

JAERI-M

5957

環境放射能監視のあり方に関する
基礎的考察

1975年1月

角川 正義

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.

環境放射能監視のあり方に関する基礎的考察

日本原子力研究所東海研究所 保健物理安全管理部

角 川 正 義

(1974年12月24日 受理)

環境放射能監視のあり方について、外国の事故例等のデータを引用しながら理論的に考察した結果を述べた。

まず、原研周辺におけるバックグラウンド放射線等のレベルを調査し、変動の性質を解析した後、原子炉の放射性排気から放射する γ 線による周辺環境の被曝量分布を評価した。これらによって環境監視上のアラームレベル等を合理的に定めた後、監視システムの配置法を検討した。配置法は、筆者がJAERI-1193に示したものとほぼ同じまとめ方であるが、前提条件（F.P.雲濃度、放射能災害の規模など）は別の観点から考察し、スカイシャインの影響などについて詳細な説明を補っている。最後に、監視システムから得た実測データを利用して広範囲の放射能汚染分布を評価する方法について述べた。

筆者の示した理論的方法は、SL-1事故やNRTSにおける1958年の野外実験などのデータと較べたところ、実証的にも矛盾のないことが解った。

Studies on the Methods of Environmental Radiation Monitoring

Masayoshi KADOKAWA

Division of Health Physics and Safety, Tokai, JAERI

(Received December 24, 1974)

The methods of environmental monitoring are theoretically discussed, with the experiences reported of reactor accidents and the data of a fission product release test.

First, the data of background environmental radiation and radioactivities around the JAERI site are statistically analyzed from a viewpoint of geophysics, and the distribution of gamma-exposure rates is calculated in connection with the radioactive cloud from a nuclear reactor. Then, the allowable limits of gaseous radioactivities and the alarm level of an environmental monitoring system are discussed.

Next, the design of an environmental monitoring system for the radiological disasters due to reactor accidents is discussed, based on the principles described in the previous report, JAERI-1193; but, different assumptions are made of the F.P. cloud concentration and the magnitude of radiological disaster. And detail discussions are made especially on the effect of sky-shine phenomena.

Finally, the method of estimating rapidly the distributions of wide-spread radioactive contamination from observed data with the monitoring network, in a reactor accident, is described.

The data of SL-1 accident and the F.P. field release test at NRTS in 1958, are found to be consistent with the author's theory.

目 次

第1章 序 論	1
1.1 緒言	1
1.2 社会的背景と外国の事故例からの教訓	1
1.3 研究目標の設定	4
1.4 研究の内容	6
1.5 要約	7
参考文献	7
第2章 原子炉周辺におけるバックグラウンド放射能等の解析	8
2.1 緒言	8
2.2 測定方法の概要	8
2.2.1 環境放射線	8
2.2.2 大気放射能	8
2.3 環境放射線の変動状況の調査	13
2.3.1 核爆発実験の影響	13
2.3.2 降雨時における異常増加	13
2.3.3 積雪時における放射線 level の減少	14
2.3.4 原子力施設運転時に漏洩する放射線	14
2.3.5 原子炉の stack から排出される ^{41}Ar gas から放射する γ 線	14
2.4 大気放射能の変動の解析	20
2.4.1 自然放射能の日変動の性質	26
2.4.2 α 放射能と β 放射能との成分比	28
2.5 要約	28
参考文献	29
第3章 原子炉から平常時に放出される放射性排気の影響の環境におよぼす影響の評価	33
3.1 緒言	33
3.2 放射性雲 (^{41}Ar 雲) から放射される γ 線による被曝量の理論的検討	33
3.2.1 放射性雲から放射する γ 線の照射線量率を表わす式	33
3.2.2 放射性雲の γ 線の評価に関する従来の研究	35
3.2.3 計算モデルの考案と式の変化	41
3.2.4 数値計算	42
3.2.5 計算結果と検討	43
3.3 放射性 (^{41}Ar) 雲から放射される γ 線による照射線量の実測の概要と計算値との比較	46
3.3.1 野外放出実験に先立つ予備調査の概要	46
3.3.2 ^{41}Ar gas の放出に関する概要	46

3.3.3	観測網	47
3.3.4	測定器および測定方法の概要	47
3.3.5	観測結果	54
3.3.6	筆者の計算式の妥当性の検討	54
3.4	結言	54
	参考文献	55
第4章	放射性排気 (^{41}Ar) の平常時における放出限度ならびに野外監視上の基準に関する考察	59
4.1	緒言	59
4.2	従来の放出規準に関する問題点	59
4.3	^{41}Ar による被曝量に関する確率論的取扱い	62
4.4	$^{41}\text{Ar gas}$ の放出率限度に関する検討	64
4.5	野外監視 system における alarm level の決定	65
4.6	要約	66
	参考文献	67
第5章	環境放射能の監視 system の設計に関する研究	71
5.1	緒言	71
5.2	野外監視 system の課題と特殊用語の説明	71
5.3	事故現場から到達する γ 線と監視所の避隔距離との関係	74
5.3.1	地物などによる遮蔽効果と sky-shine γ 線	74
5.3.2	放射線監視所の役割と避隔距離	81
5.4	F.P. 雲による総合的被曝と監視 system の基本的あり方との関係	84
5.4.1	F.P. 雲に起因する被曝に関する総合的考察	84
	(1) 原子炉災害時に受ける被曝の内容	84
	(2) 不可避的に受ける被曝に関する定量的表現	84
	(3) 被曝量分布の特徴と観測値との関係	101
5.4.2	放射線監視所の配置を考える際の指針	102
5.5	理想的な監視 system に関する考察	105
5.5.1	γ 線検出器を備えた監視所の把握可能領域	105
5.5.2	γ 線検出器を備えた監視所の必要数	106
5.5.3	「ダストモニタ」の役割とその状況把握能力	110
5.6	経済性、場所的重要性ならびに測定器の信頼性を考慮に入れた最適配置法	113
5.6.1	最適配置法に関連する要素の定量的表現	113
	(1) 「重要度」に関する formulation	113
	(2) 監視装置の信頼性の測度	118
	(3) 監視 system の性能 (目的関数) の評価式	119
5.6.2	最適配置のための数理計画法	122
	(1) 初歩的な配置採択法	122

(2) 改善した最適配置法	122
(3) sub-system 冗長方式を考慮した最適設計法	125
5.7 東海村における具体的実施例と今後の課題	131
5.7.1 「モニタリング・ポスト」の計画に際して考慮した諸条件	131
5.7.2 具体的実施例と今後に残された課題	133
5.8 結言	133
参考文献	134
第6章 事故時における環境汚染の迅速評価	143
6.1 緒言	143
6.2 特殊計算方式の概要	143
6.3 換算係数Kについて	148
6.4 特殊計算器の使用例	149
6.5 結言	151
参考文献	151
第7章 結論	159
7.1 本論文のまとめ	159
7.2 今後に残された課題	162
APPENDIX 1 放射性雲から発する γ 線の評価に関する関式計算法	164
APPENDIX 2 監視所候補地点の最適選択問題に関する補足説明	170
APPENDIX 3 サブシステム冗長方式を考慮した最適設計法に関する補足説明	175
記号表	182
謝辞	189

List of Figures

Fig.1-1	Radiation levels in the SL-1 area, in the accident of Jan.3, 1961	----- 3
Fig.1-2	Peak to mean pollutant concentration ratios as a function of sampling time	----- 5
Fig.2-1	Location of monitoring stations of JAERI in Tokai-village	----- 10
Fig.2-2	Outview of No.3 monitoring station	----- 11
Fig.2-3	Detectors of environmental radiation on the roof of monitoring station building	----- 11
Fig.2-4	Continuous dust-monitor	----- 12
Fig.2-5	Scheme of the dust-monitor	----- 12
Fig.2-6	Short-time variation of environmental beta-gamma and gamma radiation including background counts of GM-tube	--- 16
Fig.2-7	Annual variation of environmental beta-gamma and gamma radiation at monitoring stations	----- 16
Fig.2-8	Variation of environmental radiation levels due to rainfall	----- 17
Fig.2-9	Variation of environmental radiation level and atmospheric radioactivity during snow-fall	----- 17
Fig.2-10	Disribution of gamma-radiation level around LINAC, Tokai Research Establishment	----- 18
Fig.2-11	Distribution of gamma-radiation level around AHR, Tokai Research Establishment	----- 18
Fig.2-12	Gamma-radiation exposure-rate distribution due to Ar-41 cloud from JRR-2	----- 19
Fig.2-13	Diurnal variations of various components of beta-radioactivities in the air	----- 25
Fig.2-14	Monthly variations of the various components of the atmospheric radioactivity over Tokai site	----- 25
Fig.2-15a	Correspondence between the time of maximum (minimum) concentration and the end (start) time of calm	----- 30
Fig.2-15b	Appearence distribution of the time-deviation between the time of minimum (maximum) concentration and the start (end) time of calm condition	----- 30
Fig.2-16	Increase rate of natural beta radioactivities in air in relation to solar radiation and ground condition	----- 31
Fig.2-17	Control chart for detecting unusual radioactivities in air	----- 32

Fig.3-1	Coordinate system for cloud concentration evaluation	-----	37
Fig.3-2a	Values of $h(x)$ as a function of meteorological stabilities	-----	38
Fig.3-2b	Values of $w(x)$ as a function of meteorological stabilities	-----	38
Fig.3-3	Comparison between calculated and experimental values of pollutant (PbI_2) concentration	-----	39
Fig.3-4	Shape of plumes in free atmosphere for various stabilities	-----	39
Fig.3-5	Explanation of the calculation of a gamma-ray exposure-rate due to radioactive cloud	-----	44
Fig.3-6	Downwind distribution of Ar-41 cloud gamma-exposure rates calculated for various stack heights	-----	45
Fig.3-7	Crosswind distribution of Ar-41 cloud gamma-exposure rates calculated for various stack height	-----	45
Fig.3-8	Comparison between two methods of calculation	-----	45
Fig.3-9	Ventilation system of JRR-2	-----	49
Fig.3-10	Ar-41 release rate in the first test, 1961	-----	49
Fig.3-11	Ar-41 release test in the second test, 1961	-----	50
Fig.3-12	Observation network in the Ar-41 release tests in 1961	--	51
Fig.3-13	Field measurement of Ar-41 cloud gamma-ray exposure-rate at No.225 position in Tokai village	-----	53
Fig.3-14	Fixing of gamma-detector in the Ar-41 release test	-----	53
Fig.3-15	Downwind distribution of gamma-exposure rate in the first Ar-41 release test, in 1961	-----	57
Fig.3-16	Downwind distribution of gamma-exposure rate in the second Ar-41 release test, in 1961	-----	57
Fig.3-17	Comparison of the calculated and the experimental values of gamma exposure in the first Ar-41 release test	-----	58
Fig.3-18	Comparison of the calculated and the experimental values of gamma exposure in the second Ar-41 release test	-----	58
Fig.4-1	Comparison between the results of field experimental value and the ones of ICRP (Submersion model) on the distribution of Ar-41 cloud gamma-exposure rates	-----	61
Fig.4-2	Serial comparison of the observational gamma-exposure rate with the meteorological phenomena	-----	68
Fig.4-3	Sample results of calculated distribution of annual accumulation of Ar-41 cloud gamma exposure	-----	69

