

月面可搬型炉SPECTRA-Lの概念検討(I)

打ち上げ失敗時の安全評価

1991年3月

動力炉・核燃料開発事業団
大洗工学センター

複製又はこの資料の入手については、下記にお問い合わせください。

〒311-13 茨城県東茨城郡大洗町成田町4002

動力炉・核燃料開発事業団

大洗工学センター システム開発推進部・技術管理室

Enquires about copyright and reproduction should be addressed to: Technology Management Section O-arai Engineering Center, Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation 4002 Narita-cho, O-arai-machi, Higashi-Ibaraki, Ibaraki-ken, 311-13, Japan

動力炉・核燃料開発事業団 (Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation)

月面可搬型炉SPECTRA-Lの概念検討(I)

打ち上げ失敗時の安全評価

野村紀男* 羽賀一男** 大坪 章**

要 旨

超小型の液体金属冷却高速炉を月面用エネルギー供給システムに利用すると、エネルギーの長期間安定供給が可能であるだけでなく、必要とされるエネルギーが多いほど太陽電池などの他のエネルギー供給システムと比べてコスト面での競争力が高い。

研究中の月面可搬型炉SPECTRA-Lは、宇宙輸送機に搭載して月面までの輸送を行うが、その際の安全評価上の想定事象として、ここでは打ち上げ失敗による宇宙輸送機の爆発、及び墜落、それに係る原子炉の損傷、核燃料物質の飛散等を考えた。本書では、このような想定事象に対する安全性の考え方を整理するとともにその評価を実施した。その結果、以下に示す知見が得られた。

- (1) 宇宙輸送機の打ち上げ失敗により原子炉が海上もしくは地上へ落下しても未臨界性を担保することができる。
- (2) 核燃料物質の漏洩・飛散を想定した場合の環境への影響
 - ① 放射性雲による外部被ばくは、自然放射線によるそれを下回る。
 - ② 空気中の核燃料物質の吸入による内部被ばくは、想定される最大濃度でも一般公衆の線量当量限度を超えない。
 - ③ 地上の表面密度については、晴天時、降雨時（降雨量：10mm/h、100mm/h、1000mm/h）いずれも、 α 線放射体による汚染物質を管理区域から搬出する際の基準0.4Bq/cm²を下回る。

なお、上記(2)の評価で、核燃料物質が5%漏洩し、それがエアロゾル状になると仮定しているが、実際には核燃料物質はペレット（セラミック）化され、燃料ペレットは燃料ピン、冷却材（金属）、原子炉容器等によって多重に防護されており、落下による衝撃により核燃料物質が大気中へ放出されてもその全てが微小なエアロゾルになるわけでないため、保守側の評価値と考えている。

* 大洗工学センター 安全管理部 放射線管理課

** 大洗工学センター 技術開発部 フロンティア技術開発室

Conceptual Design Study of Transportable Reactor SPECTRA-L
for Lunar Base (I)

Safety Evaluation of Launch Failure Accident

Norio NOMURA*, Kazuo HAGA**, Akira OTSUBO**

ABSTRACT

Liquid Metal cooled Fast Reactor is a good candidate of a large-scale energy supply system to a manned lunar base because of the compact structure and being free of refueling. A 300 kWe transportable reactor SPECTRA-L is being studied as the power source on the moon. Because the reactor system is launched by a launch vehicle, safety evaluation is necessary to the launch failure accident. We examined (i) the possibility of recriticality, and (ii) the influence of nuclear fuel leakage to the environment in the case of reactor damage. The followings are the main findings of this preliminary study.

- (1) Under-criticality is maintained even the reactor falls into water or crashes against the earth.
- (2) The external exposure dose by a radiation cloud of released fuel is less than the natural radiation.
- (3) The internal exposure dose by inhaling the cloud is less than 1 mSv/year which is a recommended dose limit to the public.
- (4) The surface radioactive density increased of land by the accident is be less than 0.4 Bq/square centimeter, which is a limit for things contaminated by alpha radiation to be transported from a controlled area, regardless the whether.

This estimation is based on a leakage of five percent fuel, but the exposure dose would be far less than the estimated from the following reasons.

- (1) Nuclear fuel is in a ceramic form called pellets, and they are inserted in fuel cladding, and contained in the coolant material (metal) and the reactor vessel.
- (2) The nuclear fuel does not break into fragment as aerosol by the accident.

* : Radiation Control Section, Health and Safety Division,
Oarai Engineering Center, PNC

** : Frontier Technology Development Section, Technology Development Division,
Oarai Engineering Center, PNC

目 次

第1章	はじめに	1
第2章	宇宙輸送機の安全対策	2
2.1	打ち上げ前	2
2.2	打ち上げ後	2
2.3	原子炉を搭載した場合の宇宙輸送機の安全対策	3
第3章	打ち上げ失敗に対処した原子炉の安全対策	5
3.1	臨界防止対策	5
3.2	燃料の多重防護	5
3.3	原子炉損傷防止対策	5
3.4	原子炉の安全性確保対策	6
3.5	廃炉措置	7
第4章	未臨界性の評価	8
4.1	炉心基本形状	8
1)	MCNPコードの概要	8
2)	臨界解析のための炉心のモデル化	9
3)	炉心構成と核特性検討に関する評価条件	9
4)	炉心構成要素体積比の影響	11
5)	案内管の均質モデルの影響	11
6)	体系変更の影響	12
7)	選択したケースの炉心の核特性	13
4.2	通常炉心における制御性確認のための計算	15
4.3	海中落下による水の炉内侵入を考慮した場合の評価	16
4.4	地表落下による炉心圧縮時の評価	16
4.5	制御ドラムが脱落した場合の反応度計算	19
4.6	反射体リングが無い場合の反応度計算	20

第5章	核燃料物質飛散を想定した場合の安全評価	21
5.1	地上原子力施設の仮想事故時の安全評価	21
5.2	打ち上げ失敗時に想定される核燃料物質飛散量	21
5.3	評価方法及び最大濃度出現位置	22
1)	評価手法	22
2)	最大濃度出現位置	23
5.4	打ち上げ失敗時の安全評価	23
1)	評価条件	24
2)	空気中濃度評価	25
3)	外部被ばく評価	25
4)	吸入による内部被ばく評価	26
5)	沈降による地表面核燃料物質密度の評価	27
第6章	おわりに	32
謝辞		33
参考文献		34
APPENDIX-A	緊急時環境放射線モニタリングマニュアルによる評価方法	51
(a)	γ 線照射線量率の計算	51
(b)	空気中放射性物質濃度の計算	52
(c)	計算条件	54
(d)	補正方法	54
APPENDIX-B	放射性物質吸入時の内部被ばく評価	58
(a)	空気中放射性物質濃度からの摂取量の推定	58
(b)	預託線量当量の評価方法	58
APPENDIX-C	大気-地表間の輸送評価	60
(a)	地表への乾燥沈着	60
(b)	降水による洗浄	61
(c)	地表沈着と大気濃度	62

表 一 覧

表 4 - 1	炉心の最適化検討におけるパラメータの組合せ	10
表 4 - 2	炉心構成要素の体積比と核特性	11
表 4 - 3	炉心構成の取扱い（均質・非均質）の違いによる核特性	12
表 4 - 4	体系変更に伴う反応度変化	13
表 4 - 5	各ケースにおける制御ドラムの有する反応度及び実効増倍率	14
表 4 - 6	通常炉心における反応度計算結果	15
表 4 - 7	通常炉心における海面落下（水中）時の反応度計算結果	16
表 4 - 8	圧縮炉心における反応度計算結果	18
表 4 - 9	制御ドラムがない場合の計算結果	19
表 4 - 10	反射体リングがない場合の計算結果	20
表 5 - 1	各降雨強度における洗浄率及び補正值	31
表 5 - 2	乾性沈着及び湿性沈着時における表面密度	31
表 A - 1	σ_y 、 σ_z を決定するための各大気安定度における定数一覧表	53
表 A - 2	大気安定度区分表	54
表 B - 1	^{235}U における年摂取限度（ALI）	59
表 C - 1	地表沈着速度の測定値	61

図 一 覧

図 1 - 1	SPECTRA-Lの系統図	35
図 1 - 2	SPECTRA-Lの外観図	36
図 2 - 1	打ち上げ当日における警戒区域	37
図 2 - 2	基準とする飛行経路	38
図 2 - 3	第1段及び衛星フェアリング落下分散域及び落下予想区域	39
図 4 - 1 (a)	MCNPによって作図した炉心の平面図	40
図 4 - 1 (b)	MCNPによって計算した炉心の断面モデル	40
図 4 - 2 (a)	制御ドラム位置：吸収体12体外向体系	41
図 4 - 2 (b)	制御ドラム位置：吸収体4体内向体系	41
図 5 - 1	放出高さと出現する最大濃度の関係	42
図 5 - 2	放出高さと最大濃度出現距離の関係	43
図 5 - 3	風下における地表面付近の放射性物質濃度（放出高さ：10m）	44
図 5 - 4	地表面付近における放射性物質濃度分布（放出高さ：10m）	45
図 5 - 5	風下における地表面付近の空間線量率（放出高さ：10m）	46
図 5 - 6	地表面付近における空間線量率分布（放出高さ：10m）	47
図 5 - 7	各エネルギーにおける線量当量と照射線量の比	48
図 5 - 8	風下距離における内部被ばくによる線量当量の推移	49
図 5 - 9	乾燥沈着及び湿性沈着における地表面密度の推移	50
図 A - 1	風下における地表面付近の放射性物質濃度（放出高さ：200m）	56
図 A - 2	風下における地表面付近の空間線量率（放出高さ：200m）	57
図 C - 1	大気立体構造と輸送の諸特性	65
図 C - 2	慣性沈着に対する放出源強度の補正值	65

第1章 はじめに

超小型液体金属冷却高速炉は、月面用エネルギー供給システムとしてエネルギーの長期間安定供給が可能で、供給量が大きいほど他の方式と比べて相対的なエネルギーコストが低い。このため、月面動力源300kWe液体金属冷却高速炉SPECTRA-Lの概念検討をフロンティア研究の一環として実施している。SPECTRA-Lは、宇宙用原子動力プラントSPECTRA⁽¹⁾を月面基地用に一部仕様変更したもので放射線遮蔽に月面のレゴリスを使用して重量の軽減化を図ったこと、自然循環力を利用した補助冷却ラインを設けたことに大きな特徴を有する⁽²⁾。ここで図1-1にその系統図を、図1-2に外観を示す。

SPECTRA-Lは、宇宙輸送機に搭載して月面へ輸送する。このため、宇宙輸送機の打ち上げ失敗による宇宙輸送機の爆発及び墜落に起因した原子炉の損傷、核燃料物質の飛散等の可能性について考えておく必要がある。しかし評価手法が未整備な現状では、これに係わる詳細な安全評価は困難である。そこで本書では、現在行われている宇宙輸送機の安全評価手法から原子炉打ち上げ時に考慮すべき条件を絞り込み、それに対処する原子炉の安全対策を検討した。また、それらを基に未臨界性の評価及び核燃料物質飛散を想定した場合の影響を評価し、今後必要な評価手段の充実や評価項目について検討した。

第2章 宇宙輸送機の安全対策

宇宙開発事業団（NASDA）では、宇宙輸送機の安全評価手法⁽³⁾を整備し実際の宇宙輸送機打ち上げのための安全対策を検討している。日本（種子島）から宇宙輸送機を打ち上げた場合、小笠原諸島上空を通過して軌道上へ設置されるコースが主な飛行経路になる。NASDAでは、この飛行経路を基に打ち上げ時の以下に示すフェーズ毎の安全評価を実施している。

- ① 打ち上げ準備から打ち上げ直前まで
- ② 打ち上げ後から上昇途中まで（高度30kmまで）
- ③ 高度30km～100km（一段目ロケット分離まで）
- ④ 100km～軌道上まで

ここで安全評価上事故として考慮すべきフェーズは、①と②であり、念のため③までを範囲とすることがある。

2.1 打ち上げ前

輸送機運搬車上に設置された宇宙輸送機が、打ち上げ前に何等かの原因によって転倒、爆破を引き起こした場合、飛散した宇宙輸送機の破片ではなく、音速を超えた衝撃波による周辺の構造物破壊が問題となる。この衝撃波は、爆破地点から距離が遠くなるにしたがって弱まる。打ち上げ時の基準は、射点を中心として円形区域（半径2.2km）の内側を警戒区域としており、この区域に一般住民の居住区が入らないこと、また発射時には立入禁止とし、立ち入る場合は爆風の防止策を講じることとしている（H-1ロケットの警戒区域を図2-1に示す）。

2.2 打ち上げ後

宇宙輸送機の飛行経路は、輸送機の上昇角度、速度、剛性、及び天候等を考慮して詳細に決定されている（図2-2）。

宇宙輸送機が、輸送機の内的要因及び外的要因によってこの飛行経路を外れた場合、経路修正を行う。しかし、修正困難となり、破壊限界線（安全を確保するために設定す

る宇宙輸送機の飛行のずれの許容限度を示す線)を超えた場合、地上への影響を最小限とするため、輸送機の飛行を中断し安全区域(公海上)へ落下させることとしている。

この手法では、宇宙輸送機(H-Iロケット)の第1段及び衛星フェアリング落下分散区域及び落下予想区域等が示されており(図2-3参照)、この落下予想区域は、種々の誤差により生じる飛行経路の分散、さらに、風等の空気力の影響を考慮して計算されている。なお、このようにして計算された区域は楕円状であるが、通報の関係上これに外接する四角形として設定している。

2.3 原子炉を搭載した場合の宇宙輸送機の安全対策

本研究では、原子炉を月面へ輸送する手段として、H-II型ロケットあるいはそれ以上の規模の宇宙輸送機を想定している。H-II型ロケットは、推進薬に液体酸素と液体水素を用いた2段型ロケットで、初期推進を補うために第一段推進部の側面に固体ロケットを装備しており、全長約50mで最上部に空気抵抗を下げ摩擦熱を遮断するための衛星フェアリングを有し、この中に原子炉を搭載する。

宇宙輸送機の爆発及び墜落事故は、地上に固定されている一般プラント施設の事故と異なり、打ち上げ前(地上)、打ち上げ中、に大別して評価しなければならない。更に打ち上げ中においても、どの程度の燃料が放出するか、またどの高度の場合が最も厳しくなるか等、事故の種類及び程度に応じ評価する場面を細分化して考えなければならない。

考えられる事故の特徴は、一連の打ち上げ段階別に以下の3項目に大別される。

(i) 打ち上げ準備から打ち上げ直前まで

打ち上げ前で考慮すべき事故は、宇宙輸送機の推進部の爆発により発生した音速を超える衝撃波による周辺の構造物破壊である。この燃料推進部爆発による宇宙輸送機への影響はXY平面方向では大きい、原子炉が搭載されている最上部にはほとんど影響しない。

すなわち、下部構造体は大破するが、衛星フェアリング部は、爆風により多少押し上げられ、形状損傷がほとんど無い状態で地上へ落下する。従って、このフェーズでは、原子炉及び衛星フェアリングが落下による衝撃を受けても燃料が漏洩しない構造

であることが必要である。

(ii) 打ち上げ後から上昇途中（大気圏内）

この段階では、宇宙輸送機が予め定められた飛行経路を外れ、さらに安全領域をも外れた場合は、輸送機全体を分解して安全区域（公海上）へ落下させる。この時の落下速度によって原子炉が損傷する可能性を除くよう原子炉を保護する必要がある。また、原子炉部分が万一地上と衝突しても影響がないように、落下時の衝撃を緩和するための安全装置を取り付ける必要がある。

(iii) 打ち上げ途中（大気圏外～宇宙空間）

一般的な宇宙輸送機の場合は、十分に安全を見積っても100kmまでを範囲としているが、原子炉を搭載している場合は地球に落下しない十分な高さまでを考慮範囲にすべきである。この段階では、すぐに地球上へ落下することはない。従って、原子炉が何らかの事故で使用不可能となった場合は、外宇宙へ放出するか、スペースシャトル等で回収する方法をとることが望ましい。

第3章 打ち上げ失敗に対処した原子炉の安全対策

原子炉を打ち上げる時に安全上考慮すべき事項は、原子炉損傷による燃料の漏洩及び再臨界である。従って、打ち上げが失敗しても、原子炉が健全であり燃料が漏洩しない構造であること、たとえ漏洩してもその量は十分に低く環境に対してほとんど影響がないこと、再臨界の恐れがないことが必要である。ここでは、打ち上げ失敗を想定して原子炉の健全性を保つ原子炉の構造的条件を述べる。

3.1 臨界防止対策

打ち上げ時のSPECTRALの原子炉は運転前の未臨界の状態、7本の安全棒は全て挿入状態にある。炉出力を制御する制御ドラムの中性子吸収体は全て内側を向いており、臨界が成立しない状態となっている。さらに、臨界事故を防止するために打ち上げ時は制御ドラムや安全棒を固定する装置を付けている。また、打ち上げが失敗し海水が炉内に侵入した時の熱中性子による臨界を防止するため、海水で減速した中子を良く吸収するレニウムを安全棒案内管に内張りしている。

3.2 燃料の多重防護

装荷される核燃料は、ペレットと呼ばれるセラミック状の円柱形(10mmφ×20mm)をしており、燃料ピン被覆管内に挿入されている。燃料ピン周囲を取り巻く一次冷却材であるリチウムは固まっており、その外側は原子炉容器である。

このように燃料は多重に格納されている。

3.3 原子炉損傷防止対策

原子炉は、空気抵抗を低減するための衛星フェアリングに覆われている。このフェアリングは、事故によって海上あるいは地上へ落下した場合にその衝撃を吸収する役目も果たす。また頭部には、衝撃を低減するための落下速度低減装置が装着されている。このように原子炉や打ち上げ機取付装置の設計では、事故時を想定した核燃料漏洩防止対策が十分に行われている。

3.4 原子炉の安全性確保対策

原子炉の安全性確保を確実なものとするため、次のような対策が必要であろう。

① 設計、施工基準の整備

国内のこれまでの原子炉では経験してない高温で作動し、また構造材には耐高温合金を使うことから、新たな設計、施工基準を設け従来の原子炉に劣らない信頼性を持たせる。

② 冗長性のある炉停止機構

炉停止は原子炉周囲の制御ドラム、炉心に挿入する安全棒の両方で可能とする。SPECTRALの設計では、制御ドラムは12体あるうちの1/3、すなわち4体の回転が正常であれば、炉停止される。また、制御ドラムがどの位置にあっても、安全棒が1本でも挿入されれば炉停止される。

③ 温度の異常上昇、流量の異常低下に対する原子炉出力低下のインターロック

原子炉からのエネルギーは月面上の生命維持に欠かせないものになる。小さな異常が発見された場合直ちに炉を停止することは、他の重大なトラブルを起こしかねない。そこで、異常の程度により原子炉を停止する前に必要な箇所にだけエネルギーを送るように切り替え、炉出力を1/3程度に落として様子を見るなどの手だてが考えられる。

④ 受動的システムによる崩壊熱除去

本設計では、月の重力を利用した自然循環補助冷却ラインを設けている。

⑤ 隕石に対する防護

本設計では、地上部は厚さ6mmの放熱板で覆われている。また1次系配管には表面に防護カバーを設ける。

⑥ プラントに対する接近性

本設計では、放熱板の一部が可動式になっており、炉停止時に原子炉から遮蔽されたプラント主要機器付近に点検等のために立ち入ることが可能である。

⑦ 月面基地、地球上おけるモニターと起動・停止操作

地球上支援施設では、原子炉プラントの専門家が必要により監視、操作できる。

3.5 廃炉措置

本設計の炉では、燃料が発生する崩壊熱は自然循環力によって炉心から除去され、補助冷却系の放熱板から宇宙空間に捨てられる。崩壊熱は次第に減少し（例えば炉停止から2時間後には定格時の3.2%になる）、それに伴って冷却材温度も低下し遂にはリチウムの融点である180℃になって冷却材は固化を始める。こうして、最終的には原子炉は、残った燃料と核分裂生成物を燃料被覆管内に保持した非常に厚い金属製の缶詰となる。その後この発電プラントは、放射線レベルが移動が可能な値に低下するまで、その場所に安全な状態で保持される。

