)について表示していないが, 図を利用するにあたっては安定度Bの場合はAとし, C, Eの場合はDとして予測地図を作成する。

* ここでは安定度の内代表的なA, D, Fのみについて示したが, Appendix 2でのべるように, よう素の甲状腺被曝線量寄与が希ガスによる外部全身被曝線量に比較し, 非常に大きいので, よう素による影響範囲の推定には各大気安定度について図5を準備しなければならない。

- ⑥ 図3-1から図3-3に示すように安定度の内代表的なA(きわめて不安定), D(中立), F(安定)における風下地表の照射線量率影響範囲推定のための等照射線量率図³⁾。
- ⑦ 図4に示すように, よう素等の微粒子状塵埃の放出に伴う地表における風下軸上最大濃度推定のための各安定度における風下軸上地表濃度図⁴⁾。
- ⑧ 図5-1から図5-3に示すように各安定度*における風下地表の空气中濃度影響範囲推定のための地表等濃度図⁴⁾。

3. 影響範囲の推定法

2の⑥, ⑦の等照射線量率図及び地表等濃度図は透明なセロハン紙などに④の地図の縮尺に一致させて作図しておく。事故時には④の地図の上に, 上記の図の内放出地上高及び大気安定度などの条件に合うものを選び風下方位を合せて置き, 環境における照射線量率予測地図及び空气中濃度予測地図等を迅速に作成する。これらの予測地図を基に放出希ガスやよう素等による影響範囲の推定を行うと共にモニタリングポストの測定値を補完する意味と風下軸横断による最大照射線量率確認のための緊急線量率サーベイ及びよう素等のサンプリング実施のための最大濃度地点の検索並びにTLD, ポケット線量計などの積算型線量計や可搬型臨時モニタリングポストの特別配置計画等に有効に利用する。

4. 希ガスによる予測被曝線量の推定

4.1 放出源情報が収集できる場合

図2の風下軸上照射線量率図及び図3の等照射線量率図は排気筒からの放射能放出率 Q (Ci/hr)を単位放出率1(Ci/hr), 核種の γ 線エネルギーを1(MeV), 平均風速を1(m/sec)等に規格化し, 放出地上高別に風下地表における照射線量率(μ R/hr)を表わしたものである。図2の横軸は排気筒からの風下距離, 縦軸は照射線量率である。図中のA~Fはそれぞれ大気安定度を表している。

図3においては x (風下距離) $=0$, $y=0$ の位置が排気筒などの放出点である。この図で, 安定度B(不安定), C(やや不安定), E(やや安定)について表示していないが, 図を利用するにあたっては安定度Bの場合はAとし, C, Eの場合はDとして予測地図を作成する。

* ここでは安定度の内代表的なA, D, Fのみについて示したが, Appendix 2でのべるように, よう素の甲状腺被曝線量寄与が希ガスによる外部全身被曝線量に比較し, 非常に大きいので, よう素による影響範囲の推定には各大気安定度について図5を準備しなければならない。

- ⑥ 図3-1から図3-3に示すように安定度の内代表的なA(きわめて不安定), D(中立), F(安定)における風下地表の照射線量率影響範囲推定のための等照射線量率図³⁾。
- ⑦ 図4に示すように, よう素等の微粒子状塵埃の放出に伴う地表における風下軸上最大濃度推定のための各安定度における風下軸上地表濃度図⁴⁾。
- ⑧ 図5-1から図5-3に示すように各安定度*における風下地表の空气中濃度影響範囲推定のための地表等濃度図⁴⁾。

3. 影響範囲の推定法

2の⑥, ⑦の等照射線量率図及び地表等濃度図は透明なセロハン紙などに④の地図の縮尺に一致させて作図しておく。事故時には④の地図の上に, 上記の図の内放出地上高及び大気安定度などの条件に合うものを選び風下方位を合せて置き, 環境における照射線量率予測地図及び空气中濃度予測地図等を迅速に作成する。これらの予測地図を基に放出希ガスやよう素等による影響範囲の推定を行うと共にモニタリングポストの測定値を補完する意味と風下軸横断による最大照射線量率確認のための緊急線量率サーベイ及びよう素等のサンプリング実施のための最大濃度地点の検索並びにTLD, ポケット線量計などの積算型線量計や可搬型臨時モニタリングポストの特別配置計画等に有効に利用する。

4. 希ガスによる予測被曝線量の推定

4.1 放出源情報が収集できる場合

図2の風下軸上照射線量率図及び図3の等照射線量率図は排気筒からの放射能放出率 Q (Ci/hr)を単位放出率1(Ci/hr), 核種の γ 線エネルギーを1(MeV), 平均風速を1(m/sec)等に規格化し, 放出地上高別に風下地表における照射線量率(μ R/hr)を表わしたものである。図2の横軸は排気筒からの風下距離, 縦軸は照射線量率である。図中のA~Fはそれぞれ大気安定度を表している。

図3においては x (風下距離) $=0$, $y=0$ の位置が排気筒などの放出点である。この図で, 安定度B(不安定), C(やや不安定), E(やや安定)について表示していないが, 図を利用するにあたっては安定度Bの場合はAとし, C, Eの場合はDとして予測地図を作成する。

* ここでは安定度の内代表的なA, D, Fのみについて示したが, Appendix 2でのべるように, よう素の甲状腺被曝線量寄与が希ガスによる外部全身被曝線量に比較し, 非常に大きいので, よう素による影響範囲の推定には各大気安定度について図5を準備しなければならない。

放射性希ガス等の放出による環境での照射線量率は排気筒からの放射能放出率及び放出核種の γ 線実効エネルギー E (MeV/dis) に比例し、平均風速 u (m/sec) に逆比例するので、図2、図3に記載される照射線量率値に $10^{-3} \cdot Q \cdot E / u$ の値を掛けて図中の数値を修正し \dot{D} (mR/hr) の単位で読取を行う。

予測放射能放出総量 Q_T (Ci) が得られる場合は容易に予測被曝線量を求めることができる。予測被曝線量 D (mR) は図2、図3に記載される照射線量率値に $10^{-3} \cdot Q_T \cdot E / u$ の値を掛けることにより得られる。

放出源において放出希ガスの γ 線実効エネルギーの測定が困難である場合には、 γ 線実効エネルギーとして、原子炉停止後の経過時間にしたがって、図6に示す実効エネルギーを用いることができる。ただし、図6は燃料被覆管が破損しガスペナム等に密封されていた放射性希ガスが水相、気相等へ移行し、廃気系で浄化されずに排気されるとした場合である。なお、この図の求め方は5でのべる。

事故時の放出放射性希ガスの γ 線平均エネルギーは実質的に 50 KeV ~ 2 MeV の範囲である。平均エネルギーがこの範囲で変化しても風下軸上照射線量率の変動は少なく、平均エネルギーの変化による図2、図3の照射線量率読取値に対する修正は行わなくてもよい⁵⁾。

4.2 放出源情報が収集できない場合

(1) サーベイメータ、モニタリングポストによる放出率評価

事故にともない施設の排気筒モニタの機能喪失や予期しえない所からの放出が発生したときは放出源側情報として放出核種とその放射能放出率または予測放射能放出総量が容易に得られないこともある。このようなときには放出点の地上高を知り、放出点より風下 500 m ~ 1 km 地点において風下軸横断により最大照射線量率 $D(x)$ ($\mu R/h$) を実測し、これを、次の(1)式に代入して希ガス放射能放出率 Q (Ci/hr) を求めることができる。ただし、(1)式中の係数4は計算による照射線量率評価と実測値の調査より求めた補正係数*である⁶⁾。

$$Q = \frac{4 \cdot \dot{D}(x) \cdot u}{H D_S(x) \cdot E} \dots \dots \dots (1)$$

ここで、 $H D_S(x)$; 図2に示す地表軸上照射線量率 ($\mu R/hr$) で、 H は放出地上高、 S は大気安定度、変数 x は照射線量率を実測した風下距離。

$\dot{D}(x)$; 放出点より風下距離 x (km) で実測した最大照射線量率 ($\mu R/hr$)。

u ; 放出地上高における平均風速 (m/sec)。

E ; γ 線実効エネルギー (MeV/dis)。

γ 線実効エネルギーとしては図6を用い、原子炉停止後の経過時間で実効エネルギーを決める。また上記方法は、モニタリングポストの測定値の情報を収集し、同様に行うこともできる。

* 文献6では2としているが、ここでは安全側に評価されるように4とした。

(2) 積算線量計による放出量

放出期間中風向が安定している場合には放出点より風下0.5～1 km地点で風下軸を横断して100 m間隔で7個程度配置した積算型線量計による積算線量の実測値より軸上最大積算線量 $D_T(x)$ (μR) を求め、次の(2)式より放射能放出総量 Q_T (Ci) を求めることができる。

$$Q_T = \frac{4 \cdot D_T(x) \cdot u}{H D_S(x) \cdot E} \dots\dots\dots (2)$$

放出実時間の測定は連続モニタリングポスト又は臨時に配置した可搬型モニタリングポストの照射線量率記録紙より求め被曝線量評価に利用する。

4.3 予測被曝線量

風下軸の地表が最大照射線量率となるので、予測被曝線量は図2を用いて行う。

予測被曝線量 (mR) は放出核種と放射能放出率及び予測放出時間又は予測放射能放出総量の情報が施設側より得られれば上記4.1で求めた環境での照射線量率 (mR/hr) に予測放出時間 T (hr) を掛けて求めることができる。しかし事故施設側で予測放出時間又は予測放射能放出総量を正しく求めることは大変困難で、これらは燃料破損の程度、工学的多重防護設備による閉込めの程度及び事故拡大防止に要する時間などに左右される。施設側では事故が発生したとき、破損モードなどにより予測放出時間及び予測放射能放出総量を実際的に決めることになるであろう。

予測被曝線量は放出状況、気象条件から計算により評価されるので、異常事態発生初期において、当然、予測値にかなりの誤差を伴うものと思われる。従って、放出が長時間にわたる場合は環境の線量率モニタリングによって得た実測値を参考として予測被曝線量の修正を検討する必要がある。

5. 事故時における放出放射性希ガスの特性と放出源側における高濃度希ガスモニタリング

5.1 放出放射性希ガスの特性

表2, 表3に放射性希ガス, よう素の炉内蓄積放射能を示す。図7に事故発生に伴い原子炉を停止したときの各放射性希ガスの混合割合 (炉停止1分目の放射能を基準とする) の時間的变化を示す。表2, 表3及び図7はJAERI-M 8229⁷⁾に示される計算コードを用い、²³⁵Uの富化度3.3 w/o, 15 MWで4年連続運転, 燃焼度 2×10^4 MWDについて求めた各核種の放射能生成量を基にして計算したものである。Kr, Xeについては半減期30秒以下のものは無視し, 下記の核種について原子炉停止後の混合割合の時間的变化を示した。括弧内は半減期である。

^{83m}Kr (1.83 hr)

(2) 積算線量計による放出量

放出期間中風向が安定している場合には放出点より風下0.5～1 km地点で風下軸を横断して100 m間隔で7個程度配置した積算型線量計による積算線量の実測値より軸上最大積算線量 $D_T(x)$ (μR) を求め、次の(2)式より放射能放出総量 Q_T (Ci) を求めることができる。

$$Q_T = \frac{4 \cdot D_T(x) \cdot u}{H D_S(x) \cdot E} \dots\dots\dots (2)$$

放出実時間の測定は連続モニタリングポスト又は臨時に配置した可搬型モニタリングポストの照射線量率記録紙より求め被曝線量評価に利用する。

4.3 予測被曝線量

風下軸の地表が最大照射線量率となるので、予測被曝線量は図2を用いて行う。

予測被曝線量 (mR) は放出核種と放射能放出率及び予測放出時間又は予測放射能放出総量の情報が施設側より得られれば上記4.1で求めた環境での照射線量率 (mR/hr) に予測放出時間 T (hr) を掛けて求めることができる。しかし事故施設側で予測放出時間又は予測放射能放出総量を正しく求めることは大変困難で、これらは燃料破損の程度、工学的多重防護設備による閉込めの程度及び事故拡大防止に要する時間などに左右される。施設側では事故が発生したとき、破損モードなどにより予測放出時間及び予測放射能放出総量を実際的に決めることになるであろう。

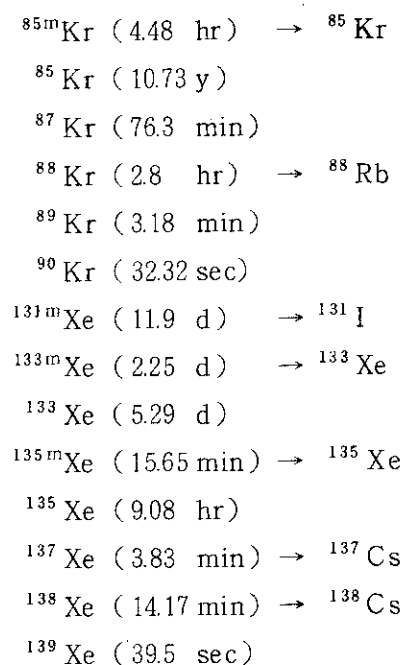
予測被曝線量は放出状況、気象条件から計算により評価されるので、異常事態発生初期において、当然、予測値にかなりの誤差を伴うものと思われる。従って、放出が長時間にわたる場合は環境の線量率モニタリングによって得た実測値を参考として予測被曝線量の修正を検討する必要がある。

5. 事故時における放出放射性希ガスの特性と放出源側における高濃度希ガスモニタリング

5.1 放出放射性希ガスの特性

表2, 表3に放射性希ガス, よう素の炉内蓄積放射能を示す。図7に事故発生に伴い原子炉を停止したときの各放射性希ガスの混合割合 (炉停止1分目の放射能を基準とする) の時間的変化を示す。表2, 表3及び図7はJAERI-M 8229⁷⁾に示される計算コードを用い, ²³⁵Uの富化度3.3 w/o., 15 MWで4年連続運転, 燃焼度 2×10^4 MWDについて求めた各核種の放射能生成量を基にして計算したものである。Kr, Xeについては半減期30秒以下のものは無視し, 下記の核種について原子炉停止後の混合割合の時間的変化を示した。括弧内は半減期である。

^{83m}Kr (1.83 hr)



これらの核種の中で⁸⁵Krの半減期のみが格別に長く、その他の核種はこれに比較し、短半減期であり、したがって、生成量は原子炉運転開始後短期間の内に平衡に達する。また⁸⁵Krの生成量は 2×10^4 MWDの燃焼度に達していても原子炉停止直後の全混合希ガスにしめる割合は0.2%程度である。それゆえ、図7は原子炉運転開始数日経過以後であれば利用できる。

図8は原子炉停止後の混合放射性希ガスの γ 線平均エネルギー*を示すものである。なお図6の混合放射性希ガスの γ 線実効エネルギーE (MeV/dis)及び図8の平均エネルギー \bar{E} (MeV/dis)は、それぞれ次の(3)、(4)式により定義され、図7の混合割合を用いて計算した。

(γ 線実効エネルギー)

$$E = \sum_j A_j \cdot E_{\text{eff}\cdot j} \dots\dots\dots (3)$$

ここで、 A_j ; 図7に示される放射性希ガスの混合割合。

$E_{\text{eff}\cdot j}$; 核種jの γ 線実効エネルギーで、次式により求められ、「被曝計算に用いる放射線エネルギー等について」(原子炉安全専門審査会)⁹⁾に示される。

$$E_{\text{eff}\cdot j} = \sum_{i=1}^{N_r} E_i \cdot f_i$$

ここで、 N_r ; 核種iの γ 線の本数。

f_i ; 1崩壊当りi番目の γ 線の放出数 (photons/dis)

E_i ; i番目の γ 線エネルギー (MeV/dis)

(γ 線平均エネルギー)

* 平均エネルギーは「発電用軽水型原子炉施設の線量目標値に対する評価指針について」(原子力委員会)⁸⁾に示される放射性希ガスの γ 線による全身被曝線量計算式における放射性雲中の体積要素から被曝線量計算地点までの距離による γ 線の吸収補正と空気による γ 線の再生係数等を計算するときの γ 線エネルギーの目安として利用される。

$$\bar{E} = \sum_j A_j \cdot E_{av \cdot j} \dots\dots\dots (4)$$

ここで、 $E_{av \cdot j}$; 核種 j の γ 線平均エネルギーで次式により求められ文献⁹⁾に示される。

$$E_{av \cdot j} = \frac{\sum_{i=1}^{N_r} E_i \cdot f_i}{\sum_{i=1}^{N_r} f_i}$$

図9は放射性希ガスをKr系とXe系の二つに分けたとき、これら二系統の希ガスの放射能割合を原子炉停止後の時間の関数として示したものである。原子炉停止後1000分～50000分の間は¹³³Xeが優勢となり50000分以上では⁸⁵Krが優勢となる。

図10はKr系とXe系の照射線量(率)としての影響割合が、原子炉停止後の経過時間と共どのように変化するかを示したものである。原子炉停止後300分まではKr系が照射線量(率)として優勢であるが、これを過ぎると¹³³Xeによる照射線量(率)が優勢となる。

5.2 高濃度放射性希ガスのモニタリング

4の予測被曝線量の計算には上記 γ 線実効エネルギーを用いるが、この場合スタックにおける放射能放出率モニタリングは従来のモニタリング方式とは異なる高濃度放射性希ガス測定が可能な新しいモニタリング方式を念頭において記載したものである。この新しい希ガスモニタリング方式は「照射線量率放出率モニタリング方式」である^{10), 11), 12)}。この方式により求められる 4π 照射線量率放出率と従来の放射能放出率との関係は放出放射性希ガスの γ 線実効エネルギーを図6より決め、これを用いて次の5式より求められる。(5)式より求められる放射能放出率は混合放射性希ガスの実効的な放射能放出率 Q (Ci/hr)である。

$$Q = \frac{H}{1.88 \times 10^9 \bar{E} \cdot \mu_a(\bar{E})} \dots\dots\dots (5)$$

ただし

$$H = \frac{\dot{D} \cdot V}{\epsilon}$$

ここで、 H ; 4π 照射線量率放出率 ($\frac{\mu R}{hr} \cdot m^2 \cdot \frac{1}{hr}$)

\bar{E} ; 混合放射性希ガスの γ 線平均エネルギー。

$\mu_a(\bar{E})$; 混合放射性希ガスの γ 線平均エネルギーにおける空気の実吸収係数で \bar{E} が50 KeV ~ 2.5 MeVの範囲では $\mu_a(\bar{E})$ 値は $3.2 \times 10^{-3} (m^{-1}) \pm 12\%$ で一定としてよい。

\dot{D} ; 照射線量率放出率希ガスモニタリング装置により得られる照射線量率 ($\mu R/hr$)。

V ; 排気筒の排風率 (m^3/hr)。

ϵ ; 照射線量率放出率測定系における γ 線捕集型状関数 (m)。

6. よう素による空气中濃度と甲状腺予測被曝線量の推定

6.1 放出源情報が収集できる場合

図4の風下軸上地表濃度図及び図5の地表等濃度図は排気筒からの放射能放出率 Q (Ci/hr)を単位放出率 (1 Ci/hr), 平均風速 u を1 (m/sec)に規格し, 放出地上高別に風下地表における空气中放射能濃度 X (Ci/m^3)を表したものである。図4において, 横軸が排気筒からの風下距離, 縦軸が空气中濃度である。図中のA~Fはそれぞれ大気安定度を表している。図5においては $x=0$, $y=0$ が排気筒などの放出点である。

よう素(ガス状の)及び微粒子塵埃の放出による環境での空气中濃度は, 排気筒からの放射能放出率に比例し, 平均風速に逆比例する。したがって図4, 図5に記載される空气中濃度に Q/u の値を掛けて図中の数値を修正し, 読取を行う。

予測放射能放出総量 Q_T (Ci)と, これを放出するに要する時間 T (hr)が情報として得られる場合は放射能放出率 Q (Ci/hr)を(6)式より求め, 上記と同様にして空气中濃度の推定を行う。

$$Q = \frac{Q_T}{T} \dots\dots\dots (6)$$

6.2 放出源情報が収集できない場合

放出源情報として放出よう素核種とその放射能放出率または予測放射能放出総量が容易に得られないこともある。このようなときには放出点の地上高と大気安定度を知り, 環境におけるよう素の最大濃度が出現すると予測される風下距離を推定し, この場所でよう素のサンプリングを行い, 空气中濃度 $X(x)$ ($\mu\text{Ci/cm}^3$)を求め, これを次の(7)式に代入してよう素の放射能放出率 Q (Ci/hr)を概略的に求めることができる。

$$Q = \frac{4 \cdot X(x) \cdot u}{H X_S(x)} \dots\dots\dots (7)$$

ここで, $H X_S(x)$; 図4に示す軸上地表濃度 ($\mu\text{Ci/cm}^3$)で H は放出地上高, S は大気安定度, x は濃度測定を実施した風下距離。