Fig.5-1	Concept of the F.P.-cloud monitoring -----	73
Fig.5-2	Concept of the direct gamma radiation -----	77
Fig.5-3	Boundary correction factor $K(d)$ of the ground as a function of the value $\mu_{3i} \cdot d$ -----	77
Fig.5-4a	Exposure rates of gamma-ray from radioactive materials as a function of separation distance -----	78
Fig.5-4b	Exposure rates of gamma-ray from radioactive materials confined in a containment shell as a function of roof- thickness of the shell -----	78
Fig.5-5a	Time variation of radiation levels measured at each locations on the NE direction of SL-1 after the accident -----	79
Fig.5-5b	Radiation levels as a function of distance from SL-1 immediately after the accident 1961 -----	79
Fig.5-6	Radiation levels around the SL-1 area in the accident 1961 -----	80
Fig.5-7	Diagram for determining optimum outlying distance -----	83
Fig.5-8	Downwind distribution of the internal dose to the thyroid gland of inhabitants at the Windscale accident, 1957 -----	89
Fig.5-9	Comparison in the experiments between the iodine-131 concentration distribution in the air and the corresponding dose distribution -----	90
Fig.5-10	Thyroid-gland exposure of dogs as a function of the time- integrated iodine-131 concentration in the air -----	90
Fig.5-11	Coordinate system for calculation of the gamma-exposures due to ground contamination -----	92
Fig.5-12	Deposition of iodine-131 as a function of the time- integrated concentration of iodine-131 in the air -----	94
Fig.5-13	Statistics of deposition velocity of iodine-131 -----	94
Fig.5-14	Map of Windscale area, showing the gamma-exposure rates due to contaminated ground after the accident,1957 -----	95
Fig.5-15	Comparison of the calculated and the experimental values of gamma-exposure rates from a passing Ar-41 cloud -----	98
Fig.5-16	Specific values $f_S(x,0)$ of FP cloud gamma exposure rates -----	99
Fig.5-17	Specific values $f_S(x,y)$ of FP cloud gamma exposure rates as $S = A$ -----	99
Fig.5-18	Specific values $f_S(x,y)$ of FP cloud gamma exposure rates as $S = D$ -----	100

Fig.5-19	Specific values $f_S(x,y)$ of FP cloud gamma exposure rates as $S = F$	-----	100
Fig.5-20	Comparison of the calculated and the average values of observed gamma-exposure rates from a passing FP cloud	----	103
Fig.5-21	Specific values of the sum of inevitable dose, $F(x,0; S)$ with meteorological stability as parameter	-----	103
Fig.5-22	Illustration of fundamental concepts on the distribution of cloud-gamma detectors surrounding multiple reactors	---	108
Fig.5-23	Radius of detecting domain $W_\gamma/2$ for cloud-gamma detector	-----	109
Fig.5-24	Diagram for determining requisite number of cloud-gamma detectors	-----	109
Fig.5-25	Radius of detecting domain $W_c/2$ for cloud concentration monitor	-----	112
Fig.5-26	Scheme of symbols used in evaluation of degree of importance	-----	116
Fig.5-27	Logical sum of angles of grasp of the i-th monitor for two separate reactors	-----	116
Fig.5-28	Distribution of the degree of importance W_i in Tokai-village	-----	117
Fig.5-29	Distribution of population dose expectation in Oarai	---	117
Fig.5-30	Example of the efficiency Ω_N of a gamma-ray monitoring network expressed as probability to detect a FP cloud, as a function of Δ	-----	121
Fig.5-31	Scheme of symbols used in optimum reliability-design	--	126
Fig.5-32	Distribution of population around the Tokai Research Establishment, JAERI	-----	137
Fig.5-33	Harmonic average of wind speed as a function of wind direction and stability, in Tokai-district, 1966~1968	--	138
Fig.5-34	Distribution of the expected population dose around the Tokai Research Establishment, JAERI	-----	138
Fig.5-35	Natural features around the Tokai-Research Establishment, JAERI	-----	139
Fig.5-36	Utility facilities for installation and maintenance of the field monitoring system in and around the Tokai Research Establishment, JAERI	-----	140
Fig.5-37	Position and its detecting domain of each detector in the environmental monitoring system of the Tokai Research Establishment, JAERI	-----	141
Fig.5-38	Field radiological monitoring post	-----	142
Fig.5-39	Field radiological monitoring post installed on a telephone pole	-----	142

Fig.5-40	Central office of the telemeterized field monitoring system	-----	142
Fig.6-1	Mechanical analogue computing aid for estimating the value Q/u which is a function of three variables x_0 , θ_0 and D_{cloud}	-----	147
Fig.6-2	Improved form of the special slide rule in Fig.6-1, to read out the value Q as a function of x_0, θ_0, D_{cloud} and u	-----	147
Fig.6-3	Two coordinate planes A and F, combined with aid of the C' -scale, as $v_g = 1$ m/hr	-----	147
Fig.6-4	Deposition velocity of I-131 as a function of vegetation density	-----	153
Fig.6-5	Correlation between I-131 in milk and herbage at the Windscale accident, 1957	-----	153
Fig.6-6	Instrument etc. distributed in the FP release test at NRTS in 1959	-----	154
Fig.6-7	Gamma-exposure rates on the arc at 400 m from the source with passage of the FP cloud (and hence of time)	-----	155
Fig.6-8	Example input data for Fig.6-9	-----	155
Fig.6-9	Slider setting and reading the ground contamination distribution on the special slide rule	-----	156
Fig.6-10a	Isopleth of the ground contamination estimated with the special slide rule from the observational data of D_{cloud} as in Fig.6-8 and Table 6-3	-----	158
Fig.6-10b	Isopleth of the ground contamination directly measured at the field experiment in NRTS, 1958	-----	158
Fig.A1-1	Horizontal and vertical crosswind distribution curves of the cloud concentration-ratio	-----	166
Fig.A1-2a	Construction of the crosswind distribution curves of cloud concentration ratio	-----	166
Fig.A1-2b	Graphical calculation method of Ar-41 cloud gamma exposure rate $D_{cloud}(x_0, y_0)$	-----	167
Fig.A1-3	The value of $G[r]$ for Ar-41 cloud	-----	169
Fig.A1-4	The value of $C'(x_0, 0, H)$ as a function of meteorological stability S	-----	169
Fig.A2-1	Flow chart for selecting the optimal 'monitoring-post' location	-----	172
Fig.A3-1	Flow chart for giving the optimal redundancy in monitoring system	-----	177

- Fig.A3-2 Example input data for the optimal redundancy design in a monitoring system ----- 178
- Fig.A3-3 Example fitting of redundancy in the monitoring system; reproduced from Table A3-1, with $C_{\max} = 8 \times 10^5$ yen ----- 180
- Fig.A3-4 Example fitting of redundancy in the monitoring system, reproduced from Table A3-1, with $C_{\max} = 1 \times 10^6$ yen ----- 181

List of Tables

Table 1-1	Comparison of two methods of environmental monitoring.....	5
Table 2-1	Monthly mean value of environmental gamma radiation.....	15
Table 2-2a	Monthly mean values of atmospheric radioactivities at monitoring stations from 1957 to 1960	21
Table 2-2b	The same as above table, in 1961	22
Table 2-2c	The same as above table, in 1962	23
Table 2-2d	The same as above table, in 1963	24
Table 2-3	Detail of observational conditions about data used in Fig.2-16	31
Table 3-1	Key to stability categories for Fig.3-2a and Fig.3-2b ----	37
Table 3-2	History of calculation method on cloud-gamma exposure rates	40
Table 3-3	Ar-41 cloud gamma-exposure rates calculated at ground level	45
Table 3-4	Ar-41 released and wind speed in the field release tests in 1961	50
Table 3-5	List of gamma-ray measuring instruments used in the Ar-41 release tests	52
Table 3-6	Gamma-exposures observed in the Ar-41 release tests in 1961	56
Table 4-1	Values of $G(\theta_j, S_k; x_m, \theta_m)$ as a function of $\theta_j - \theta_0$ and S_k	68
Table 4-2	Example results of calculated distribution of annual accu- mulation of the reciprocal of harmonic average of wind speed as function of downwind direction	69
Table 4-3	Factors for determining the alarm levels	70
Table 5-1	Estimated characteristic values of fission products confined in a reactor container at a hypothetic accident	77
Table 5-2	Ratio of nuclides and the values of K_{inh} in fission products in a reactor accident	88
Table 5-3	Thyroid-gland dose distribution in the inhabitants in the Windscale accident, 1957	89
Table 5-4	Summary of the hazard analysis for reactors in the Tokai Research Establishment, JAERI	136
Table 6-1	Deposition velocity of I-131 at the Windscale accident, 1957	152
Table 6-2	Average deposition velocity of I-131 gas on to the environ- mental materials	152

Table 6-3	Ground contamination distribution read out from Fig.6-9	----- 157
Table A1 1	Example calculation of the Ar-41 cloud gamma exposure rate	----- 168
Table A2-1	Example input data in the optimal selection problem	----- 172
Table A2-2	Example calculation in the optimum selection problem	----- 173
Table A2-3	Example process of calculation of the optimal selection problem	----- 174
Table A3-1	Example output data calculated by the method of Fig.A3-1 with the input data of Fig.A3-2	----- 179

第 1 章 序 論

1.1 緒言

原子力施設の周辺に配置する放射線監視システムは、放射性物質の放出状況を常時監視するとともに、原子炉事故等による環境汚染にもとづく災害（以下これを「原子炉災害」という）の発生した場合に、その汚染の経過を迅速的確に把握することにより、周辺地域の安全範囲等を判断するに必要な基礎的情報を得ることを目的とする。

ところで放射線監視所のあり方については、関係各方面で種々の論議がなされてはいるが、国際的にも国内的にも統一した見解が出ていない。その主なる理由は、放射線監視所にどこまで期待できるかの定量的解析が、監視 system の建設・維持費に関する費用投入効果との関連のもとに十分に解明されていなかったためと考えられる。

1.2 社会的背景と外国の事故例からの教訓

筆者がこの分野の研究を志していた頃、環境問題の中で最も論議的となっていたのは、原子炉周辺の環境放射能に関する監視システムの必要性についてであった。

環境監視 system 必要論の主なる論拠は、その建設と維持に多額の出費を要するという点にあった。当時（1960年頃）の国内における野外監視装置は、東海村に設置されていた7カ所の「モニタリング・ステーション」のみであり、それは米国の Brookhaven 国立研究所の方式（BNL型）をさらに改良したものであった。すなわち当時は大気中の放射性 aerosol（ α 放射能と β 放射能）および環境放射線（ β 成分と $\beta\gamma$ 成分）を4種類の測定装置で自動的に連続測定し、中央監視室への data 伝送、data 処理およびタイプライターをすべて自動化することに主眼が置かれていた。