第4章 未臨界性の評価

月面炉打ち上げ失敗時には、原子炉が海、あるいは可能性はほとんどないが地表に落下することが考えられる。この時、原子炉は落下時の衝撃及び海水によって臨界に達しないことが必要である。本章では、原子炉落下時に考えられる種々の状態での原子炉の未臨界性についての評価結果を述べる。

4.1 炉心基本形状

SPECTRALの炉心は、十分な制御性を持つこと、どのような状態でも未臨界性が確実に達成されること、という観点から設計が行われた。ここでは未臨界性確保の詳細な検討に先立ち、炉心基本形状の選択の経由について述べる。

炉心の臨界評価は、3次元モンテカルロ計算によりなされる。臨界計算ではKENO-Vが基本的なコードとして知られているが、原子炉の径方向反応度を計算するためには形状表現に制約のあるKENO-Vは不適である。そこで、輸送モデルでしかも複雑な炉心形状を取り扱うことが可能なMCNPコードをここでは採用した。

1) MCNPコード⁽⁴⁾の概要

MCNPコードは、米国ロスアラモス研究所で開発されたもので機能面で以下のような特徴を有している。

① 汎用性

中性子あるいは γ 線の遮蔽計算の他、臨界（固有値）問題にも適用可能である。

② 連続エネルギー

中性子あるいは γ 線のエネルギー変化を連続的に模擬することができる。そのため、核断面積データの処理プロセスの誤差を持ち込まない解析が可能である。

③ 一般的な幾何形状

計算体系を一般的な関数で表現するため、複雑な形状も取り扱うことができる。

④ 時間依存

通常の計算では放射線輸送現象の時間依存性は考慮しないが、時間依存の線源指定により線束の時間変化を追うことができる。

⑤ 中性子- γ 線の結合計算

中性子のみ、 γ 線のみを取り扱える他、中性子の反応に伴う2次 γ 線の輸送現象も同時に取り扱うことができる。

その他、線源指定が大幅に簡略化されていること、計算時間の短縮化のため多くの分散低減化法が組み込まれていること、リスタート機能が付加されていること、グラフィックライブラリが用意されていることなど計算を行う上での便宜が図られている。

2) 臨界解析のための炉心のモデル化

核特性解析では、以下に示す理由により評価対象の寸法・形状が計算結果に影響を及ぼすことが予想されるため、詳細な体系モデルに基づく計算を行った。

- ① 臨界性等の絶対値が評価項目となる場合には、通常の高速炉を対象とした炉心計算に比べて形状のモデル化の影響が大きいことが予測される。
- ② 配管とその内側を均質化したものと非均質化したものとは実効増倍率に大きな差が生じる可能性がある。

MCNPコードは作図機能を有しており、これによって炉心の複雑な非均質モデルを作成することが可能である。ここで作図した炉心の平面図を図4-1(a)に、計算に用いた縦断面のモデルを図4-1(b)に示す。

3) 炉心構成と核特性検討に関する評価条件

炉心は、その構成により核的特性が異なってくる。そこで表4-1に条件を示すパラメータサーベイを行い、小型炉心で長時間の運転に最適な炉心構成を検討した。炉心構成の最適化を行うにあたって、以下の点を考慮した。

- ① 炉心重量・サイズの観点から炉心の燃料割合をなるべく高くする。
- ② 長期間（～10年間）の使用に耐える初期実効増倍率を持つ。
- ③ 信頼性の観点から複雑な機構を炉内に持ち込まない。
- ④ 運転に伴う反応度の微小制御を炉心外から行い、その1/3の正常作動により炉停止が可能である。
- ⑤ 十分な安全性を確保するため2種類の異なる炉停止系を持つ。
- ⑥ 水没時には炉停止系の効果に依らずとも十分に未臨界の状態を保つ。

表 4-1 炉心の最適化検討におけるパラメータの組合せ

項目 \ ケース	1	2	3	4	5	6	7
内側炉心半径 (cm)	15	15	15	14	14	14	13
外側炉心半径 (cm)	20	20	20	20	19.5	19.5	18.5
*CRP 数	6	6	6	6	6	6	7
炉心領域長さ (cm)	45	45	45	40	40	40	40
高濃縮ウラン上下部長さ (cm)	0	0	0	10	10	6	6
反射体上下部長さ (cm)	12	12	12	10	10	10	10
吸収体厚 (cm)	2	2	2	2	1/2/3	2	2
吸収体角度 (°)	100	100	100	100	110	110	110
燃料体積比 (%)	47	47	47	47	47	47	47
冷却材体積比 (%)	37	35	33	35	35	35	35
構造材体積比 (%)	16	18	20	18	18	18	18
CRP案内管 レニウムライナ体積比 (%)	2	2	2	2	2	5	5

*CRP : Control Rod Position Channel

4) 炉心構成要素体積比の影響

炉内の減速材と構造材の体積比を変えると、炉内の中性子スペクトルが変化し、その結果、制御ドラムの反応度ワース等の核特性パラメータが変動する。そこで、燃料の占める体積比を固定して、冷却材と構造材の比率を変化させた計算を行った。その結果を表4-2に示す。

表4-2 炉心構成要素の体積比と核特性

ケース	燃料/冷却材/構造材 (体積%)	制御ドラムワース (%dk/kk')
1	47/37/16	2.62
2	47/35/18	3.24
3	47/33/20	3.06

このように、制御ドラムの反応度ワースはモンテカルロ統計誤差(0.4%程度)を考えると各ケースで大差ない結果が得られた。これは、若干構造材が増加してもリチウム冷却材中ではその効果(インポートランスの変化)は小さく、反応度ワースに効かないためと考えられる。

5) 案内管の均質モデルの影響

安全棒を挿入するための案内管:CRP(Control Rod Position Channel)が炉心を貫通している。表4-2に示す炉心の構成要素比の各ケースに対し、案内管の取扱いを非均質とし反応度に与える影響を計算した。ここで、安全棒が抜かれている時の案内管内は冷却材で充満しているとした。その結果を表4-3に示す。本概念設計では冷却材はリチウムであるが、比較のために軽水での計算も行った。

表 4-3 炉心構成の取扱い（均質・非均質）の違いによる核特性

ケース	Li冷却・均質/非均質 反応度差 (%dk/kk')	H ₂ O冷却・均質/非均質 反応度差 (%dk/kk')
1	0.09 (均質>非均質)	5.16 (均質>非均質)
2	0.53 (均質<非均質)	3.71 (均質<非均質)
3	0.47 (均質<非均質)	4.66 (均質<非均質)

表 4-3 に見るように、冷却材がリチウムの場合は配管部の均質化はほとんど影響しないが、冷却材が軽水の場合は軽水自身が減速材の役目を果たすため、均質-非均質両モデルで 4~5 %dk/kk' も差が生じ、配管部の均質化が反応度の絶対評価に大きな影響を及ぼすことがわかった。以降の解析では安全棒案内管を非均質として計算を実施した。

6) 体系変更の影響

ケース 1~3 の体系は、炉心半径が 15cm、炉心高さが 45cm と大きいため、炉心のコンパクト化を図った。その結果を表 4-4 のケース 4~6 に示す。この変更に伴う反応度低下を補償し、中性子スペクトルの径方向分布を歪ませないため炉心上下部の燃料濃縮度を増加した。具体的には内側炉心（濃縮度 80%）の上部及び下部に、外側炉心と同じ濃縮度（濃縮度 97%）領域を設定した。ケース 5 では制御ドラムの吸収体の角度を 110° に大きくし、その厚さを 1 cm から 3 cm の巾に変えた。更に水没時の炉心の安全余裕度を増加するため、ケース 6 では CRP 配管レニウムライナ体積比を 2% から 5% に変更した。炉心構成要素の体積比は、表 4-2 及び表 4-3 の計算結果から制御ドラムワースが最も大きかったケース 2 を採用した。

表 4-4 体系変更に伴う反応度変化

ケース	炉心の特徴		制御ドラム ワース (% dk/kk')	吸収体12本 外向水没時 反応度変化 (% dk/kk')
	炉心の形状	レニウムライ ン体積比 (%)		
4	炉心半径15cm→14cm、 炉心高さ45cm→40cm、 炉心上下に97% 高濃縮ウラン部10cm設定	2	1.63	1.39
5	ケース4 + 吸収体厚変化(1, 2, 3 cm) 吸収体角度 100° → 110°	2	(吸収体厚 2cm の場合) 2.13	4.56
6	ケース5 + 吸収体厚 2cm 高濃縮ウラン領域長10cm → 6cm	5	1.80	5.86

表 4-4 に示す計算結果は、ケース 1～3 に比べて制御ドラムワースが小さくなっている。これは、炉心サイズの縮小に伴って炉心全体の濃縮度を上げたためにインポートランス分布が内側で上昇し炉心外部に設ける制御ドラムの効果が低下するためと考えられる。

7) 選択したケースの炉心の核特性

ケース 6 ではレニウムライナを 5% にすることによって水没時炉心の安全余裕度が増加したが、制御ドラム反応度ワースは 1.8% しか得られていない。そこで、炉心中心部のインポートランスを下げて相対的に周辺部のインポートランスを上げるように炉心構成を変更した(ケース 7)。具体的には、炉心半径を 13cm と更に小さくし炉心と炉容器壁の間に冷却材部を設ける構成とした。これにより、炉心で発生した高速中性子を炉心周辺部で減速し、周辺部のインポートランスを上げることが期待できる。表 4-5 には、制御ドラム反応度ワース、実効増倍率の変化及び水没時の実効増倍率の変化について他の各ケースと合わせ計算結果を示す。

表 4-5 各ケースにおける制御ドラムの有する反応度及び実効増倍率

項目	ケース	1	2	3	4	5	6	7
初期実効増倍率 (keff)		1.0509	1.0534	1.0445	1.0402	1.0026 1.0052 1.0013	1.0063	1.0322
吸収体4体内向時	反応度ワース変化 (%dk/kk')	-2.92	-3.24	-3.06	-1.63	-1.88 -2.13 -2.06	-1.80	-3.47
	実効増倍率 (keff)	1.0196	1.0186	1.0122	1.0229	0.9865 0.9842 0.9848	0.9884	0.9923
吸収体12体外向水没時	反応度ワース変化 (%dk/kk')	-0.21	-2.80	-3.26	-1.39	* -4.56	-5.86	-6.43
	実効増倍率 (keff)	1.0486	1.0232	1.0102	1.0254	0.9612	0.9503	0.9640

* : 吸収体厚が 2 cm の場合。

この表を見ると、ケース 6 では吸収体 4 本内向き時の反応度が $-1.80\%dk/kk'$ であったが、ケース 7 では $-3.47\%dk/kk'$ まで増加している。また、ケース 7 では、初期実効増倍率が 1.0322 であることから、反応度が最も高い初期炉心の状態でも 4 体の径方向制御ドラムの作動により炉停止がなされることがわかる。吸収体が全て外向きの状態で水没した時の結果はケース 5、6、7 で未臨界となっている。従って、ケース 7 は、①原子炉の長期間運転に耐える高い初期実効増倍率を持つ、②燃焼初期でも制御ドラム 4 体により炉停止が可能である、③水没時に制御ドラムや安全棒の効果がなくとも未臨界性を十分保持できる、という条件を満たした炉心であると判断される。

なお、ケース7で、吸収体12本内向き時の反応度は $-9.20\%dk/kk'$ で実効増倍率は0.9398であった。

4.2 通常炉心における制御性確認のための計算

前節の検討により本プラントはの炉心基本形状としてケース7を選択したが、事故時の未臨界性を確認する前に正常な状態での制御ドラムや安全棒による制御性の確認をケースへの炉心形状に対して実施した。その結果を表4-6に示す。

表4-6 通常炉心における反応度計算結果

状態	吸収体内向き数	安全棒挿入本数		$k_{eff} \pm 1\sigma$
		中心	周囲	
①	12	1	6	0.7704 ± 0.0078
②	0	0	0	1.0322 ± 0.0032
③	0	0	1	0.9954 ± 0.0043
④	0	1	6	0.8624 ± 0.0044
⑤	4	0	0	0.9923 ± 0.0047
⑥	12	0	0	0.9390 ± 0.0034

①は原子炉を打ち上げる時の状態で、吸収体が全て内側を向いており、さらに安全棒も全て挿入されている。この時の k_{eff} は0.7704で臨界に達しない状態である。

②は原子炉の持つ反応度を最も高めた状態であり、この時の反応度が1.0を超えないと原子炉は運転する（臨界に達する）ことはできない。この時の炉心状態を図4-2(a)に示す。③以下は吸収体の向きと安全棒の位置の状態を変えた時の計算結果であり、定常運転時の安全余裕を検討したものである。③の k_{eff} は、0.9954であり、吸収体が全て外側を向いていても安全棒1本の挿入で原子炉が停止すること示している。⑤は、安全棒が挿入されない場合で4体の吸収体が内向きの場合（図4-2(b)）である。その時の

k_{eff} は0.9923であり、この結果は通常運転時他の制御ドラムが不調でも最低4体の制御ドラムが作動すれば原子炉制御は可能であることを示している。

4.3 海中落下による水の炉内侵入を考慮した場合の評価

原子炉が海水に落下した場合は原子炉が損傷し、冷却材が水と置き替わった状態を想定する。このような状態では、炉内に侵入した水によって中性子が減速され、燃料のウランが核反応し易くなり、臨界に至る可能性が考えられる。そこで、冷却材が水と置き替わった場合の未臨界性について評価した。その結果を表4-7に示す。

表4-7 通常炉心における海面落下(水中)時の反応度計算結果

状態	落下地点	吸収体内向き本数	安全棒挿入本数		$k_{eff} \pm 1\sigma$
			中心	周囲	
①	水中	0	0	0	0.9645 ± 0.0048
②	通常	0	0	6	0.8746 ± 0.0042
③	水中	0	0	6	0.8893 ± 0.0027
④	通常	0	1	6	0.8531 ± 0.0035
⑤	水中	0	1	6	0.8726 ± 0.0036

表4-7から原子炉の反応度が最も高くなる状態(状態①)で水没しても臨界に達しないことがわかった。安全棒が挿入されていれば k_{eff} はさらに低下し、安全余裕度はより高くなる。

4.4 地表落下による炉心圧縮時の評価

可能性は非常に低いですが、原子炉が地表に落下した場合は、落下の衝撃により原子炉を保護していた衛星フェアリングや放熱板及びフレームといったプラント構成要素が破損し原子炉容器が潰れ炉心が圧縮することが考えられる。炉心が圧縮すると燃料密度が高

くなり、その結果、正の反応度が加わり臨界状態になる恐れがある。そこでこのような場合の未臨界性について解析した。炉心圧縮時の計算条件は以下の通りである。

- ・燃料ピンの損傷はない
- ・燃料ピンの形状及び軸方向配置は変化しない
- ・燃料ピンが軸中心に向かって平行移動しピンが最密配置を形成する

計算は、安全棒の挿入、制御ドラムの位置をパラメータとして行った。また、比較のため水没時の計算も実施した。その結果を表4-8に示す。

表 4-8 圧縮炉心におけるの反応度計算結果

状態	落下地点	吸収体内向き本数	安全棒挿入本数		keff ± 1σ
			中心	周囲	
①	通常	0	0	0	1.0893 ± 0.0032
②	水中	0	0	0	0.9925 ± 0.0034
③	通常	0	1	1	1.0185 ± 0.0042
④	通常	0	0	2	1.0370 ± 0.0031
⑤	通常	0	1	2	0.9991 ± 0.0028
⑥	通常	0	1	3	0.9740 ± 0.0031
⑦	通常	0	0	4	0.9823 ± 0.0033
⑧	通常	0	0	6	0.9289 ± 0.0026
⑨	水中	0	0	6	0.9096 ± 0.0032
⑩	通常	0	1	6	0.8540 ± 0.0029
⑪	水中	0	1	6	0.8824 ± 0.0032
⑫	通常	12	0	0	1.0198 ± 0.0028
⑬	通常	12	1	0	0.9744 ± 0.0025
⑭	通常	12	0	2	0.9665 ± 0.0025
⑮	通常	12	1	1	0.9581 ± 0.0032
⑯	通常	12	1	6	0.8373 ± 0.0034

①は最も臨界に達しやすい状態で地上に落下し、原子炉が圧縮した場合の反応度を示している。この時のkeffは1.0893で、炉心圧縮により燃料ピン同士が接触するため反応度が高くなった。この状態で水没した場合が②であり、この時のkeffは0.9925で未臨界となっている。この理由は、炉心圧縮により正の反応度が働くが、水の侵入により中性

子が減速され、減速された中性子はレニウムによって吸収されることにより全体として反応度が下がり未臨界となったと考えられる。

③～⑦では炉心圧縮が起きた時の安全余裕度を把握するため、安全棒挿入位置をパラメータとしたサーベイを実施した。その結果、安全棒の挿入本数が3本では計算誤差が1σを超えていた場合に臨界に達する可能性があるが、4本挿入されていれば、未臨界を担保することができることがわかる。⑧～⑩では、更に多くの安全棒が挿入されていた場合の計算を実施している。ここで⑩と⑪では水中に入ったにもかかわらず反応度が上昇している。この理由はまだ不明であり、用いた計算コードの調査と条件設定のパラメータサーベイを行うことにより解明する必要がある。

⑫以降は吸収体が全て内側を向いていた場合の反応度計算結果である。この結果、炉心が圧縮した場合は吸収体が全て内側を向いていても臨界に達してしまう可能性が明らかとなった。しかし、この状態で安全棒が1本でも挿入されていれば未臨界を担保する。

4.5 制御ドラムが脱落した場合の反応度計算

制御ドラムは駆動装置によって中心軸の位置が固定されているが、万一原子炉が地表へ落下した場合、その衝撃による制御ドラムが脱落することも予想される。このような状態での評価結果を表4-9に示す。

表4-9 制御ドラムがない場合の計算結果

状態	落下地点	炉心形状	安全棒挿入本数		keff ± 1σ
			中心	周囲	
①	通常	正常	0	0	1.0325 ± 0.0032
②		圧縮	0	0	1.0193 ± 0.0028

この結果、制御ドラム12体が脱落した場合は、臨界を超過してしまうことがわかった。

4.6 反射体リングが無い場合の反応度計算

4.5と同様に衝撃によって反射体リング全体が脱落した場合の計算も実施した。その結果を表4-10に示す。

表4-10 反射体リングがない場合の計算結果

状態	落下地点	炉心形状	安全棒挿入本数		$k_{eff} \pm 1\sigma$
			中心	周囲	
①	通常	正常	0	0	0.8371 ± 0.0034
②		圧縮	0	0	0.9395 ± 0.0025

この結果、制御ドラムが脱落すれば、臨界には達しないことがわかった。

以上の結果から、打ち上げ失敗により最も臨界に達しやすい状態で原子炉が海上落下しても臨界に達することがないと判断される。万一地上へ落下し炉心が圧縮しても安全棒が3本挿入されていれば未臨界を保持することが可能である。また、どのような条件でも臨界に達しない様にするためには、予め反射体リングを外して輸送し、月面上で取りつけることにより、その目的を達成することが可能であることがわかった。

第5章 核燃料物質飛散を想定した場合の安全評価

前章まで述べたように宇宙輸送機の事故により打ち上げが失敗してもそれに対処した安全確保対策がとられていることから、原子炉が地球環境に影響を与えることはない。しかしながら、核燃料物質を搭載しているため核燃料物質飛散を想定した場合の安全評価を行っておく必要がある。

本章では、地上原子力施設で用いられている安全評価手法を用いて、打ち上げ失敗時の核燃料物質の漏洩を想定し、空気中における拡散、被ばく、降雨も含めた地上汚染等の評価を実施した。