$X(x)$; 放出点より風下距離 x (km)で実測したよう素の空气中濃度 ($\mu\text{Ci/cm}^3$)。

u ; 放出地上高における平均風速 (m/sec)。

ただし, この方法は希ガスの場合よりも精度が非常に悪いことを留意しなければならない。

よう素サンプリングにあたっては一般に活性炭濾紙やカートリッジ*を使用するが, 高濃度希ガス雰囲気中におけるよう素サンプリングにはよう素のみを選択的に吸着する銀添着シリカゲル¹³⁾

* 活性炭には放射性Xeが吸着される。

などの捕集材を用いた濾紙またはカートリッジを使用する。そして原則として、これらのサンプリング試料を Ge (Li) 検出器, NaI (TI) 検出器等を用いて測定し、よう素の同定を行い各よう素の空气中濃度を求める。

環境又は放出源側において空气中よう素濃度が高い場合で、Ge (Li) 検出器等による測定が技術的に困難なとき、又は多数の空気サンプリング試料を迅速に測定しなければならないときは銀添着シリカゲル濾紙等に吸着したよう素の全β放射能を端窓型 GM 検出器を用いて測定し、全よう素空气中放射能濃度を求める。この場合、原子炉停止後サンプリング開始までの時間を知っておかなければならない。原子炉停止後サンプリング開始時間がわかれば図 11 より ^{131}I , ^{132}I , ^{133}I , ^{134}I , ^{135}I の混合割合が得られるので、この割合を全β放射能濃度に掛けて各よう素核種濃度を求める。なお、この図の求め方は 7 でのべる。

よう素の放出は希ガスの放出に随伴する*ので、放出実時間の測定はモニタリングポスト等の照射線量率記録紙より求め、甲状腺被曝線量評価に利用する。

6.3 甲状腺予測被曝線量

緊急時第 1 段階で問題となる甲状腺被曝は呼吸によるもので、幼児が一番大きい。したがって予測被曝線量評価は幼児について最大濃度地点で行う。

呼吸による甲状腺予測被曝線量は放出よう素核種とその放射能放出率及び予測放出時間、各よう素核種の予測放射能放出総量と放出時間、またはこれらの放出モードで各よう素核種が不明で全よう素放射能と原子炉停止後放出開始までの時間等の情報が施設側より得られれば、環境におけるよう素の空气中濃度を 6.1 にのべた方法で求めることができる。よう素濃度が求められれば以下の方法により甲状腺予測被曝線量を計算する。

各よう素の地上空气中濃度を $1 (\mu\text{Ci}/\text{cm}^3)$ としたとき、呼吸による甲状腺被曝線量換算係数を表 1 に示す⁸⁾。

各よう素の地上空气中濃度が得られたときは予測放出時間中(予測被曝時間)における甲状腺予測被曝線量(預託線量)は次の(8)式より求める。

$$D_{\text{Thy.}} = \sum_i D_{\text{Thy.},i} = \sum_i K_i \cdot X_i \cdot T \dots\dots\dots (8)$$

- ただし、 $D_{\text{Thy.}}$; 呼吸による甲状腺予測被曝線量 (mrem)。
- $D_{\text{Thy.},i}$; 呼吸による核種 i の放射性よう素による甲状腺予測被曝線量 (mrem)。
- K_i ; 表 1 に示す核種 i の放射性よう素の線量換算係数 ($\frac{\text{mrem}}{\text{hr}} / \frac{\mu\text{Ci}}{\text{cm}^3}$)。
- X_i ; 環境における核種 i のよう素の地上空气中濃度 ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)。
- T ; 予測放出時間 (hr)。

(8)式中の $K_i \cdot X_i$ の値は、核種 i のよう素の地上空气中濃度 X_i における甲状腺被曝線量率 $\dot{D}_{\text{Thy.},i}$ (mrem/hr) を与えるのでこれを図 12-1 から図 12-3 に示した。

各よう素核種の混合割合が不明で、全よう素放射能と原子炉停止後放出開始までの時間等の情

* TMI 事故のときはよう素の放出は希ガスよりも 2~3 時間遅れた。

報が得られる場合は図 13 の全よう素放射能濃度における甲状腺被曝線量換算係数を用いて(9)式により甲状腺予測被曝線量を求める。ただし図中の横軸は原子炉停止後放出開始までの時間で縦軸は換算係数である。なおこの図は表 1 の甲状腺被曝線量換算係数と図 11 のよう素核種の混合割合より求めた。

$$D_{\text{Thy.}} = K \cdot X \cdot T \quad \dots\dots\dots (9)$$

ただし、 $D_{\text{Thy.}}$; 呼吸による甲状腺予測被曝線量 (mrem)。

K ; 図 13 に示す全放射性よう素濃度に対する換算係数 ($\frac{\text{mrem}}{\text{hr}} / \frac{\mu\text{Ci}}{\text{cm}^3}$ (全よう素))。

X ; 環境における全よう素の空气中濃度 ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)。

T ; 予測放出時間 (hr)。

NaI (TI) 検出器により、活性炭カートリッジや濾紙または銀添着シリカゲル濾紙等に吸着した全よう素の内 ^{131}I の 360 KeV の γ 線を選択的に測定し ^{131}I の放射能と原子炉停止後放出開始までの時間等の情報を得た場合は表 1 の甲状腺被曝線量換算係数 (幼児) と図 14 の甲状腺被曝線量に対する ^{131}I の影響割合を用いて(10)式により全よう素による被曝と等価な甲状腺被曝線量を求める。ただし影響割合は原子炉停止後の時間により決める。

$$D_{\text{Thy.}} = \frac{1.61 \times 10^9}{10^{-2} \cdot P} \cdot X \cdot T \quad \dots\dots\dots (10)$$

ここで、 $D_{\text{Thy.}}$; 呼吸による幼児の甲状腺被曝線量 (mrem)。

1.61×10^9 ; 表 1 の ^{131}I による幼児の甲状腺被曝線量換算係数 ($\frac{\text{mrem}}{\text{hr}} / \frac{\mu\text{Ci}}{\text{cm}^3}$)。

P ; 図 14 の甲状腺被曝に対する ^{131}I の影響割合 (%)。

X ; 環境における ^{131}I の空气中濃度 ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)。

T ; 予測放出時間 (hr)。

よう素による甲状腺予測被曝線量も希ガスの場合と同様、放出状況、気象条件から計算により評価されるので、初期予測値にはかなり誤差を伴うものと思われる。したがって環境でのよう素の空气中濃度モニタリングの結果を参考として予測被曝線量の修正を検討しなければならない。

7. 事故時における放出放射性よう素の特性と放出源側における高濃度よう素モニタリング

7.1 放出放射性よう素の特性

原子炉停止後放出開始までの経過時間によるよう素核種の混合割合の変化を図11に示した。この図を求めるための計算コード及び条件は5の希ガスの場合と同様である。よう素核種は半減期1分未満のものと ^{129}I は無視し、以下のものについて計算した。括弧内は半減期である。

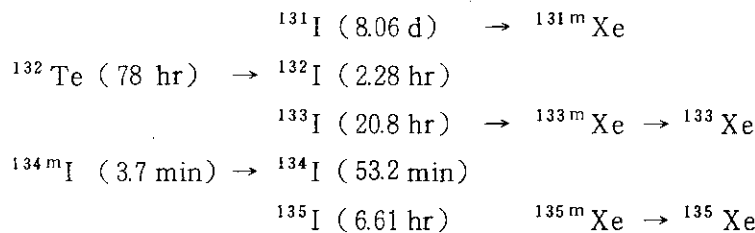


図11は、 ^{132}Te が燃料体ガスプレナムに多量に移行しているとして、 ^{132}I が ^{132}Te よりガスプレナム中で補給されると仮定した図である。事故時に高燃焼度の燃料体が原子炉に挿荷されているような場合がこのときに該当するであろう。また事故時に燃料が溶融した場合もこのときに該当するであろう*。

図15は図11と同様な図であるが、 ^{132}Te が燃料体ガスプレナムに移行していないと仮定した場合で、このときはガスプレナム中では ^{132}Te から ^{132}I への補給はなく ^{132}I は2.28時間の半減期で急速に減衰する。このような状況は低燃焼度の原子炉で事故が発生した場合に該当するであろう。

事故発生時よう素の放出が起り得るとき、そのよう素の核種組成が図11に近い図15に近いかは原子炉挿荷燃料の燃焼度及び燃料溶融の有無等を考慮して決められるであろう。

7.2 高濃度放射性よう素のモニタリング

図16は混合放射性よう素の γ 線実効エネルギーと、この混合よう素を1mCiの点状線源とした場合、この線源より50cmの点における照射線量率を原子炉停止後放出開始までの経過時間を横軸として示したものである。図中の点線は燃料体ガスプレナムに ^{132}Te が含まれていないと仮定し、 ^{132}I が ^{132}Te より補給されないとして計算した場合である。混合よう素の γ 線実効エネルギーの計算方法は5でのべた希ガスの実効エネルギーの場合と同様である。

* 燃料溶融を伴うような事故規模の場合には、 ^{89}Sr , ^{90}Sr , ^{106}Ru + ^{106}Rh , ^{132}Te , ^{137}Cs , ^{140}Ba , ^{144}Ce + ^{144}Pr などの放出についても検討しなければならないが、第1段階ではよう素による甲状腺被曝線量が非常に優勢である¹³⁾。

点状の混合放射性よう素線源からの照射線量率 \dot{D} (mR/hr) は次の(11)式より求めた。

$$\dot{D} = \frac{1.5 \times 10^8 \cdot M \cdot E \cdot \mu_a}{r^2} \dots\dots\dots (11)$$

- ただし、
 M ; 混合放射性よう素の全放射能 (mCi)。
 E ; 図 16 の混合放射性よう素の γ 線実効エネルギー (MeV/dis)。
 μ_a ; 空気の実吸収係数で 3.2×10^{-5} (cm⁻¹) とする。
 r ; 点状線源と測定点間の距離 (cm)。

図 16 の照射線量率は点状混合放射性よう素線源 1 mCi より 50 cm の点における値を(11)式を用いて計算したものである。

6.2 でのべたように放射源側において混合放射性よう素の空气中濃度が特に高濃度である場合、空気サンプリングを行った銀添着シリカゲル濾紙等に吸着した混合放射性よう素は数 mCi から数 Ci となり強力な γ 線源となることが予測される。このような高放射能の空気サンプリング試料を Ge (Li) や NaI (Tl) 又は GM 検出器などのパルス信号発生型検出器を用いて測定することは大変困難である。試料を分解してその一部をこれらの測定器により計測することも可能であるが、迅速性と試料調整に伴う安全性の点で必ずしも良好な方法であるとは思えない。そこでこれらの高放射能試料の γ 線に起因する照射線量率を測定することにより混合放射性よう素試料の全放射能を求めることができれば、この全放射能値を用いて 6.3 の(8)式により、よう素放出に伴う環境での甲状腺予測被曝線量を評価できる。このような方法は緊急時における迅速性と安全性の点で有効であろう。以下この方法についてのべる。

有効径 5 cm の銀添着シリカゲル濾紙やカートリッジに吸着した高放射能よう素試料から 50 cm の点で電離箱サーベイメーターを用いて試料の照射線量率を測定し、原子炉停止後放出開始までの経過時間を知り図 16 を利用して次の(12)式により混合よう素の全放射能を求め、全よう素空气中濃度を評価することができる。

$$M_I = \frac{\dot{D}_I}{\dot{D}_{50}} \dots\dots\dots (12)$$

- ここで、
 M_I ; 濾紙やカートリッジ中の全よう素放射能 (mCi)。
 \dot{D}_I ; 濾紙やカートリッジより 50 cm 離れた点で測定した照射線量率実測値 (mR/hr)。
 \dot{D}_{50} ; 図 16 に示される点線源より 50 cm の点における照射線量率 ($\frac{\text{mR}}{\text{hr}}/\text{mCi}$ (全よう素))。

濾紙やカートリッジのような面線源を測定上点線源とみなせる線源測定器間距離は以下のようにして評価できる。

面線源の半径を a (cm)、面線源の放射能を M (Ci)、測定距離を R (cm) とすると、 R の点における照射線量率 \dot{D}_S は次の(13)式として示される。ただし K は照射線量率換算係数である。

$$\dot{D}_S = \frac{K \cdot M}{4 \pi \cdot a^2} \log \left\{ 1 + \left(\frac{a}{R} \right)^2 \right\} \dots\dots\dots (13)$$

次に、M (Ci) の点線源の測定距離を R (cm) とすると、R の点における照射線量率 \dot{D}_P は次の(14)式として示される。

$$\dot{D}_P = \frac{K \cdot M}{4 \pi \cdot R^2} \dots\dots\dots (14)$$

\dot{D}_S と \dot{D}_P の比を P とすると P は(15)式となり、この P の値が近似的に 1 とみなせるならば面積源を点線源とみなしてよい。

$$P = \frac{\dot{D}_S}{\dot{D}_P} = \left(\frac{R}{a} \right)^2 \log \left\{ 1 + \left(\frac{a}{R} \right)^2 \right\} \dots\dots\dots (15)$$

P の値は、 a/R の比が 0.1 のとき、0.995 となり、したがって直径 5 cm の沓紙やカートリッジは 25 cm 以上離れて測定すれば十分に点線源とみなしてさしつかえない。しかし実際的には検出器直径 5 ~ 7 cm の検出面を有するので安全をみて 50 cm 離れて測定することとした。

8. 予測被曝線量評価の実際

事故発生時の混乱した状況下においても迅速に被曝線量予測ができるようにしなければならない。そこで、実務上便利なように、4 及び 6 でのべたことをまとめて書式 1 から書式 3 に示す。

書式 1 の希ガスによる予測被曝線量評価 (例) においては図 6 からの実効エネルギーの読取りの誤りを、また書式 2 及び書式 3 の甲状腺被曝線量評価 (例) においては図 13 からの換算係数及び図 14 からの ^{131}I 影響割合の読取り誤り等を防止する意味で原子炉停止後放出までの時間を 3 区分し、そのときの値を各書式にそれぞれ記載した。

図 17 は全よう素空气中濃度 X ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$) と幼児の甲状腺被曝線量率 \dot{D}_{Thy} ($\frac{\text{mrem}}{\text{hr}}$) の関係を 6.3 の(9)式を用い原子炉停止後放出開始までの上記時間区分をパラメータとして示した速見図である。また、図 18 は全よう素の内 ^{131}I のみ測定による空气中濃度 X ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$) と幼児の全よう素による甲状腺被曝線量率 \dot{D}_{Thy} ($\frac{\text{mrem}}{\text{hr}}$) の関係を 6.3 の(9)式を用い原子炉停止後放出開始までの上記時間区分をパラメータとして示した速見図である。なお希ガスについては書式 1 で求めた線量率修正係数または線量修正係数を図 2 の縦軸読取値に掛けることにより図 2 を速見図とする。

図 19 は原子炉停止後放出開始までの時間による混合よう素の全放射能濃度と呼吸による甲状腺被曝線量換算係数の関係を示したものであるが、図中の点線はガスプレナム中に ^{132}Te が含まれないと仮定し、 ^{132}I が ^{132}Te より補給されないとして計算した場合である。このような事故状況のときは書式 2 及び図 17 に示した原子炉停止後の経過時間区分による換算係数値は以下のよ

$$\dot{D}_S = \frac{K \cdot M}{4 \pi \cdot a^2} \log \left\{ 1 + \left(\frac{a}{R} \right)^2 \right\} \dots\dots\dots (13)$$

次に、M (Ci) の点線源の測定距離を R (cm) とすると、R の点における照射線量率 \dot{D}_P は次の(14)式として示される。

$$\dot{D}_P = \frac{K \cdot M}{4 \pi \cdot R^2} \dots\dots\dots (14)$$

\dot{D}_S と \dot{D}_P の比を P とすると P は(15)式となり、この P の値が近似的に 1 とみなせるならば面積源を点線源とみなしてよい。

$$P = \frac{\dot{D}_S}{\dot{D}_P} = \left(\frac{R}{a} \right)^2 \log \left\{ 1 + \left(\frac{a}{R} \right)^2 \right\} \dots\dots\dots (15)$$

P の値は、 a/R の比が 0.1 のとき、0.995 となり、したがって直径 5 cm の沓紙やカートリッジは 25 cm 以上離れて測定すれば十分に点線源とみなしてさしつかえない。しかし実際的には検出器直径 5 ~ 7 cm の検出面を有するので安全をみて 50 cm 離れて測定することとした。

8. 予測被曝線量評価の実際

事故発生時の混乱した状況下においても迅速に被曝線量予測ができるようにしなければならない。そこで、実務上便利なように、4 及び 6 でのべたことをまとめて書式 1 から書式 3 に示す。

書式 1 の希ガスによる予測被曝線量評価 (例) においては図 6 からの実効エネルギーの読取りの誤りを、また書式 2 及び書式 3 の甲状腺被曝線量評価 (例) においては図 13 からの換算係数及び図 14 からの ^{131}I 影響割合の読取り誤り等を防止する意味で原子炉停止後放出までの時間を 3 区分し、そのときの値を各書式にそれぞれ記載した。

図 17 は全よう素空气中濃度 X ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$) と幼児の甲状腺被曝線量率 \dot{D}_{Thy} ($\frac{\text{mrem}}{\text{hr}}$) の関係を 6.3 の(9)式を用い原子炉停止後放出開始までの上記時間区分をパラメータとして示した速見図である。また、図 18 は全よう素の内 ^{131}I のみ測定による空气中濃度 X ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$) と幼児の全よう素による甲状腺被曝線量率 \dot{D}_{Thy} ($\frac{\text{mrem}}{\text{hr}}$) の関係を 6.3 の(9)式を用い原子炉停止後放出開始までの上記時間区分をパラメータとして示した速見図である。なお希ガスについては書式 1 で求めた線量率修正係数または線量修正係数を図 2 の縦軸読取値に掛けることにより図 2 を速見図とする。

図 19 は原子炉停止後放出開始までの時間による混合よう素の全放射能濃度と呼吸による甲状腺被曝線量換算係数の関係を示したものであるが、図中の点線はガスプレナム中に ^{132}Te が含まれないと仮定し、 ^{132}I が ^{132}Te より補給されないとして計算した場合である。このような事故状況のときは書式 2 及び図 17 に示した原子炉停止後の経過時間区分による換算係数値は以下のよ

うに変更する。

炉停止後 2 時間まで	$K = 4 \times 10^8$
炉停止後 2 時間より 24 時間まで	$K = 8 \times 10^8$
炉停止後 24 時間より 72 時間まで	$K = 13 \times 10^8$
炉停止後 72 時間以上	$K = 16 \times 10^8$

図 20 は混合放射性よう素核種で汚染した空気を呼吸することによる甲状腺被曝線量に対する¹³¹Iの影響割合を示したものである。図中の点線は前図と同様にガスペナムに¹³²Teが含まれていないと仮定した場合である。このような事故状況のときは書式 3 及び図 18 に示した原子炉停止後の経過時間区分による換算係数値は僅差であるが以下のように変更する。

炉停止後 2 時間まで	$K = 2.7 \times 10^9$
炉停止後 2 時間より 24 時間まで	$K = 2.0 \times 10^9$
炉停止後 24 時間以上	$K = 1.6 \times 10^9$

なお図 18 は従来の NaI (Tl) 検出器を用いて¹³¹Iの 360 KeV の γ 線を専用に計測するよう素モニタの測定値を基に甲状腺被曝線量を 6.3 の(10)式から求め、原子炉停止後の経過時間区分による換算係数を用いて図を作成したものである。図において各経過時間区分値による線量率が非常に接近しているが、このことは¹³¹Iの甲状腺被曝線量に及ぼす影響割合が非常に大きいことと、¹³¹Iを選択的に測定するよう素計測法が原子炉停止後のような混合割合の時間的変化に強く影響されなく、したがって環境での低濃度のよう素モニタリング法として有効であることを示している。

9. 結 論

照射線量率予測地図、空気中濃度予測地図を作成することにより影響範囲の推定を迅速に行うこと、及び軸上照射線量率図、軸上地表濃度図より予測被曝線量を迅速に評価することについてのべた。また、これらの評価作業に必要な放出放射性希ガスやよう素の特性を図により示すと共に事故時における希ガスの高放射能放出率の求め方、及び、高濃度混合よう素の空気サンプリング試料の全 β 放射能並びに照射線量率測定値より甲状腺被曝線量を求める方法についてのべ、これらの方法が緊急時に要求される迅速性の点で有効であることを示した。また、従来の NaI (Tl) 検出器を用いる¹³¹I選択計測型よう素モニタの測定値から混合よう素による甲状腺被曝線量を評価してもその誤差は最大— 50 %程度で、よう素混合割合の時間的変化に強く影響されなく、環境でのよう素モニタリング法として有効であることを示した。