一方、環境監視 system 必要論は、主として次の点に論拠をおいている。

- (a) そのように費用を投じた監視 system のお陰で、原子力施設の影響について念を入れて調査できるのである。周辺住民から理解と協力を得るためには、今後ともこれを廃止するわけにはゆかない。
- (b) 測定する対象が、原子力施設に起因するものでなく、自然の放射能や放射線であったとしても、7カ所のモニタリング・ステーションで長期にわたり昼夜連続測定することには学問上の意義があり、貴重な科学的情報が得られる。

これらの是非論には、いずれにも、もっともな点がある。

筆者の考え方は次節で述べることとして、ここで、原子炉の歴史が始まって以来今日までの約30年間において人類の体験した事故例の中から、環境問題に関係の深い典型的な2つの事例、すなわち Windscale の事故（1957年）と SL-1 の事故（1961年）を振り返り、環境に関する問題のとりえ方を探ってみよう。

(1) Windscale の事故

1957年10月10日の Windscale（英国）における事故の後、英国原子力公社は、

William Penny 卿, B. F. J. Schonland 博士, J. M. Kay 教授および Jack Diamond 教授の4名からなる委員会を設置して調査に当らせたが, その調査結果は同年11月6日に26頁の報告書にまとめられて提出されている。この報告書¹⁾の中から, 事故発生当初の部分を抜粋してみよう。

「1957年10月10日午前5時40分, 第1号原子炉の黒鉛からWigner energy を放出させる作業中に, 換気系の4番目のdamperを開き終った頃, 原子炉煙突頂部のfilterの近くにある煙突放射能測定器の読みが急激に増加した。その日に勤務中の物理担当官はその現象に気付いたが, 特別な処置は何もとらなかった。彼は, 換気系の空気が原子炉を通過して煙突中を上昇する時の最初の動きによるもので, 普通の成りゆき(normal consequence)とみなしたのである。その後, 煙突放射能測定器の指示値は低下の傾向をたどったが, 午前8時10分になると着実に上昇し始めた。正午を過ぎた頃, 気象観測所の屋上から高い放射能が報告されてきた。」²⁾

また, 別の報告資料³⁾(Dunster)にも, 「原子炉建屋から0.9km離れたところの保健物理管理部の建物の外にあったair monitorが非常に高い値を示したことによって, 始めて異常事態の発生に気づき, この情報が直ちに原子炉管理長らの責任者に伝えられた」旨の記載がある。

(2) SL-1の事故

これは, 原子炉の運転にたずさわった操作員(3名)が, 臨界事故発生の際に全員死亡しているので, 火災報知機の吹鳴*と野外における放射線levelの異常値の測定を契機として初めて事故が発見されている。すなわち⁴⁾, 「1961年1月3日午後9時過ぎに, SL-1系統の自動火災報知機が連続信号を送り始めた。消防員グループが出動し, SL-1守衛所に到着した。副消防長がSL-1制御室に電話したが応答が無かった。9時12分, SL-1区域に消防車が停車した時にγ線の照射線量率が1.5 R/hr となっていることを知った。……」

(Fig. 1-1 参照)

これらの事例から, 次のことが考えられる。

- (i) 2つの事故のいずれにおいても, 異常事態に気付いた契機は, 原子炉建屋の外における測定である。もし放射線監視システムが完備していたならば, さらに迅速で的確な状況判断ができたであろう。
- (ii) Windscaleの事故の場合には, 大気中の放射能の異常値から状況を判断しているが, 大気中の放射能を測定するときにはsamplingの時間などの遅れをとる。状況判断の迅速化を目的とした環境監視システムを配置する場合には, γ線検出器を使用して環境放射線をそのまま測定したほうがよい。ただし, γ線検出器が放射性気流の通過に対してどの程度の監視能力をもつかを定量的に確かめる必要がある。
- (iii) SL-1事故の際に事故現場周辺のγ放射線レベルがかなり高くなったこと(Fig. 1-1)を考えると, 監視用のγ線検出器(通常の測定範囲は $10 \sim 10,000 \mu R \cdot hr^{-1}$)は, scale overしないように, 原子炉から適当な距離を保って配置しなければなら

* 火災報知機は, SL-1建屋内の昇温のために吹鳴したと考えられる。

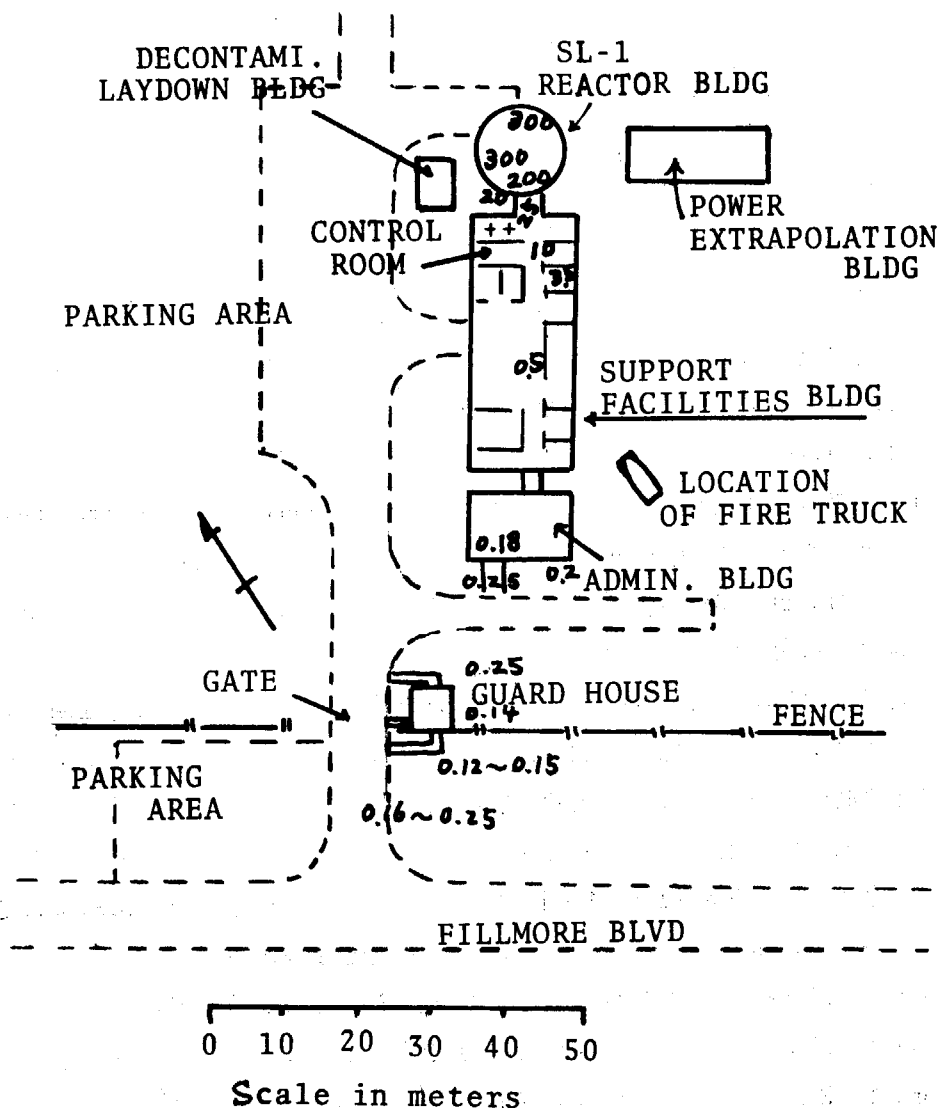


Fig.1-1 Radiation levels in the SL-1 area, in the accident of Jan.3, 1961. (R/hr)
 (From HEALTH PHYSICS, Vol.9, p.179)

い。このためには、事故時に原子炉から直接に放射する γ 線の level を sky-shine 効果も含めて評価する必要がある。

1.3 研究目標の設定

前節に述べた社会的背景と原子炉事故例からの教訓にもとづいて、筆者は次のような研究目標を設定した。

- (1) 従来の「モニタリング・ステーション」については、それから得られる測定 data に貴重な科学的情報が含まれていることに着目して、物理的考察を加えながら統計的解析を行う。
- (2) 原子炉事故時を対象として、大気に関する環境監視 system の合理的なあり方を基礎的に研究する。この場合、前記の事故例からの教訓を生かすとともに、経済性、社会的影響などの現実に生ずる問題点も積極的に考慮に入れる。
- (3) 大気に関する環境監視システムから事故時に得られる情報の活用法を研究する。

上記(1)の研究は、(2)の研究にも関連するものである。たとえば、平常時における各種測定要素の変動 level と変動の性質を調査した結果が、監視 system における alarm level の設定に生かされる。それはまた、system の配置方式にも影響することになる。

したがって、上記(1)、(2)、(3)を有機的に統一させて、その研究テーマ名を、「環境放射能の監視 system に関する基礎的研究」と定めた。

ところで、大気に関する環境監視 system のあり方を分類すると、固定式と巡回式の2種類に大別できる。前者は、環境放射線等の検出装置等を野外の特定箇所に固定して、telemeter 式に中央監視室と連結する方式であり、後者は放射線測定装置類を自動車等に積載して巡回監視する方式である。米国では主として前者を採用し、英国では後者を採用しているようであるが、両者の得失を比較すると Table 1-1 のようになる。

すなわち、移動式 system は、① 巡回車の整備、乗員の休養等の時間が必要なために、本来の機能を常時継続的に発揮することが不可能であり、② 巡回中に測定した値は、風の乱れなどによる変動のために、バラツキが大きく地域的代表性をもたないという短所をもっている。たとえば、Fig. 1-2 から解るように、致10分以上の時間をかけなければ真の平均値に近い測定値は得られないが、仮に、1地点で数10分以上をかけたとしても、次の時間帯には風向が急変する可能性を考えると、巡回による測定方式での確な状況判断が可能かどうか疑わしい。

もちろん、固定方式にも経済性の面から短所が考えられるが、巡回方式では得がたい長所をもつといえる。

この論文では、固定方式に焦点を合わせることにする。

なお日本原子力研究所は、筆者がこの研究に着手した年(1961年)に非常用監視 system を設置する方針を決定し、その3年後に建設された「モニタリング・ポスト」[#]の配置には筆者の研究結果が反映されたことを付言する。

「モニタリング・ポスト」という呼称は、その形が郵便ポストに似ていることから筆者と石原豊秀氏が名付けた和製英語である。当時、国内はもちろん、外国にもこの種のシステムは存在していなかった。

Table 1-1 Comparison of two methods of environmental monitoring

Method Property	Stationary monitoring	Surveying with monitoring car
Availability for Continuous monitoring	⊙	X
Accuracy of estimation	⊙	X
Economy of installation and maintenance	X	○

⊙...Excellent, ○...Good, X...Poor

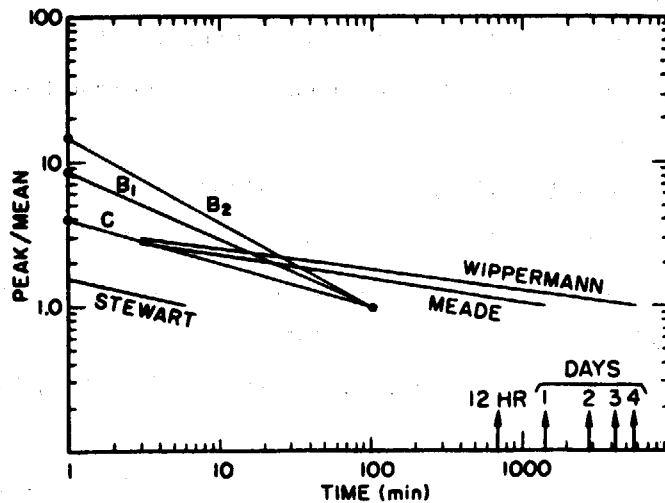


Fig.1-2 Peak to mean pollutant concentration ratios as a function of sampling time

Notes:

The data are collected at Brookhaven National Laboratory by Singer, Imai, and Gonzalez del Campo (1963) using an oil-smoke tracer from a 105-m stack.