5.1 地上原子力施設の仮想事故時の安全評価

現在稼動中あるいは計画されている地上の原子力施設はすべて仮想事故を想定して安全評価を実施している。これらの安全評価手法は、原子力安全委員会が示している安全審査指針⁽⁵⁾によって定められており、運転中に生成される放射性物質等を計算し物理的に確かめられている大気中の拡散及び被ばく評価手法を基に計算コードを用いて行う。

計算コードを用いなくても、緊急時環境放射線モニタリングマニュアル⁽⁶⁾によって、大気安定度と風速、放出核種の量と平均エネルギーから原子力施設で仮に放射性物質等の漏洩事故が起きた場合の線量当量率及び線量当量を求めることができる。ただし、これらの評価では、放射性物質等の放出地点を地表付近に限っており、高度が高い場合には適用できない。

5.2 打ち上げ失敗時に想定される核燃料物質飛散量

打ち上げまで原子炉は運転を行っていないので、核分裂生成物は存在しない。このため事故時放射性物質放散の影響については、燃料だけを考えれば良い。燃料としては、内側炉心に80%濃縮、外側炉心に97%濃縮した²³⁵Uを用いている。²³⁵Uは地球上で天然に存在するウランの同位体元素であり、半減期 7.13×10^8 年で α 崩壊をする。また弱いながらも γ 線も放出する。

原子炉の炉心は直径380mm、高さ400mmの円柱形をしており、セラミック状の円柱形燃

料ペレット（10mmφ×20mm）が燃料被覆管内に多数収納されて炉心を形成している。

宇宙輸送機上での原子炉据え付け位置は登頂部で燃料タンクから遠く離れ、しかも衛星フェアリングやプラント構成要素により多重に保護されているため、損傷の可能性は少なく、たとえ損傷したとしてもその程度は軽いと考えられる。しかしながら、打ち上げ失敗による核燃料物質漏洩による影響を評価するため、原子炉が何らかの原因により破断し、燃料の一部が被覆管から大気中へ放出される事故を想定する。この炉心破断事故によって漏洩する燃料がエアロゾル状態になることは有り得ないが、ここでは、各燃料ピンから1個の燃料ペレットがエアロゾル状態となって炉外に放出すると仮定する。この漏洩率は、炉心高さと同燃料ペレット長さの比によって求めることができる。すなわち、

$$20\text{mm}/400\text{mm} = 0.05$$

従って、炉心破断事故による燃料の漏洩率を5%とし次節以降に述べる安全評価を実施した。

5.3 評価方法及び最大濃度出現位置

緊急時環境放射線モニタリングマニュアルは、原子力災害が万一発生した場合、放射性物質による被ばくから公衆を守るために、迅速に事故発生事業所周辺公衆の被ばく評価を行いこれに基づく防災対策を講ずるためのものである。そこでは、原子力安全委員会安全審査指針に基づいて、災害時の行動マニュアルの他、大気安定度（A～F）別に、風速：1m/s、放出量： $Q = 1\text{Ci/h}$ 、放出時間：1時間、放出エネルギー：1MeV/disの条件下での放射性物質の放出による線量率の分布評価が行う。そして排気筒の高さを0から20m間隔で200mまで変化させた時の各々の放射性物質濃度及び外部線量率分布図を掲載し、この分布図を用いた評価方法を示している。（詳細については、APPENDIX-A：緊急時環境放射線モニタリングマニュアルによる評価方法を参照のこと。）

1) 評価手法

本マニュアルには、放出高さ及び大気安定度別に風下距離と放射性物質濃度との関係、外部線量当量率の分布図が添付されている。放射性物質濃度の最大値を示す風下

距離は、前者の図から知ることができる。また放射性物質の分布状況は後者の図を5万分の1の地図に重ね合わせるにより、区域毎の空气中濃度あるいは線量当量率として求めることができる。

2) 最大濃度出現位置

本節では、上記分布図等を用いて放射性物質放出時に濃度及び線量率が最も高くなる条件を検討する。各大気安定度における放出高さ別空气中放射性物質濃度分布図を用いて求めた出現する最大濃度と放出高さとの関係を図5-1に示す。大気安定度の区分は表A-2に記載されている。図5-1から放出高さが高くなるに連れて地上における最大空气中放射性物質濃度が低くなることが明かとなった。すなわち、高い高度で原子炉内の核燃料物質が飛散する場合よりも、原子炉が地上へ落下した後に飛散した場合の方が厳しい状況になることを図は表している。

次に、放出高さ最大濃度出現距離との関係を図5-2に示す。この図から放出位置が高くなるに連れて地上で最大となる空气中放射性物質濃度の位置が放出点よりも離れていくことが明かとなった。すなわち、原子炉内の核燃料物質が飛散する高さが高いほど、地上で出現する空气中放射性物質の最大濃度位置は遠くなることを示している。この両者の結果から、高度が高い位置で飛散した場合は、地上の汚染区域が広がるが濃度は低くなり、逆に高度が低い場合は汚染面積は狭いが濃度が高くなることわかった。例えば、大気安定度F（風速が小さく、日照が大きい、大気中の拡散が最も低い状態）で放出高さ100mの時の地表面における濃度は、高度10mの時の約1/200となった。

5.4 打ち上げ失敗時の安全評価

打ち上げが失敗した時の状況には、様々なパターンが考えられる。安全評価を行う場合は、考えられる状況の中で最も厳しい場合を想定することが必要である。ここでは、緊急時環境放射線モニタリングマニュアルを用いて、打ち上げ失敗時の安全評価上最も厳しい条件について評価を行う。

5.3の2)節で述べたように、被ばく評価上最も厳しい結果となる状況は、地上0mで核燃料物質が飛散した場合で落下地点に最も近接した区域である。しかし、原子炉の据

付け位置が宇宙輸送機の先端であることや爆風による吹上げを考慮すると、地上0mでの放出は考えにくい。ここでは地上高さ10mで放出された場合の相対濃度及び相対線量の評価を実施した。また、打ち上げ地点を中心に設定された警戒区域内には、一般公衆は存在しないため、警戒区域境界（打ち上げ地点から約2.2km付近）の評価も実施した。

1) 評価条件

評価条件を以下の通りとする。

① 落下途中で放出される燃料はない。

② 漏洩条件

- i) 放出時間 : 1時間
- ii) 放出高さ : 10m
- iii) 建家面積 : 0 m²
- iv) 放出核種 : ²³⁵U
- v) γ線エネルギー : 0.142MeV (放出されるγ線の平均エネルギー)
- vi) 放出量 : 全装荷量186kgのうち5%
- vii) 大気安定度 : F
- viii) 風速 : 1 m/s

1gの放射性核種の質量と比放射能の関係は式(5-1)によって表される。

$$s = 1.16 \times 10^{20} M^{-1} T^{-1} \dots\dots\dots (5-1)$$

s : 放射性核種の比放射能 (Bq/g)

M : 質量数

T : 半減期 (h)

よって、半減期7.13×10⁸年の²³⁵U 186kgの放射能Sは、

$$S = \frac{186 \times 10^3 \times 1.16 \times 10^{20}}{235 \times 7.13 \times 10^8 \times 365 \times 24}$$

$$= 1.49 \times 10^{10} \text{ (Bq)}$$

となり全装荷ウランの放射能は0.4Ciに相当する。こうして5%漏洩量は0.02Ciとなる。

(備考) 1 Bq = 27 pCi = 27 × 10⁻¹² Ci

2) 空气中濃度評価

マニュアルから求められた風向軸に沿った大気安定度別の放射性物質濃度の評価結果を図5-3に、大気安定度Fの時の放射性物質の平面分布を図5-4に示す。打ち上げ時の風向条件から陸地（居住区域）側へは風が向かないため、核燃料物質飛散による陸地での影響はない。図5-3によると、得られた最大濃度地点は、打ち上げ地点から350m風下で約 $0.32 \mu\text{Ci}/\text{m}^3$ であり、風下2.2km付近の濃度は約 $0.05 \mu\text{Ci}/\text{m}^3$ であった。この値は1Ci放出された時の値であるから、実際に放出された量を乗ずることにより、その地点での放射性物質の濃度を求めることができる。従って、打ち上げ失敗時の空气中濃度値は、上記の値に ^{235}U の放出量0.02Ciと1Ciとの比である0.02を乗ずる。

$$0.32(\mu\text{Ci}/\text{m}^3) \times 3.7 \times 10^4 (\text{Bq}/\mu\text{Ci}) \times 0.02 = 2.4 \times 10^2 (\text{Bq}/\text{m}^3)$$

$$0.05(\mu\text{Ci}/\text{m}^3) \times 3.7 \times 10^4 (\text{Bq}/\mu\text{Ci}) \times 0.02 = 37 (\text{Bq}/\text{m}^3)$$

ここで、 3.7×10^4 は旧単位であるCiを新単位のBqに変更する換算係数である。このように、装荷された ^{235}U の5%が地上で放出された場合の最大濃度は、風下350m地点で $2.4 \times 10^2 \text{Bq}/\text{m}^3$ であり、2.2km離れた位置で $37 \text{Bq}/\text{m}^3$ となった。

3) 外部被ばく評価

マニュアルから求められた風向軸に沿った放射能雲からの外部線量率の評価結果を大気安定度別に図5-5に、また大気安定度Fの時の外部線量率の平面分布を図5-6に示す。図によると最大線量率は大気安定度Fのときで打ち上げ地点から200m風下までは同一で約 $42 \mu\text{R}/\text{h}$ であり、その後減少し始め風下2.2km付近では約 $12 \mu\text{R}/\text{h}$ であった。

打ち上げ失敗時の各位置における外部被ばく線量率は、図によって求められた外部線量率の値に、 ^{235}U の放出量0.02Ciと本図を計算する時に用いた1Ciとの比0.02及び実効エネルギーである0.142MeVを乗ずることによって求められる。

$$42 (\mu\text{R}/\text{h}) \times 0.02 \times 0.142 = 0.12 (\mu\text{R}/\text{h})$$

$$12 (\mu\text{R}/\text{h}) \times 0.02 \times 0.142 = 0.034 (\mu\text{R}/\text{h})$$

照射線量率と人が被ばくした時に受ける影響（線量当量）は、放射線のエネルギーによって変化する。ここで図5-7⁽⁴⁾に各エネルギーにおける線量当量と照射線量

の比を示す。この結果から $1R=0.013\text{Sv}$ (0.142MeV) とすると、全燃料のうち5%がエアロゾルとなって放出された場合の最大線量当量率は、200m離れた位置で $1.6 \times 10^{-3} \mu\text{Sv/h}$ 、2.2km風下で $4.4 \times 10^{-4} \mu\text{Sv/h}$ となった。これらの値は、自然放射性物質によって1年間に受ける 2.1mSv (210mrem) を1時間当りの線量当量率に換算した値である $0.24 \mu\text{Sv/h}$ を大きく下回るため、放射能雲による外部被ばくの影響は無視できる。

4) 吸入による内部被ばく評価

核燃料物質が空気中を拡散することによって人がそれを吸入し内部被ばくする恐れがある。そこで、 α 線を放出する ^{235}U を吸入した時の内部被ばくについて計算を実施した。

(a) 計算方法の概要と計算条件⁽⁸⁾

本計算においては、人が ^{235}U を吸入した時の摂取量を始めに求め、この摂取量を基に預託線量当量を求めた。預託線量当量の定義は、放射性物質を体内に摂取した後個人が受ける線量当量の50年間の総和である。

まず、環境における空気中放射性物質濃度からその場に滞在した人の放射性物質の摂取量を求めることができる。この値を基に預託線量当量を次式で算出する。

$$H_{50} = 0.05 \times \sum \frac{I_j}{(ALI_s)_j} \dots\dots\dots (5-2)$$

H_{50} : 預託線量当量 (Sv)

I_j : 核種 j の摂取量 (Bq)

$(ALI_s)_j$: 核種 j の H_{50} を計算するための年摂取限度 (Bq)

(詳細については、APPENDIX-B: 放射性物質吸入時の内部被ばく評価、を参照のこと。)

ここで、 ^{235}U の ALI_s を、法令に定められている吸入の区分W (吸入した放射性物質は、肺胞領域における残留の半減期により10日未満をD、10日~100日をW、100日を超えるものをYとして分類している。 ^{235}U はこの区分のWに相当する。)として取り扱い、その時の管理区域の年摂取限度である $2.7 \times 10^4\text{Bq}$ に分類した。年摂取量がこの値であると、吸入した放射線業務従事者の預託線量当量は、 50mSv となる。

(b) 計算結果

最大濃度地点に1時間滞在したときの ^{235}U の摂取量は、そこでの空気中濃度値に吸収量 $0.02\text{m}^3/\text{min}$ を乗じて

$$2.4 \times 10^2 (\text{Bq}/\text{m}^3) \times 0.02 (\text{m}^3/\text{min}) \times 60 (\text{min}) = 2.9 \times 10^2 (\text{Bq})$$

と求められる。次に式(5-2)によって

$$0.05 (\text{Sv}) \times \frac{2.9 \times 10^2 (\text{Bq})}{2.7 \times 10^4 (\text{Bq})} = 5.4 \times 10^{-4} (\text{Sv})$$

となり、内部被曝は 0.54mSv となる。

また、風下 2.2km 付近に1時間滞在した時の内部被ばくは同様に

$$37 (\text{Bq}/\text{m}^3) \times 0.02 (\text{m}^3/\text{min}) \times 60 (\text{min}) = 44 (\text{Bq})$$

よって

$$0.05 (\text{Sv}) \times \frac{44 (\text{Bq})}{2.7 \times 10^4 (\text{Bq})} = 8.1 \times 10^{-5} (\text{Sv})$$

従って、 0.081mSv となる。

この結果から、最大濃度付近に1時間滞在しても、ICRP（国際放射線防護委員会）1990年勧告で示されている一般公衆の線量当量限度である年間 1mSv を超えないことがわかった。

ここで、風下における内部被ばくによる線量当量の距離による推移を図5-8に示す。

5) 沈降による地表面核燃料物質密度の評価⁽⁹⁾

地表面は土砂（場合によっては水面）とこれを覆う草木などの植生あるいは構造物からなり、流体力学的には一般に粗面とみなされる。大気中の粒子性物質は、重力沈降、物体への拡散や泳動、慣性衝突さらには降水による洗浄によって地表へ運ばれる。そして降水によるものを湿性沈着（wet deposition）、それ以外を乾性沈着（dry deposition）という。ガス状の物質の場合は、この他に植物による吸収や水面への溶解などがあるが大気中の輸送の大筋は粒子状物質の場合と同様である。

(a) 計算方法の概要と計算条件

計算方法の基本は、大気中の粒子の拡散によって求められる。一般的な気象条件は複雑であるが、簡単なモデルを用いるため、計算条件も単純化される。多くの場

合は、実験的に求められた係数を用いることにより沈降挙動を評価することができる。

(詳細については、APPENDIX-C：大気-地表間の輸送評価、を参照のこと。)

① 地表への乾性沈着

風下方向に x 軸、鉛直方向に z 軸をとり、水平方向風速を u、粒子の重力沈降速度 V_s 、z 軸方向の拡散係数を ϵ_p 、地表への沈着フラックスを ϕ 、空気中の粒子濃度を C とすると、定常状態の粒子拡散方程式は式 (5-3) によって表される。

$$u \frac{\partial C}{\partial x} = \frac{\partial}{\partial z} \left(V_s C + \epsilon_p \frac{\partial C}{\partial z} \right) - F(u, C, d_p, \dots) = \frac{\partial \phi}{\partial z}$$

..... (5-3)

② 降水による洗浄

降水特に降雨による粒子状物質の洗浄には、雨雲の中で雨滴の生成・成長段階に雨滴へ取り込まれる場合 (レインアウト: rain out) と、雨滴の降下時に合体して沈降する場合 (ウォッシュアウト: wash out) がある。後者は重力沈降速度差による慣性衝突やさえぎり、粒子の雨滴への拡散などが支配的である。一方、レインアウトでは、拡散泳動や熱泳動による粒子の取り込みの他に電気的効果も無視できない。実際には、レインアウトとウォッシュアウトとを区別して測定することは難しく、地表での実測値には両方の効果が含まれている。

③ 地表沈着と大気濃度

地表への沈着を考慮した時の大気中の粒子濃度は式 (5-3) を解くことによって得られるが、簡易的に求めることもできる。ここでは、粒子の沈着速度が小さく沈着がなく、大気中の濃度を与える式が予め明かな場合の方法について示す。

(i) 放出源強度の補正

風下水平方向を x 軸、鉛直方向を z 軸、これらと垂直な水平方向を y 軸とし、高さ h、放出速度 Q_0 の定常点源を考える。地表への沈着がない場合の粒子の大気中濃度 C_0 は

$$C_0 = Q_0 \chi(x, y, z, h) \dots\dots\dots (5-4)$$

で与えられるとする。ここに、 χ は単位放出源に対する大気拡散式である。乾

性沈着フラックスを ϕ_0 とすると、放出源から距離 x における x 軸に垂直な yz 平面を通過する汚染物総量の変化、すなわち地表沈着量は

$$\frac{\partial Q}{\partial x} = - \int_{-\infty}^{\infty} \phi_0 (x, y) dy \dots\dots\dots (5-5)$$

で表される。

すなわち、沈着速度 V_d におけるこの yz 平面を通過する汚染物総量は

$$\ln \left(\frac{Q}{Q_0} \right) = - V_d \int_0^x \int_{-\infty}^{\infty} \chi (x, y, z, h) dy dx \dots\dots\dots (5-6)$$

沈着を考慮した時の大気中濃度 C は

$$C = Q \chi (x, y, z, h) \dots\dots\dots (5-7)$$

となり、あたかも Q_0 が Q に減じた場合と同等となる。

乾性沈着に対する放出源強度の補正值 (Q/Q_0) は図C-2に掲載している。図C-2の条件は、大気安定度がF、 $V_d = 1 \text{ cm/s}$ 、 $u = 1 \text{ m/s}$ である。

この図から、放出高さ10mでは、風下350mまでは乾性沈着による影響はないが、それ以遠で補正值 (Q/Q_0) の値は急激に変化することがわかる。

湿性沈着の場合にも同様にして補正された Q の値を求めることができる。ここで、 Q 値は以下の式で求めることができる。

$$Q = Q_0 \cdot \exp(-\Lambda \cdot x/u) \dots\dots\dots (5-8)$$

- Λ : 洗浄率 (s^{-1})
- x : 風下距離 (m)
- u : 風速 (m/s) ただし、ここでは1 m/sを用いた。

(b) 計算結果

上記の評価方法を基に、打ち上げが失敗し、大気中へ核燃料物質が放出された時の地表面での密度を求めた。

① 乾性沈着時の表面密度

打ち上げが失敗し、高さ10mで燃料が放出した時の最大濃度地点 (350m) と警戒区域境界 (2.2km) の補正值 (Q/Q_0) は、図E-2から前者が1.0で後者

が0.5である。

地表沈着を考慮せずに式(5-7)から求めた濃度に補正値を乗ずることによって、地表沈着を考慮した空气中濃度を算出する。そして補正前後の濃度差が、地表に沈着した量とする。最大濃度地点では、補正値が1.0であるため地表沈着はないと評価される。また警戒区域境界である風下2.2kmでは、補正値が0.5であるから、

$$37 \text{ (Bq/m}^3\text{)} \times 0.5 = 18.5 \text{ (Bq/m}^3\text{)}$$

となり、乾性沈降時の風下2.2kmの空气中濃度は、 19 Bq/m^3 となる。空气中濃度は、図5-3に示す様に、円錐を横にした形で分布しその中心部の濃度が最も高く、外側になるにつれオーダーレベルの割合で低くなる。このように大気拡散及び沈着挙動も複雑なため、表面密度を簡単に求めることは困難である。そのため、ここでは乾性沈降した粒子が地表平面上 1 m^2 へ濃縮したと仮定して簡易的に表面密度を計算する。乾性沈降した濃度は 19 Bq/m^3 であるからそのまま密度へ変換すると 19 Bq/m^2 となる。こうした求めた地表の表面密度約 $1.9 \times 10^{-3} \text{ Bq/cm}^2$ は、 α 線を放出する放射性物質で汚染している物質を管理区域から搬出する際の基準である $4.0 \times 10^{-1} \text{ Bq/cm}^2$ より2桁低い。