うに変更する。

炉停止後 2 時間まで	$K = 4 \times 10^8$
炉停止後 2 時間より 24 時間まで	$K = 8 \times 10^8$
炉停止後 24 時間より 72 時間まで	$K = 13 \times 10^8$
炉停止後 72 時間以上	$K = 16 \times 10^8$

図 20 は混合放射性よう素核種で汚染した空気を呼吸することによる甲状腺被曝線量に対する¹³¹I の影響割合を示したものである。図中の点線は前図と同様にガスペナムに¹³²Te が含まれていないと仮定した場合である。このような事故状況のときは書式 3 及び図 18 に示した原子炉停止後の経過時間区分による換算係数値は僅差であるが以下のように変更する。

炉停止後 2 時間まで	$K = 2.7 \times 10^9$
炉停止後 2 時間より 24 時間まで	$K = 2.0 \times 10^9$
炉停止後 24 時間以上	$K = 1.6 \times 10^9$

なお図 18 は従来の NaI (Tl) 検出器を用いて¹³¹I の 360 KeV の γ 線を専用に計測するよう素モニタの測定値を基に甲状腺被曝線量を 6.3 の(10)式から求め、原子炉停止後の経過時間区分による換算係数を用いて図を作成したものである。図において各経過時間区分値による線量率が非常に接近しているが、このことは¹³¹I の甲状腺被曝線量に及ぼす影響割合が非常に大きいことと、¹³¹I を選択的に測定するよう素計測法が原子炉停止後のような混合割合の時間的変化に強く影響されなく、したがって環境での低濃度のよう素モニタリング法として有効であることを示している。

9. 結 論

照射線量率予測地図、空気中濃度予測地図を作成することにより影響範囲の推定を迅速に行うこと、及び軸上照射線量率図、軸上地表濃度図より予測被曝線量を迅速に評価することについてのべた。また、これらの評価作業に必要な放出放射性希ガスやよう素の特性を図により示すと共に事故時における希ガスの高放射能放出率の求め方、及び、高濃度混合よう素の空気サンプリング試料の全 β 放射能並びに照射線量率測定値より甲状腺被曝線量を求める方法についてのべ、これらの方法が緊急時に要求される迅速性の点で有効であることを示した。また、従来の NaI (Tl) 検出器を用いる¹³¹I 選択計測型よう素モニタの測定値から混合よう素による甲状腺被曝線量を評価してもその誤差は最大一 50 %程度で、よう素混合割合の時間的変化に強く影響されなく、環境でのよう素モニタリング法として有効であることを示した。

謝 辞

この報告をまとめるにあたって保健物理部伊藤直次部長，環境安全研究部今井和彦次長，同環境第二研究室笠井篤室長及び安全解析部環境調査解析室飯嶋敏哲室長に終始懇切な御助言を得ると共に，放射能生成量計算にあたっては原子炉化学部燃焼度測定開発室篠原伸夫研究員の御協力をいただきました。謹んで謝意を表します。

参 考 文 献

- 1) 原子力防災対策講座 2 ; 日本原子力研究所，原子炉研修所 (1979)
- 2) IAEA, Safety series No. 18 ; 緊急時における環境モニタリング (放医研訳)
- 3) 今井和彦，飯嶋敏哲，角田道生 ; 点源から放出される放射性雲からの γ 線照射分布計算図，JAERI - 1189
- 4) 角田道生，飯嶋敏哲 ; 英国法による濃度分布計算図，JAERI - 1101
- 5) 林 隆，白石忠男 ; 排気筒から放出される放射性雲からの γ 線照射線量率，JAERI - M 8793 (1980)
- 6) 市川陽一，四方浩，石田健二 ; 放射性雲寄与線量評価システムの開発 (大気中における放射性雲の短時間の挙動)，日本原子力学会秋の分科会要旨集 D 26 (昭和 54 年)
- 7) Kinji KOYAMA, Naoki YAMANO and Shunich MIYASAKA ; A computer code for calculating radiation sources and analyzing nuclide transmutations. JAERI - M 8229 (1979)
- 8) 原子力委員会 ; 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について (昭和 51 年)
- 9) 原子炉安全専門審査会 ; 被曝計算に用いる放射線エネルギー等について (昭和 50 年)
- 10) 南 賢太郎 ; 照射線量率放出率スタックガスモニタリング方式，特許出願中 (昭和 54 年 7 月)
- 11) 南 賢太郎 ; 照射線量率放出率スタックガスモニタ，日本保健物理学会第 14 回研究発表会要旨集 (昭和 54 年 4 月 5 日)
- 12) 南 賢太郎 ; 照射線量率放出率スタックガスモニタリング方式，日本原子力学会第 18 回年会要旨集 (昭和 55 年 3 月 27 日)
- 13) C. Distenfeld, J. Klemish ; An air sampling system for evaluating the thyroid dose commitment due to fission products released from reactor containment. NUREG/CR - 0314, BNL - NUREG - 50881 (1978)
- 14) U.S. Environmental protection agency ; Manual of protective action guides and protective actions for nuclear incident. EPA 520/1 - 75 - 001 (1975)

謝 辞

この報告をまとめるにあたって保健物理部伊藤直次部長、環境安全研究部今井和彦次長、同環境第二研究室笠井篤室長及び安全解析部環境調査解析室飯嶋敏哲室長に終始懇切な御助言を得ると共に、放射能生成量計算にあたっては原子炉化学部燃焼度測定開発室篠原伸夫研究員の御協力をいただきました。謹んで謝意を表します。

参 考 文 献

- 1) 原子力防災対策講座 2 ; 日本原子力研究所, 原子炉研修所 (1979)
- 2) IAEA, Safety series No 18 ; 緊急時における環境モニタリング (放医研訊)
- 3) 今井和彦, 飯嶋敏哲, 角田道生 ; 点源から放出される放射性雲からの γ 線照射分布計算図, JAERI - 1189
- 4) 角田道生, 飯嶋敏哲 ; 英国法による濃度分布計算図, JAERI - 1101
- 5) 林 隆, 白石忠男 ; 排気筒から放出される放射性雲からの γ 線照射線量率, JAERI - M 8793 (1980)
- 6) 市川陽一, 四方浩, 石田健二 ; 放射性雲寄与線量評価システムの開発 (大気中における放射性雲の短時間の挙動), 日本原子力学会秋の分科会要旨集 D 26 (昭和 54 年)
- 7) Kinji KOYAMA, Naoki YAMANO and Shunich MIYASAKA ; A computer code for calculating radiation sources and analyzing nuclide transmutations. JAERI - M 8229 (1979)
- 8) 原子力委員会 ; 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について (昭和 51 年)
- 9) 原子炉安全専門審査会 ; 被曝計算に用いる放射線エネルギー等について (昭和 50 年)
- 10) 南 賢太郎 ; 照射線量率放出率スタックガスモニタリング方式, 特許出願中 (昭和 54 年 7 月)
- 11) 南 賢太郎 ; 照射線量率放出率スタックガスモニタ, 日本保健物理学会第 14 回研究発表会要旨集 (昭和 54 年 4 月 5 日)
- 12) 南 賢太郎 ; 照射線量率放出率スタックガスモニタリング方式, 日本原子力学会第 18 回年会要旨集 (昭和 55 年 3 月 27 日)
- 13) C. Distenfeld, J. Klemish ; An air sampling system for evaluating the thyroid dose commitment due to fission products released from reactor containment. NUREG/CR - 0314, BNL - NUREG - 50881 (1978)
- 14) U.S. Environmental protection agency ; Manual of protective action guides and protective actions for nuclear incident. EPA 520/1 - 75 - 001 (1975)

- 15) U.S. Environmental protection agency ; Planning basis for the development of state and local government radiological emergency response plans in support of light water nuclear power plants. NUREG - 0396, EPA 520/1 - 78 - 016 (1978)

Appendix 1. よう素の空气中濃度と甲状腺被曝線量 換算係数

表1に示すよう素の地上空气中濃度と呼吸による甲状腺被曝線量換算係数は次式により求めた⁸⁾。
換算係数は各よう素核種の空气中濃度を1 ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)に規格化したときの呼吸による単位時間当たりの甲状腺被曝線量 (mrem) として与えた。

$$D_i = \frac{K_3}{0.693 m} \cdot f_a \cdot \epsilon_i \cdot T_{e,i} \cdot A_i$$

ただし, $A_i = M_a \cdot X_i$

ここで, D_i ; i 核種の甲状腺被曝線量換算係数 $\left(\frac{\text{mrem}}{\text{hr}} / \frac{\mu\text{Ci}}{\text{cm}^3}\right)$ 。

K_3 ; 換算係数 $2.13 \times 10^3 \left(\frac{\text{dis} \cdot \text{g} \cdot \text{mrem}}{\text{MeV} \cdot \mu\text{Ci} \cdot \text{hr}}\right)$ 。

m ; 甲状腺質量 (g)。成人 20 g, 幼児 4 g, 乳児 2 g。

f_a ; 呼吸によりよう素が甲状腺に達する割合。0.15

ϵ_i ; i 核種の有効エネルギー (MeV)。 ^{131}I (0.23), ^{132}I (0.65), ^{133}I (0.54),
 ^{134}I (0.82), ^{135}I (0.52)。

$T_{e,i}$; i 核種の有効半減期 (hr)。 ^{131}I (182.4), ^{132}I (2.3), ^{133}I (20.9),
 ^{134}I (0.86), ^{135}I (6.7)。

M_a ; 呼吸率 (cm^3/day)。成人 2×10^7 , 幼児 8×10^6 , 乳児 3×10^6 。

X_i ; i 核種の空气中濃度。1 ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)とする。

A_i ; 摂取率 ($\mu\text{Ci}/\text{hr}$)。成人 8.33×10^5 , 幼児 3.33×10^5 , 乳児 1.25×10^5 。

換算係数 K_3 は以下のように計算した。

$$\begin{aligned} K_3 &= 3.7 \times 10^4 \left(\frac{\text{dis}}{\text{sec}} \cdot \frac{1}{\mu\text{Ci}}\right) \times 1.6 \times 10^{-6} \left(\frac{\text{erg}}{\text{MeV}}\right) \times \frac{1}{100} \left(\frac{\text{rad}}{\text{rad}} / \frac{\text{erg}}{\text{rad}}\right) \\ &\quad \times 10^3 \left(\frac{\text{mrem}}{\text{rad}}\right) \times 3.6 \times 10^3 \left(\frac{\text{sec}}{\text{hr}}\right) \\ &= 2.13 \times 10^3 \left(\frac{\text{dis} \cdot \text{g} \cdot \text{mrem}}{\text{MeV} \cdot \mu\text{Ci} \cdot \text{hr}}\right) \end{aligned}$$

事故時には f_a を 0.23, M_a を $10^7 \text{cm}^3/8 \text{hr}$ とする考え方がある。この場合は表1の数値を f_a の補正として 1.53 倍し, また, M_a の補正として 1.5 倍する。全体として 2.3 倍する。

Appendix 2. 希ガスとよう素の影響範囲の相違

8で述べた書式1に、放出源側情報として放出地上高100 m、放射能放出率 10^6 (Ci/hr)、予測放出時間3時間、大気安全度D、平均風速5 (m/sec) のとき排気筒より風下2.5 km 地点における放射性希ガスによる予測被曝線量が600 mRになることを示した。また書式2では同様な放出条件で放射性よう素を 10^3 (Ci/hr)、で放出する場合、希ガスのときと同じ評価地点でよう素を呼吸することによる幼児の甲状腺被曝線量は600 (mrem) となることを示した。このように希ガスが 10^6 (Ci/hr) 及びよう素が 10^3 (Ci/hr) で3時間放出した場合希ガスによる外部全身被曝とよう素による幼児の甲状腺被曝線量がそれぞれ600 (mrem) と評価され、両者は等しくなるので、単純に被曝線量的にみた場合、よう素は希ガスに比較し約 10^3 倍影響力が大きいことがわかる。EPA 520/1-75-001でも¹⁴⁾よう素は希ガスよりも約 10^3 倍影響力が大きいと報告されており、したがってよう素の放出があるときの緊急時計画領域 (EPZ = Emergency planning Zone, 以下「EPZ」と呼ぶ) は希ガス放出のみの場合よりも格別に広範囲となり、EPZの大きさを決定する要因はよう素の放出の有無による。米国原子力規制委員会と環境保護庁の緊急時指針では、100万kWe原子力発電所の最大規模の事故のとき、放射性希ガスに関するEPZについては放出源より半径16 km、よう素放出などがある場合の食品摂取等に関するEPZについて、放出源より半径80 kmの60度範囲としている¹⁵⁾。

以上のようにEPZは事故時の放出特性によって一義的に決まり事故時の放出規模により伸縮する。

表1 よう素の地上空气中濃度と甲状腺被曝線量換算係数
 (海藻類を摂取しない場合で、各よう素核種の空气中濃度を $1 \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ としたときの呼吸による単位時間あたりの甲状腺被曝線量)

$$\left(\frac{\text{mrem}}{\text{hr}} / \frac{\mu\text{Ci}}{\text{cm}^3} \right)$$

被曝区分と核種		呼 吸
成 人	^{131}I	8.06×10^8
	^{132}I	2.91×10^7
	^{133}I	2.17×10^8
	^{134}I	1.36×10^7
	^{135}I	6.72×10^7
幼 児	^{131}I	1.61×10^9
	^{132}I	5.82×10^7
	^{133}I	4.34×10^8
	^{134}I	2.73×10^7
	^{135}I	1.35×10^8
乳 児	^{131}I	1.21×10^9
	^{132}I	4.36×10^7
	^{133}I	3.25×10^8
	^{134}I	2.05×10^7
	^{135}I	1.01×10^8

表3 放射性希ガス、よう素の炉内蓄積放射能の時間的变化

炉停止後経過 時間 (分)	Kr + Xe (Ci/MW)	Kr 系 (Ci/MW)	Xe 系 (Ci/MW)	I 系 (Ci/MW)
0.	4.03×10^5	1.39×10^5	2.64×10^5	3.93×10^5
1.	2.63×10^5	7.40×10^4	1.89×10^5	2.59×10^5
3.	2.14×10^5	5.83×10^4	1.55×10^5	2.43×10^5
5.	1.93×10^5	5.27×10^4	1.40×10^5	2.40×10^5
10.	1.64×10^5	4.57×10^4	1.18×10^5	2.36×10^5
30.	1.29×10^5	3.87×10^4	9.07×10^4	2.28×10^5
50.	1.18×10^5	3.50×10^4	8.23×10^4	2.19×10^5
100.	1.07×10^5	2.77×10^4	7.80×10^4	1.97×10^5
300.	9.14×10^4	1.21×10^4	7.93×10^4	1.49×10^5
500.	8.57×10^4	5.89×10^3	7.87×10^4	1.30×10^5
1,000.	7.40×10^4	1.44×10^3	7.23×10^4	1.03×10^5
3,000.	5.18×10^4	4.98×10^2	5.13×10^4	6.07×10^4
10,000.	2.74×10^4	4.95×10^2	2.69×10^4	2.51×10^4
30,000.	4.93×10^3	4.94×10^2	4.44×10^3	5.27×10^3

表2 核種別放射性希ガス、よう素の炉内蓄積放射能の時間的变化

核種	炉停止直後(飽和値) (Ci/MW)	炉停止後1分目 (Ci/MW)	炉停止後100分目 (Ci/MW)
^{83m}Kr	2.56×10^3	2.56×10^3	2.17×10^3
^{85m}Kr	7.33×10^3	7.33×10^3	5.69×10^3
^{85}Kr	4.95×10^2	4.95×10^2	4.95×10^2
^{87}Kr	1.40×10^4	1.40×10^4	5.70×10^3
^{88}Kr	2.03×10^4	2.02×10^4	1.35×10^4
^{89}Kr	2.57×10^4	2.11×10^4	—
^{90}Kr	2.84×10^4	8.07×10^3	—
^{91}Kr	2.11×10^4	3.30×10^2	—
全 Kr	1.39×10^5	7.40×10^4	2.77×10^4
^{131m}Xe	2.83×10^2	2.83×10^2	2.82×10^2
^{133m}Xe	1.37×10^3	1.37×10^3	1.36×10^3
^{133}Xe	5.41×10^4	5.41×10^4	5.41×10^4
^{135m}Xe	1.51×10^4	1.51×10^4	1.27×10^4
^{135}Xe	3.85×10^3	3.85×10^3	8.67×10^3
^{137}Xe	5.22×10^4	4.72×10^4	—
^{138}Xe	4.99×10^4	4.81×10^4	8.47×10^2
^{139}Xe	4.23×10^4	1.68×10^4	—
^{140}Xe	2.89×10^4	2.21×10^3	—
全 Xe	2.64×10^5	1.89×10^5	7.80×10^4
^{131}I	2.79×10^4	2.79×10^4	2.79×10^4
^{132}I	4.01×10^4	4.01×10^4	3.95×10^4
^{133}I	5.39×10^4	5.39×10^4	5.25×10^4
^{134}I	6.18×10^4	4.17×10^4	3.31×10^4
^{135}I	4.81×10^4	4.80×10^4	4.05×10^4
全 I	3.93×10^5	2.59×10^5	1.97×10^5

書式1 希ガスによる代表地点の予測被曝線量評価(例)
(放出源情報が得られる場合)

原子炉名

原子炉停止時刻 ○年○月28日8時10分

施設側報告者名	○海○郎	備 考	
線量評価者名	○洗○次		
情報集収時刻又は線量評価時刻	28日10時10分 日		
風 向	NE		
風 速 u (m/sec)	5		
大気安定度	D		
天 候	晴		
放出地上高H(m)及び場所	100(排気筒)		
放出様式	I 放射能放出率 Q (Ci/hr)		10 ⁶
	I 予測放出時間 T (hr)		3
	II 予測放射能総放出量 Q _T (Ci)		
	II 放出時間 T (hr)		
放出における排気系の浄化機能	無し		
炉停止より放出開始までの時間 (hr)	2		
実効エネルギー (MeV)。図6より求めるか又は以下とする。 炉停止後 5時間まで 0.5 MeV " 5時間より15時間 0.2 MeV " 15時間以上 0.08 MeV	0.5		
総量評価地点と放出点からの風下距離	○○町, SW, 2.5 km		
図2, 図3の読取値に $\left(\frac{10^{-3} \cdot Q \cdot E}{u}\right)$ 掛る線量率修正係数	$\frac{10^{-3} \cdot 10^6 \cdot 0.5}{5}$ = 100		
図2, 図3より求めた評価地点の線量率 \dot{D} (mR/hr)	2 × 100 = 200 (mR/hr)		
評価地点の予測被曝線量 D (mR) = $\dot{D} \times T$	20 × 3 = 600 (mR)		
図2, 図3の読取値に $\left(\frac{10^{-3} \cdot Q_T \cdot E}{u}\right)$ 掛ける線量修正係数			
評価地点の予測被曝線量 D (mR)			

} 放出地上高付近の風向, 風速。

晴, 雨, 雪など。

排気筒以外の場合もある注意を要す。
放射性希ガスの全放射能放出率または放出総量。

チャコールベッド等で浄化され排気されているか否か。

施設側より実効エネルギーの情報を収集した場合は, それを用いる。

風向と方位に注意, 地名を記入。

10^{-3} は $\left(\frac{\text{mR}}{\text{hr}} / \frac{\mu\text{R}}{\text{hr}}\right)$ の換算係数である。

2 は図2 または図3-2 からの読取値。

} 予測放射能放出総量の情報が得られる場合。

書式2 全よう素放射能測定による代表地点の幼児の呼吸による甲状腺予測被曝線量評価(例)
(放出源情報が得られる場合)