The slopes of the lines are functions of gustiness and stability. The greatest slope (line B₂) occurred with the most unstable conditions where large portions of the plume were brought down rapidly to the ground by convective turbulence. The smallest slope (line C) occurred with strong-wind conditions where fluctuations are smaller. (From TID-24190 (1968))

1.4 研究の内容

原子力施設周辺における環境放射能の監視 system の問題は、ソフトウェアの分野に属し、1.1 節に述べたように新しい課題である。筆者がこの分野を開発するに際しては、関連分野における従来の研究成果を参考としながら、あるものは総合的に結合し、ある場合には、たとえば放射性雲から発する γ 線の照射線量率の評価や、sky-shine γ 線の評価の問題のように、独自の工夫を施した上で、情報科学的な観点から新しい考察を進める必要があった。また理論的体系化を試みる場合には、野外実験の data や原子炉事故例に照らして矛盾の無いことを確認するように努めた。

このような配慮にもとづいて計画した研究の内容は次のようになる。

- (1) 既設の「モニタリング・ステーション」等における長期間の測定 data を解析することにより、大気中に浮遊する放射性 aerosol の濃度（以下「大気放射能」と呼ぶ）および周辺環境の空間における照射線量率（以下「環境放射線」と呼ぶ）の変動の level を調査するとともに、相互間の関係や変動の性質などについて物理的考察を加えながら統計的解析を行う。
- (2) 原子炉から平常時に放出する放射性排気（主として ^{41}Ar ）の環境に及ぼす影響を評価する。このために、放射性雲から受ける γ 線照射線量率の計算法を開発するとともに、原研の行う野外放出実験の企画と実施に参加し、あわせて測定 data の解析を行う。
- (3) 上記(1)、(2)の結果にもとづいて、環境監視 system における Alarm level および管理方式等の合理的なあり方を検討する。
- (4) 原子炉の事故時に周辺環境へ直接に放射する γ 線の照射線量率を評価する。このために、sky-shine および地物（遮蔽体）の影響を計算する方法を開発する。
また、 γ 線検出器を環境に配置する場合、その位置は原子炉からどの程度離して設置すれば sky-shine の影響を防ぐことができるかを検討する。
- (5) 原子炉の事故時に、漏洩した放射性雲（F.P. の気流）から発する γ 線の照射線量率を計算する。
- (6) 原子炉の事故時に、漏洩した放射性雲（F.P. の気流）が種々の経路によって周辺住民に与える線量を評価する。
- (7) γ 線観測値の分布と、住民の被曝量との定量的な関係を定式化し、それに基づいて環境監視 system に関する基本的な設計指針（Design philosophy）を検討する。
また、それに基づいて、1 式の γ 線検出器の監視可能領域を計算し、検出器相互間の配置間隔を定める。
- (8) γ 線検出器のみから構成される環境監視 system の全体的な監視能力を確率的な観点から評価する。
また、その全体的性能を向上させる方法として、別の種類の測定装置（たとえば F.P. 濃度測定用 dust monitor）を組み合わせるにはどのように配置すればよいかの方法を検討し、その場合の効果の定量的な判定法を開発する。
- (9) 平常時を含めて、経済的で効果的な環境監視のあり方を定量的に検討する。
- (10) 原子炉周辺各地域の監視上の重要度、監視 system 各部分の信頼度および経済性等を総合

的に考慮して、限られた財源をどのように配分すれば最大の監視能力が得られるかの問題に取り組んで、最適設計法を確立する。また、その具体化を図るために、周辺各地域の重要度を定量的に評価する方法を考察する。

- (1) 環境汚染をもたらした外国の事故例を調査して、筆者の理論に矛盾のないことを確認する。
- (2) 監視 system の布設、保守管理上の観点および、微気象学的な理想条件を考慮して、具体的な実施においても誤りの無いよう、総合的な設計指針を確立する。
- (3) 原子炉事故時に、監視 system から得られる情報を有効に活用して、未測定地域の汚染状態を推定する方式を開発する。

1.5 要約

筆者は、研究目標を、「固定式の環境放射能監視システムに関する基礎的研究」と定めた。

この研究目標を達成するのに必要な関連分野について、従来の研究を調べたところ、放射性雲から放射する γ 線の分布を評価する課題と sky-shine などを評価する課題が不十分な状況に止まっていることを知った。

筆者は、これらの課題を解決した後、関連研究の成果を有機的に結合して監視 system の研究を行うという方針を立て、前節(1)~(3)のような研究内容を設定した。

これらの研究内容のうち、(1)に関する研究の結果は第2章に、(2)は第3章に、(3)は第4章に、(4)~(2)は第5章に、そして(3)は第6章に記載する。ただし(1)の内容(外国事故例)は第1章のほか第5章と第6章に示した。

参 考 文 献

- (1) William Penney et al. : Accident at Windscale No.1 Pile on October 10, 1957, Nucleonics Vol. 15, No.12, pp 89~91 (1957).
- (2) Onishi, T. et al. : 原子力施設の事故, JAERI-4052 (1970).
- (3) Dunster H.J. : 英国における環境モニタリングおよび放射性廃棄物の海洋放出 (環境放射能課) . JAERI-memo 3734 (1969). (公開).
- (4) Horan J.R. and Gammill W.P. : The health physics aspects of the SL-1 accident, Health Physics, Vol. 9, pp 177~186 (1963).

第2章 原子炉周辺におけるバックグラウンド放射能等の解析

2.1 緒言

日本原子力研究所では、原子炉が本格的に運転を開始する以前から東海研究所周辺に8カ所の放射線観測所を設けて、background としての環境放射線および大気放射能の値を連続的に測定してきた。(Fig. 2-2, Fig. 2-2 参照)

ここに得られた data は、原子力施設周辺の測定値としては、わが国最初のものである。また後述のように、4種目の測定要素について継続的な観測を行なっているため、これら相互間の関連および時間的変動傾向を把握するには好都合であり、気象現象との相互関係を解析することも可能である。

このような測定値について、物理的な考察を加えながら統計的解析を行い、background 放射能等の変動の機構を把握しておくことは、後記理論の基礎として重要な課題である。

本章では、まずそれら各種目の測定方法に関する概要を述べ、次いで観測値の解析結果を記述しよう。

2.2 測定方法の概要

2.2.1 環境放射線

検出器は側窓型の G.M. 管(商品名 Anton 106)であり、それを放射線観測所の屋上に垂直に取り付ける(Fig. 2-3)。この G.M. 管は有効寸法が $9.6 \text{ cm} \times 1.52 \text{ cm} \phi$ の円筒型であり、側壁は 30 mg/cm^2 厚の stainless 鋼の膜で構成されている。内部には halogen gas を封入して電子なだれの自己消滅作用をもたせ、使用電圧は 700 V である。plateau の傾斜は $650 \text{ V} \sim 750 \text{ V}$ の範囲で約 4% 程度である。この G.M. 管に計数装置を接続した場合には、回転度数計の計数損失が最も大きい。しかし、計数率が 10^4 cpm 程度までは測定誤差が 10% 以内であることが片桐(1965)によって確かめられている⁽¹⁾。また、この G.M. 管の β 線に対する校正係数は、 $^{41} \text{ Ar gas}$ 雰囲気中では $3.7 \times 10^{-9} \frac{\text{Ci} \cdot \text{m}^{-3}}{\text{cpm}}$ であり、核分裂生成物(以下 F.P. という)で汚染した平面に対しては約 $3 \times 10^{-7} \mu\text{Ci} \cdot \text{cm}^{-2} / \text{cpm}$ という値であることが森内(1965)によって計算されている⁽²⁾。なお、G.M. 管自体の材質の放射性汚染による background radioactivity は $10 \sim 20 \text{ cpm}$ 程度である⁽²⁾。

環境放射線のうち、 γ 線のみを測定したい場合には、この G.M. 管に 2 mm 厚の真鍮製 cover を施して、 β 線成分を遮蔽する。その場合の感度は約 $3 \text{ cpm} / \mu\text{R} \cdot \text{hr}^{-1}$ である⁽²⁾。

2.2.2 大気放射能

大気中の放射性 aerosol は連続移動濾紙式の dust monitor (Fig. 2-4)によって自動的に捕集・測定される。

すなわち Fig. 2-5 の系統図に示したように、被測定空気は、放射線観測所の外部に通じている空気取入口から吸引されて Suction head を通過する。この head の開口部分 ($3 \text{ cm} \times 5 \text{ cm}$) には長尺の濾紙が巻き付けがあるので、空気中の aerosol 等は捕集された後に検出器(端窓型 G.M. 管および ZnS scintillator)の前へ自動的に送られる構造となってい

る。この濾紙は 25 mm/hr の速さでゆっくりと連続的に移動するので、大気中の放射性 aerosol は時間を追って連続的に採取され測定される。なお、被測定空気の吸引速度は約 $16 \text{ m}^3/\text{hr}$ であり、 β 放射能は捕集後約 4.5 hr 、 α 放射能は約 7 hr の後に測定される構造となっている。