② 湿性沈着時の表面密度

湿性沈着時の表面密度を、上記①と同様な方法で式(5-7)、(5-8)を用いて評価する。ここで、湿性沈着時の補正値を決定するための係数を以下の通りとする。

降雨強度 (I) : 10mm/h、100mm/h、1000mm/h

風速 (u) : 1 m/s

風下距離 (x) : 350m、2.2km

Brenkらの関係式 (APPENDIX-C参照) から求めた各降雨強度における洗浄率 Λ と式(5-8)から求めた補正値 (Q/Q_0) とを表5-1に示す。

表 5 - 1 各降雨強度における洗浄率及び補正值

降雨強度 (mm/h)	洗浄率 (1/s)	補 正 値 (Q/Q ₀)	
		3 5 0 m 地点	2 2 0 0 m 地点
1 0	3.8×10^{-4}	0. 8 8	0. 4 3
1 0 0	1.2×10^{-3}	0. 6 5	0. 0 7
1 0 0 0	3.8×10^{-3}	0. 2 6	2.3×10^{-4}

この補正值と1との差を空气中濃度に乗じると湿性沈着時の沈着した値が得られる。表5-2に乾性沈着及び湿性沈着時における表面密度を、図5-9に乾性沈着及び湿性沈着時の風下における表面密度の距離による推移を示す。

表 5 - 2 乾性沈着及び湿性沈着時における表面密度

降雨強度 (mm/h)	表面密度 (Bq/cm ³)		
	350m 地点	PNC TN9410 91-100 点)	
0 (乾性沈着)	0	1.9×10^{-3}	3.0×10^{-3} (850m)
1 0	2.8×10^{-3}	2.1×10^{-3}	4.0×10^{-3} (700m)
1 0 0	8.0×10^{-3}	3.4×10^{-3}	1.0×10^{-2} (550m)
1 0 0 0	1.7×10^{-2}	3.7×10^{-3}	1.8×10^{-2} (450m)

上記の結果から、乾性沈着及び湿性沈着のいずれの場合でも表面密度が最大となった地点でさえ、その値は管理区域からの搬出基準 (4.0×10^{-1} Bq/cm²) よりはるかに小さい値になった。

第6章 おわりに

300kWe月面動力源プラントSPECTRALを地上から打ち上げる際の打ち上げ失敗を想定した安全性を評価を行い次の結果を得た。

- (1) 原子炉が海上もしくは地上へ落下しても未臨界性が担保できる。
- (2) 地上原子力施設で用いられている環境安全評価手法を用いて、核燃料物質の漏洩を想定した場合の大気及び地上の汚染の評価を実施し、下記の知見を得た。
 - ① 放射性雲による外部被ばくは、自然放射線によるそれを下回った。
 - ② 空気中の核燃料物質の吸入による内部被ばくは、想定される最大濃度でも一般公衆の線量当量限度を超えない。
 - ③ 地上の表面密度については、晴天時、降雨時（降雨量：10mm/h、100mm/h、1000mm/h）いずれも、 α 線放射体による汚染物質を管理区域から搬出する際の基準0.4 Bq/cm²を下回った。

なお、上記(2)の評価は、核燃料物質が5%漏洩し、それがエアロゾル状になると仮定したが、実際には核燃料物質はペレット（セラミック）化され、燃料ペレットは燃料ピン、冷却材（金属）、原子炉容器等によって多重に防護されているために落下による衝撃によって核燃料物質が大気中へ放出されてもその全てが微小なエアロゾルになるわけでないため、保守側の評価と考えている。

このように、打ち上げ失敗を想定しても被ばく評価の観点からは、十分な安全性が確保できる。

しかしながらここで行った評価は、事故に関する全ての事象を網羅することはできなかった。従って、2.3節「原子炉を搭載した場合の宇宙輸送機の安全対策」で述べたように、考えられる事故の種類別に詳細な評価を別途行う必要がある。そのためには、まず信頼性の高い計算コードの充実を図らなければならない。その解析結果を基に、例えば、原子炉損傷防止用安全装置、墜落時原子炉衝撃緩和装置の取り付け及び原子炉容器等の耐久性及び衝撃試験による確証といった対策を講ずることが望まれる。また、宇宙輸送機の墜落や爆発等事故発生に関するリスク評価も行い、リスクを低減するための技術開発を実施することも必要である。

謝 辞

未臨界性の検討においては実験炉部臨界工学実験室 大谷暢夫室長、三菱総合研究所 角田和弘氏の協力を得た。ここに感謝の意を表します。

参 考 文 献

- (1) 神戸満、片岡一、大谷暢夫、羽賀一男、「宇宙原子動力プラントSPECTRA-Lの概念検討」、PNC SN9410 90-044、1990年4月。
- (2) K. Haga, M. Kambe, H. Kataoka, N. Ohtani, A. Otsubo, "A Study of Application of Transportable reactor to Lunar Base Power System," IAF-90-20S, 41st Congress of the Astronautical Federation, Dresden, October 6-12, 1990.
- (3) 「H-1 ロケット (3 段式) 試験機の打ち上げに係る安全対策について」
宇宙開発委員会第3部会、1987年6月。
- (4) LANL Radiation Transport Group, "MCNPA General Monte Carlo Code for Neutron and Photon Transport" LA-7396-M, revised, Los Alamos National Laboratory, 1985.
- (5) 原子力安全委員会安全審査指針集、1989年12月。
- (6) 緊急時環境放射線モニタリングマニュアル、茨城県、1983年4月。
「排気筒から放出される放射性雲の等濃度分布図及び放射性雲からの等 γ 照射線量率分布図」JAERI-M82-021、1982年3月。
- (7) 「外部被ばくにおける線量当量の測定・評価マニュアル」
原子力安全技術センター、1988年5月。
- (8) 「内部被ばくにおける線量当量の測定・評価マニュアル」
原子力安全技術センター、1988年5月。
- (9) 高橋幹二、「応用エアロゾル工学」、養賢堂、1984年3月。