原子炉名

原子炉停止時刻 ○年○月28日8時10分

施設側報告者名	○海○郎		備考 放出地上高付近の風向、風速。	
線量評価者名	○洗○次			
情報集収時刻又は線量評価時刻	28日10時10分	日		
風 向	NE			
風 速 u (m/sec)	5			
大気安定度	D			
天 候	晴			晴、雨、雪など。
放出地上高H(m)及び場所	100(排気筒)			排気筒以外の場合もある注意を要す。
放出様式	I	全よう素放射能放出率 Q (Ci/hr)		10 ³
		予測放出時間 T (hr)		3
	II	全よう素予測放射能放出総量 Q _T (Ci)		
		放出時間 T (hr)		
放出における排気系の浄化機能	浄化機能不良漏洩あり			
炉停止より放出開始までの時間 (hr)	2			
幼児の甲状腺被曝線量換算係数。図13より求めるか又は以下とする $\left(\frac{\text{mrem}}{\text{hr}} / \frac{\mu\text{Ci}}{\text{cm}^3} (\text{全よう素}) \right)$ 炉停止後 2時間まで K = 4 × 10 ⁸ " 2時間より24時間 K = 6 × 10 ⁸ " 24時間より72時間 K = 8 × 10 ⁸	4 × 10 ⁸			
線量評価地点と放出点からの風下距離	○○町, SW, 2.5 km		風向と方位に注意、地名を記入。	
図4、図5の読取値に掛る 空气中濃度修正係数 $\left(\frac{Q}{u} \right)$	$\frac{10^3}{5} = 200$		2.5 × 10 ⁻⁹ は図4、または図5-2からの読取値。	
図4、図5より求めた評価地点の濃度 X' (μCi/cm ³)	2.5 × 10 ⁻⁹ × 200 = 5 × 10 ⁻⁷			
評価地点の予測被曝線量 D _{thy} (mrem) = K · X' · T	4 × 10 ⁸ × 5 × 10 ⁻⁷ × 3 = 600			
図4、図5の読取値に掛る 空气中濃度修正係数 $\left(\frac{Q_T}{T \cdot u} \right)$				
評価地点の予測被曝線量 D _{thy} (mrem) = K · X' · T			予測放射能放出総量の情報が得られる場合。Tは放出時間。	

書式3 ¹³¹I放射能測定による代表地点の幼児の呼吸による甲状腺予測被曝線量評価(例)
(放出源情報が得られる場合)

原子炉名

原子炉停止時刻 ○年○月28日8時10分

施設側報告者名	○海○郎	備考 放出地上高付近の風向、風速。 晴、雨、雪など。 排気筒以外の場合もある注意を要す。	
線量評価者名	○洗○次		
情報集収時刻又は線量評価時刻	28日10時10分 日		
風 向	NE		
風 速 u (m/sec)	5		
大気安定度	D		
天 候	晴		
放出地上高H(m)及び場所	100(排気筒)		
放出様式	I ¹³¹ I放射能放出率 Q (Ci/hr)		150
	I 予測放出時間 T (hr)		3
	II ¹³¹ I予測放射能放出総量 Q _T (Ci)		
	II 放出時間 T (hr)		
放出における排気系の浄化機能	浄化機能不良漏洩あり		
炉停止より放出開始までの時間	2		
¹³¹ Iの幼児の甲状腺被曝線量換算係数 1.61×10 ⁹ を図14の ¹³¹ Iの影響割合で 求めるか又は以下とする 炉停止後 2時間まで K=2.7×10 ⁹ " 2時間より24時間 K=2.1×10 ⁹ " 24時間より72時間 K=1.8×10 ⁹	2.7×10 ⁹		
線量評価地点と放出点からの風下距離	○○町, SW, 2.5 km	風向と方位に注意, 地名を記入。	
図4, 図5の読取値に掛る 空气中濃度修正係数 $\left(\frac{Q}{u}\right)$	$\frac{150}{5} = 30$		
図4, 図5より求めた評価地点の濃度 X (μCi/cm ³)	$2.5 \times 10^{-9} \times 30 = 7.5 \times 10^{-8}$	2.5×10 ⁻⁹ は図4, または図5-4からの読取値。	
評価地点の予測被曝線量 D _{Thy.} (mrem) = K · X · T	$2.7 \times 10^9 \times 7.5 \times 10^{-8} \times 3 = 607$		
図4, 図5の読取値に掛る 空气中濃度修正係数 $\left(\frac{Q_T}{T \cdot u}\right)$		予測放射能放出総量の情報が得られる場合。Tは放出時間。	
評価地点の予測被曝線量 D _{Thy.} (mrem) = K · X · T			

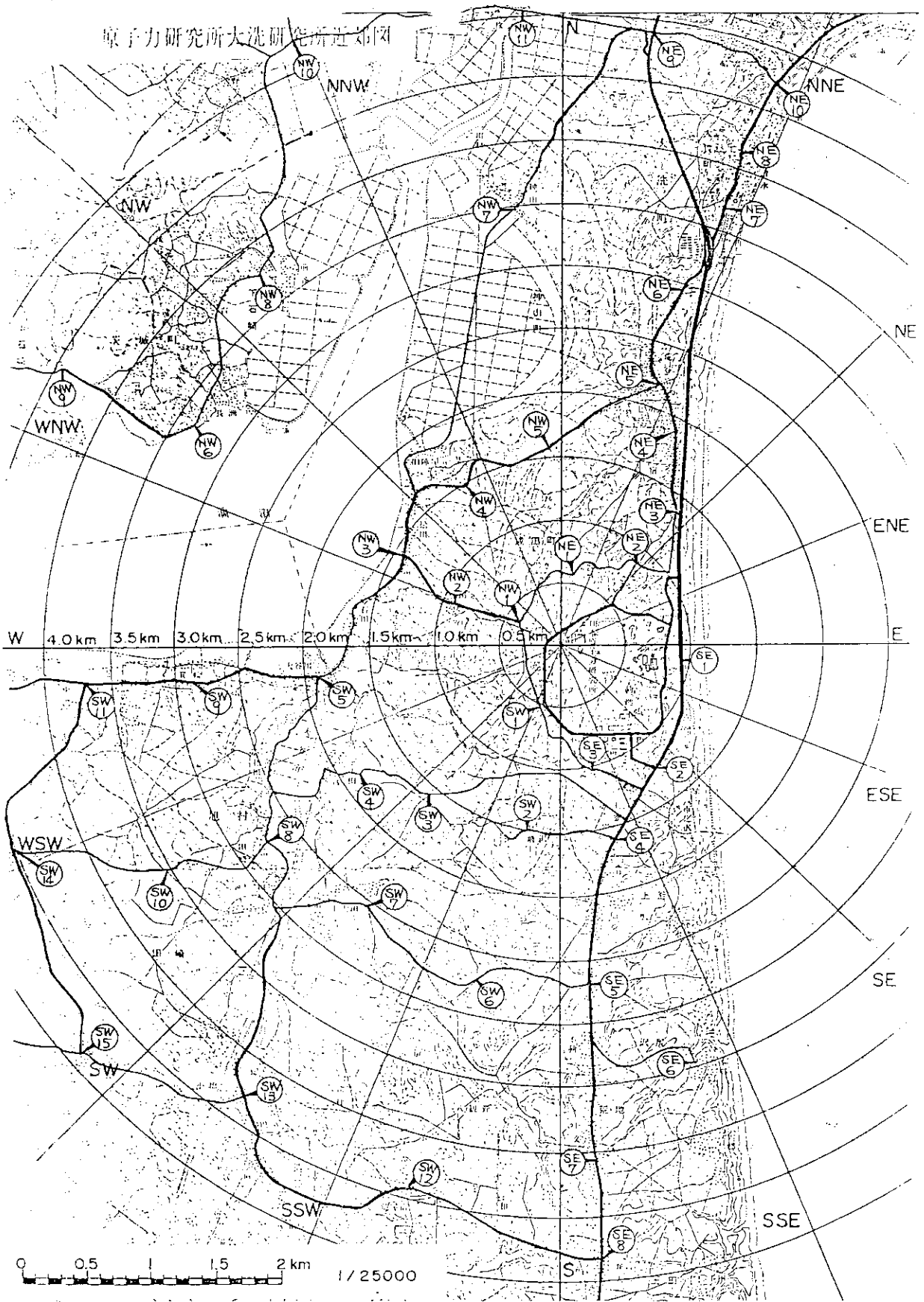


図1 照射線量率及び空气中濃度予測地図及び環境放射線サーベイポイント並びに積算線量計設置ポイントの例

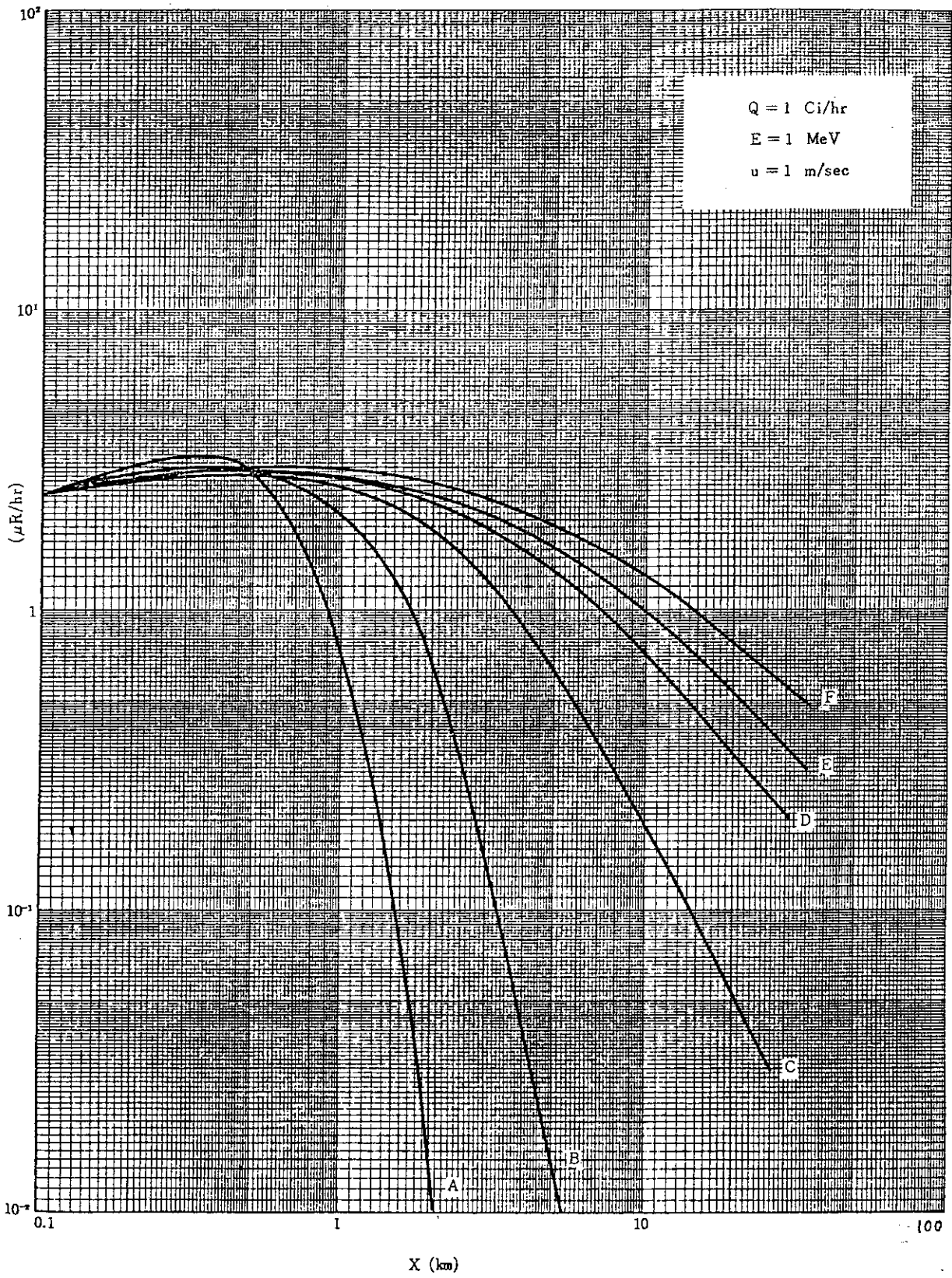


図2 地表軸上照射線量率 (H = 100 m)

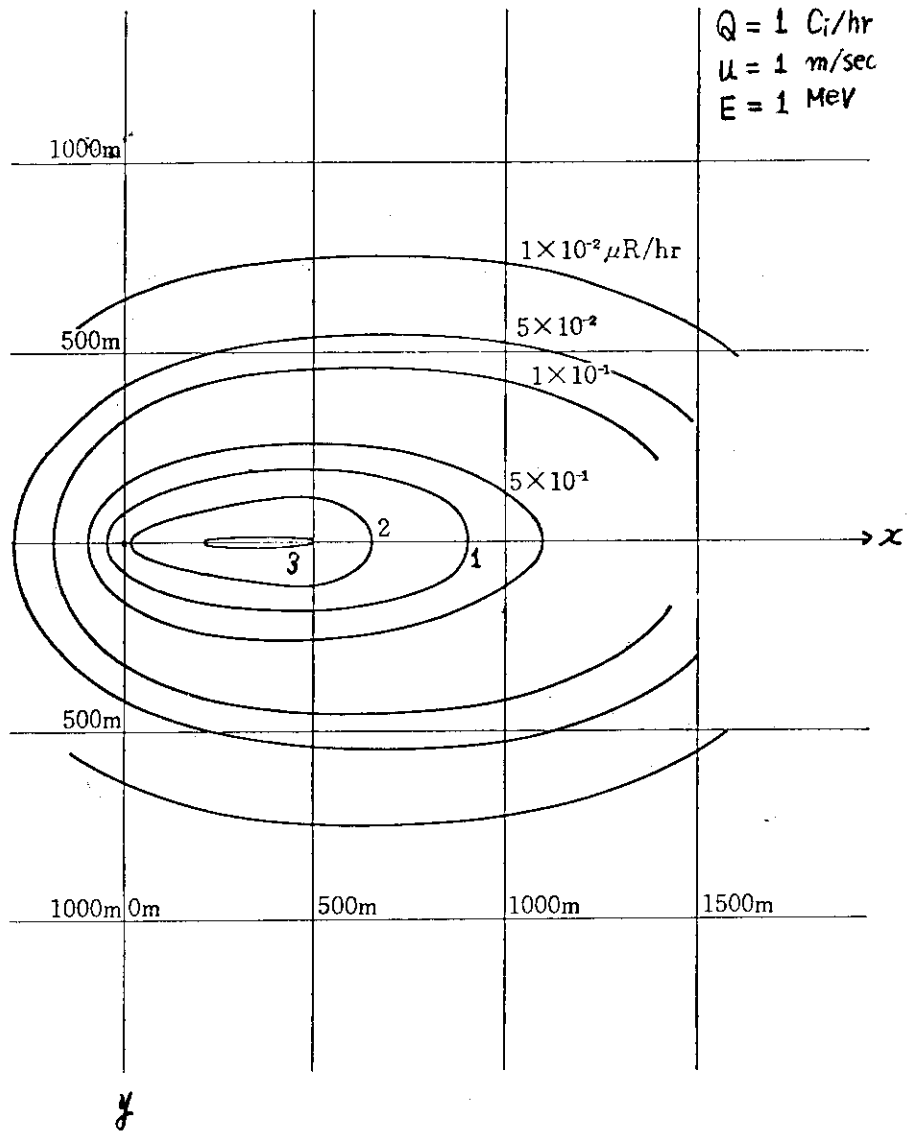


図 3-1 等照射線量率図 (安定度 A, H = 100 m)

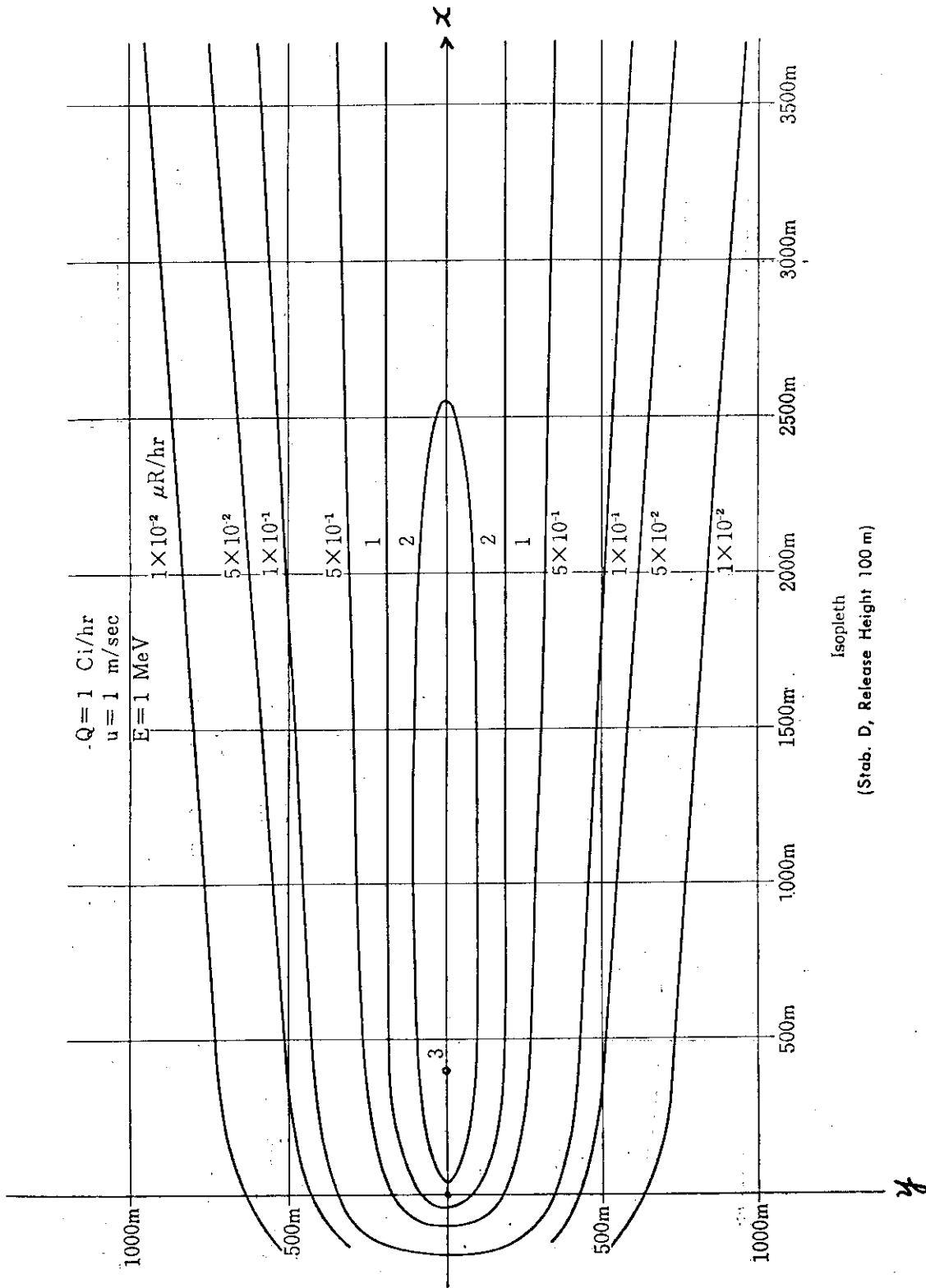


図 3-2 等照射線量率図 (安定度 D, H = 100 m)

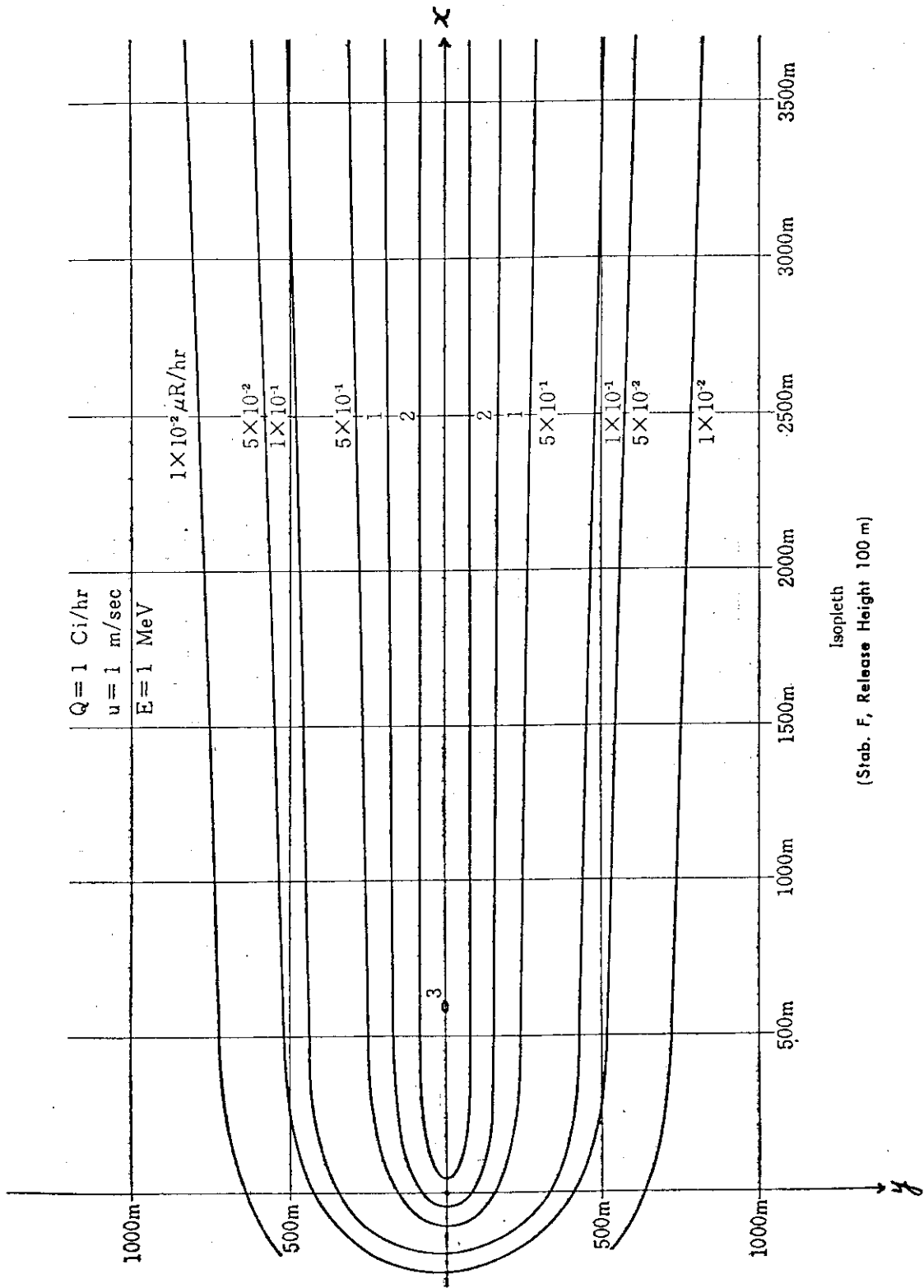


図 3-3 等照射線量率図 (安定度F, H = 100 m)