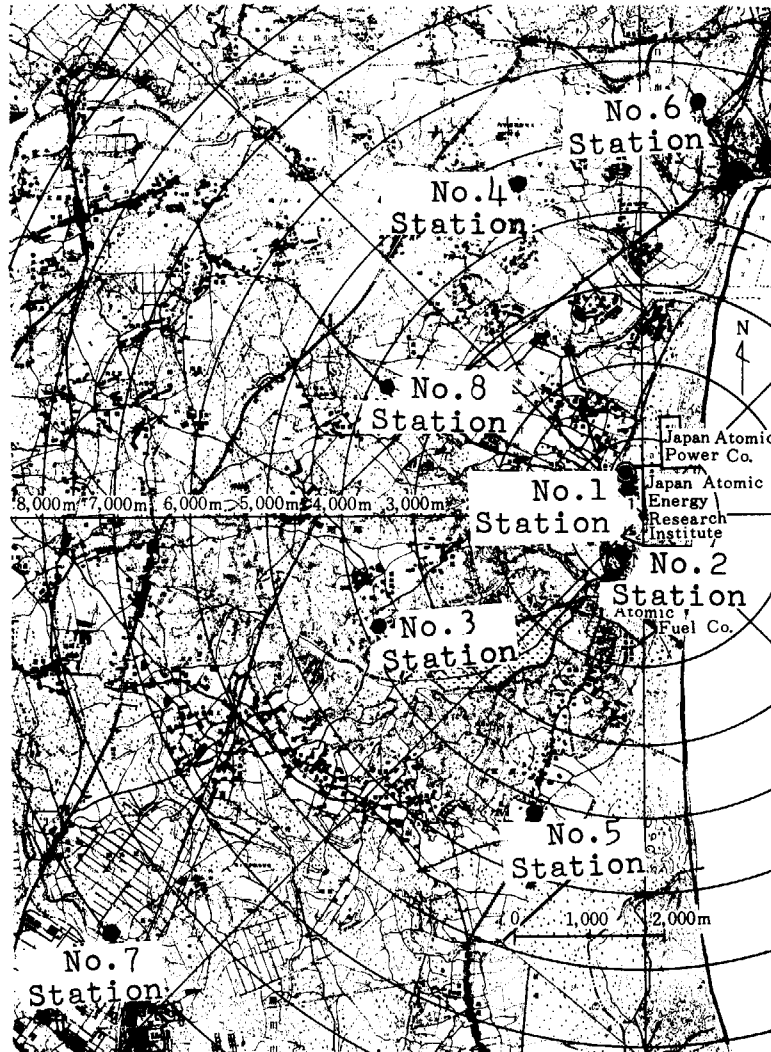


Fig.2-1 Location of monitoring stations of JAERI in Tokai-village

- LEGEND:
- Monitoring station
 - ◎ Central office

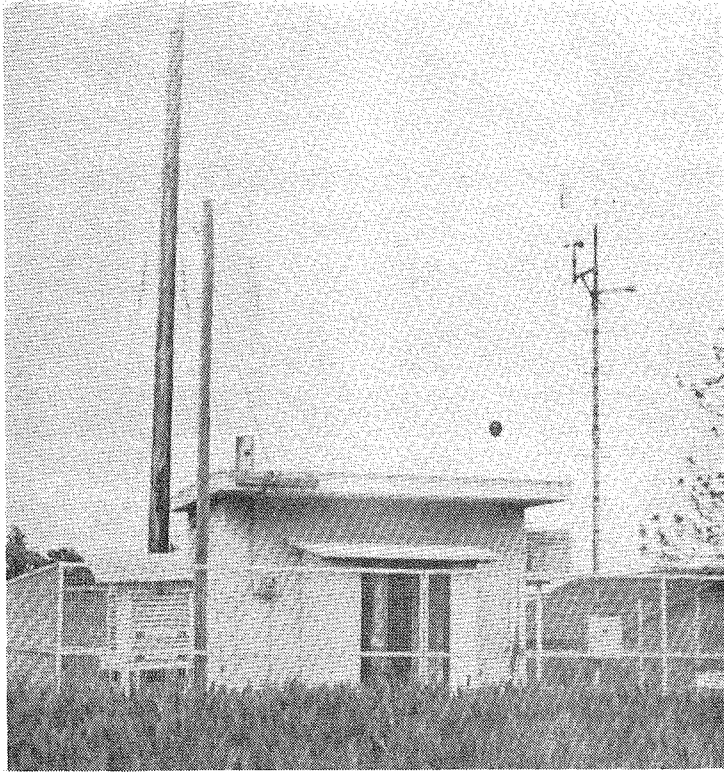


Fig.2-2 Outview of No.3 monitoring station

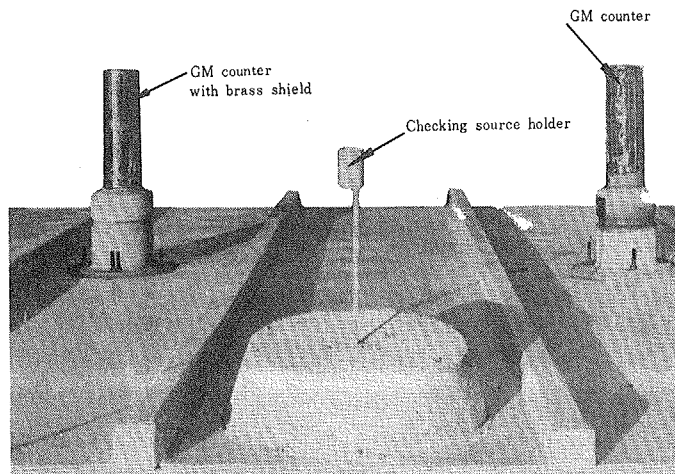


Fig.2-3 Detectors of environmental radiation
on the roof of monitoring station building

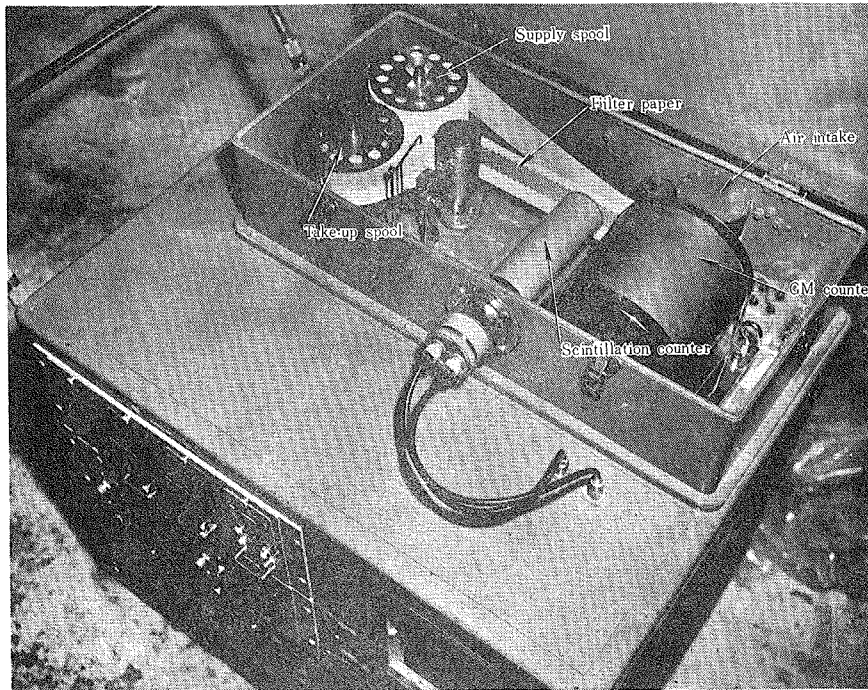


Fig.2-4 Continuous dust-monitor

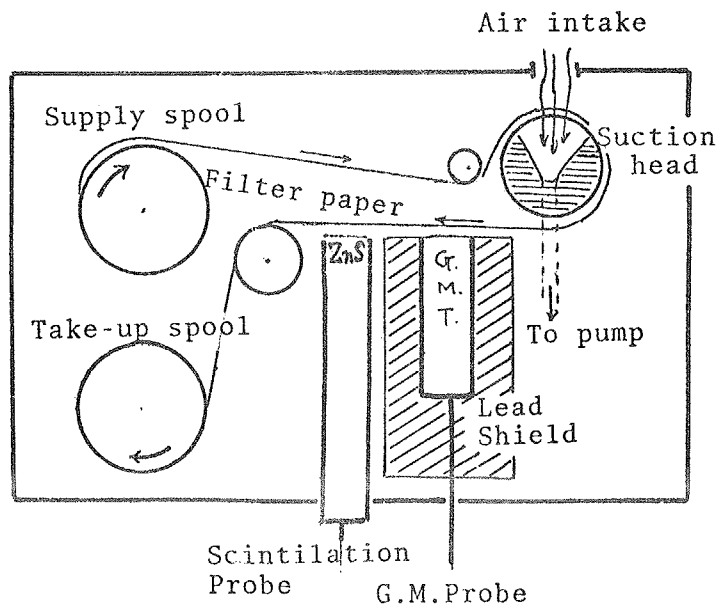


Fig.2-5 Scheme of the dust-monitor

2.3 環境放射線の変動状況の調査

環境放射線の内容には次のものが考えられる。

A 原子力施設に関係なく存在するもの。

- (a) 宇宙線
- (b) 地殻内および大気中の天然放射性物質からの放射線
- (c) 核爆発実験で降下・蓄積した放射性物質からの放射線

B 原子力施設に起因するもの

- (a) 施設建物より漏洩する直接の放射線
- (b) 気体または塵埃状で大気中に放出された放射性物質 (^{41}Ar など) からの放射線
- (c) 放射性物質で汚染した環境からの放射線

核爆発実験や、原子力施設からの影響の無いときは、環境放射線は、宇宙線*と地殻内の天然放射性物質からの放射線によるものが大部分である。これらは通常ほとんど変化しない。観測結果の1例を Fig. 2-6 に示す。** 図から明らかのように、観測値の変動は統計的誤差の範囲内におさまっている。

この節では変動の現われた特別の場合について記述する。

2.3.1 核爆発実験の影響

各観測所で測定した γ 線量率の毎月の平均値を Table 2-1 に示す。このように長期的に眺めると、環境放射線には多少の変動が認められる。これは諸外国の核兵器実験等の影響によるものと考えられる。Fig. 2-7 には、この傾向をさらに明確に示してある。一般に、 $\beta\gamma$ 用検出器(真鍮 cover を施さないもの)のほうが敏感に変動を検知している。

2.3.2 降雨時における異常増加

環境放射線 level の変化を、前項とは別に短時間 scale で調べると、降雨時とくにその初期には線量率が増加する。この現象は $\beta\gamma$ 検出器のほうに著しく、核爆発実験の影響の無い時期にも現われる (Fig. 2-8)

これは、大気中の ^{214}Pb 、 ^{214}Bi 、 ^{212}Pb 、 ^{212}Bi などを含む放射性 aerosol が雨滴に補足されて地上に降下するためと考えられる。この増加は、降雨強度が微小な時に著しく、ある程度降り続くと減少を始める。減少の理由としては次のことが考えられる。

- (a) 降雨による前記の捕集作用と地面の湿潤化にともない大気中の放射能濃度が減少し (後記 2.4.1 節 Fig. 2-16 参照)、これとともに降水中の濃度が低下する。
- (b) 検出器付近に沈着した β 放射性物質がその後の雨で洗い流される。
- (c) 沈着した放射能の崩壊減衰

なお、 γ 線 level の変動は比較的少ない。

* 宇宙線は、緯度約 70°N の海面上において、人体の軟組織に対して約 $3.2\mu\text{rad/hr}$ の被曝を与えると評価されている。(3)