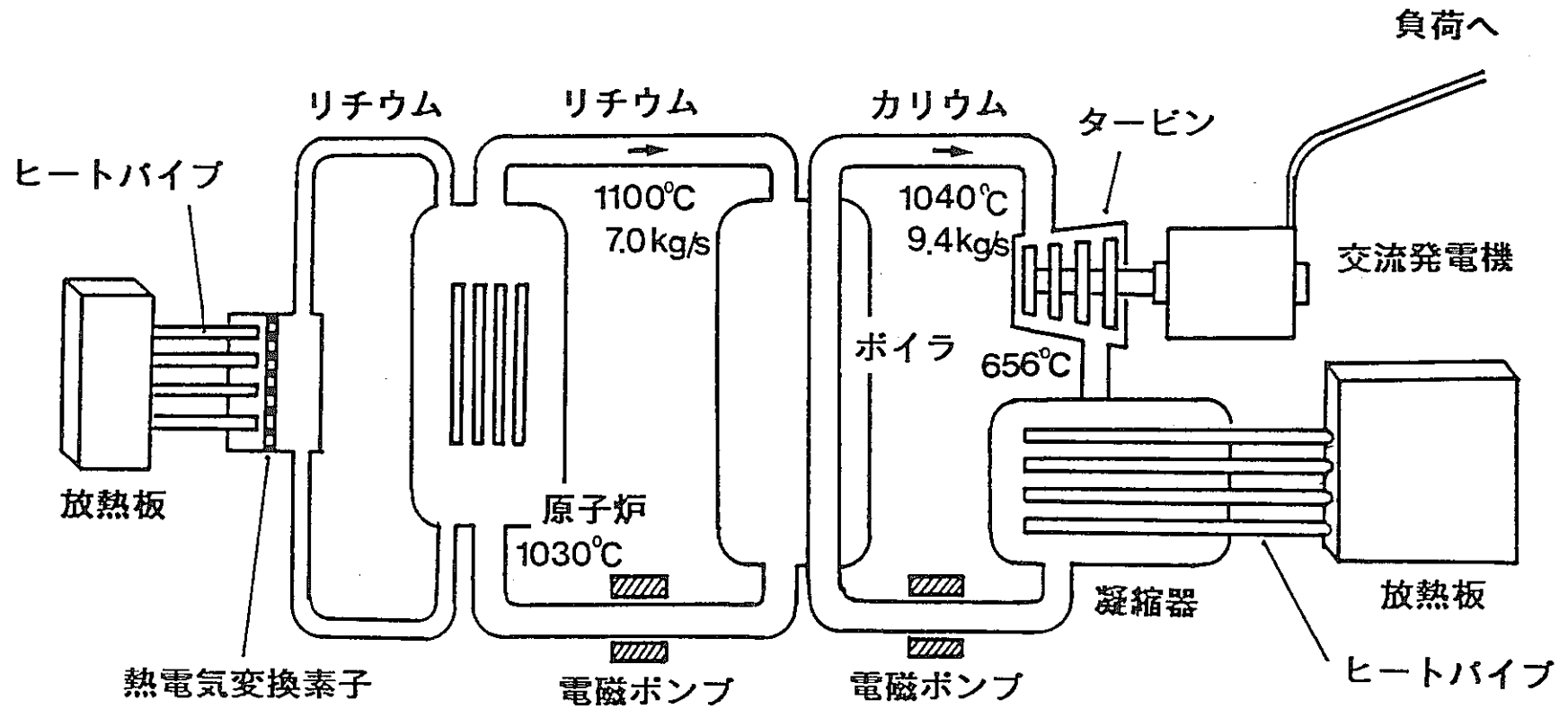


図1-1 SPECTRA-Lの系統図

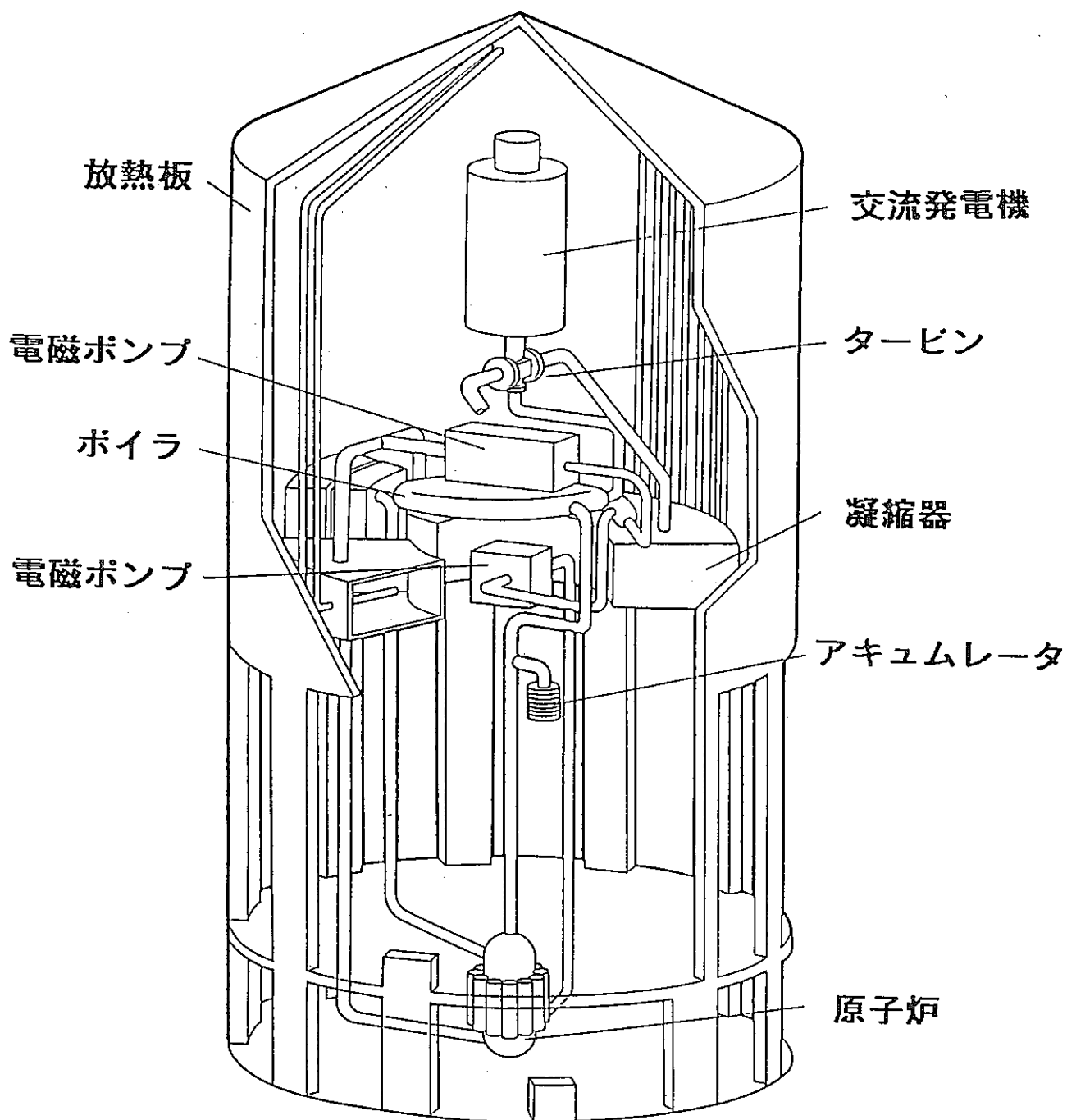


図1-2 SPECTRA-Lの外観図

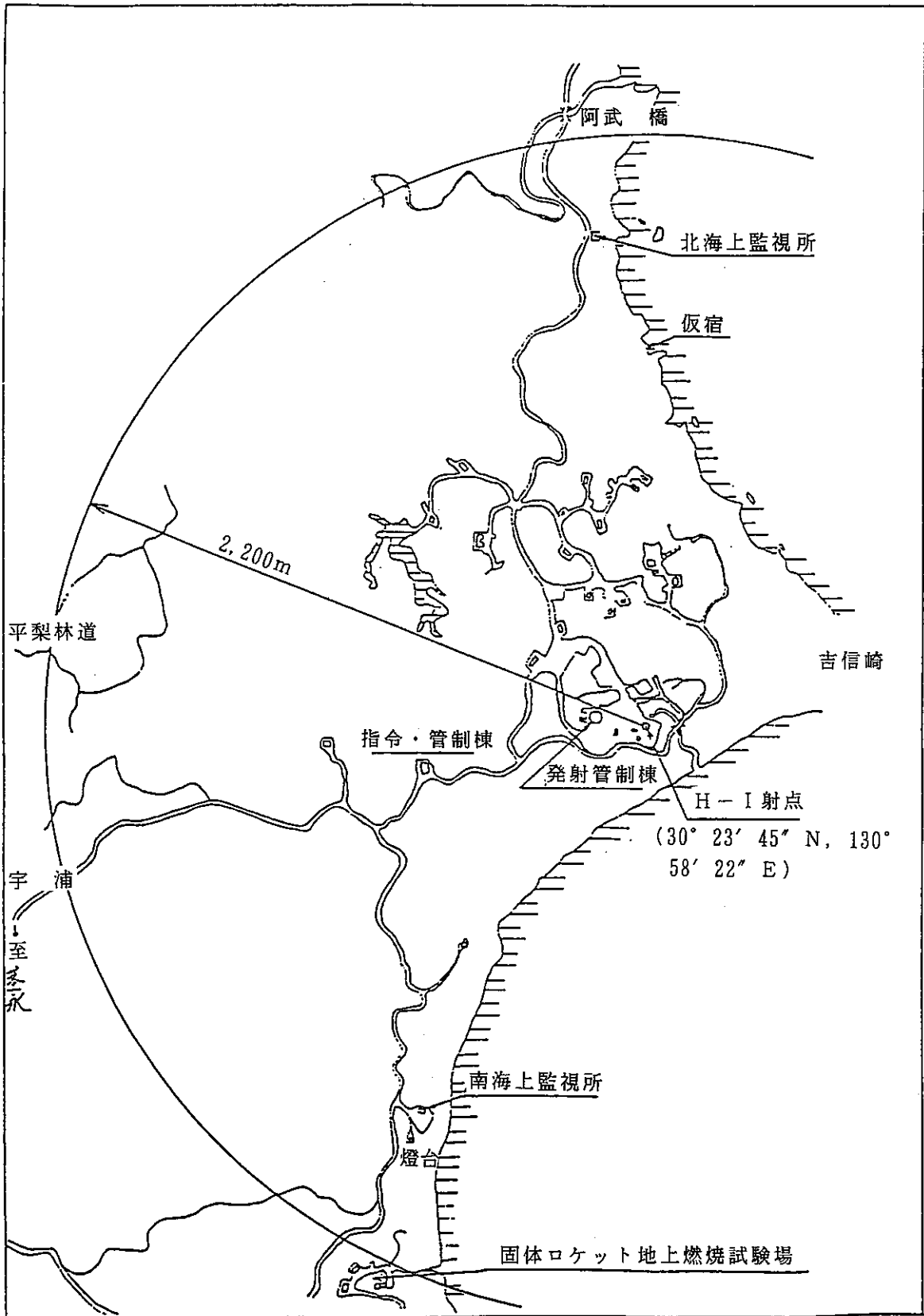


図 2 - 1 打上げ当日における警戒区域

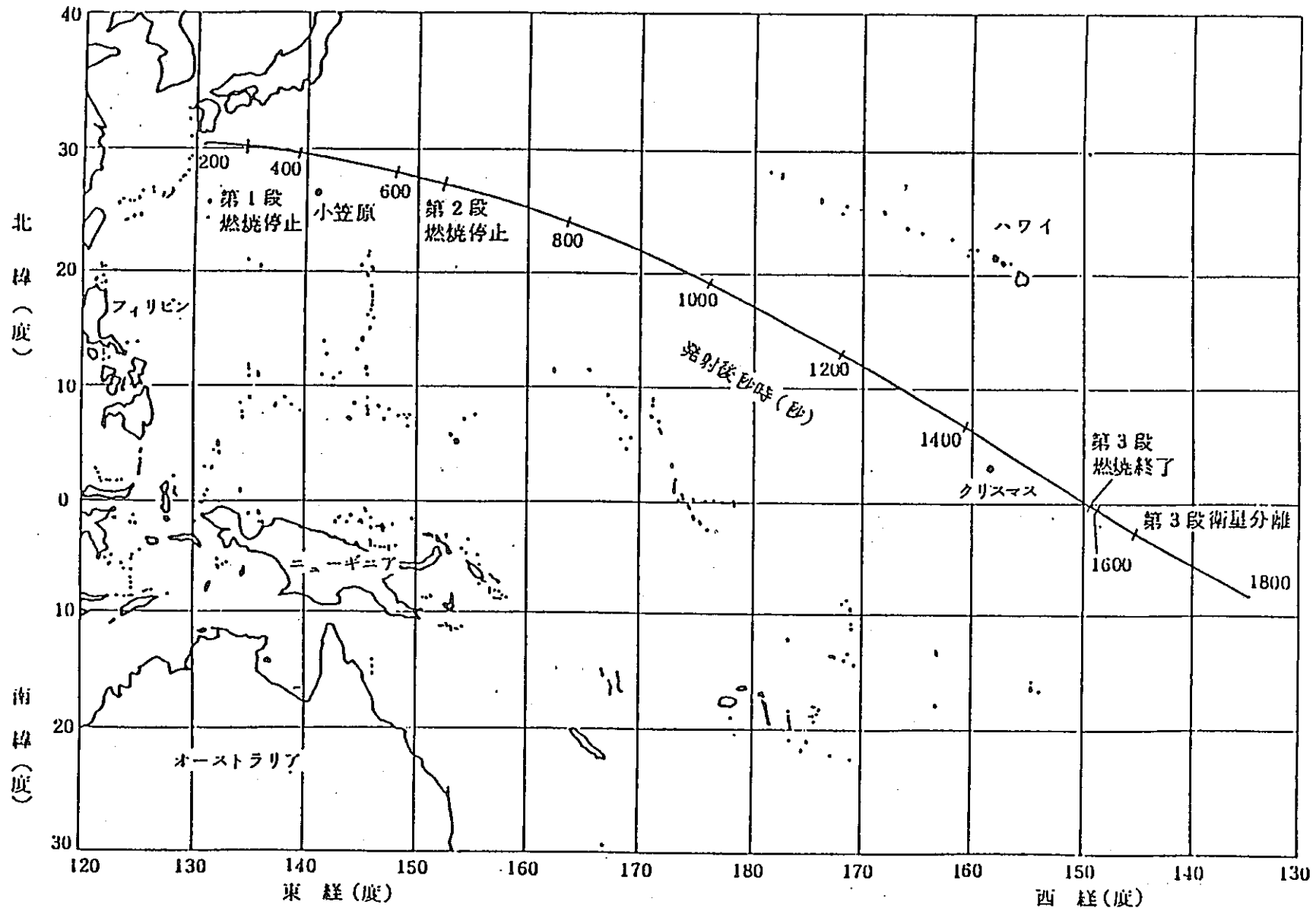
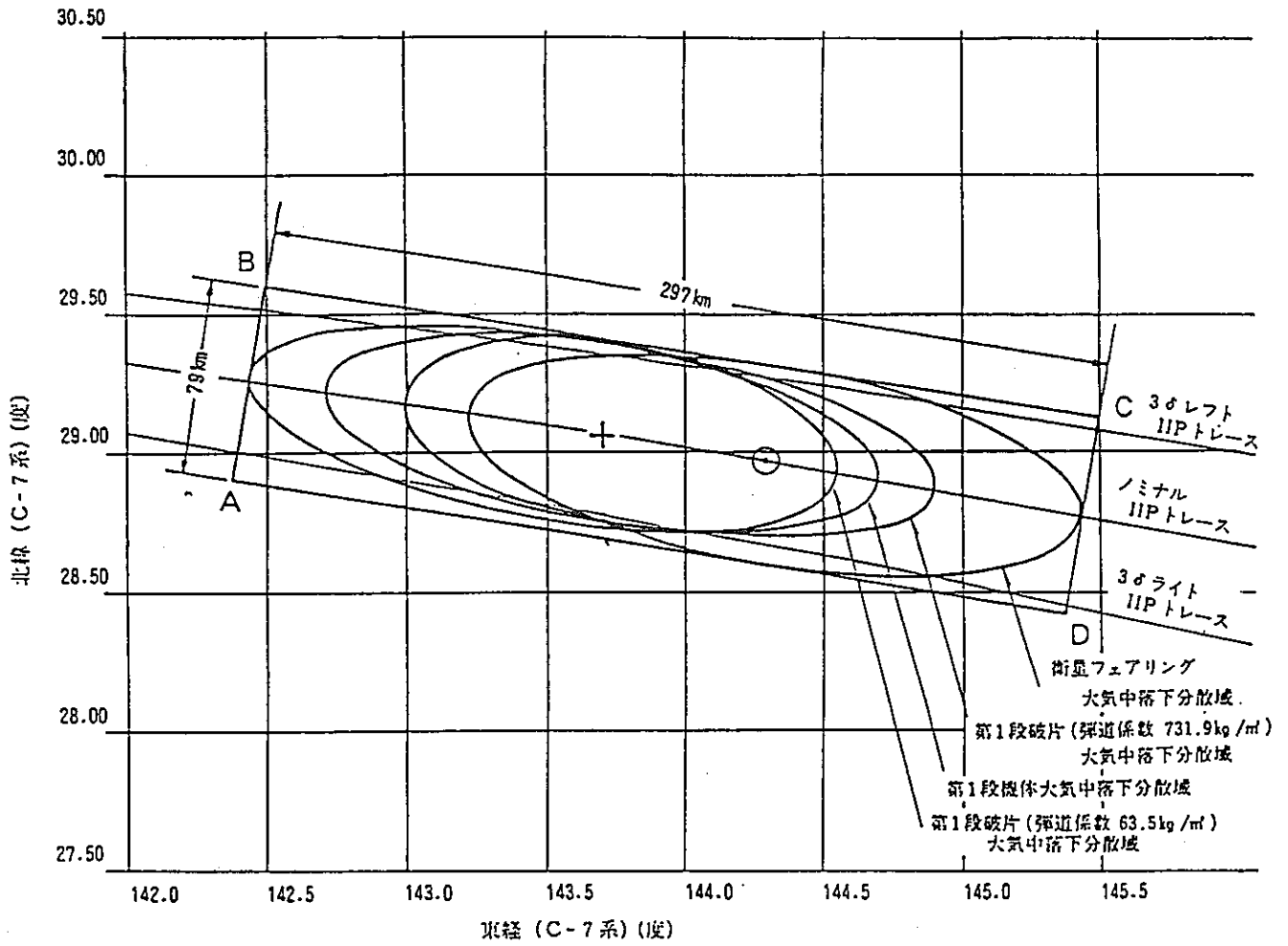


図 2 - 2 基準とする飛行経路



- | | | | |
|---|---|-----|---------------------|
| + | 第1段大気中ノミナル落下点
(29.06°N, 143.70°E) | A : | (28.90°N, 142.37°E) |
| ⊙ | 衛星フェアリング大気中ノミナル落下点
(28.97°N, 144.29°E) | B : | (29.60°N, 142.49°E) |
| | | C : | (29.13°N, 145.49°E) |
| | | D : | (28.43°N, 145.37°E) |
- 落下予想区域