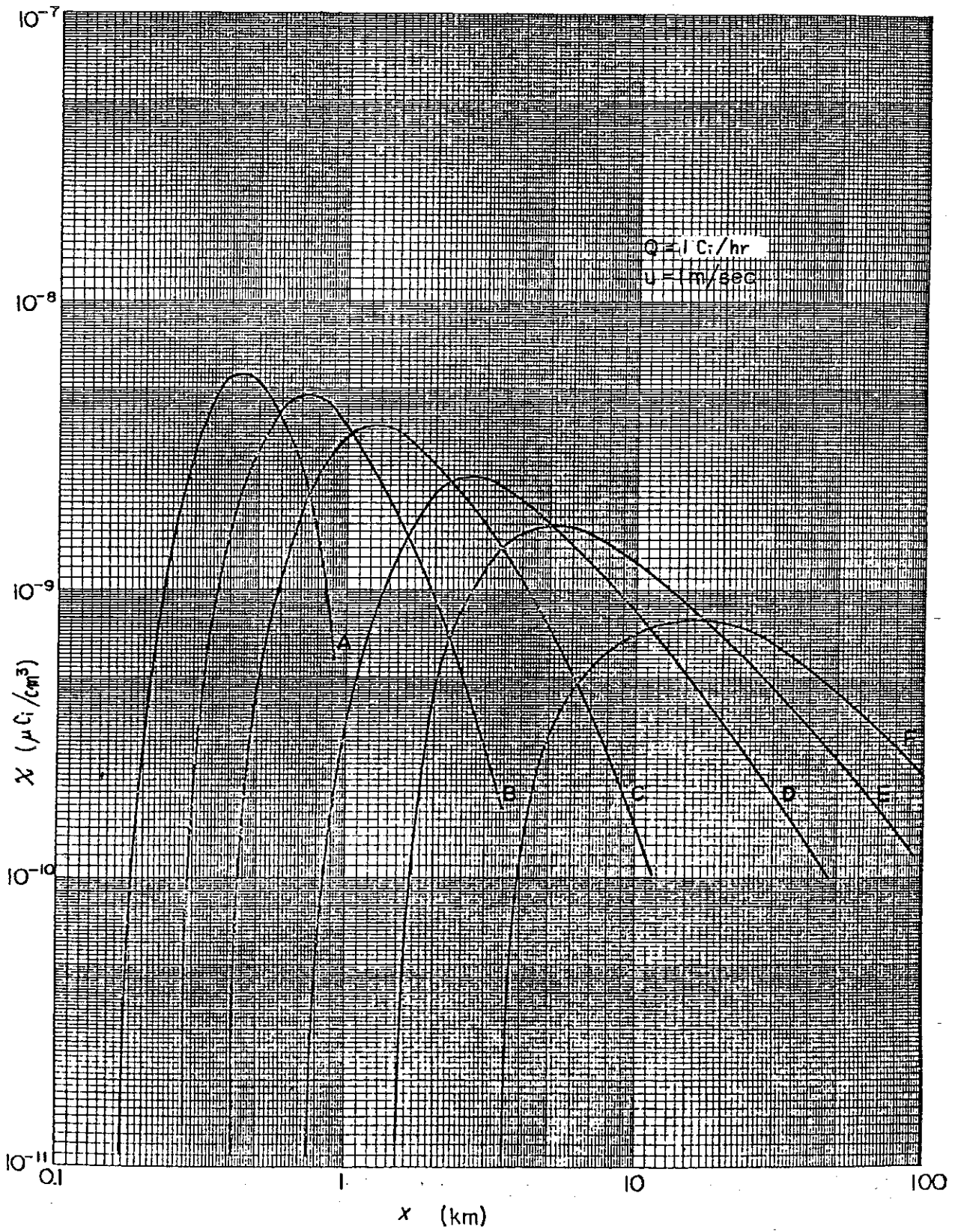


图4 軸上地表濃度 (H = 100 m)

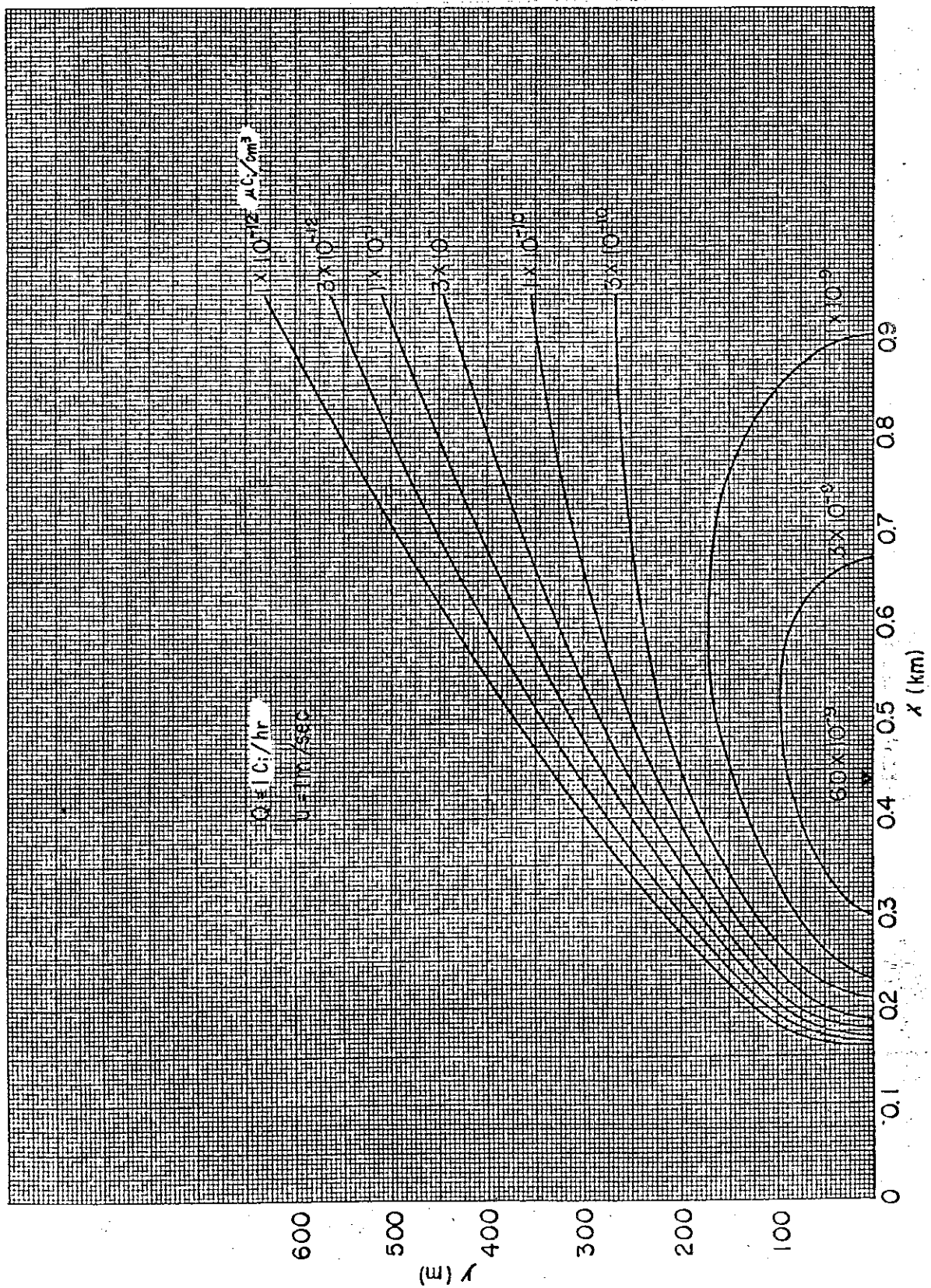


図 5.1 地表等濃度線図 (安定度 A, H = 100 m)

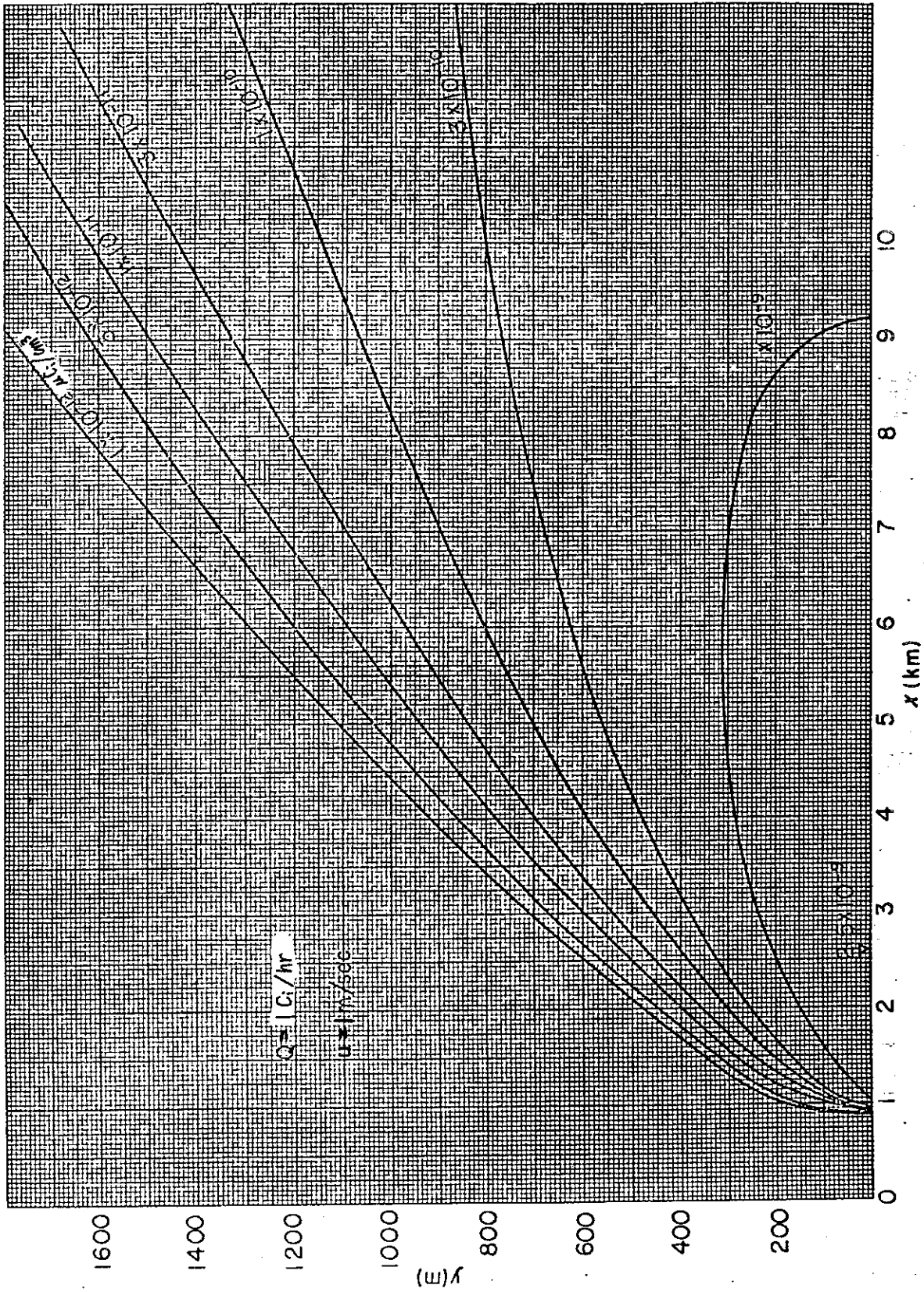


図5-2 地表等濃度線図 (安定度D, H = 100 m)

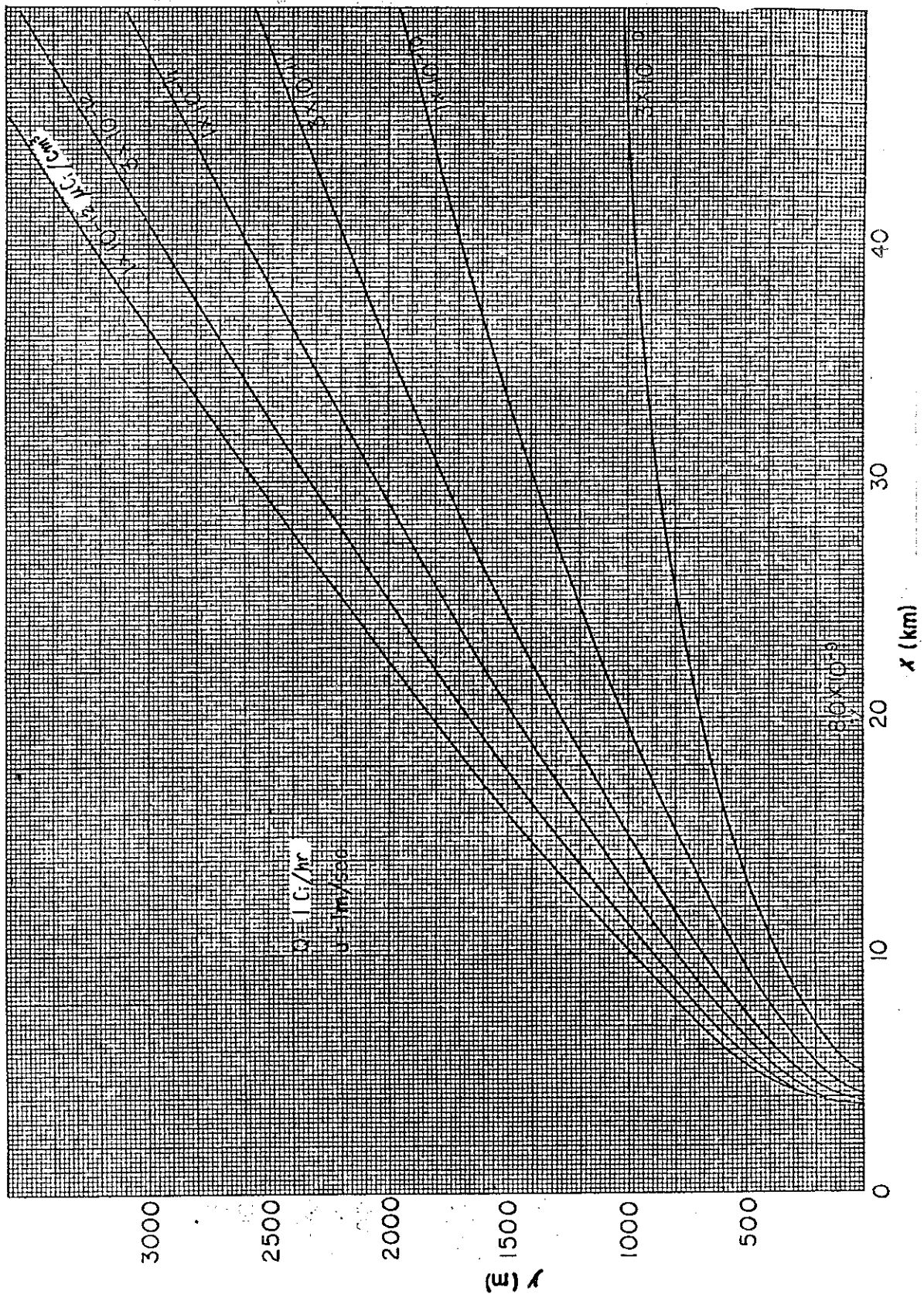
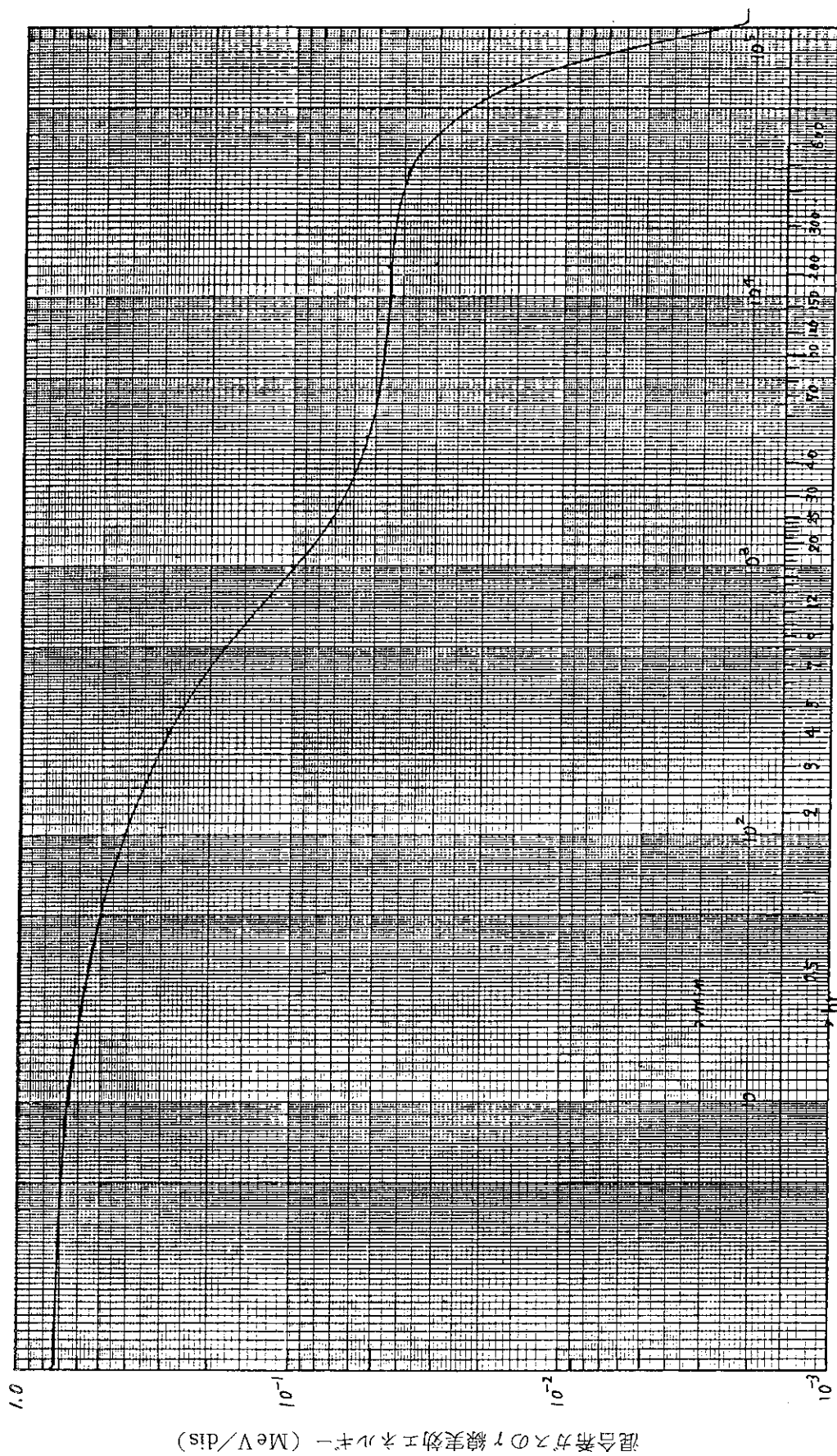