** Fig. 2-6に示したデータは、8進スケラにより $1/8$ にスケール・ダウンされた pulse を6分間づつ蓄積させた値である。したがって $\frac{8}{6}$ の係数を乗じてcpm単位で示してある。

2.3.3 降雪時における放射線 level の減少

1963年2月2～3日、東海村には珍しく降雪があり、この雪は検出器を被って26 cmの積雪 (1.04 g/cm^2 厚さの水層に相当する) 量に達した。これから想像されるのは、地殻内からの自然放射線および核兵器実験後の fallout による地面からの放射線を、積雪が吸収・遮蔽して照射線量率が減少することである。Fig. 2-9 には降雪の前後における環境放射線 ($\beta\gamma$ 成分) および大気放射能の変化の様相が示してある。図から解るように、 $\beta\gamma$ 計数率は60 cpm 程度減少している。これに対して、 γ 線の計数率は数 cpm (約 $1 \mu\text{R/hr}$ 相当分) しか低下していない。物質によって吸収される成分は大部分が β 線であるから、上記60 cpm の大部分は地表面の β 汚染量であると考えることができる。この値は約 $0.2 \mu\text{Ci/m}^2$ に相当する。

2.3.4 原子力施設運転時に漏洩する放射線

東海研究所の線型加速装置 (LINAC) および水均質臨界実験装置からは、運転中に若干の放射線が屋外へ漏洩する。この放射線の分布を詳細に知るために、1962年5月9～10日に筆者のほか27名の保健物理関係者によって特別調査 (広範囲の放射線 survey) が行われた。その結果は Fig 2-10, Fig. 2-11 のようになっている。放射線量率が $60 \mu\text{R/hr}$ 以上となる地域は「警戒区域」に指定されて放射線管理がおこなわれている。

2.3.5 原子炉の排気口から排出される ^{41}Ar gas から放射する γ 線

研究炉 JRR-2 などの運転時には、実験孔内の被照射空気に含まれる argon gas が中性子で照射されて ^{41}Ar となり、常時 Ci/hr の割合でスタックから排出される。

この放射性 gas ^{41}Ar は環境放射線 level の増加をもたらすこととなるが、その分布を知るために幾たびか特別観測がなされた。その1例を Fig. 2-12 に示す。これは1962年10月8日夕刻、保健物理部員14名によって観測されたものである。これと並行して計算上の評価もおこなわれたが実測と良く一致する結果を得た。これについては第3章に詳述する。

Table 2-1 Monthly mean value of environmental γ radiation
(Unit: μ R/hr)

Station number		No. 1	No. 2	No. 3	No. 4	No. 5	No. 6	No. 7	No. 8	Regional average
1958	July		—	(9.8)***						—**
	Aug.		—	9.5						—
	Sept.		—	9.1						—
	Oct.		(7.7)	8.7						8.2
	Nov.		10.4	10.2						10.3
	Dec.		9.7	9.2						9.5
1959	Jan.	8.4	8.4	9.0						8.6
	Feb.	8.4	8.3	8.8						8.5
	Mar.	8.7	8.5	9.9						9.0
	Apr.	8.9	9.1	9.3						9.1
	May	8.7	8.9	9.5	8.2					8.8
	June	—	8.3	8.5	—					8.4
	July	9.2	8.1	—	—					8.7
	Aug.	9.2	7.8	—	9.1					8.7
	Sept.	9.6	7.9	7.0	9.3					8.5
	Oct.	9.7	7.8	7.0	9.3					8.0
	Nov.	8.1	7.5	6.6	7.5					7.4
	Dec.	7.6	7.6	6.6	7.7					7.4
1960	Jan.	6.5	8.0	6.7	7.2	9.3	6.3	5.6		7.1
	Feb.	8.7	8.1	6.8	8.1	9.2	6.4	6.1		7.6
	Mar.	8.7	8.1	6.9	8.4	9.1	6.3	6.2		7.7
	Apr.	8.6	8.0	6.9	8.8	8.9	6.2	6.5		7.7
	May	8.6	8.4	7.8	9.0	8.0	5.8	6.4		7.8
	June	8.5	8.1	7.2	8.0	7.6	5.5	5.3		7.2
	July	(8.3)	(12.0)	—	—	(8.0)	(5.5)	—		(7.3)
	Aug.	7.6	—	—	—	7.6	5.8	5.6		6.7
	Sept.	7.6	6.4	—	—	7.5	(5.8)	5.7		6.4
	Oct.	8.5	7.9	—	8.4	7.2	5.8	5.6		7.2
	Nov.	7.8	(7.8)	7.2	7.5	5.9	5.8	—		7.0
	Dec.	7.6	7.5	—	7.2	7.2	5.8	5.7		6.8
1961	Jan.	7.2	—	6.2	6.1	—	6.0	5.7	5.5	6.1
	Feb.	7.9	5.8	6.0	5.5	—	—	5.4	5.2	5.9
	Mar.	7.4	6.0	6.2	7.0	6.9	6.9	5.8	5.3	6.4
	Apr.	5.5	7.4	6.7	7.6	5.6	4.9	5.8	5.7	6.0
	May	7.1	8.6	7.5	7.1	5.9	5.6	6.0	6.3	6.8
	June	8.0	6.0	7.6	7.1	5.8	5.8	6.2	5.7	6.5
	July	7.1	5.8	8.0	5.2	5.7	—	7.1	5.9	6.7
	Aug.	9.7	—	—	6.4	5.6	6.1	7.2	5.9	6.8
	Sept.	9.3	7.8	8.1	6.6	5.8	5.7	8.3	6.7	7.3
	Oct.	9.4	8.8	8.5	8.4	7.1	9.2	8.6	9.0	8.6
	Nov.	9.7	9.9	9.2	8.7	6.9	8.9	7.6	8.3	8.7
	Dec.	8.9	9.4	8.9	9.0	7.0	7.3	7.6	7.4	8.2
1962	Jan.	9.1	8.4	7.5	9.2	7.1	7.0	6.9	8.1	7.9
	Feb.	8.9	8.1	7.9	8.9	6.7	7.1	6.6	6.2	7.6
	Mar.	9.1	7.8	8.6	9.1	7.3	7.3	6.5	6.4	7.8
	Apr.	9.4	8.1	8.8	9.1	7.1	7.7	7.3	6.3	8.0
	May	(10.0)	8.7	8.6	9.5	7.8	8.0	7.6	9.5	8.7
	June	—	8.4	8.9	—	8.4	8.7	8.6	8.1	8.5
	July	—	8.4	9.2	—	8.3	8.5	8.2	8.1	8.5
	Aug.	—	8.3	—	—	—	8.2	9.2	7.8	8.4
	Sept.	9.0	8.5	—	8.7	7.0	7.8	8.9	7.6	8.2
	Oct.	10.2	(8.3)	—	(8.7)	7.6	7.1	10.7	(7.7)	8.9
	Nov.	10.6	—	—	8.8	7.1	—	9.6	—	9.0
	Dec.	10.0	—	—	8.3	7.6	—	10.7	—	9.2
1963	Jan.	10.0	8.8	8.5	8.8	7.8	9.0	7.3	9.3	8.7
	Feb.	8.2	8.1	8.3	7.9	6.6	7.6	7.9	7.5	7.8
	Mar.	8.6	8.0	7.8	8.3	7.0	7.0	8.7	7.0	7.7
	Apr.	8.8	8.1	8.2	8.3	7.2	6.8	7.3	7.5	7.8
	May	9.1	8.1	8.0	8.3	7.5	7.0	7.4	7.2	7.8
	June	9.6	8.5	8.3	8.3	7.4	6.7	8.1	7.3	8.0
	July	9.9	8.6	8.4	8.4	7.3	7.2	7.5	7.3	8.1
	Aug.	9.2	8.0	8.0	8.3	7.0	7.0	7.0	7.2	7.7
	Sept.	8.9	7.5	7.5	8.2	6.7	7.0	6.6	7.2	7.5
	Oct.	8.8	7.5	7.2	7.8	6.4	6.2	6.3	6.9	7.1
	Nov.	8.5	7.3	6.9	7.7	6.2	6.0	6.2	6.7	6.9
	Dec.	8.5	7.1	6.7	7.7	6.0	5.9	6.0	6.5	6.8

Notes:

* Instruments are calibrated with a standard source radium 0.62 mg; the listed above are the data which have obtained by subtracting the correction values for both the ionizing particles of cosmic ray and the contamination of wall material of GM counter.

** '—' indicates no observation due to the repair or overhaul of measuring equipment.

*** () means that the measuring period was less than one week.

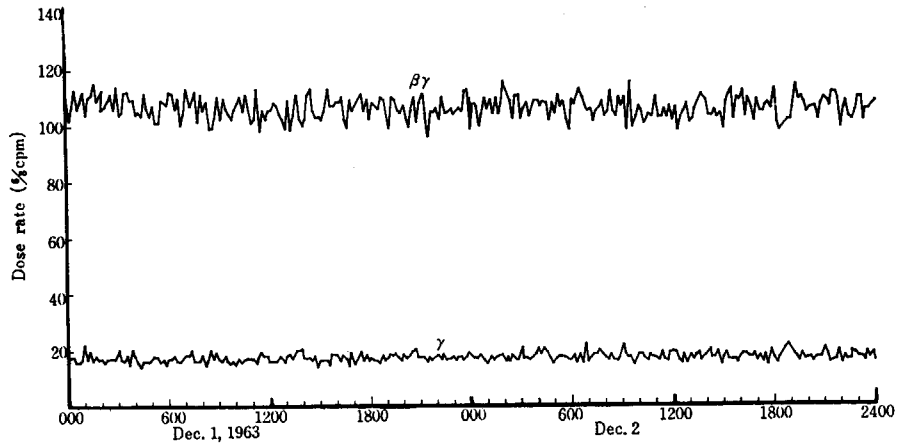


Fig. 2-6 Short-time variation of environmental $\beta\gamma$ and γ radiation including background counts of GM-tube

Location: No.8 monitoring station

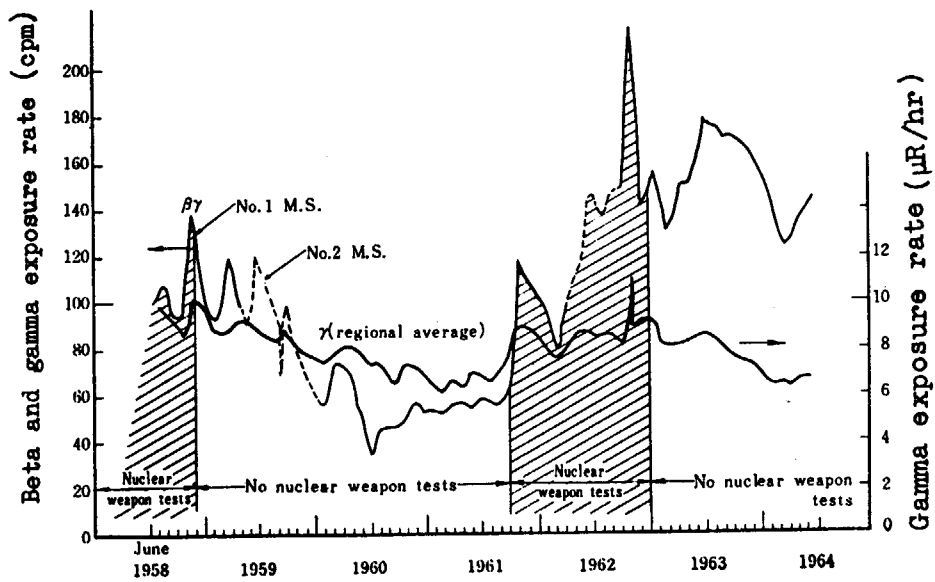


Fig. 2-7 Annual variation of environmental $\beta\gamma$ and γ radiation at monitoring stations