図2-3 第1段及び衛星フェアリング落下分散域及び落下予想区域

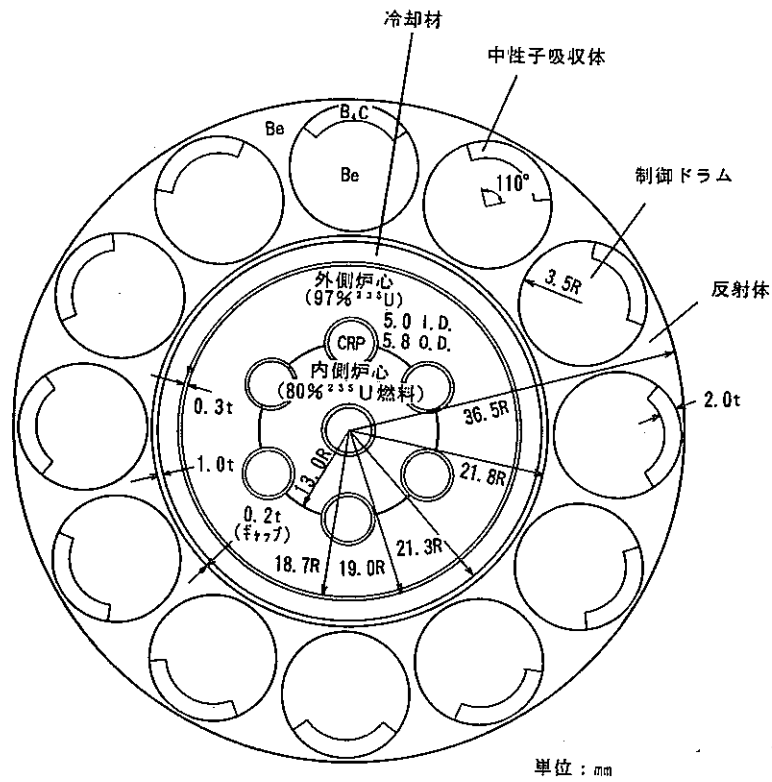


図 4 - 1 (a) MCNPによって作図した炉心の平面図

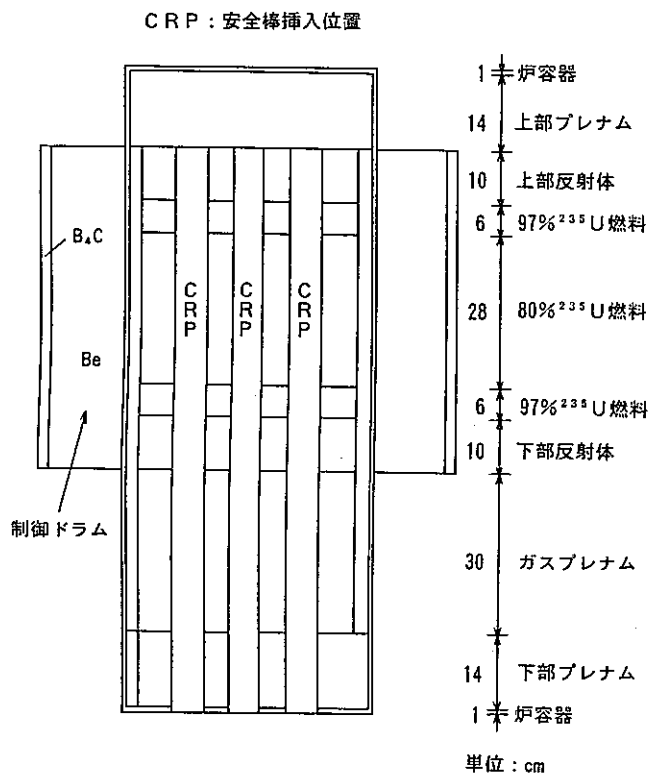


図 4 - 1 (b) MCNPによって計算した炉心の断面モデル

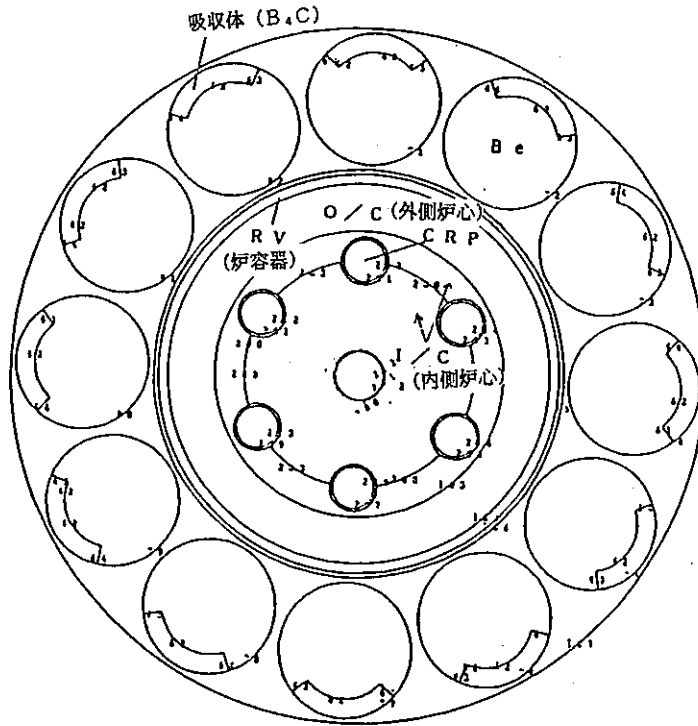


図 4 - 2 (a) 制御ドラム位置：吸収体12体外向体系

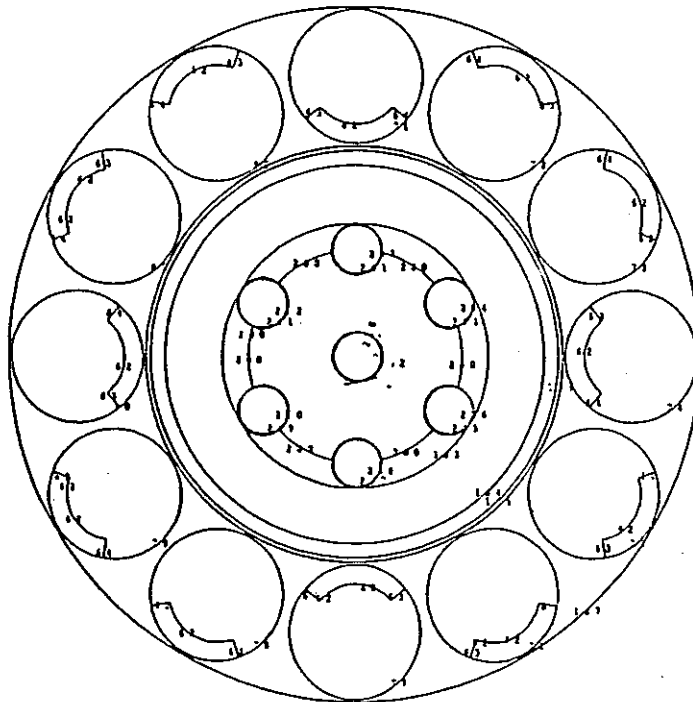


図 4 - 2 (b) 制御ドラム位置：吸収体4体内向体系

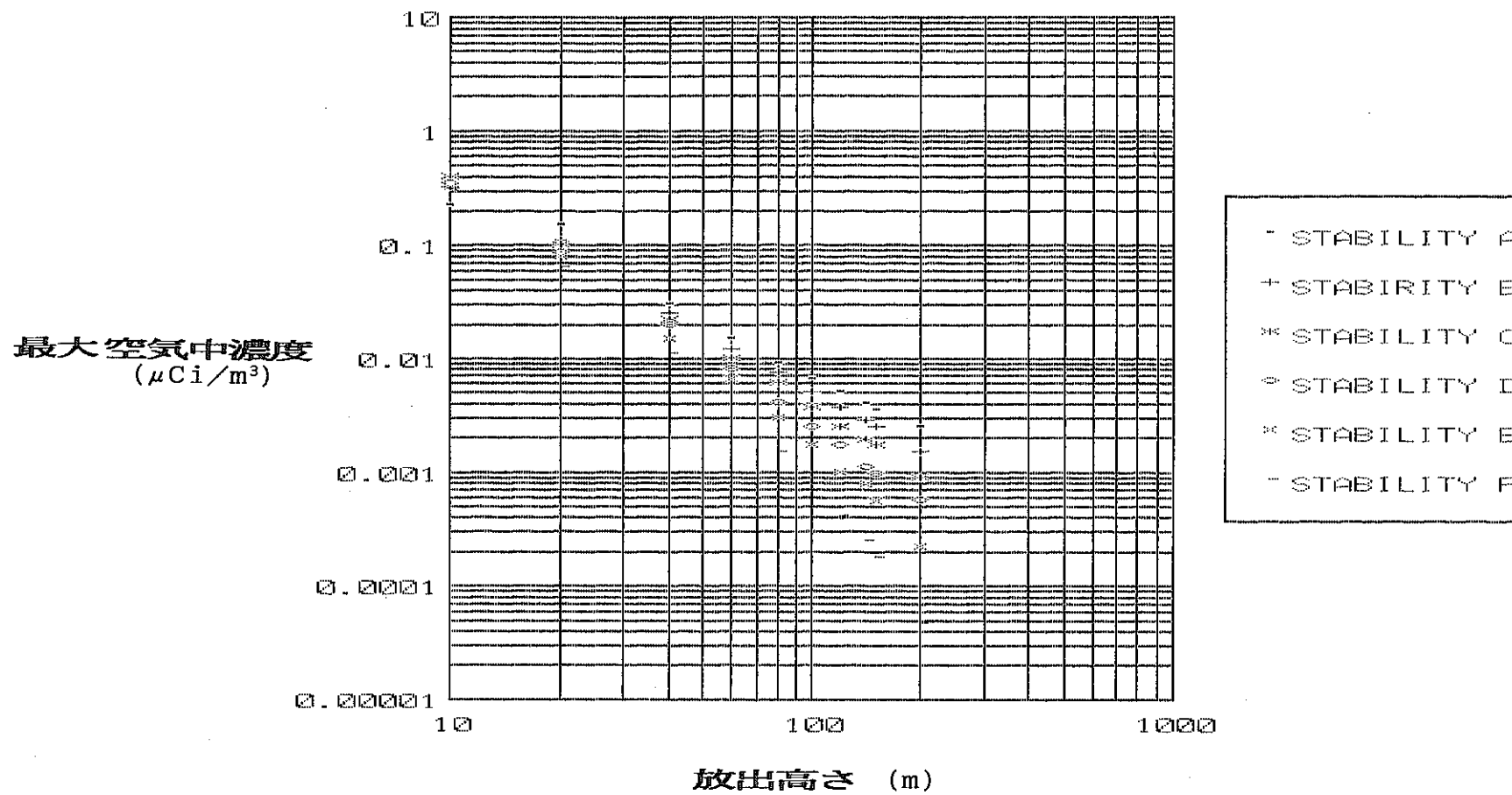


図5-1 放出高さと出現する最大濃度の関係

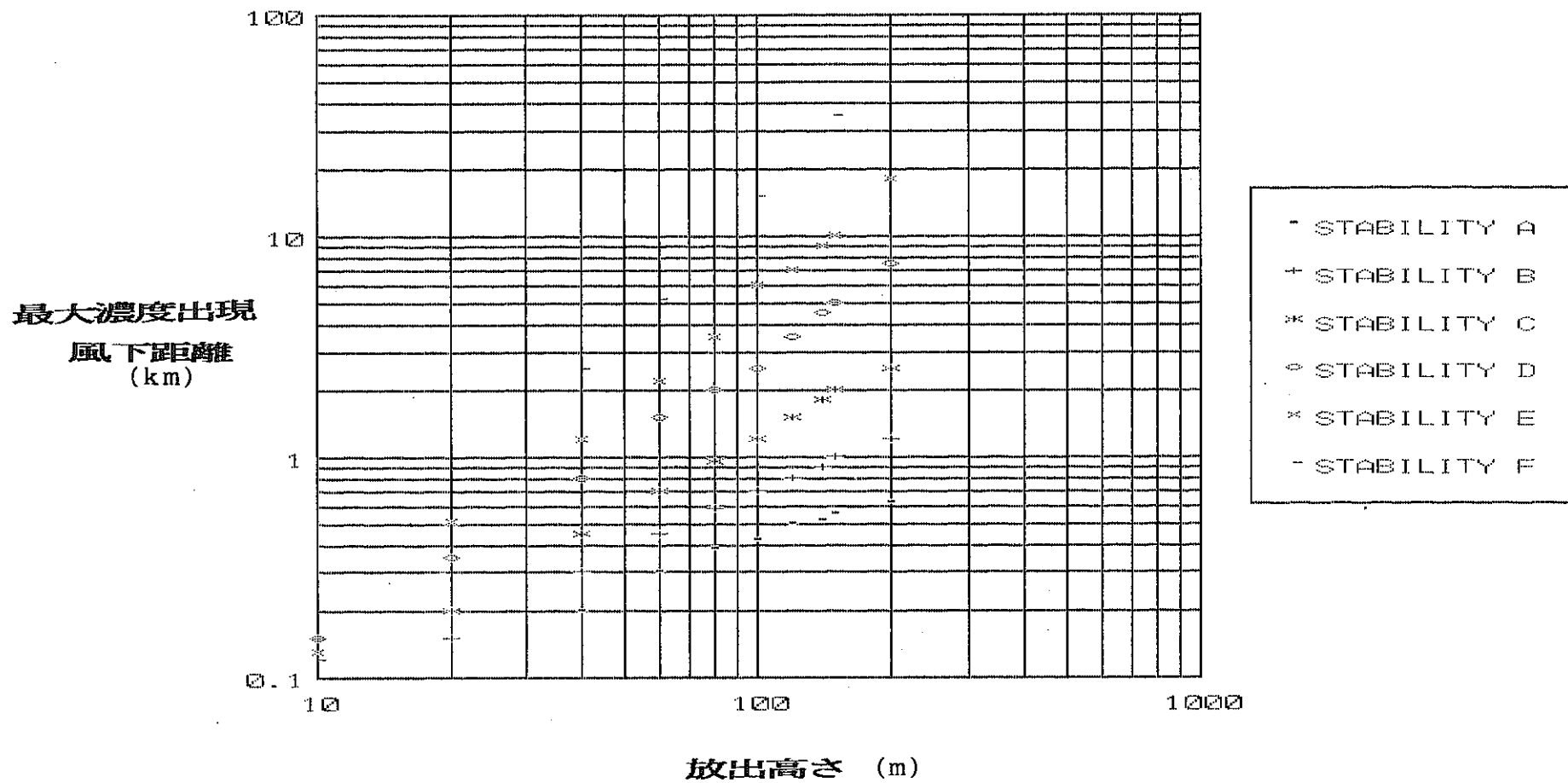


図5-2 放出高さと最大濃度出現距離の関係

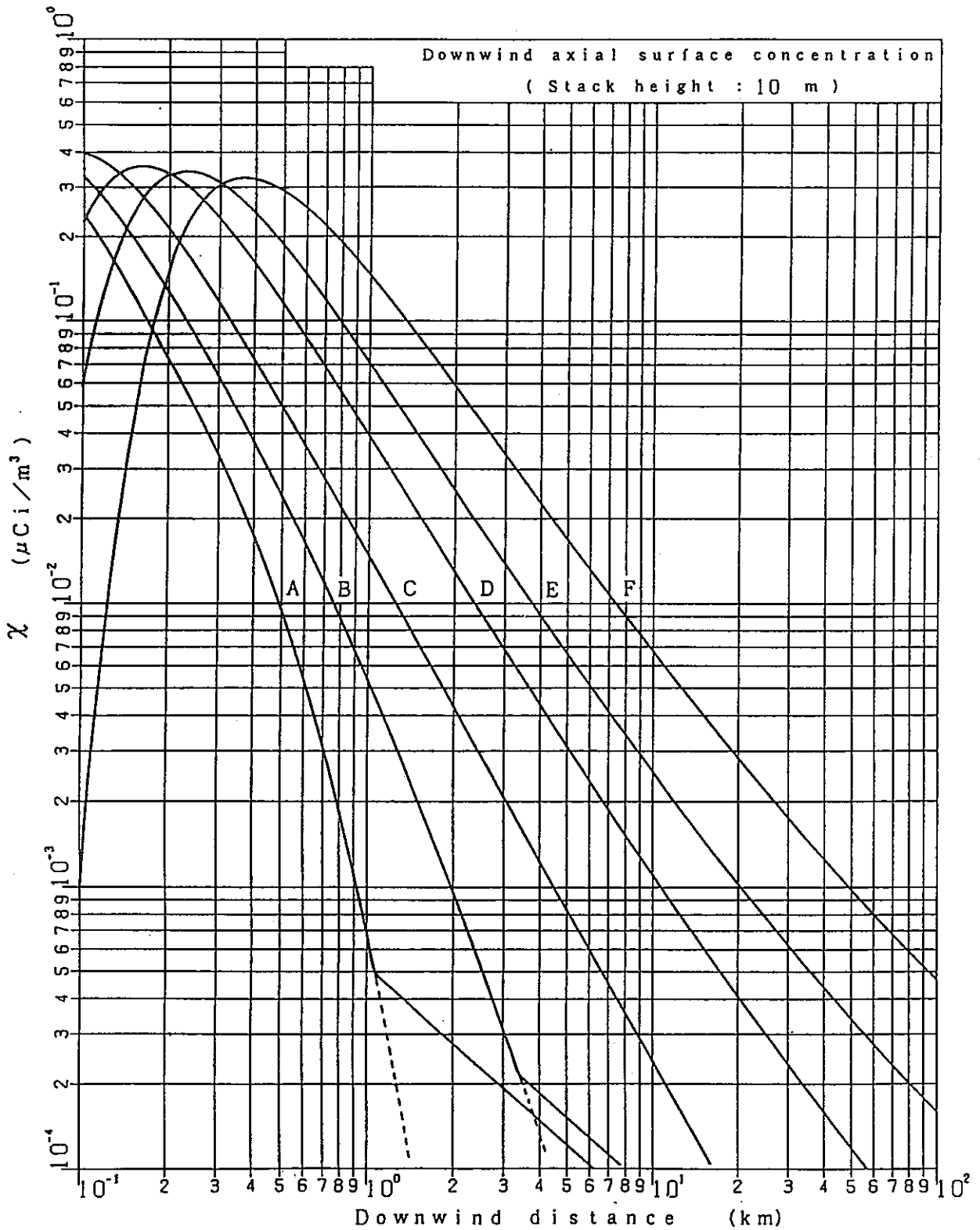


図 5 - 3 風下における地表面付近の放射性物質濃度 (放出高さ : 10m)

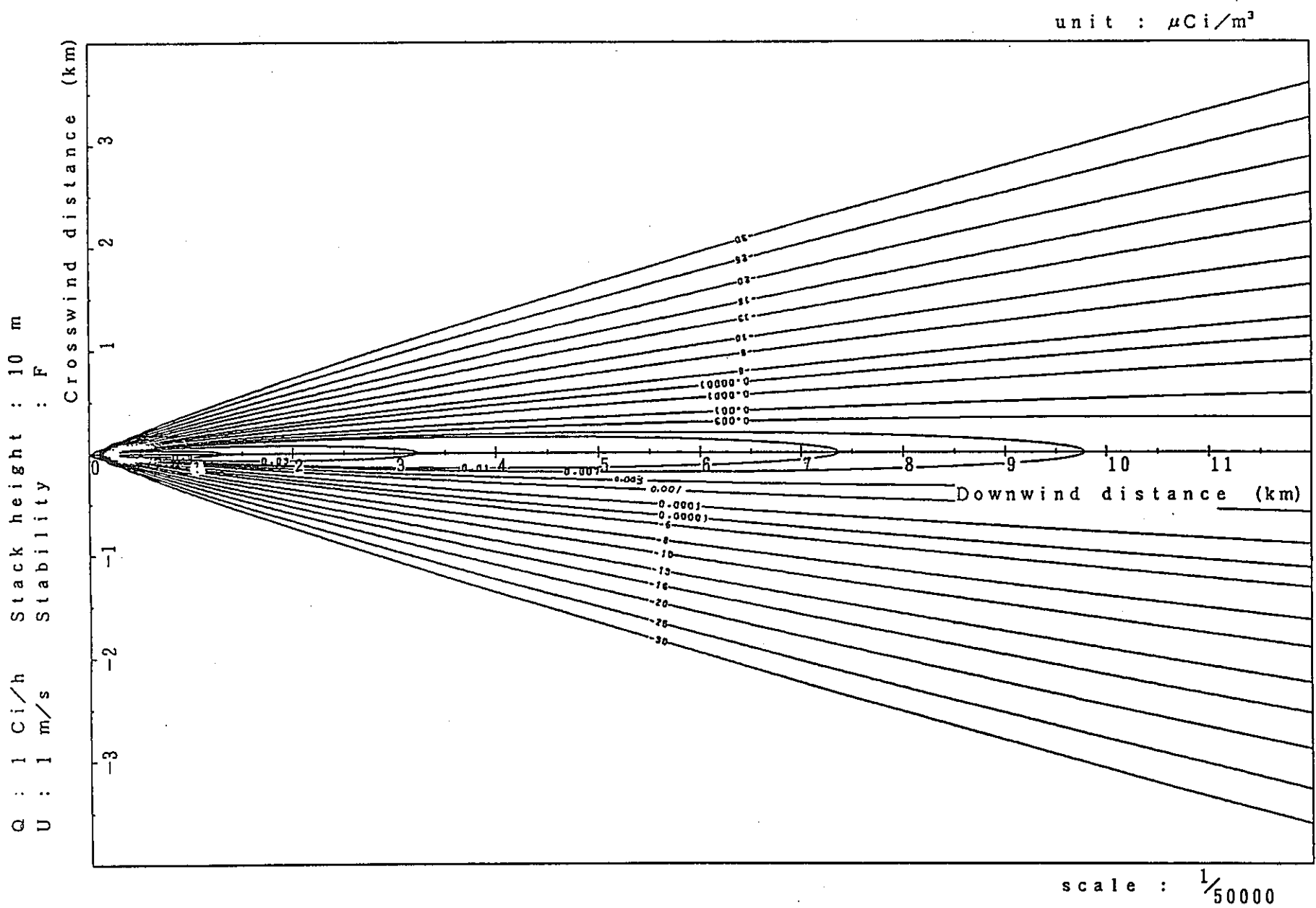


図 5 - 4 地表面付近における放射性物質濃度分布 (放出高さ : 10m)

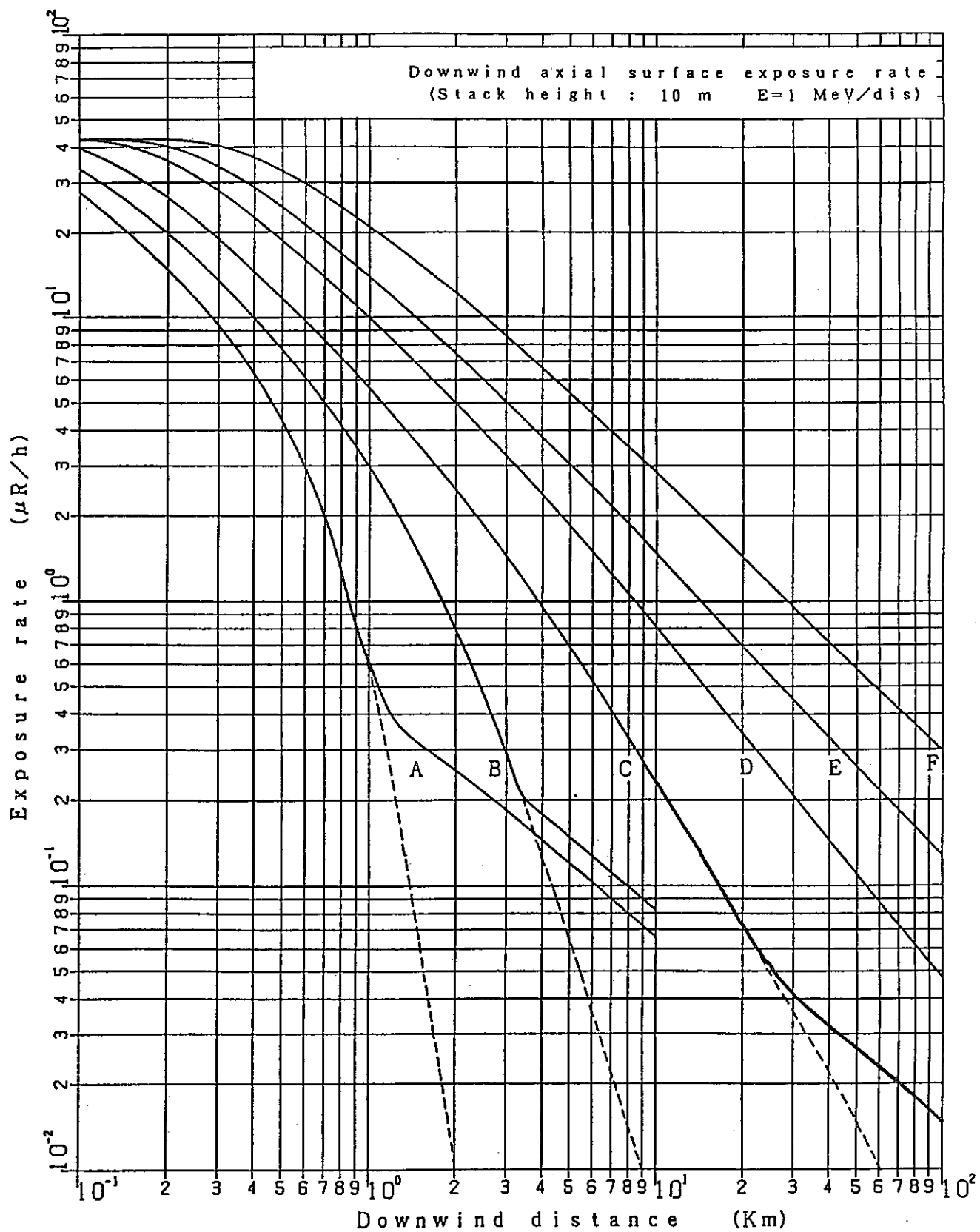


図5-5 風下における地表面付近の空間線量率 (放出高さ: 10m)

unit : $\mu\text{R}/\text{h}$

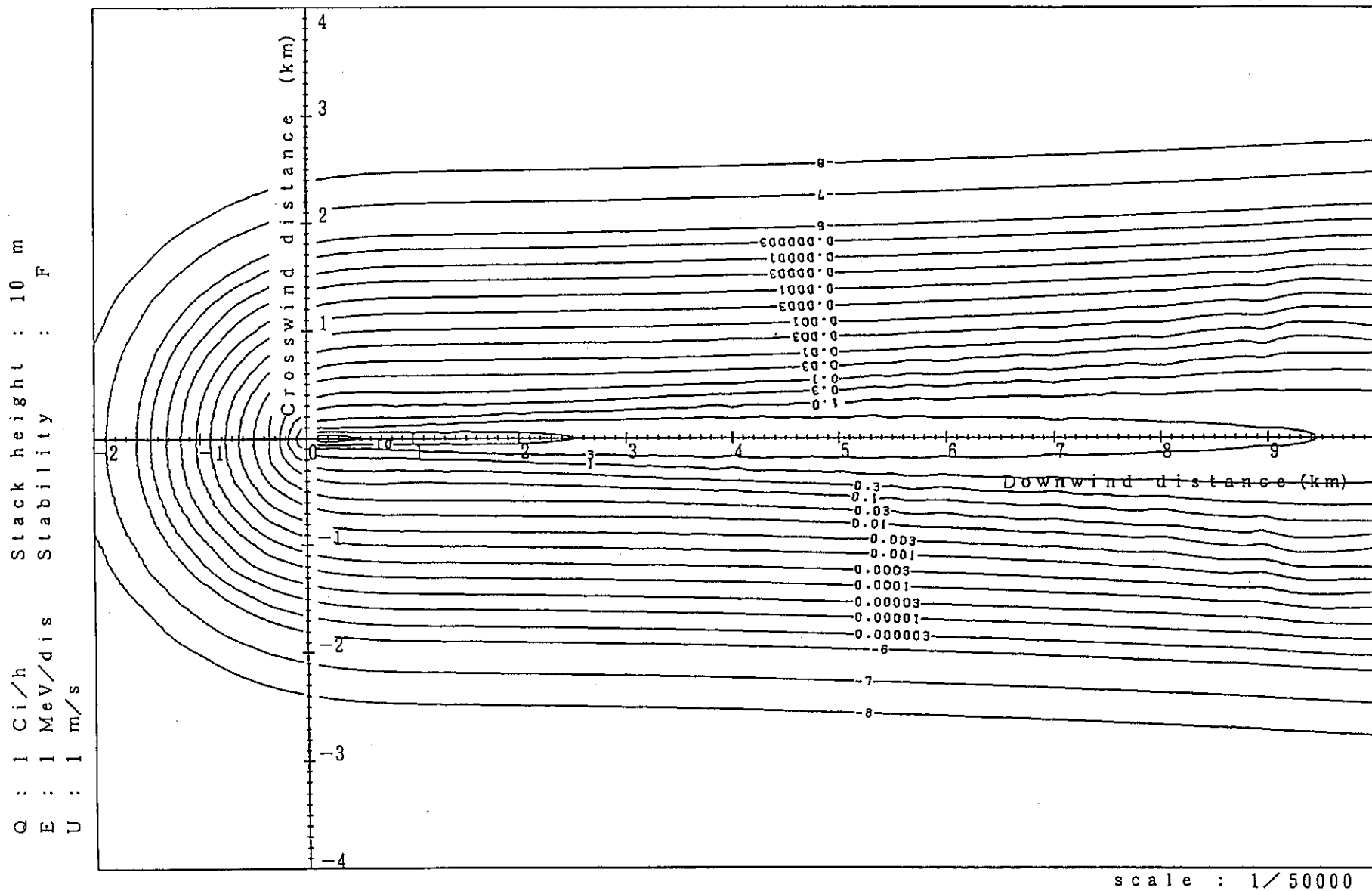


図5-6 地表面付近における空間線量率分布 (放出高さ: 10m)