図5-3 地表等濃度線図 (安定度F, H = 100 m)



原子炉停止後放出開始までの時間

図6 原子炉停止後放出開始までの経過時間による混合希ガスのγ線実効エネルギー

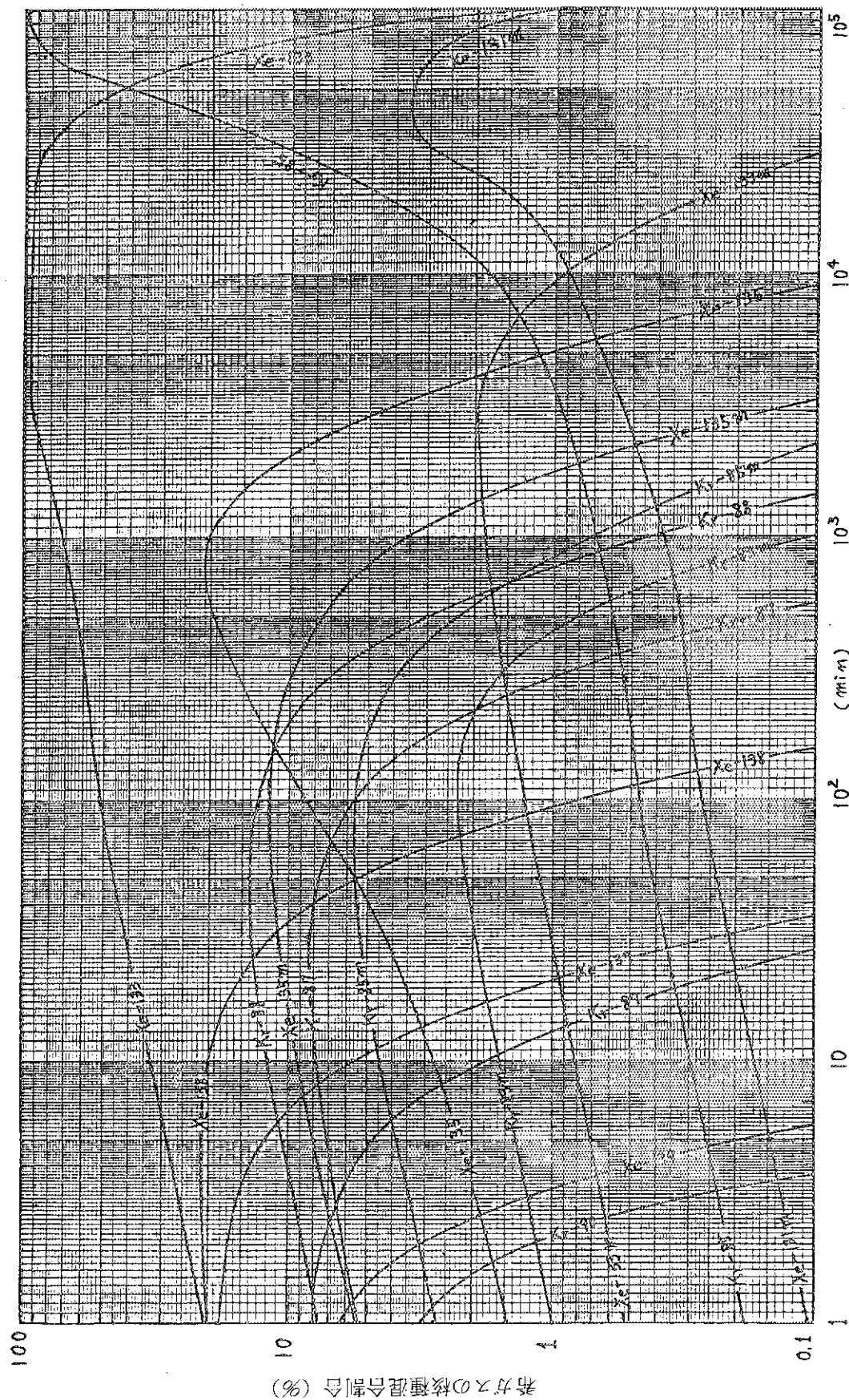
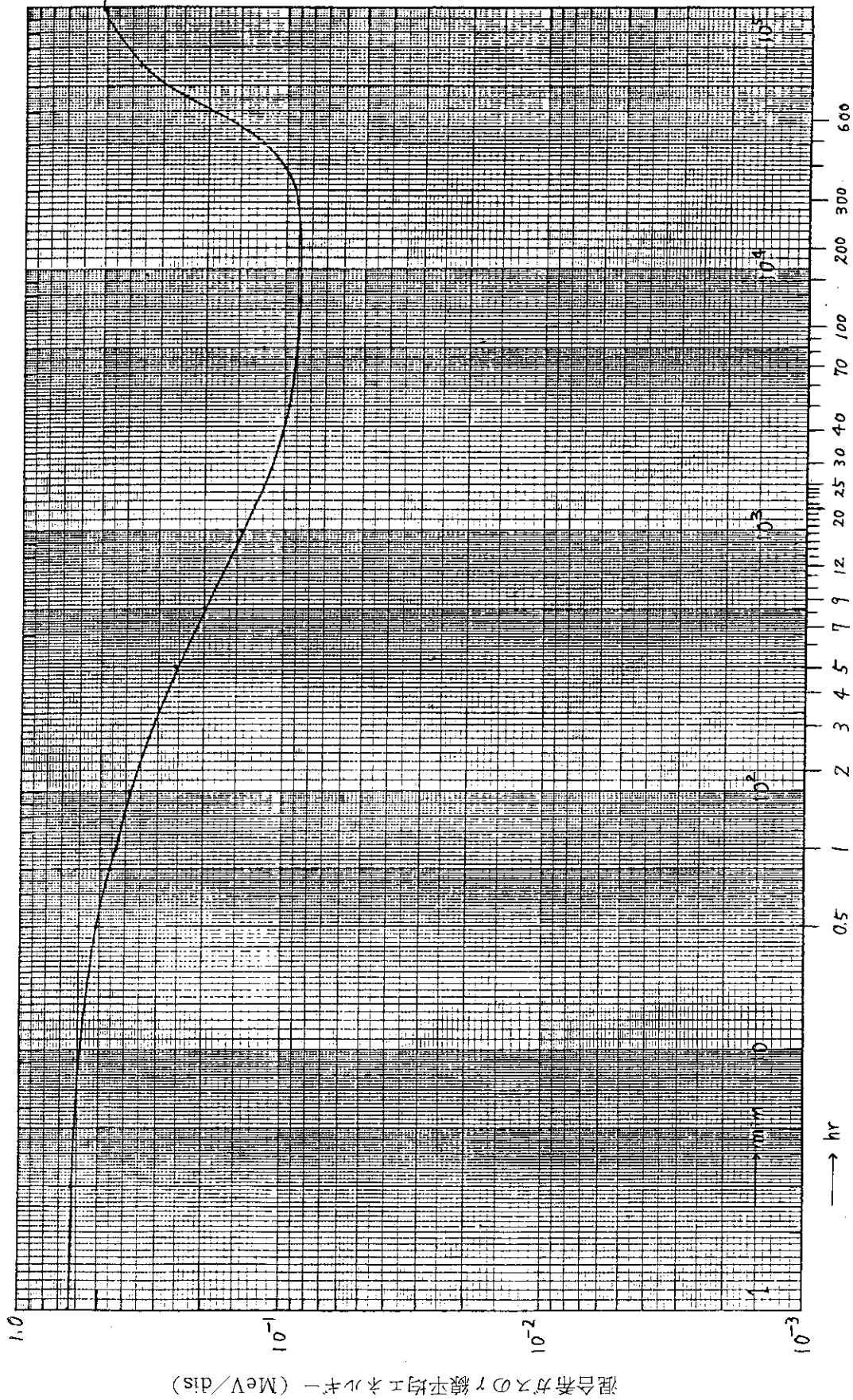
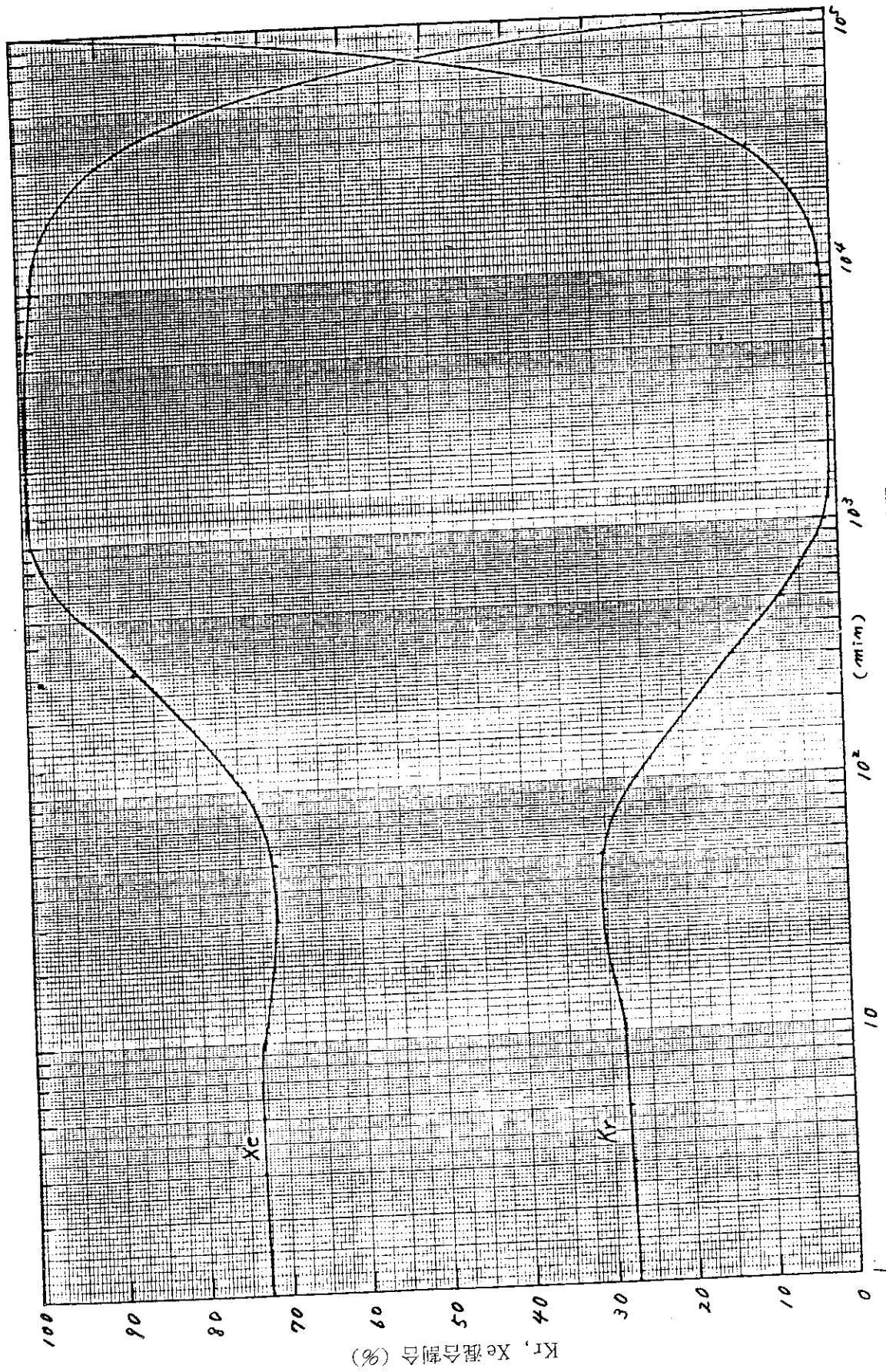


図7 原子炉停止後放出開始までの経過時間による放射性希ガスの核種混合割合



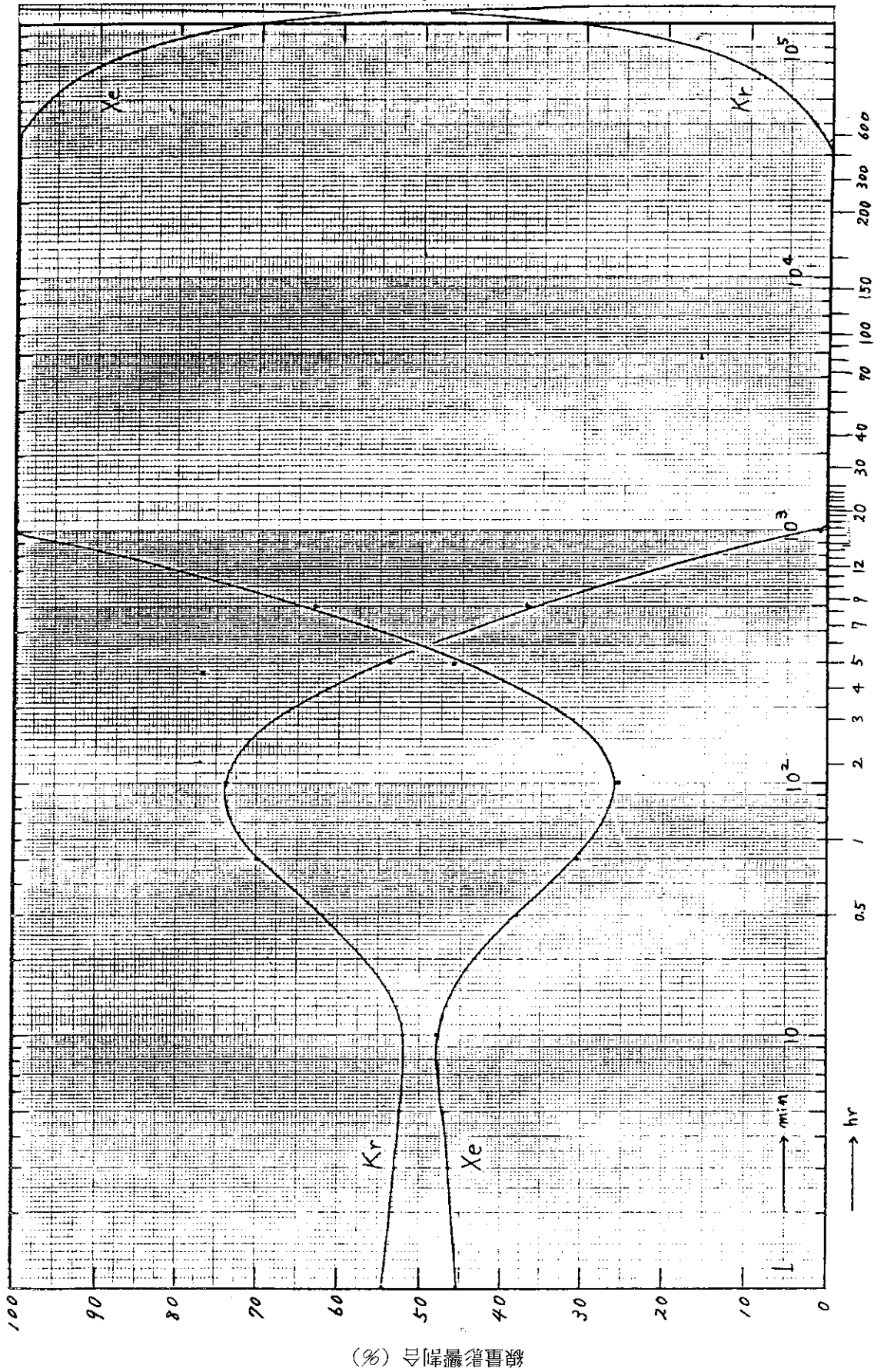
原子炉停止後放出開始までの時間

図8 原子炉停止後放出開始までの経過時間による混合希ガスのγ線平均エネルギー



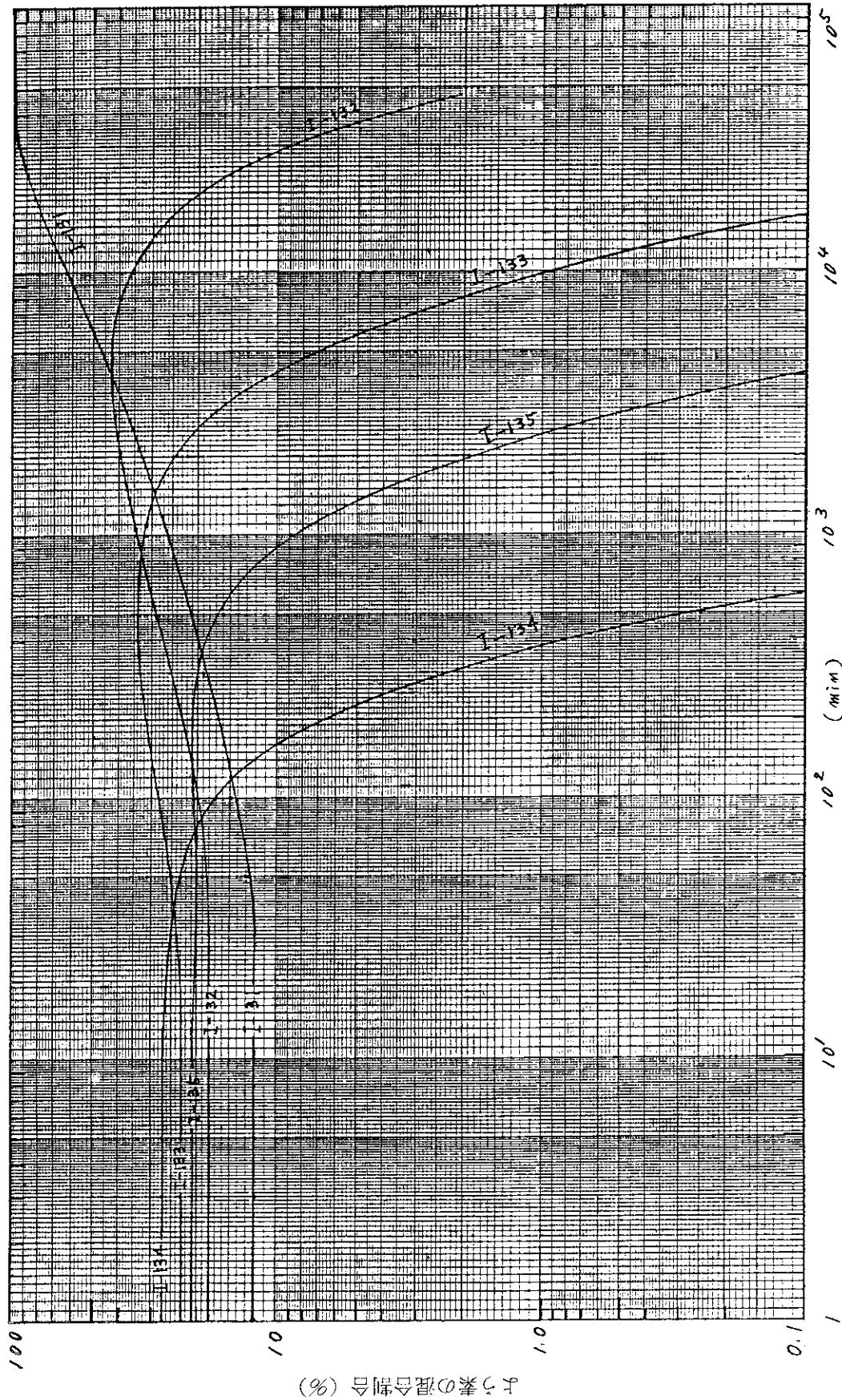
原子炉停止後放出開始までの時間

図9 原子炉停止後のKr系とXe系希ガスの放射能割合



原子炉停止後放出開始までの時間

図 10 原子炉停止後の Kr 系と Xe 系希ガスの照射線量 (率) としての影響割合



原子炉停止後放出開始までの時間

図 11 原子炉停止後放出開始までの経過時間によるよう素核種の混合割合 (¹³²I が ¹³²Te より補給される場合)