Duration: June 1958 ~ June 1964

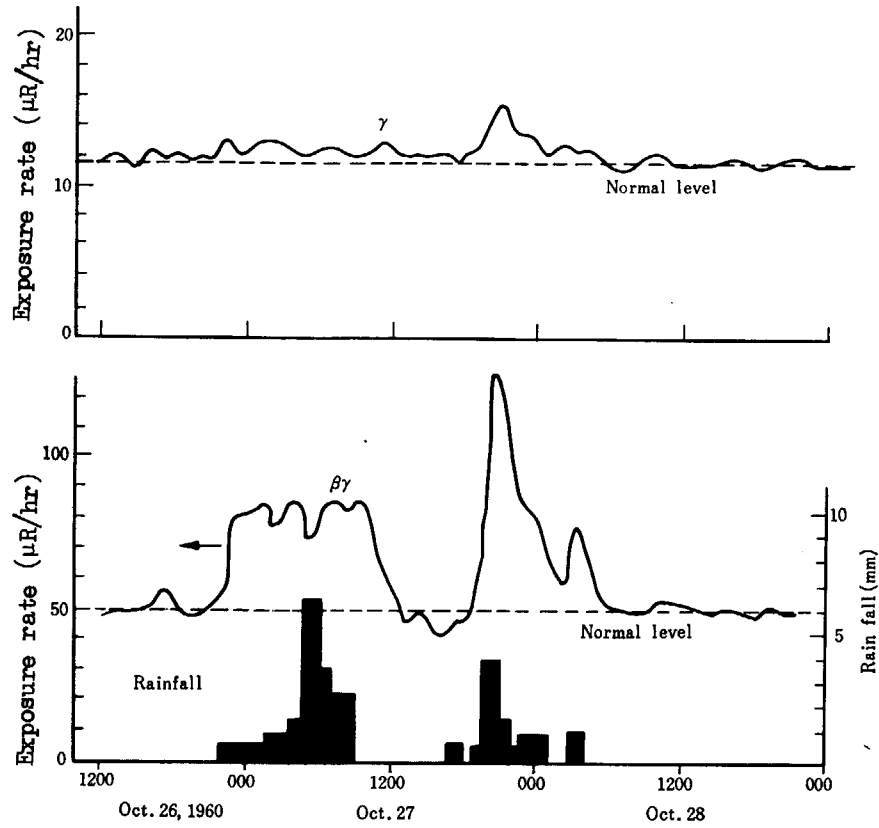


Fig.2-8 Variation of environmental radiation levels due to rainfall (On the roof of No.1 monitoring station)

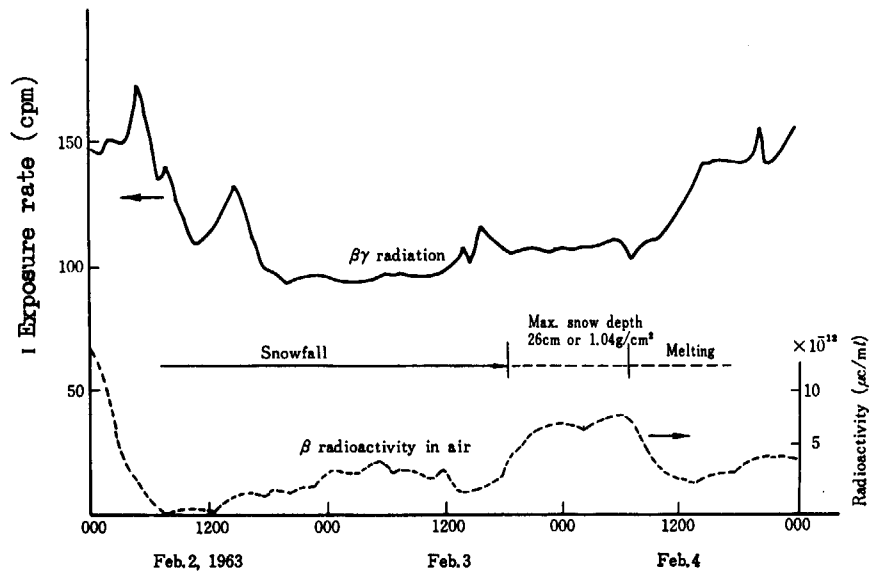


Fig.2-9 Variation of environmental radiation level and atmospheric radioactivity during snow-fall

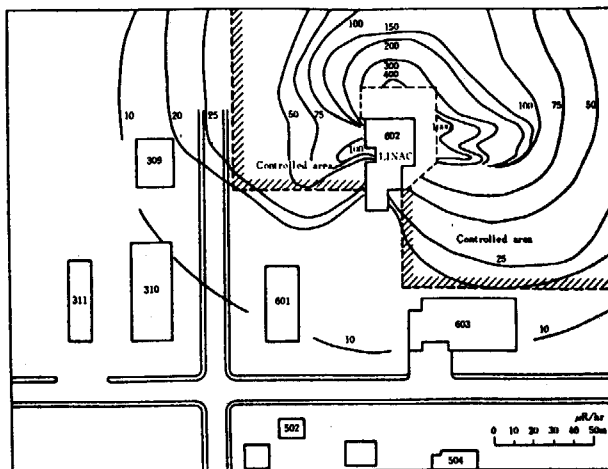


Fig.2-10 Distribution of gamma-radiation level around LINAC, Tokai Research Establishment

Date of measurements: May 9, 1962
 Position of measurements: 70 cm above ground
 Figures of the contour lines indicate gamma-dose rate, excluding background of the detector
 Operating condition
 Energy : 20 MeV, Pulse repetition : 150 PPS, Pulse length : 4 μ s,
 Average current : 50 μ A

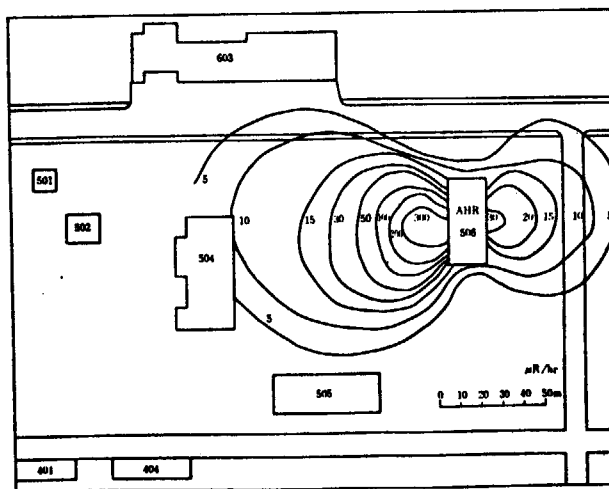


Fig.2-11 Distribution of gamma-radiation level around AHR, Tokai Research Establishment

Date of measurements: May 10, 1962
 Position of measurements: 70 cm above ground
 Figures of the contour lines indicate gamma-dose rate, excluding background
 AHR Power 10 W



Fig.2-12 Gamma-radiation exposure-rate distribution due to Ar-41 cloud from JRR-2

Observation period : 1540~1730, Oct.8,1962

Release rate = 3.4 Ci/hr

Wind speed = 4.2 m/sec, Stability = C

2.4 大気放射能の変動の解析

大気中に存在する放射性の気体や aerosol は次のように分類できる。

A 原子力施設に関係なく存在するもの

- (a) 地殻内より放散され、あるいは宇宙線によって生成される天然の放射性物質（主なものは地中より放散する ^{222}Rn 、 ^{220}Rn とその娘核種）
- (b) 核爆発実験に起因する放射性物質
(^{95}Zr + ^{95}Nb 、 ^{90}Sr 、 ^{137}Cs その他)

B 原子力施設に起因するもの

- (c) 平常運転時に放出される気体 (^{41}Ar など)
- (d) 事故時に放出される放射性物質 (^{131}I その他)

現在までのところ、原子力施設から放出された放射性 aerosol は無視しうる量であり、排気筒 (stack) の放出口における測定値も background level と同程度である。また ^{41}Ar は不活性の気体であるので通常の dust monitor では捕集されない。

したがって、通常観測されるものは天然の大気放射能と核爆発実験に起因する人工放射能のみである。これらの測定結果の一例を Fig. 2-13 に示した。図の中の実線は dust monitor で測定した全放射能の値であり、鎖線は長寿命放射能の測定値である。* また破線は上記の全放射能から長寿命放射能を差引いた計算値であるが、これは短寿命の天然放射能と考えてよいであろう。

Fig-13 からも解るように、自然放射能濃度は夕刻に増加して早朝に極大に達し、昼間は減少の傾向をたどる。(これについては 2.4.1 項に詳述する)。長寿命放射能については、規則的な日変動の性質がないが、毎年 5 月前後に極大値をもつ季節変化の傾向がある[#]。

(Table 2-2a~Table 2-2d) また、核兵器実験のあった時期には著るしい異常値が加わっている (Fig 2-14)。自然放射能とは異なる成分がわずかでも出現した場合に、それを即刻に判別するために、筆者は統計的管理図の手法を導入した。これについては 2.4.2 項に述べる。

* 長寿命放射能は核爆発で生じた人工放射能と考えられる。この測定は片桐(1965)によってなされた。(1)
なお、測定法は次のとおりである。まず野外観測所の dust monitor から回収した集塵ずみ filter の中から毎日定まった時刻 (Fig. 2-13 では 0 時、8 時、16 時) に相当する部分 (各 1 時間分) を切り取る。次にその試料を 2π gas-flow 式 low background 型測定器に収めて数日おきに測定し減衰曲線を求める。最後にその減衰曲線から 72 時間校正値を求める。

この傾向は Spring peak と呼ばれ、成層圏に吹き上げられた核分裂生成物が降下する際の気象学的原因であるといわれている。

Table 2-2a Monthly mean values of atmospheric radio-activities at monitoring stations from 1957 to 1960 (Unit: $\times 10^{-12} \text{Ci/m}^3$)