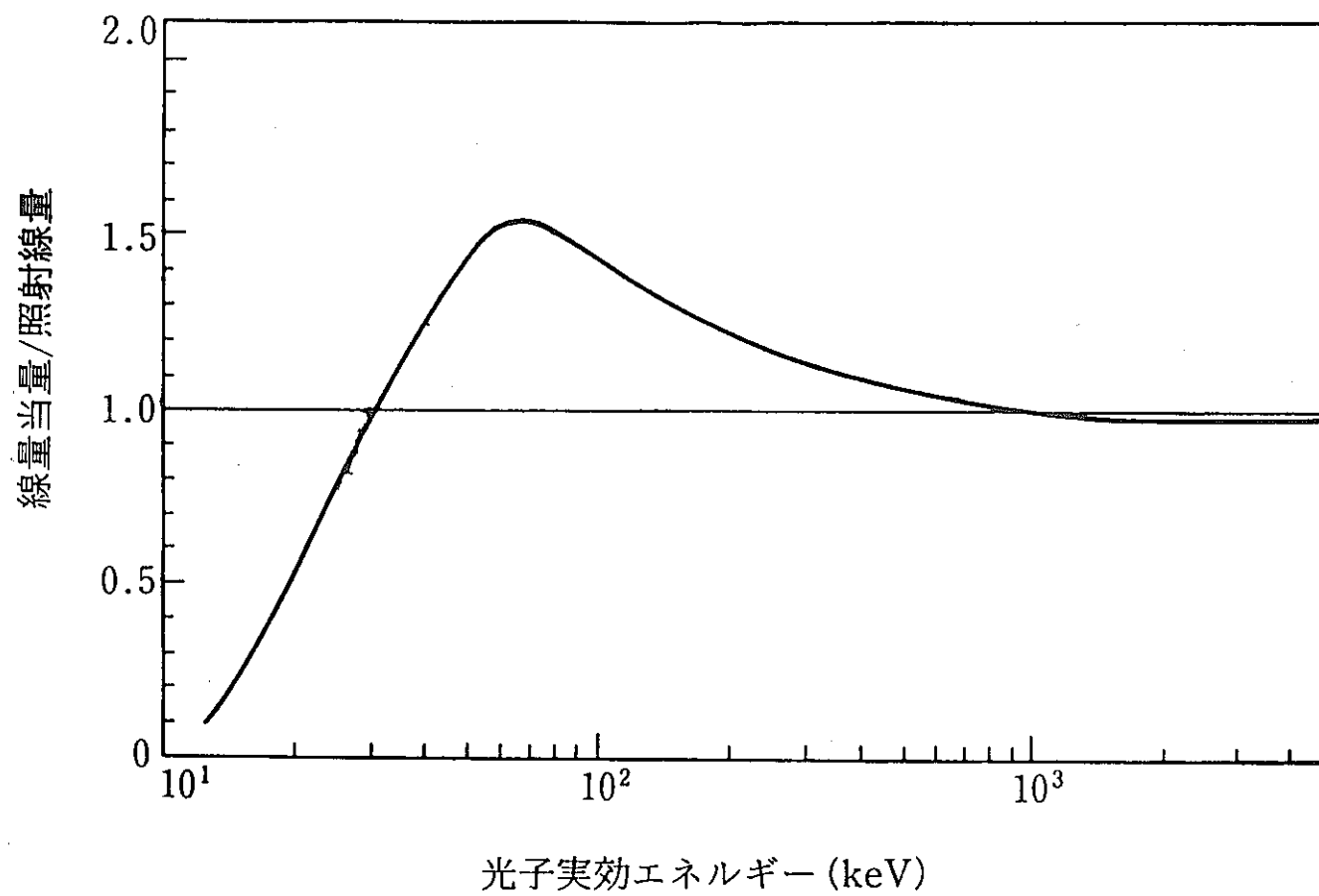


図5-7 各エネルギーにおける線量当量と照射線量の比

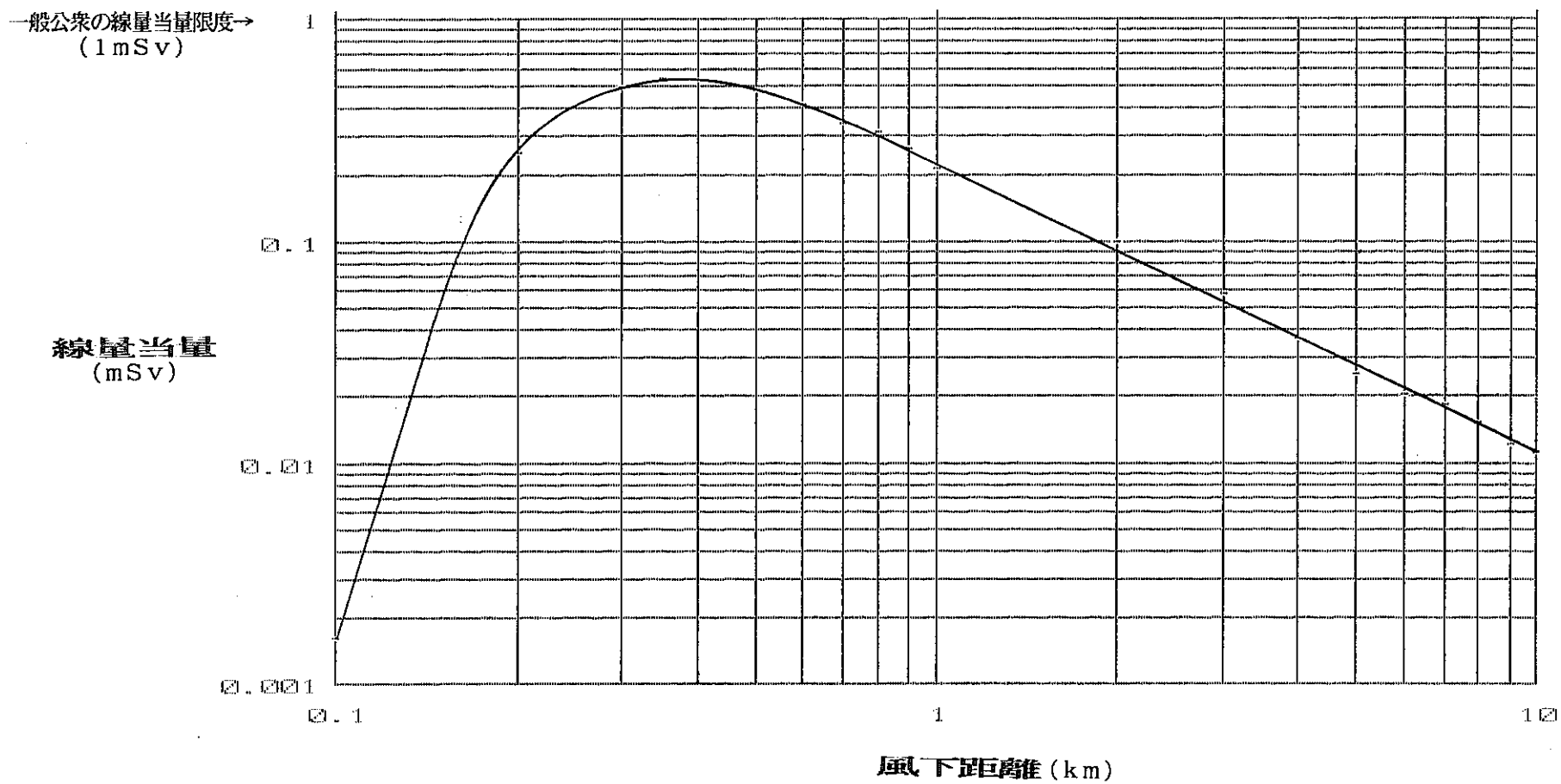


図5-8 風下距離における内部被ばくによる線量当量の推移

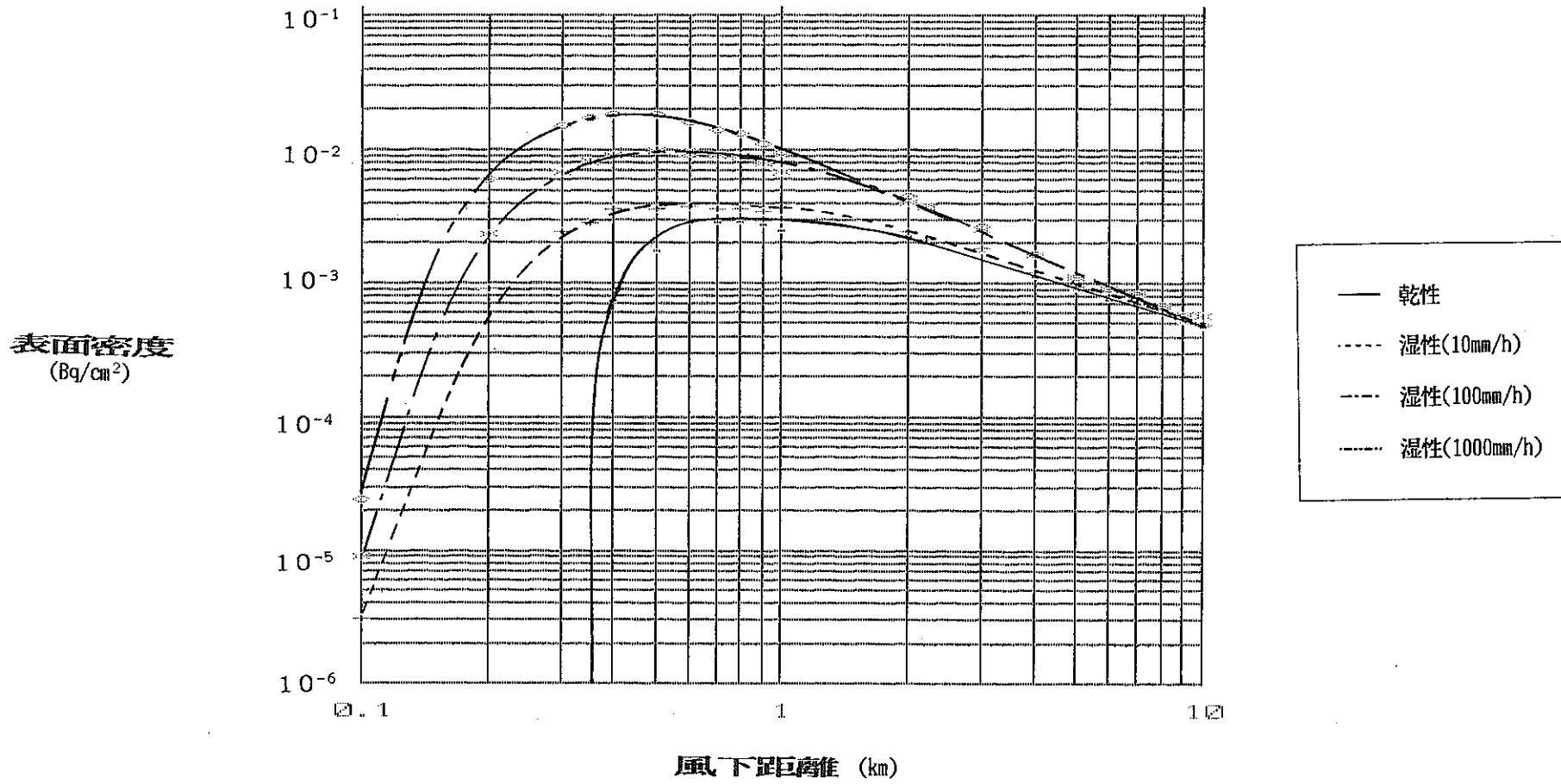


図5-9 乾燥沈着及び湿性沈着における地表面密度の推移

APPENDIX-A 緊急時環境放射線モニタリング マニュアル⁽¹⁾による評価方法

緊急時環境放射線モニタリングマニュアルは、原子力災害が万一発生した場合、放射性物質による被ばくから公衆を守るために、迅速に事故発生事業所周辺公衆の被ばく評価を行いこれに基づく防災対策を講ずるためのものである。このマニュアルでは、原子力安全委員会安全審査指針に基づいて、災害時の行動マニュアルの他、大気安定度別にスタックの高さを0から20m間隔で200mまで変化させた時の各々の放射性物質濃度、及び外部線量率分布図を掲載し、この分布図を用いた評価方法を示している。

以下に緊急時環境放射線モニタリングマニュアルによる評価方法の概要を示す。

(a) γ 線照射線量率の計算

放射性雲からの γ 線による地表付近の照射線量率の計算は式(A-1)によって行っている。

$$D(x, y, 0) = \frac{K_0}{4\pi} \cdot \mu_a \cdot E \cdot \int_0^\infty \int_{-\infty}^\infty \int_0^\infty \frac{B(\mu r)}{r^2} \cdot \exp(-\mu \cdot r) \cdot \chi(x', y', z') \cdot dx \cdot dy \cdot dz \dots\dots\dots (A-1)$$

- $D(x, y, 0)$: 地表付近の γ 線照射線量率 ($\mu R/h$)
- K_0 : 放射能から γ 線照射線量率への換算係数

$$K_0 = 1.88 \times 10^9 \left(\frac{\text{dis} \cdot \text{m}^3 \cdot \mu R}{\text{MeV} \cdot \text{Ci} \cdot \text{h}} \right)$$
- E : γ 線の初期エネルギー (MeV/dis)
- μ : 空気による γ 線の全吸収係数 (m^{-1})
- μ_a : 空気による γ 線の真吸収係数 (m^{-1})
- $B(\mu r)$: 空気による γ 線の線量再生係数
- x, y : 評価地点の位置
- r : 着目している放射性雲中の微小体積要素から評価地点までの距離 (m)
- $\chi(x', y', z')$: 核種別放射性雲の濃度 (Ci/m^3)

なお、 $B(\mu r)$ は、式(A-2)より求めた。

$$B(\mu r) = 1 + \alpha(\mu r) + \beta(\mu r)^2 + \gamma(\mu r)^3 \dots\dots\dots (A-2)$$

また、 μ 、 μ_a 、 α 、 β 、 γ については、0.5MeVの γ 線に対する値を用いた。

ここで、本計算で用いた係数を以下に示す。

$$\mu : 3.84 \times 10^{-3} \text{ (m}^{-1}\text{)}$$

$$\mu_a : 1.05 \times 10^{-2} \text{ (m}^{-1}\text{)}$$

$$\alpha : 1.0000$$

$$\beta : 0.4492$$

$$\gamma : 0.0038$$

(b) 空气中放射性物質濃度の計算

空气中放射性物質濃度を、以下の仮定に基づくPasquillの式（英国気象局式）により算出した。

- i) 空气中を運ばれる物質の重力落下・沈降を考慮しない。
- ii) 放出時間を通じて風向が一定である。
- iii) 物質の拡散による濃度分布が、風速に垂直な面上、水平方向及び垂直方向ともに、ガウス分布であるとする。

ここで、式（A-3）に空气中放射性物質濃度の計算式を示す。

$$x(x, y, z) = \frac{Q}{3600 \cdot 2 \cdot \pi \cdot u \cdot \sigma_y \cdot \sigma_z} \exp\left(-\lambda \frac{x}{u}\right) \cdot \exp\left(-\frac{y^2}{2 \sigma_y^2}\right) \\ \times \left[\exp\left\{-\frac{(z-H)^2}{2 \sigma_z^2}\right\} + \exp\left\{-\frac{(z+H)^2}{2 \sigma_z^2}\right\} \right] \dots\dots\dots (A-3)$$

$x(x, y, z)$: 点(x、y)上の高さzにおける放射性物質濃度 (Ci/m³)

Q : 放射性物質の放出率 (Ci/h)

u : 放出源高さにおける風速 (m/s)

λ : 放射性物質の崩壊定数 (s⁻¹)

H : 放出源の高さ (m)

x, y, z : 放出点を原点とする直角座標系 (m)

σ_y, σ_z : 濃度分布のy及びz方向の標準偏差 (m)

なお、 σ_y, σ_z は、各安定度毎、以下の式（A-4）、（A-5）によって表される。

$$\sigma_y = 0.67775 \cdot \theta_{0.1} \cdot x \cdot (5 - \log x) \dots\dots\dots (A-4)$$

$$\sigma_z = \sigma_1 \cdot \exp(a_1 + a_2 \cdot \log x + a_3(\log x)^2) \dots\dots\dots (A-5)$$

x : 軸上風下距離 (km)

$\theta_{0.1}$ 、 σ_1 、 a_1 、 a_2 、 a_3 の値は表A-1に掲載している。

また、大気安定度は、表A-2で定義されているものを用いた。

表A-1 σ_y 、 σ_z を決定するための各大気安定度における定数一覧表

Stability	σ_x	風下距離 ≥ 0.2 km				風下距離 < 0.2 km $a_1 = a_2 = 0$	
		$\theta_{0.1}$	σ_1	a_1	a_2	a_3	σ_1
A	50	768.1	3.9077	3.898	1.7330	165.0	1.07
B	40	112.0	1.4132	0.49823	.12772	83.7	0.894
C	30	58.1	0.8916	-0.001649	0.0	58.0	0.891
D	20	31.7	0.7626	-0.095108	0.0	33.0	0.854
E	15	22.2	0.7117	-0.12697	0.0	24.4	0.854
F	10	13.8	0.6582	-0.1227	0.0	15.5	0.822

$\theta_{0.1}$: 鉛直1/10濃度幅及び水平1/10濃度幅を見込む角

表 A - 2 大気安定度区分表

Wind speed (u):m/s	Daytime				Night		
	Solar radiation (T) (cal cm ⁻² hr ⁻¹)				Net radiation (Q) (cal cm ⁻² hr ⁻¹)		
	T>50	50>T>25	25>T>12.5	12.5>T	Q>-1.8	-1.8>Q>-3.6	-3.6>Q
u<2	A	A-B	B	D	D	G	G
2<u<3	A-B	B	C	D	D	E	F
3<u<4	B	B-C	C	D	D	D	E
4<u<6	C	C-D	D	D	D	D	D
6<u	C	D	D	D	D	D	D

(c) 計算条件

地表での濃度及びγ線照射線量率の算出を次の条件で行う。

- ・ u = 1 m / s
- ・ Q = 1 Ci / h
- ・ E = 1 MeV / dis
- ・ μ、μ_aは、0.5MeVのエネルギーに対する値を用いた。
- ・ σ_zは、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」（以下気象指針という）に基づき、σ_zが、1,000mを超える場合には、1,000mとして取り扱った。
- ・ 拡散中の核種の減衰は考慮しない。
- ・ 大気安定度：A～Fの計6クラス
- ・ 放出高（H）：0、10、20、40、60、80、100、120、140、150、200mの計11通り。

図 A - 1 に放出高さ200mでの地上におけるγ線照射線量率分布を、図 A - 2 に同条件の空气中放射性物質濃度を示す。

(d) 補正方法

本評価は、u = 1 m / s、Q = 1 Ci / h、E = 1 MeV / disの条件下で計算されている

ため、核種を決定して評価をする場合は以下の方法で行う。

① γ 線照射線量率の補正

地表 γ 線照射線量率分布は、 μ 、 μ_a が γ 線エネルギーの関数となっているため、簡単には求めることはできないが、簡易的な評価では式(A-6)により補正すれば十分である。

$$D(x, y, 0) \approx D_0(x, y, 0) \times \frac{E}{u} \cdot Q \dots\dots\dots (A-6)$$

- $D(x, y, 0)$: 実際の条件下での補正 γ 線照射線量率 ($\mu R/h$)
- $D_0(x, y, 0)$: 図より読み取った γ 線照射線量率 ($\mu R/h$)
- E : 実際の条件下での γ 線初期エネルギー (MeV/dis)
- u : 実際の条件下での風速 (m/s)
- Q : 実際の条件下での放出率 (Ci/h)

② 空气中放射性物質濃度の補正

地表濃度分布においては式(A-7)による補正を行う。

$$x(x, y, 0) = x_0(x, y, 0) \times \frac{Q}{u} \times 10^{-6} \dots\dots\dots (A-7)$$

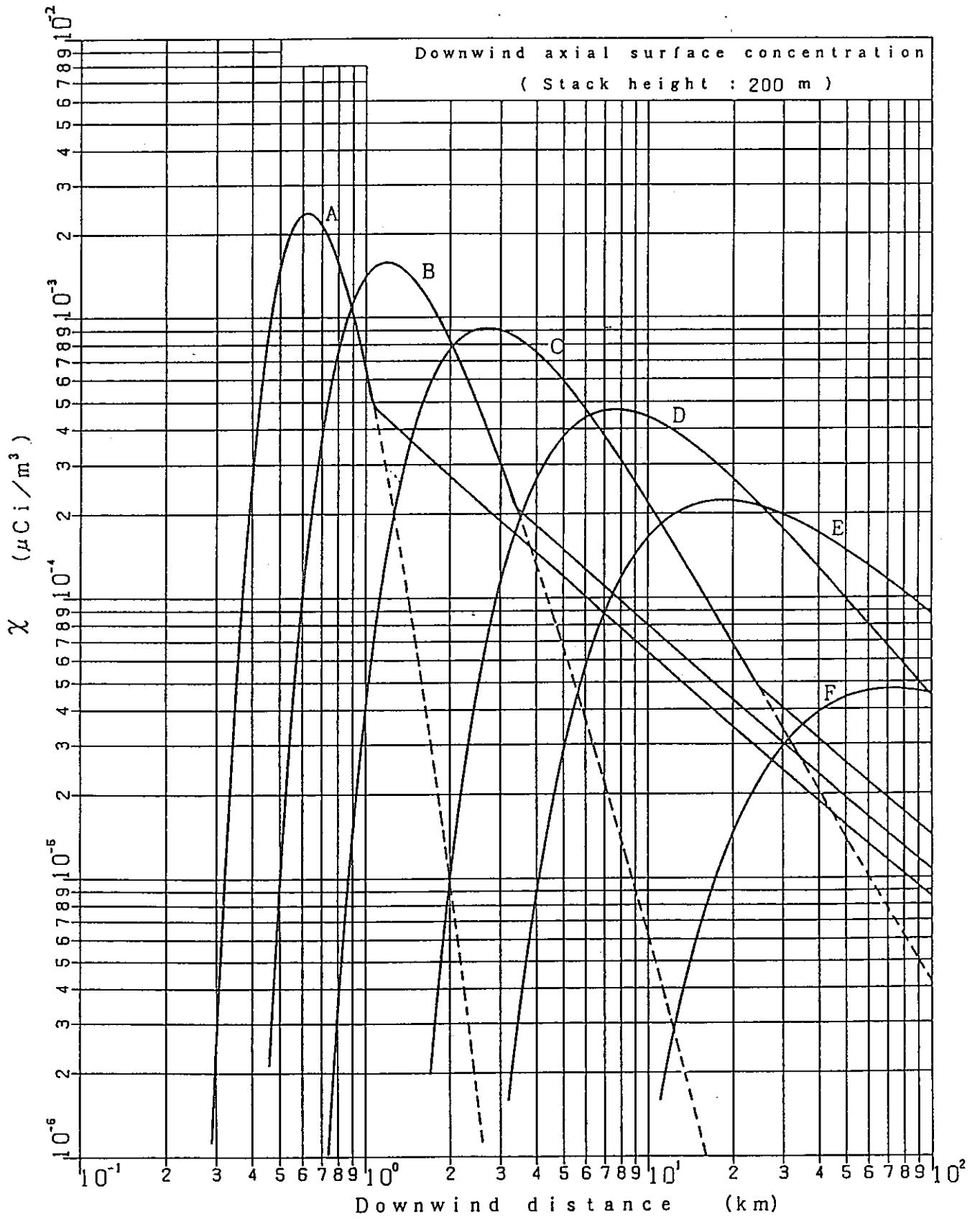
- $x(x, y, z)$: 実際の条件下での補正濃度値 (Ci/m³)
- $x_0(x, y, z)$: 図より読み取った濃度値 (Ci/m³)
- Q : 実際の条件下での風速 (m/s)
- u : 実際の条件下での放出率 (Ci/h)

注) 式(A-6)及び(A-7)において右辺と左辺のディメンジョンが異なるが、 $D_0(x, y, 0)$ では、すでに1 m/s、1 Ci/hを用いて計算されているため、実際に評価すべき値の風速1 m/s、及び放出率1 Ci/hに対する割合を考慮すれば良い。