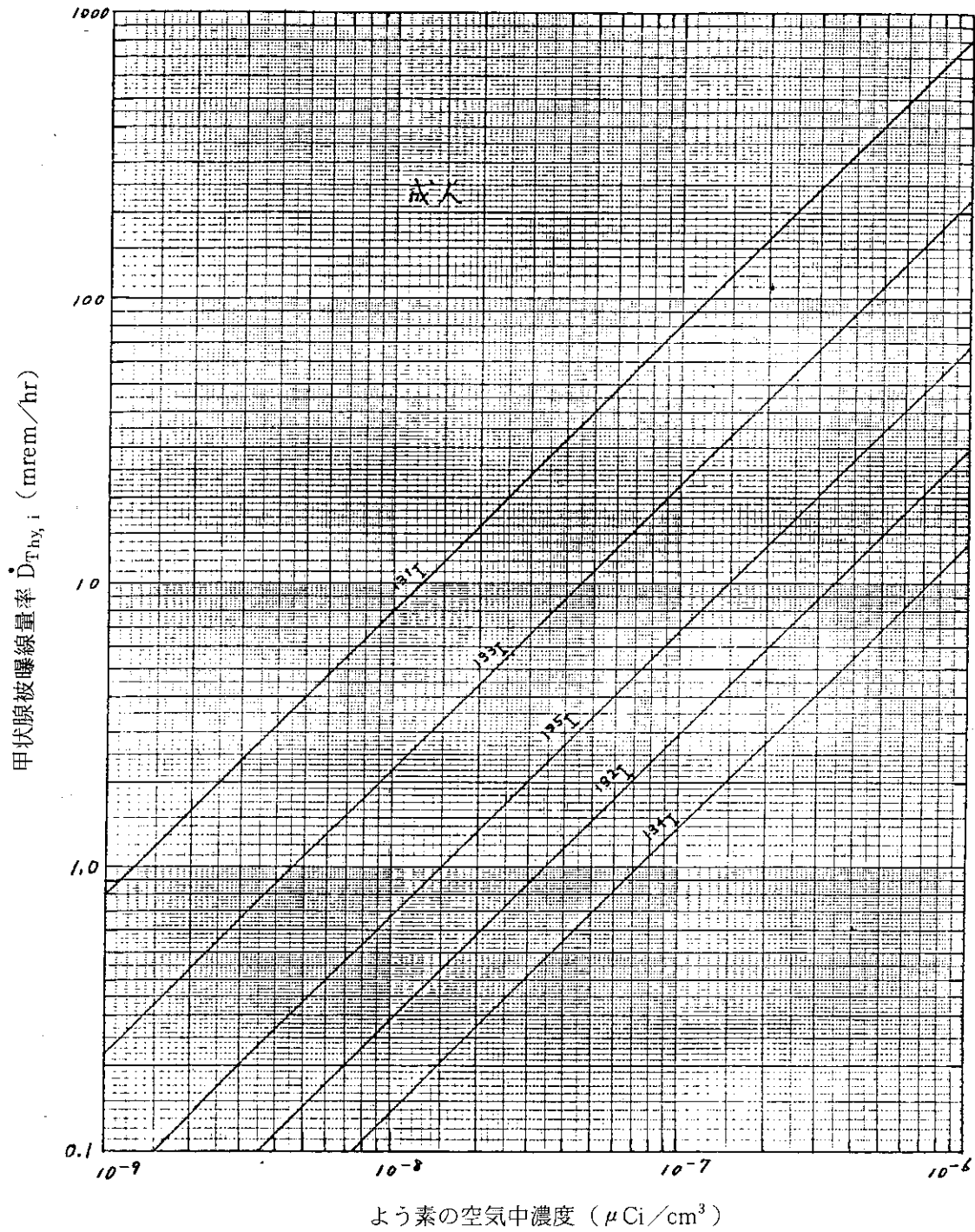


図 12 - 1 呼吸による甲状腺被曝線量率とよう素の空气中濃度の関係 (成人)

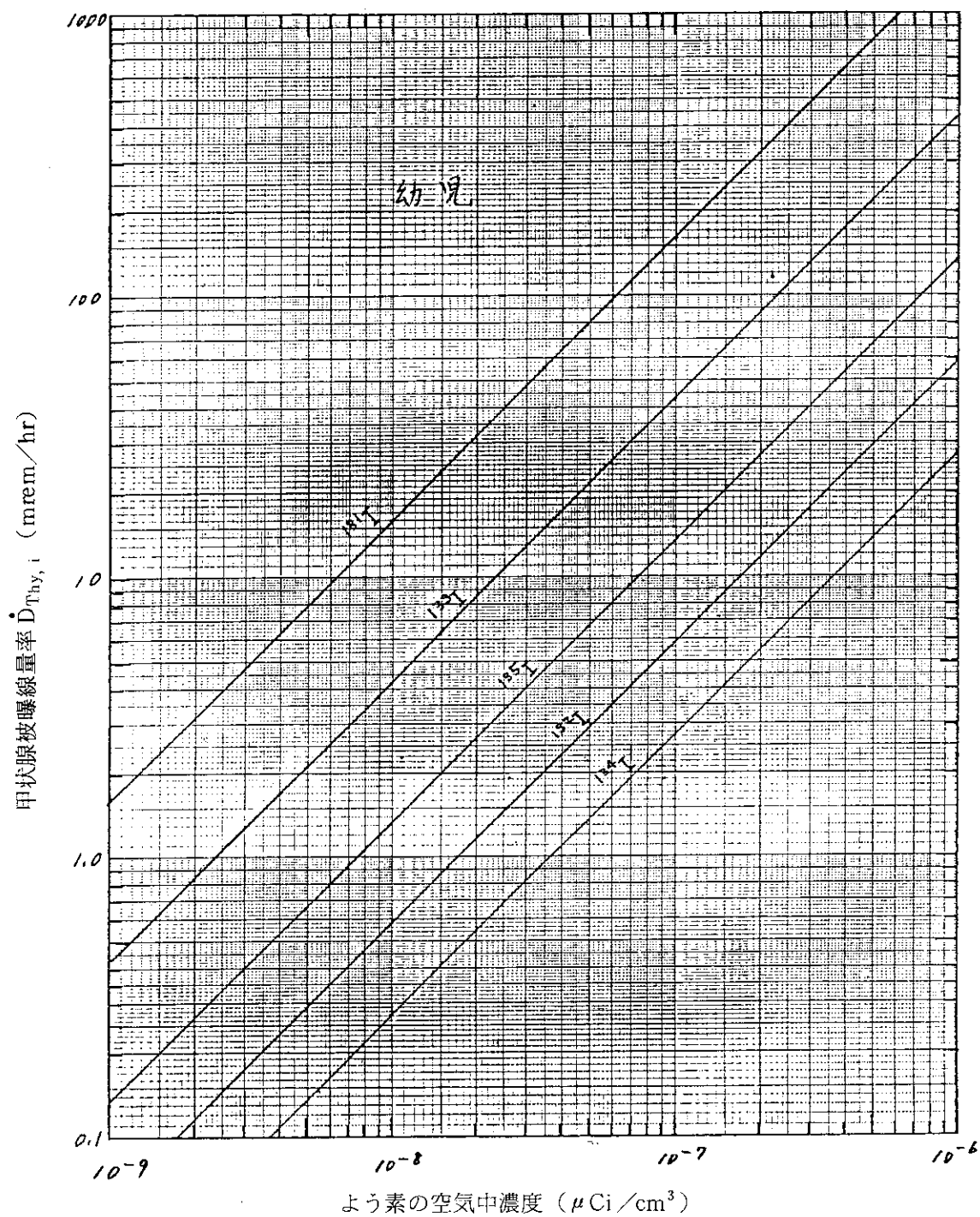


図 12-2 呼吸による甲状腺被曝線量率とよう素の空气中濃度の関係 (幼児)

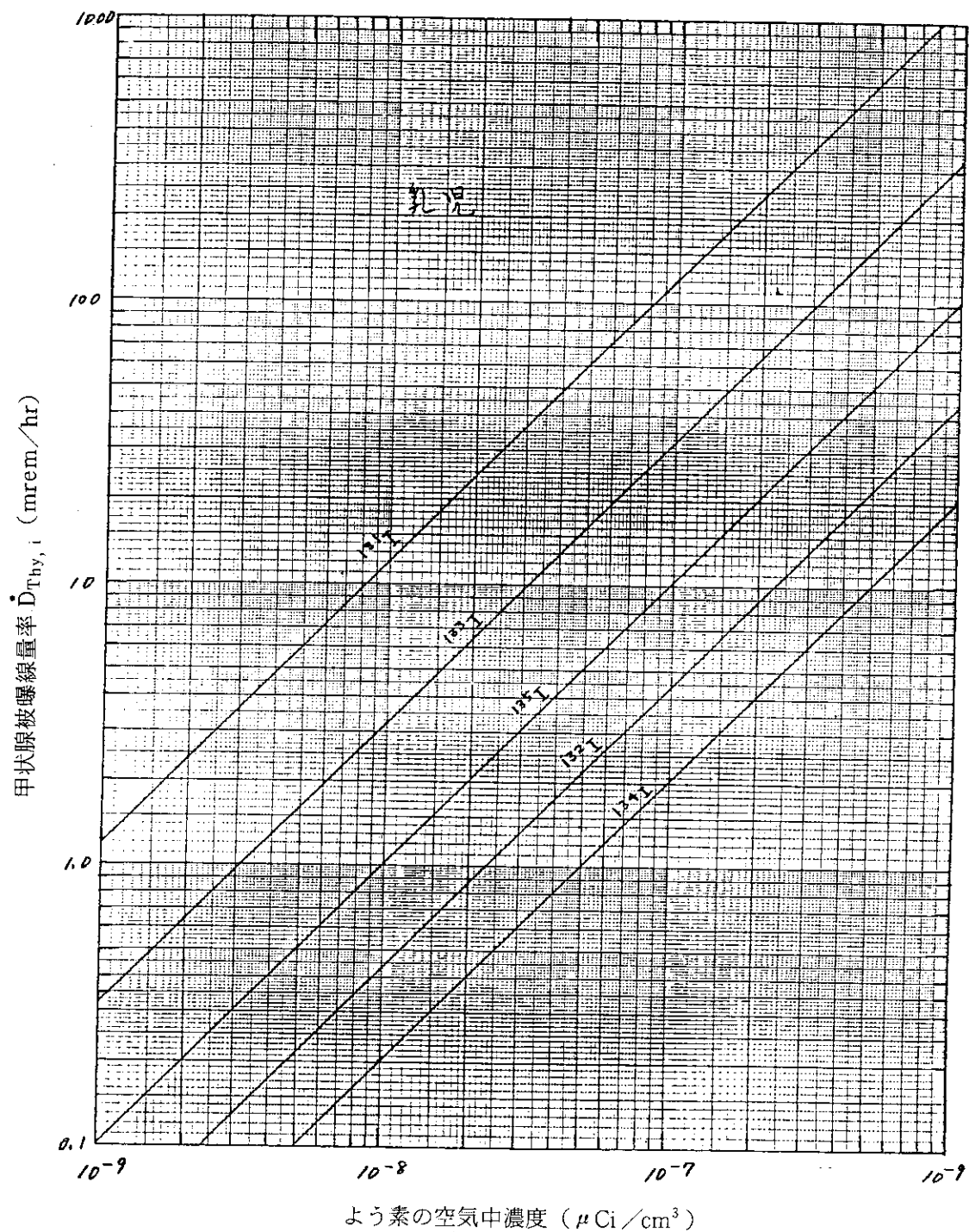


図 12 - 3 呼吸による甲状腺被曝線量率とよう素の空气中濃度の関係 (乳児)

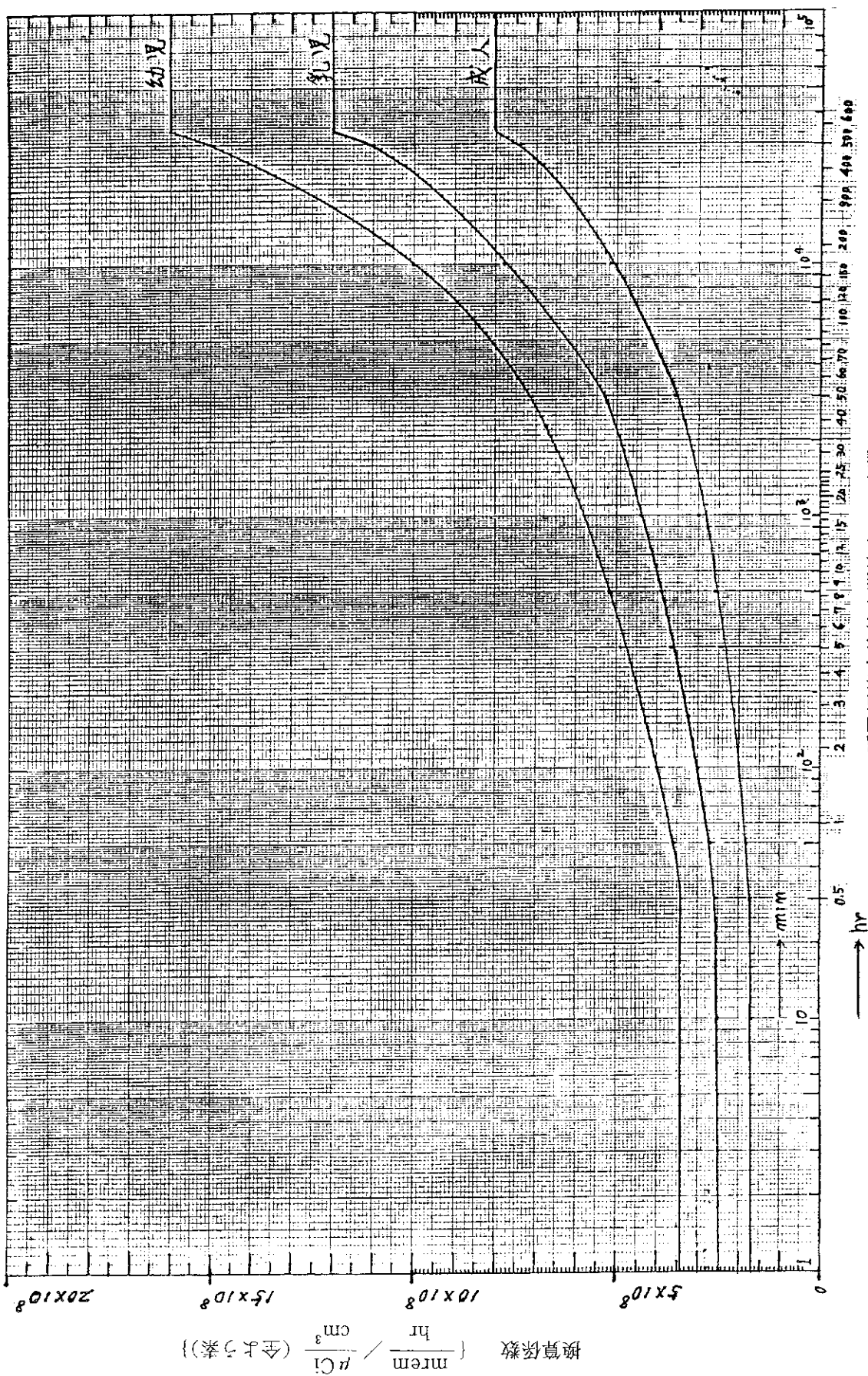


図 13 原子炉停止後の時間による全よう素濃度と呼吸による甲状腺被曝線量換算係数

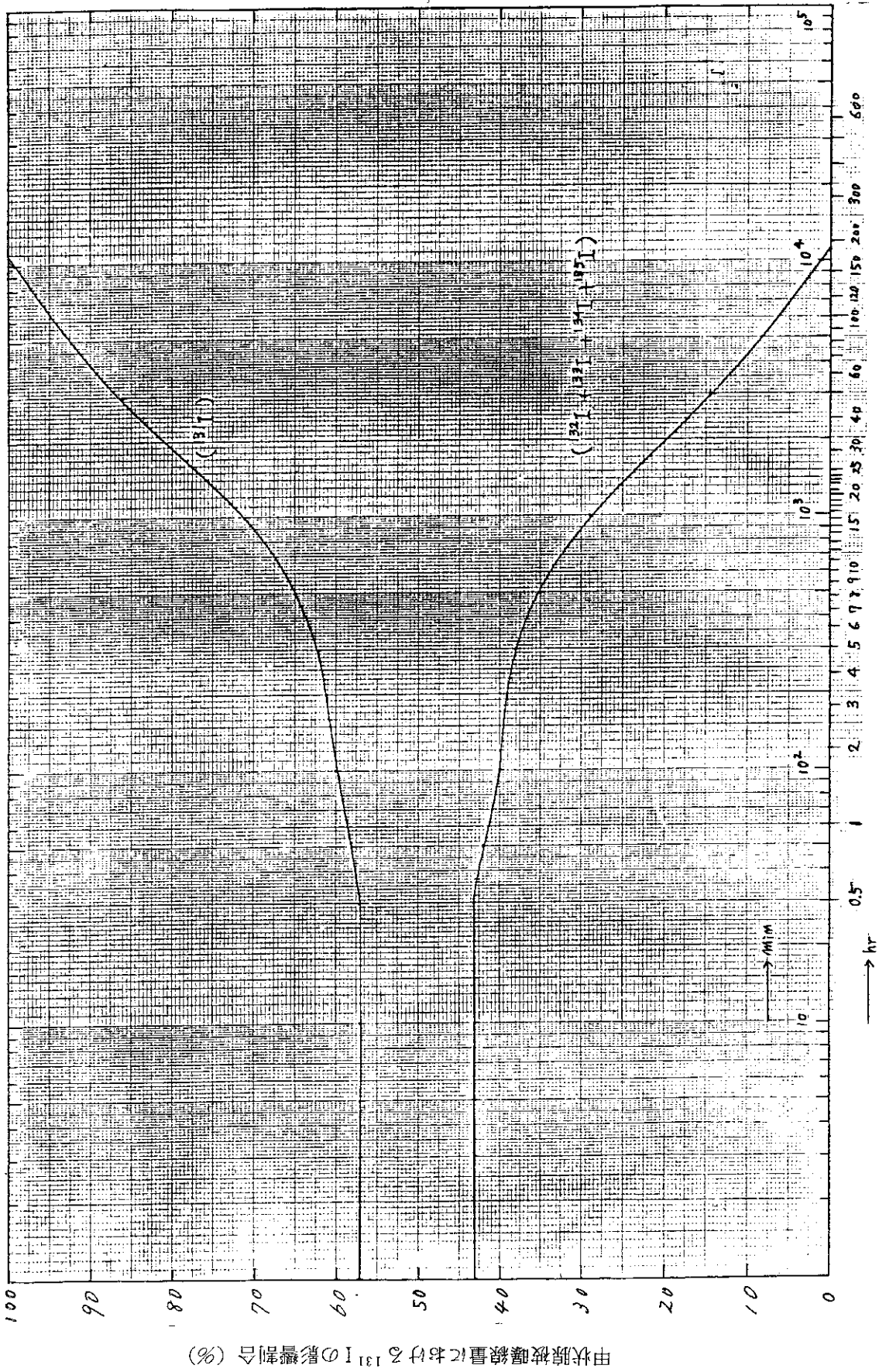
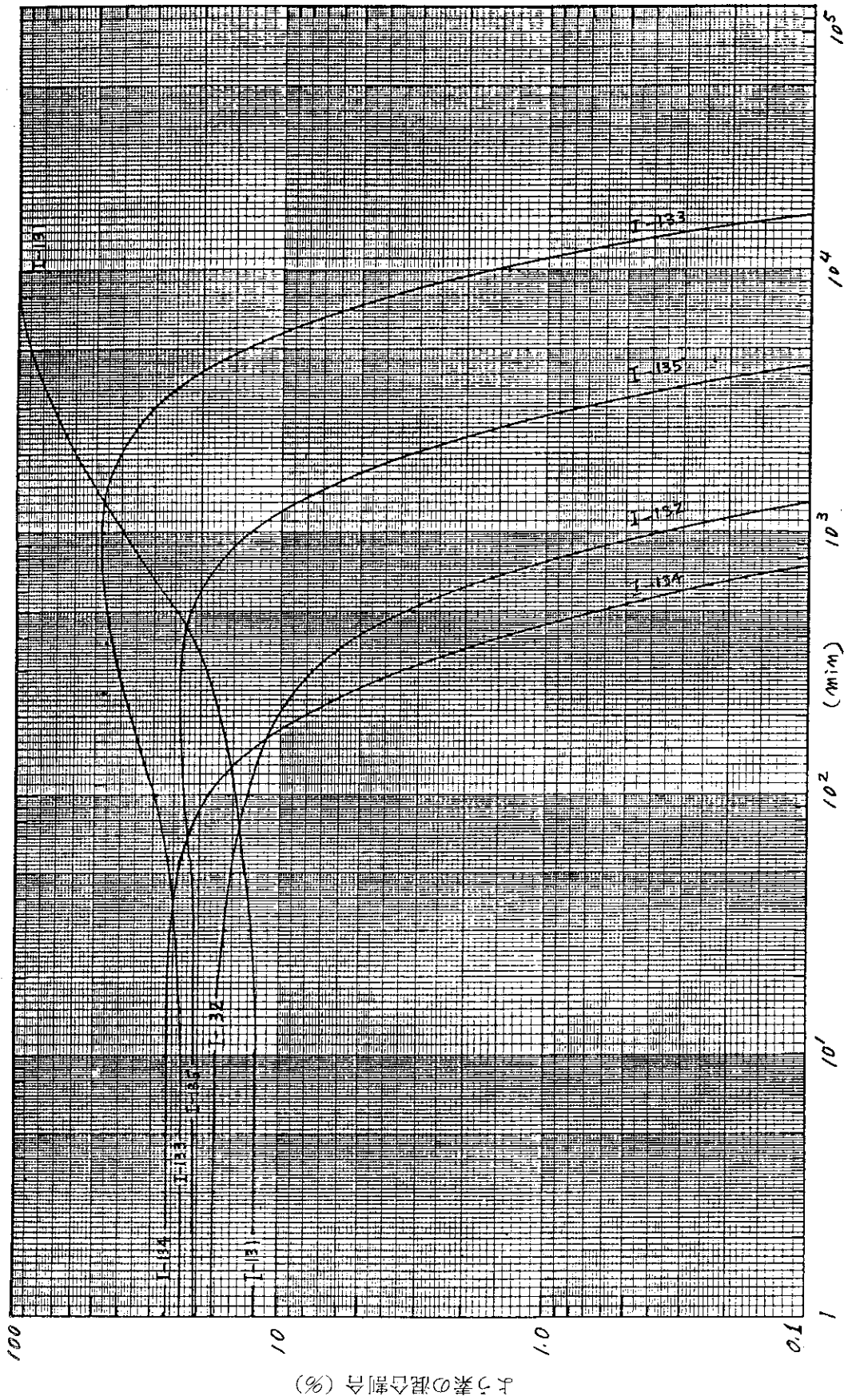