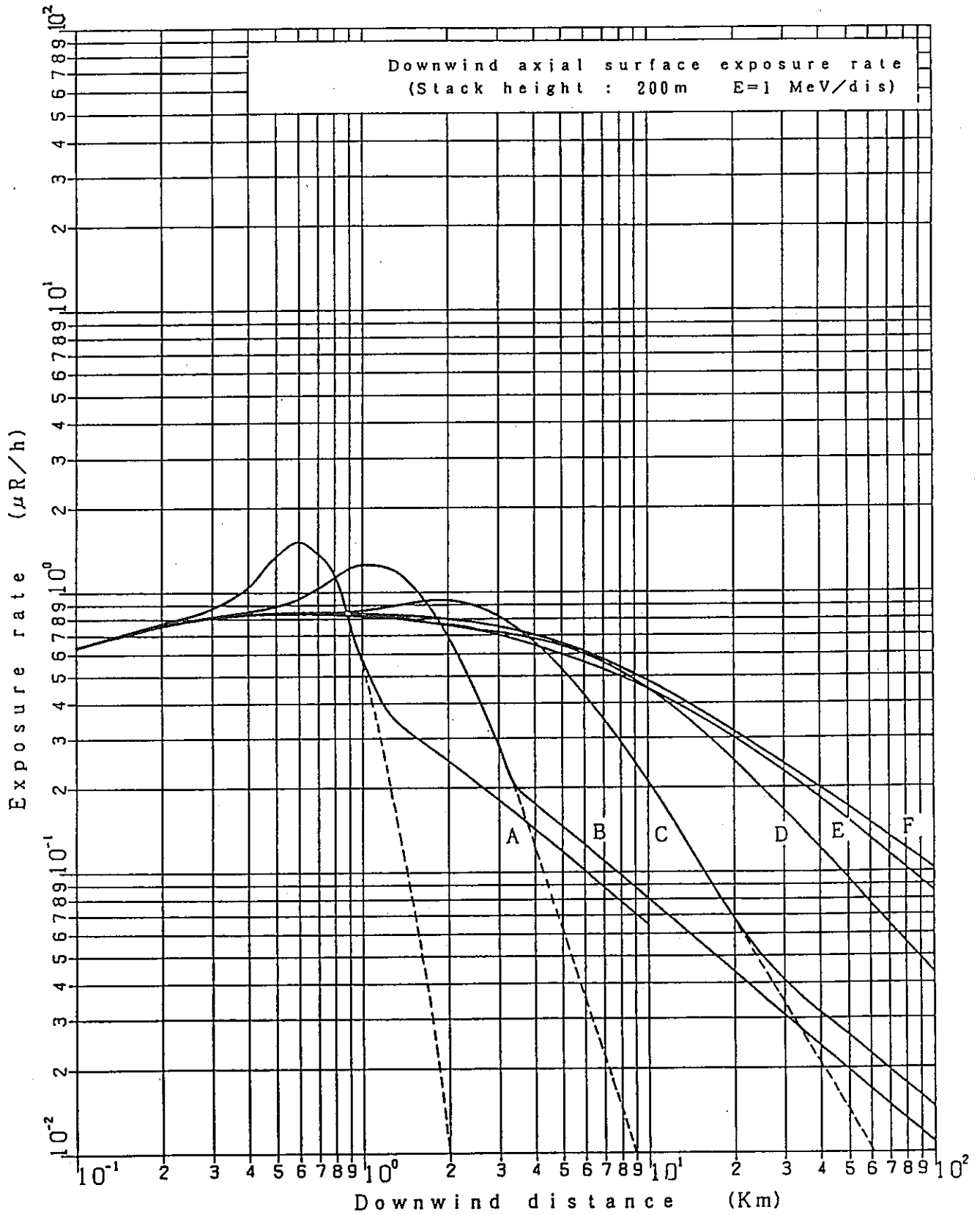
APPENDIX-Aの参考文献

(1) 緊急時環境放射線モニタリングマニュアル、1983年4月。

「排気筒から放出される放射性雲の等濃度分布図及び放射性雲からの等 γ 照射線量率分布図」 JABRI-M82-021、1982年3月。



図A-1 風下における地表面付近の放射性物質濃度 (放出高さ: 200m)



図A-2 風下における地表面付近の空間線量率 (放出高さ: 200m)

APPENDIX-B 放射性物質吸入時の内部被ばく評価⁽¹⁾

(a) 空气中放射性物質濃度からの摂取量の推定

環境中の空气中放射性物質濃度が有意な値を示した場所に、人が滞在し放射性物質を吸入した場合、その濃度から人の放射性物質の摂取量を求めることができる。

空气中放射性物質濃度値から摂取量 I は、次式で算出することができる。

$$I = C \times B \times t \times F \dots\dots\dots (B-1)$$

- I : 採取量 (Bq)
- C : 空气中放射性物質の平均濃度 (Bq/m³)
- B : 単位時間当り人が呼吸する空気量 (0.02m³/min)
- t : 滞在時間 (min)
- F : 人の呼吸域の空气中放射性物質濃度とモニタリングした空气中放射性物質濃度の比 (この場合は 1 を用いる)

(b) 預託線量当量の評価方法

預託線量当量は、放射性物質を体内に摂取したのち個人が受ける特定の組織における時間積分線量である。ICRP は、この時間積分を一生涯の作業に携わる期間に対する値として摂取後 50 年と定めた。この預託線量当量を簡易的に表すため、預託線量当量が 50mSv となる 1 年間の摂取限度として Annual Limits on Intake (ALI) を与えている。

預託線量当量の評価は次式で算出することができる。

$$H_{50} = 0.05 \times \sum \frac{I_j}{(ALI)_j} \dots\dots\dots (B-2)$$

- H₅₀ : 預託線量当量 (Sv)
- I_j : 核種 j の摂取量 (Bq)
- (ALI)_j : 核種 j の H₅₀ を計算するための年摂取限度 (Bq)

²³⁵U N はこの区分の W に相当し、年摂取限度は 2.7×10⁴Bq となる⁽²⁾。

なお、吸入の区分は吸入した放射性物質は肺胞領域における残留の半減期により 10 日未満を D、10 日～100 日を W、100 日を超えるものを Y としている。

ここで、²³⁵U の化学形態別の ALI を表 B-1 に示す。

表B-1 ^{235}U における年摂取限度 (ALI) : 法令別表第一より抜粋

	分類	吸入区分	摂取限度 : ALI (Bq)
^{235}U	六フッ化ウラン、フッ化ウラニル及び硝酸ウラニル等の化合物	D	7.2×10^4 (骨表面: $5.0 \text{ k} \times 10^4$)
	六フッ化ウラン、フッ化ウラニル及び硝酸ウラニル等の化合物と比較して溶けにくい三酸化ウラン、四フッ化ウラン及び四塩化ウラン等の化合物	W	2.7×10^4
	二酸化ウラン及び八酸化三ウラン	Y	1.4×10^3

APPENDIX-Bの参考文献

- (1) 「内部被ばくにおける線量当量の測定・評価マニュアル」
原子力安全技術センター、1988年5月。
- (2) 放射線障害防止法関係法令 告示 (放射線を放出する同位元素の数量を定める件) :
別表第1。

APPENDIX-C 大気－地表間の輸送評価⁽¹⁾

地表面は、土砂（場合によっては水面）とこれを覆う草木などの植生あるいは構造物からなり、流体力学的には一般に粗面とみなされる。大気中の粒子性物質は、重力沈降、物体への拡散や泳動、慣性衝突さらには降水による洗浄によって地表へ運ばれる。そして降水によるものを湿性沈着（wet deposition）、それ以外を乾性沈着（dry deposition）という。ガス状の物質の場合は、この他に植物による吸収や水面への溶解などがあるが大気中の輸送の大筋は粒子状物質の場合と同様である。

(a) 地表への乾燥沈着

地表面付近の大気の流体力学的立体構造は図C-1のように考えることができる。ここで植生や構造物などが存在する植生層の高さ z_b は1cm程度から数10cmまで様々であるが、地表面が比較的密な凹凸から成るのに対して、この植生層は大気の流通が可能なような粗な物体からなるとされている。ここで、風下方向に x 軸、鉛直方向に z 軸をとり、水平方向風速を u 、粒子の重力沈降速度を V_s 、 z 軸方向の拡散係数を ϵ_p 、地表への沈着フラックスを ϕ 、空気中の濃度を C 、粒子径を d_p とすると、定常状態の粒子拡散方程式は式(C-1)によって表される。

$$u \frac{\partial C}{\partial x} = -\frac{\partial}{\partial z} \left[V_s C + \epsilon_p \frac{\partial C}{\partial z} \right] - F(u, C, d_p, \dots) = \frac{\partial \phi}{\partial z} \dots \dots \dots (C-1)$$

F は重力沈降と z 方向の拡散効果以外の機構による沈着減衰項で、植生層の中では重要な項である。

いま地点Bを考え $Z = Z_B$ 、 $C = C_B$ とすると

$$\phi_B = V_s C_B + \epsilon_p \left(\frac{\partial C}{\partial z} \right)_{z=Z_B} - \int_0^{Z_B} F dz \dots \dots \dots (C-2)$$

となり粒子沈着速度 v_d は次式で定義される。

$$v_d = \phi_B / C_B \dots \dots \dots (C-3)$$

ここで、 z_b は地表付近のある基準高さであって実際には測定点の高さでもある。

このように、地表沈着は複雑な拡散方程式によって求めることができるが、表C-1の様に野外や風洞による地表沈着速度の実測値が、McMahonら⁽²⁾⁽³⁾やSehmel⁽⁴⁾によっ

てまとめられている。また、Slinn⁽⁵⁾によれば、 $0.1\mu\text{m}\sim 1\mu\text{m}$ の粒子の植生層における沈着速度は $10^{-2}\sim 10^{-3}\text{cm/s}$ のオーダーで表C-1の値よりもやや小さい。

表C-1 地表沈着速度の測定値

物 質	v_d (cm/s)
SO ₂ ガス	0.04~7.5 (多くは 0.5~2)
I ₂ ガス	0.02~26 (多くは 1~2)
粒子、 $\sim 0.01\mu\text{m}$	0.01~100
$\sim 0.1\mu\text{m}$	0.1~1 (多くは 1~2)
$1\sim 10\mu\text{m}$	0.01~100 (多くは ~ 1)

(b) 降水による洗浄

降水特に降雨による粒子状物質の洗浄には、雨雲の中で雨滴の生成・成長段階に雨滴へ取り込まれる場合(レインアウト:rain out)と雨滴の降下時に合体して沈降する場合(ウォッシュアウト:wash out)がある。後者は重力沈降速度差による慣性衝突やさえぎり、粒子の雨滴への拡散などが支配的である。一方レインアウトでは、拡散泳動や熱泳動による粒子の取り込みの他、電気的効果も無視できない。実際には、レインアウトとウォッシュアウトとを区別して測定することは難しく、地表での実測値には両方の効果が含まれている。

① 雨滴による粒子の取り込み

雨滴による粒子の取り込みは、いくつかの効果を考慮した係数によって与えられる。この係数には、重力沈降：一個の雨滴による衝突効率 (E_{dir})、慣性衝突による効率 (E_{imp}) とさえぎり効果 (E_{int}) 等がある。ここで全衝突効率 (E) は次式によって与えられる。

$$E = 1 - (1 - E_{dir}) (1 - E_{imp}) (1 - E_{int}) \dots\dots\dots (C-4)$$

② 降雨による洗浄

雨滴の個数濃度を N 、雨滴径分布を $f(R)$ とすると半径 a の粒子に対する洗浄率 (wash out coefficient) $\Lambda(a)$ (s^{-1}) は次式で表される。

$$\Lambda(a) = \int_0^{\infty} \phi \pi R^2 \cdot E(a, R) \cdot V_s(R) \cdot N \cdot f(R) \cdot dR \dots\dots (C-5)$$

ここで、Eは式(E-4)に示す全衝突効率、Rは雨滴の幾何平均半径、Vsは沈降速度である。雨滴の大きさは、5 μm~5 mmの間に分布するが、そのほとんどは0.5~1 mmである。雨滴の幾何平均半径R (mm) と降雨速度 (mm/h) との間には

$$R \approx \alpha I^\beta \dots\dots\dots (C-6)$$

の関係があり⁽⁶⁾⁽⁷⁾、α=0.3、β=0.3程度、また雨滴径の幾何標準偏差は1.5~2.0である。

多くの野外実測結果では、Λ = 10⁻⁵~10⁻³ s⁻¹の範囲でばらついており⁽⁸⁾、全体として計算値よりも高い値を示している。このような差異の原因として降雨時の雨滴の成長などがあげられている。またBrenk⁽⁹⁾らは多くの実測値から洗浄率Λ (s⁻¹) と降雨強度I (mm/h) との関係について次式を提案している。

粒子状 Λ = 1.2 × 10⁻⁴ I^{0.5} (C-7)

よう素ガス Λ = 0.8 × 10⁻⁴ I^{0.6} (C-8)

SO₂ ガス Λ = 1.0 × 10⁻⁴ I^{0.53} (C-9)

降雪 Λ = 2.4 × 10⁻⁴ I (C-10)

③ レインアウト

雲中での雨滴への粒子の取り込みは水蒸気の凝縮核となるものの他に、Brown運動による水滴との凝集、水滴成長時の泳動効果などがある。

気体中の粒子濃度をC (μg/m³)、雲の水分濃度をL (g/m³) とすると、レインアウトにより水滴中に取り込まれた粒子成分量k (μg/m³) は次式で与えられる。

$$k = \epsilon C / L \dots\dots\dots (C-11)$$

ここでεはレインアウト効果であり、雲中での実測例は少ないがJunge⁽⁹⁾によれば0 ≤ ε ≤ 1としている。また、Summer⁽¹⁰⁾はSO₂ガスについてε=0.1Lを与え、粒子状物質に対しては降雨強度0.1、1.0、10.0mm/dayに対してε=0.62、0.71、0.8の値を与えている⁽¹¹⁾。

(c) 地表沈着と大気濃度

地表への沈着を考慮した時の大気中の粒子濃度は式(C-1)を解くことによって得られるが、簡易的に求めることもできる。ここでは、粒子の沈着速度が小さくて沈着が

なく、大気中の濃度を与える式が予め明かな場合の方法について示す。

① 放出源強度の補正

風下水平方向を x 軸、鉛直方向を z 軸、これらと垂直な水平方向を y 軸とし、高さ h、放出速度 Q₀ の定常点源を考える。地表への沈着がない場合の粒子の大気中濃度は

$$C_0 = Q_0 \chi(x, y, z, h) \dots\dots\dots (C-12)$$

で与えられるとする。ここに、χ は単位放出源に対する大気拡散式である。乾性沈着フラックスを φ_D とすると、放出源から距離 x における x 軸に垂直な yz 平面を通過する汚染物総量の変化、すなわち地表沈着量は

$$\frac{\partial Q}{\partial x} = - \int_{-\infty}^{\infty} \phi_D(x, y) dy \dots\dots\dots (C-13)$$

すなわち、この yz 平面を通過する汚染物総量は

$$\ln \left[\frac{Q}{Q_0} \right] = - V_d \int_0^x \int_{-\infty}^{\infty} \chi(x, y, z, h) dy dx \dots\dots (C-14)$$

そして沈着を考慮した時の大気中濃度は

$$C = Q \chi(x, y, z, h) \dots\dots\dots (C-15)$$

となり、あたかも Q₀ が Q に減じた場合と同等となる。また、この時の沈着フラックスは次式で表される。

$$\phi = V_d Q \chi(x, y, z, h) \dots\dots\dots (C-16)$$

図 C-2 に乾性沈着に対する放出源強度の補正值を示す。この図の条件は大気安定度が F、V_d = 1 cm/s、u = 1 m/s である。この図から、Q/Q₀ は放出高さ 10m では風下 300m まで乾性沈着による影響はないが、それ以上で急激に減少している。

湿性沈着の場合には、Q 値は以下の式で求めることができる。

$$Q = Q_0 \exp(-\Lambda \cdot x / u) \dots\dots\dots (C-17)$$

また、洗浄沈降は降水の降下高さ全域にわたって起こるので洗浄沈降フラックスは次式で表される。

$$\phi(x, y) = \int_0^H \Lambda Q \chi(x, y, Z, h) dz \dots\dots\dots (C-18)$$

ここで H は降水の降下高さである。

APPENDIX-Cの参考文献

- (1) 高橋幹二、応用エアロゾル工学、養賢堂、1984年3月。
- (2) MacMahon, T.A., Denison, P.j. and Fleming, R., *Atoms. Environ.*, 10, 751, 1976.
- (3) MacMahon, T.A., *Atoms. Environ.*, 13, 571, 1979.
- (4) Semel, G.A., *Atoms. Environ.*, 14, 983, 1980.
- (5) Slin, W.G.N., *Atoms. Environ.*, 16, 1785, 1982.
- (6) Brenk, H.D. and Vogt, K.J., *Nuclear Safety*, 22, 362, 1981.
- (7) Junge, C.E., "Air Chemistry and Radioactivity," p.291, Academic Press., 1963.
- (8) Summers, P.W., "Precipitation Scavenging," p.305, USAEC, 1970.
- (9) Slade, D.H., "Meteorology and Atomic Energy," Chapt.5, USAEC, 1968.

状 況	高さ (m)	輸送現象の規模		区 分 小←風速→大
		距 離	時 間	
	10^4	km	日～月	対流層
	$10^3 - z_b$	100m	分～時間	(遷移領域)
	10^2			
	10	10m	秒～分	(植生層)
	1			
$10^{-1} (z_r)$	1 cm			
$10^{-2} (d)$	$10^{-3} z_d$	$< 1 \text{ mm}$	$< \text{秒}$	層流境界層 (沈着底層)
地面	10^{-4}			

図 C - 1 大気の立体構造と輸送の諸特性

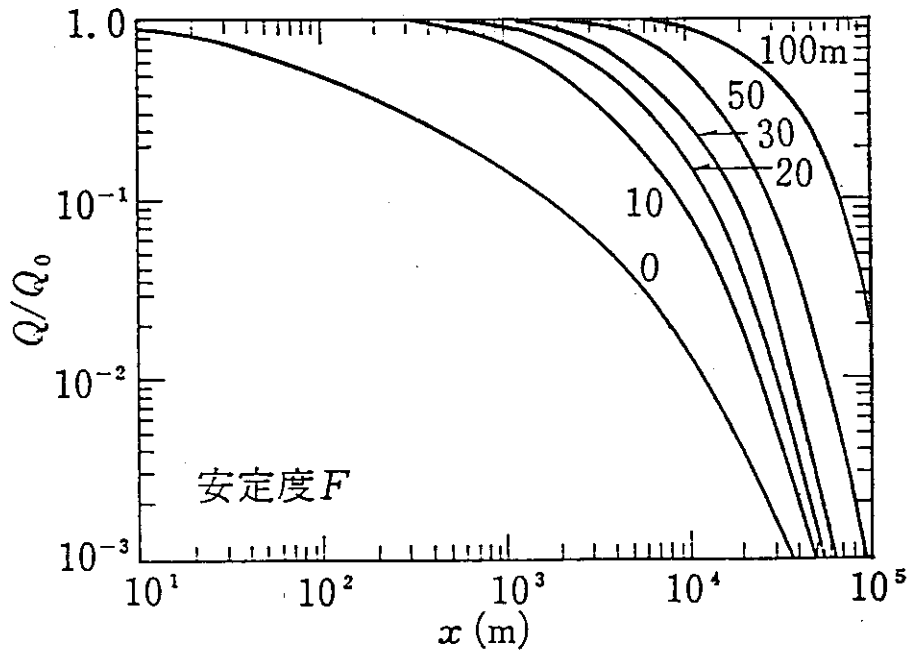


図 C - 2 慣性沈着に対する放出源強度の補正値
($V_d = 1 \text{ cm/s}$ 、 $U = 1 \text{ m/s}$ 、図中のパラメータは放出高さ)