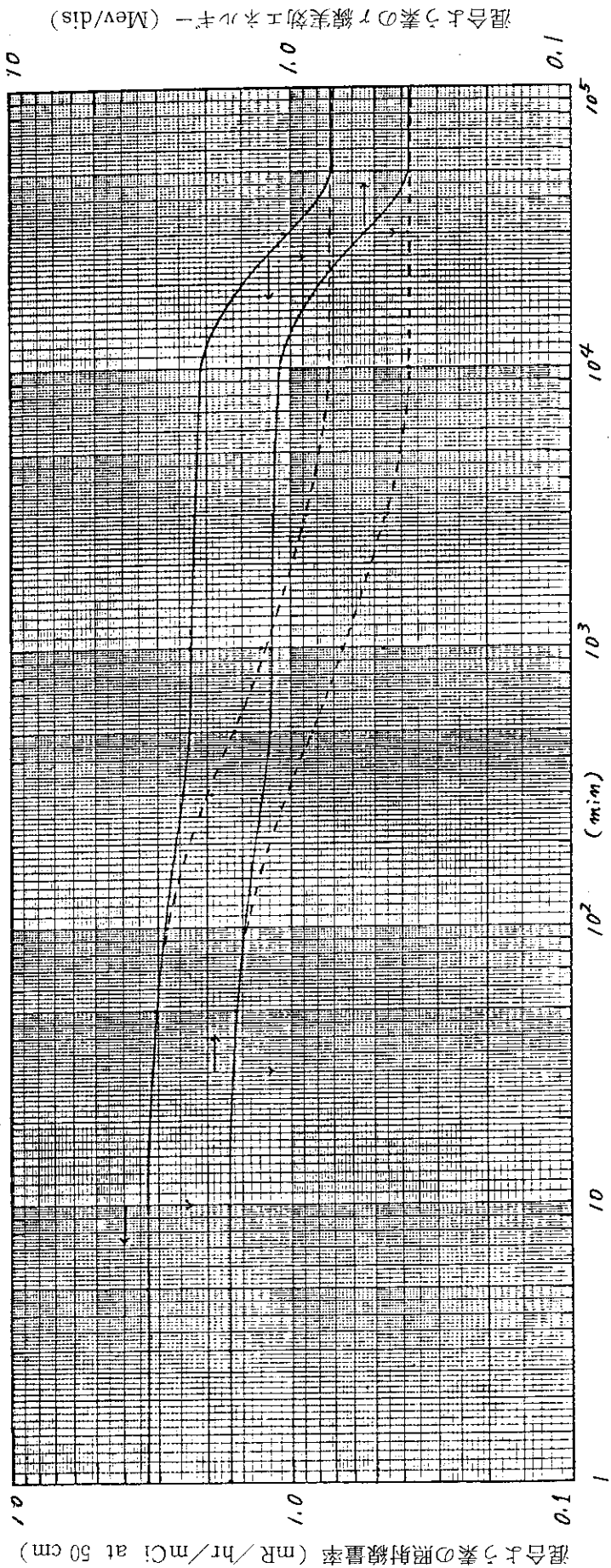
図 14 呼吸による甲状腺被曝線量に対する ^{131}I の影響割合



原子炉停止後放出開始までの時間

燃料体ガスプレナムに¹³²Teが含まれないと仮定し、¹³²Iが¹³²Teより補給されないと計算した場合

図15 原子炉停止後放出開始までの経過時間によるよう素核種の混合割合 (¹³²Iが¹³²Teより補給されない場合)



原子炉停止後の経過時間

----- は燃料体ガスプレナムに ^{132}Te が含まれないと仮定し, ^{132}I が ^{132}Te より補給されないと計算した場合。

図 16 混合放射性よう素の γ 線実効エネルギーと混合放射性よう素を点線源する場合の照射線量率

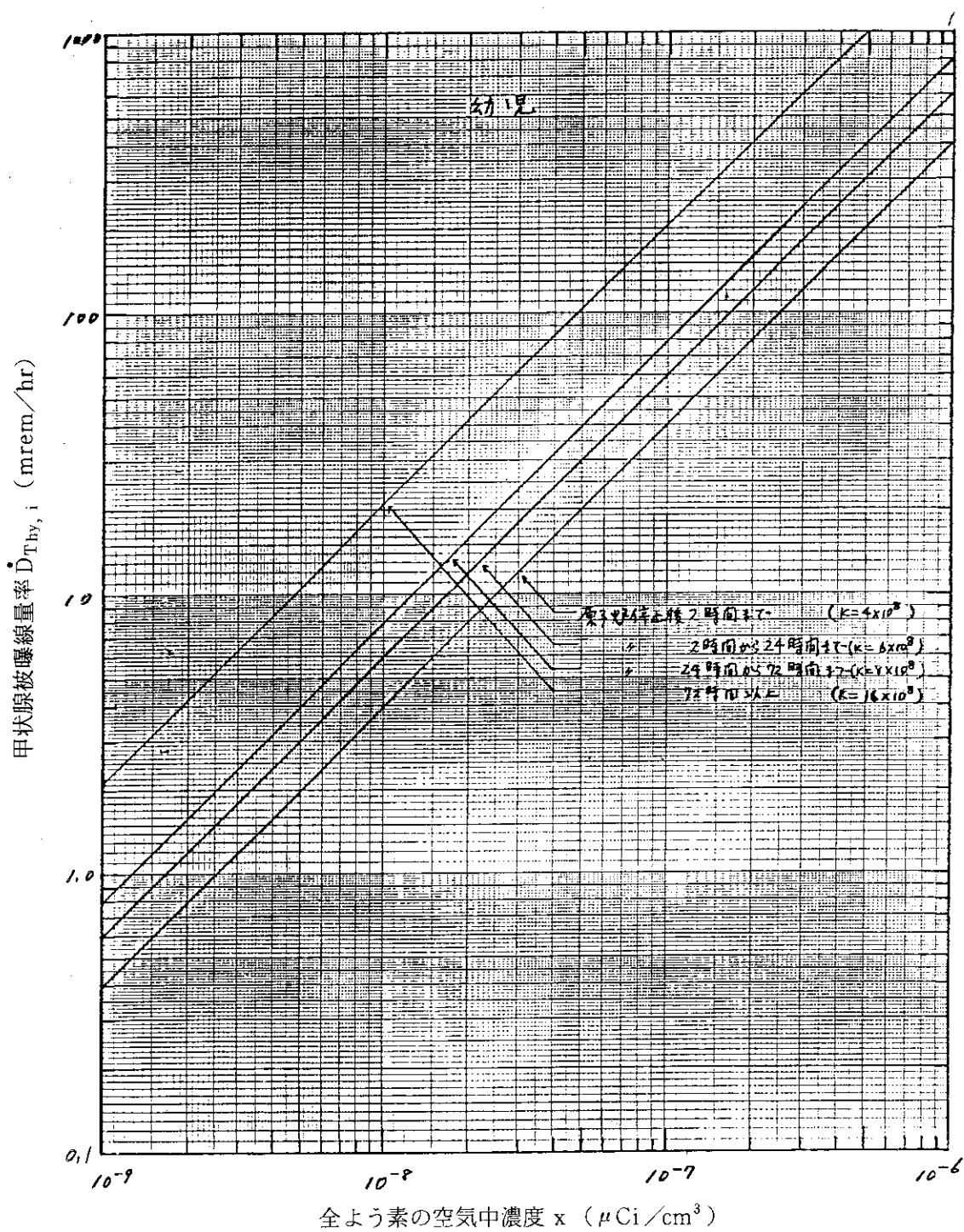


図 17 全よう素空气中濃度と幼児の呼吸による甲状腺被曝線量率の関係

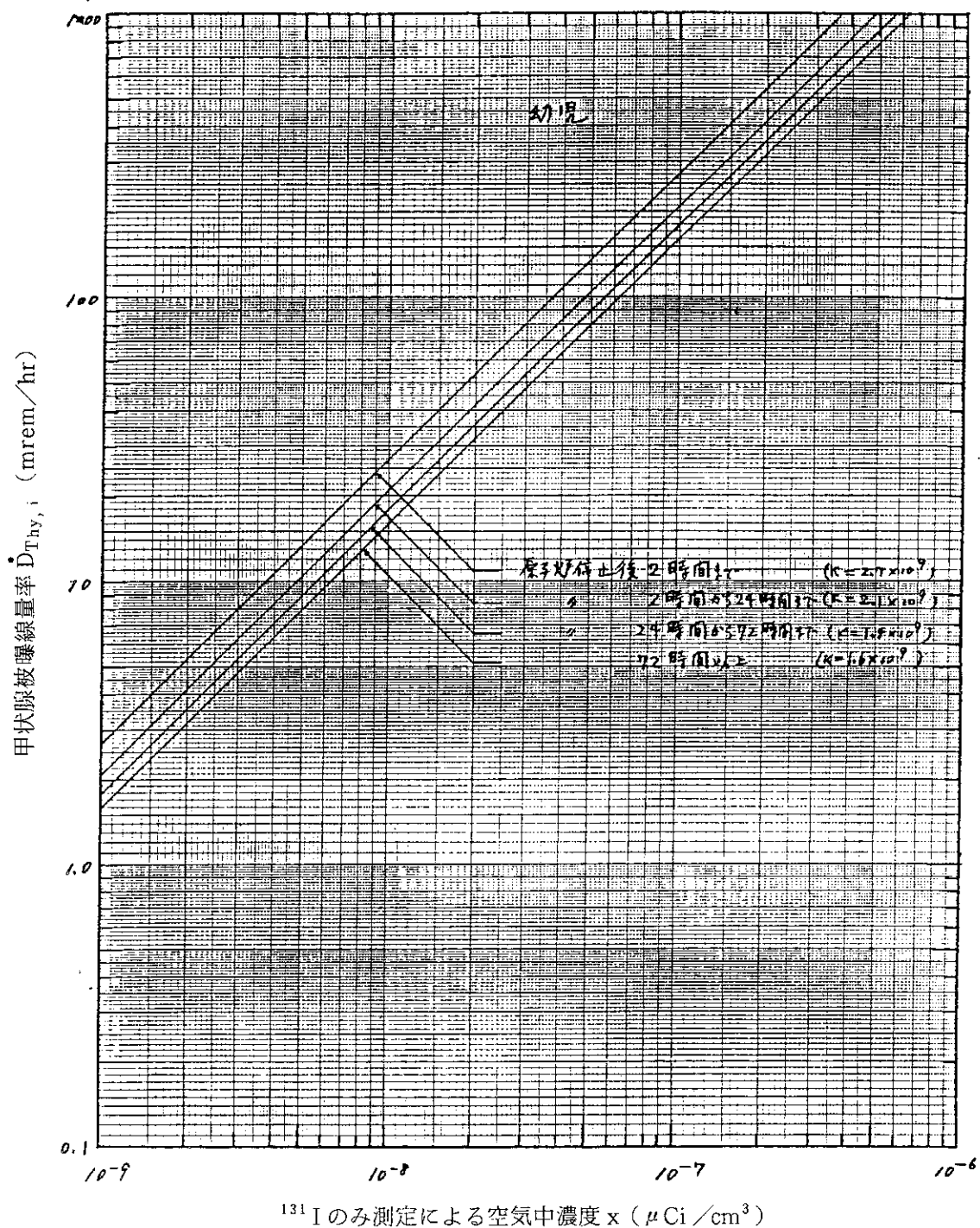


図 18 全よう素の内 ¹³¹Iのみ測定による空気中濃度と幼児の呼吸による甲状腺被曝線量率の関係

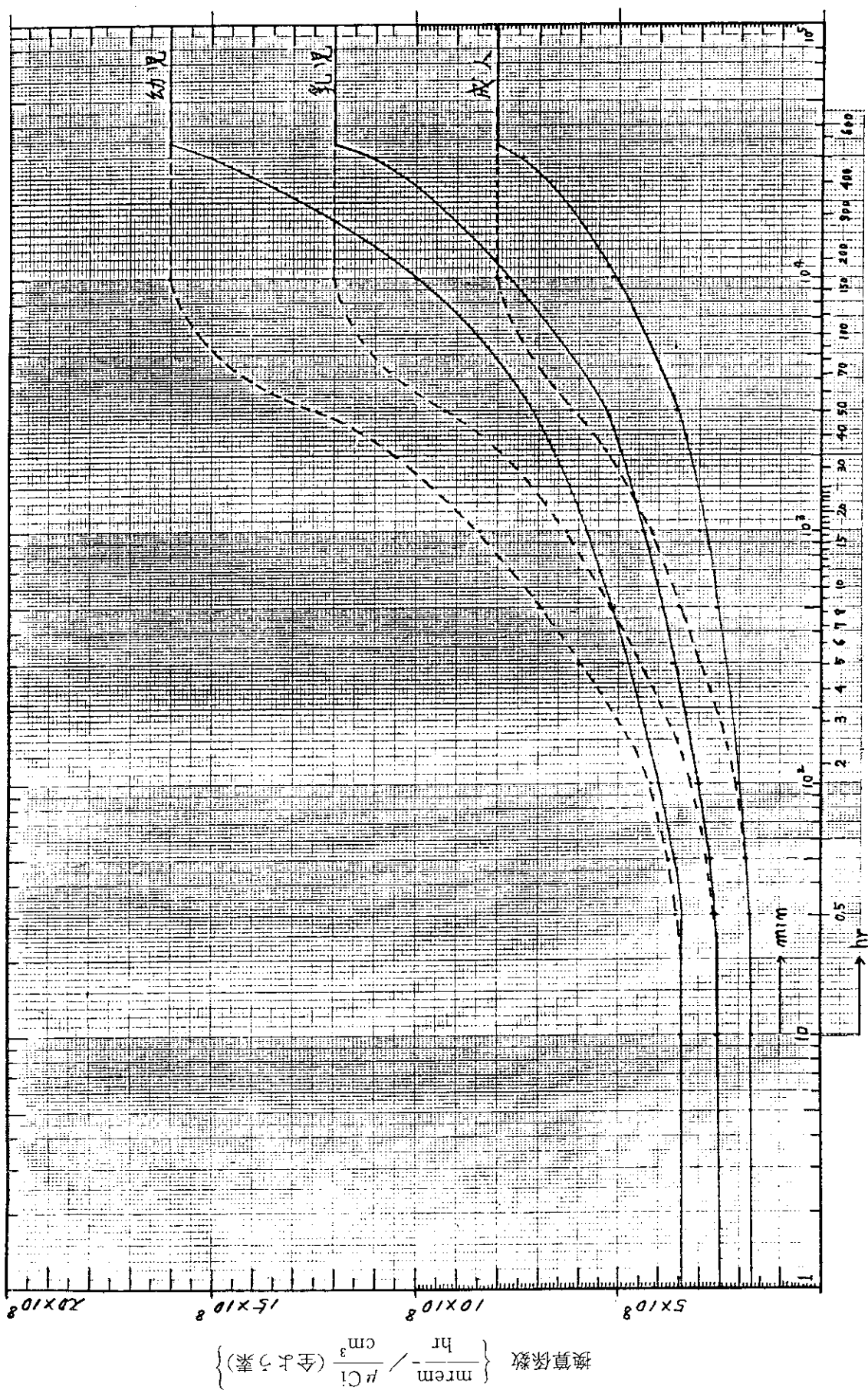


図 19 原子炉停止後の時間による全よう素濃度と呼吸による甲状腺被曝線量換算係数

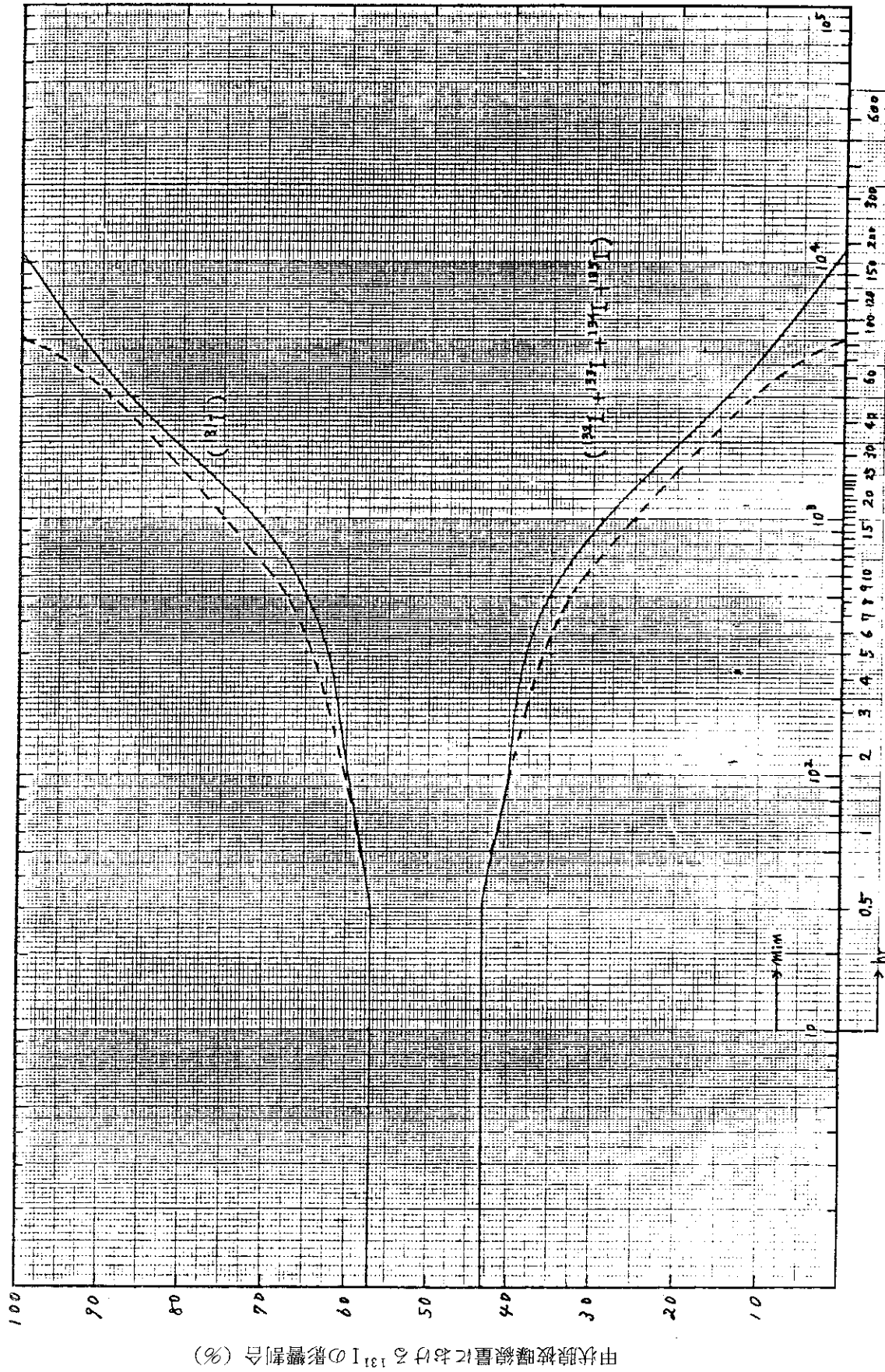


図 20 呼吸による甲状腺被曝線量に対する¹³¹Iの影響割合