Year	Station	1957	1958		1959				1960				
		Provi- sional*	No. 1	No. 4	Regional average	No. 2	No. 3	No. 4	Regional average	No. 2	No. 3	No. 4	Regional average
Month	Value												
Jan.	Mean	4.1	7.7	8.6	8.2	3.9	5.5	—	5.1	1.3	7.0	3.7	4.2
	max**	5.2	8.7	10.8		5.1	8.8			2.0	9.0	7.1	
Feb.	Mean	4.1	2.7	5.4	4.1	5.4	(5.5)***	—	4.9	2.2	(12.4)	4.6	6.4
	max	5.0	3.6	7.1		6.1				2.8		7.1	
Mar.	Mean	2.8	10.7	15.6	13.2	3.1	—****	7.1	4.4	1.2	(7.3)	(6.0)	4.7
	max	3.7	14.8	29.2		4.8		7.9		1.6			
Apr.	Mean	3.3	14.2	13.7	14.0	3.8	(4.4)	7.8	5.2	1.0	—	5.7	3.5
	max	3.4	19.3	17.5		4.2		8.9		1.4		6.9	
May	Mean	4.0	10.0	8.1	9.1	3.0	3.0	5.9	4.2	(0.4)	—	—	1.1
	max	4.7	13.9	8.2		3.8	3.5	7.0					
June	Mean	2.1	7.8	8.4	8.1	4.5	—	3.1	3.4	(3.0)	(1.7)	—	2.4
	max	3.2	8.9	8.6		7.1		4.8					
July	Mean	2.0	10.1	10.3	10.2	—	—	—	0.3	(1.9)	—	—	1.6
	max	2.5	17.0	10.4									
Aug.	Mean	1.2	6.8	6.2	6.5	—	—	—	0.3	(3.1)	—	—	2.1
	max	2.2	8.2	7.1									
Sept.	Mean	2.1	5.2	5.2	5.2	1.7	—	5.0	3.1	1.7	—	—	1.7
	max	3.0	5.5	5.8		1.9		7.1		3.0			
Oct.	Mean	2.9	8.7	7.8	8.3	1.5	—	2.0	2.1	(1.0)	—	2.5	2.2
	max	4.2	10.2	10.9		1.8		2.8				2.7	
Nov.	Mean	2.7	17.9	20.0	19.0	1.9	—	2.5	2.8	(4.2)	—	2.7	3.1
	max	3.5	40.5	38.4		2.5		3.5				3.7	
Dec.	Mean	1.7	12.9	20.4	16.7	—	—	(6.1)	4.5	4.8	2.6	2.7	2.8
	max	2.9	14.9	25.2						9.7	4.2	3.7	
Annual	Mean	2.8	9.6	10.8	10.2	3.2	4.6	4.9	4.0	2.2	6.2	4.0	3.8
	max	5.2	40.5	38.4		7.1	8.8	8.9		9.7	9.0	7.1	

Note:

- * Measured 2 hours after collection for the provisional station, and 4.5 hours for the other stations.
- ** "Max" means the average value within a week of maximum concentration in each month.
- *** 'Parenthesis' shows that the observation is less than one week in each month.
- **** '-' indicates no observation due to the repair of measuring equipment.

Table 2-2b Monthly mean values of atmospheric radio-activities at monitoring stations in 1961
(Unit: $\times 10^{-12} \text{Ci/m}^3$)

		No. 1		No. 2		No. 3		No. 4		No. 5		No. 6		No. 7		No. 8		Regional average	
		α	β	α	β	α	β	α	β	α	β	α	β	α	β	α	β	α	β
Jan.	Mean	2.4	7.2	1.7	6.8	0.8	2.7	5.2	9.1	1.6	4.6			4.9	7.3	3.2	5.5	2.8	6.1
	Max	2.8	8.7	2.0	7.0	0.8	3.8	6.3	10.4	2.3	7.3			5.6	8.4	3.9	5.5		
Feb.	Mean	2.5	6.0	1.6	5.9	1.5	4.1	5.3	11.0	2.4	6.1			5.3	7.4	4.3	7.2	3.2	6.0
	Max	3.9	8.8	1.6	7.4	1.8	5.2	6.5	11.0	4.2	6.8			6.6	9.7	7.0	9.0		
Mar.	Mean	4.2	6.5	1.6	6.5	1.8	4.3	7.6	17.4	2.4	4.2	3.6	2.5	4.9	7.9	4.5	5.2	3.8	6.8
	Max	4.3	8.8	1.6	7.2	2.1	4.3	8.5	17.4	4.3	6.0	3.9	2.7	6.1	11.0	7.3	9.5		
Apr.	Mean	3.9	8.7			1.4	3.9	6.2	6.6	3.0	3.7	2.2	1.8	3.3	7.0	5.0	5.5	3.5	5.3
	Max	5.4	10.2			1.6	10.6	7.0	8.4	3.8	5.3	5.8	4.4	5.4	12.6	12.5	9.7		
May	Mean	2.5	6.6			0.8	2.3	1.4	4.4	5.7	5.3	—	2.1	1.8	3.7	3.5	5.2	2.6	4.2
	Max	3.3	10.2			1.5	6.4	2.2	6.4	5.9	8.6	—	2.1	1.8	4.6	4.3	5.7		
June	Mean	1.3	3.0			1.1	2.3	2.6	4.9	3.5	6.6	—	—	2.1	8.1	2.7	4.0	2.2	4.8
	Max	1.4	3.2			1.6	3.1	4.8	7.9	8.3	10.4	—	—	2.9	10.8	3.2	4.6		
July	Mean	2.0	3.4	—	—	1.3	3.1	2.8	5.3	3.0	4.7	—	—	1.9	2.3	3.5	6.7	2.4	4.2
	Max	2.4	5.2	—	—	2.0	5.1	4.3	9.4	5.5	6.7	—	—	2.8	2.4	5.0	7.9		
Aug.	Mean	1.9	4.0	—	—	—	—	2.7	3.6	2.1	3.2	5.6	6.4	1.7	5.6	2.0	7.4	2.6	5.0
	Max	2.8	7.5	—	1.1	—	—	5.6	8.6	3.3	6.4	5.6	12.3	3.7	7.4	3.8	10.9		
Sept.	Mean	1.2	1.7	1.5	2.3	—	—	4.9	8.8	1.9	10.6	—	—	—	—	2.1	7.0	2.3	6.1
	Max	2.0	3.5	1.9	5.7	—	—	7.4	13.6	2.4	19.4	—	—	—	—	3.1	10.4		
Oct.	Mean	1.7	7.5	1.4	4.0	0.8	9.0	3.6	18.1	1.8	7.9	1.2	12.3	1.2	8.8	1.5	8.9	1.7	9.6
	Max	2.0	9.8	1.4	5.8	1.0	9.4	6.1	31.7	2.6	12.2	1.5	20.0	2.0	15.6	2.6	12.2		
Nov.	Mean	1.1	9.5	2.3	4.5	2.4	20.9	5.0	31.9	1.5	19.1	3.0	14.1	2.2	10.5	1.6	13.1	2.3	15.6
	Max	1.8	16.5	3.6	7.0	4.3	28.2	9.3	82.0	2.0	44.8	4.0	21.2	3.0	15.8	3.7	23.0		
Dec.	Mean	2.7	4.2	2.1	4.0	1.9	13.8	3.1	13.0	3.5	14.4	2.9	8.7	2.9	11.1	2.2	10.1	2.6	10.0
	Max	3.6	6.0	2.9	4.5	2.9	20.4	5.1	18.0	4.2	18.8	3.0	12.6	4.5	15.1	3.1	13.1		
Annual	Mean	2.3	5.7	1.7	4.9	1.4	6.6	4.2	11.2	2.7	7.5	3.1	6.8	2.9	7.2	3.0	7.2	2.7	7.0
	Max	5.4	16.5	3.6	7.6	4.3	28.2	9.3	82.0	8.3	44.8	5.8	21.2	6.6	15.8	12.5	23.0		

* '—' indicates no observation due to the repair of measuring equipment.

Table 2-2c Monthly mean values of atmospheric radio-activities at monitoring stations in 1962
(Unit: $\times 10^{-12}\text{Ci/m}^3$)

		No. 1		No. 2		No. 3		No. 4		No. 5		No. 6		No. 7		No. 8		Regional average	
		α	β	α	β	α	β	α	β	α	β	α	β	α	β	α	β	α	β
Jan.	Mean	1.1	2.5	0.6	2.5	1.7	6.3	1.3	5.2	2.2	5.0	0.8	3.4	1.1	6.8	1.9	4.5	1.3	4.6
	Max	1.4	4.2	0.8	3.5	2.4	8.7	1.8	12.0	2.6	5.5	1.1	4.6	1.2	10.0	2.3	5.7		
Feb.	Mean	0.9	3.2	0.9	4.4	3.0	10.5	2.3	14.2	2.3	7.4	1.3	3.7	2.3	9.4	2.4	5.2	1.9	7.3
	Max	1.8	4.3	1.0	5.4	3.8	13.2	3.0	19.2	2.8	8.0	1.5	5.4	5.0	15.9	3.2	8.0		
Mar.	Mean	0.9	4.0	1.0	3.7	1.9	11.2	2.4	8.3	1.7	7.9	1.1	5.7	1.5	9.3	2.7	6.0	1.7	7.0
	Max	1.2	5.5	1.7	5.2	3.1	18.4	3.3	11.0	3.0	13.5	1.5	7.7	2.3	12.5	3.7	9.0		
Apr.	Mean	0.5	4.5	0.6	3.6	1.5	6.8	1.5	5.6	1.6	3.9	0.8	5.1	0.7	7.0	1.6	7.0	1.1	5.5
	Max	0.6	5.0	0.7	4.5	2.5	12.9	2.2	5.9	2.4	7.2	1.1	6.4	1.2	8.8	2.7	9.4		
May	Mean	0.3	4.0	0.6	0.4	0.9	0.7	1.0	4.6	1.3	4.0	0.7	4.3	0.7	7.8	1.3	3.4	1.0	4.9
	Max	0.3	4.0	1.2	4.0	1.0	7.2	1.0	4.6	1.6	6.4	0.8	6.5	1.0	10.3	1.6	5.6		
June	Mean	—	—	0.4	2.6	—	—	—	—	1.2	4.3	0.6	4.4	0.4	3.8	1.1	3.4	0.7	3.7
	Max	—	—	0.5	3.5	—	—	—	—	1.7	6.7	0.8	6.0	0.5	6.7	1.5	4.3		
July	Mean	—	—	0.5	1.0	0.3	2.2	—	—	0.9	2.0	0.5	3.2	0.4	3.0	0.5	2.6	0.6	2.4
	Max	—	—	0.8	1.1	0.3	2.6	—	—	1.3	2.3	0.6	3.7	0.8	4.1	1.2	4.1		
Aug.	Mean	—	—	0.9	4.4	—	—	—	—	—	—	1.0	4.1	0.2	3.0	1.7	4.7	1.0	4.1
	Max	—	—	1.3	7.5	—	—	—	—	—	—	1.5	6.8	0.2	4.8	3.0	6.7		
Sept.	Mean	1.0	4.6	0.7	3.9	—	—	—	—	—	—	0.8	5.0	0.8	3.5	1.1	6.6	0.9	4.7
	Max	1.2	6.6	1.2	6.5	—	—	—	—	—	—	1.0	6.1	1.4	4.0	2.6	10.0		
Oct.	Mean	0.5	5.4	—	—	—	—	—	—	0.4	13.7	—	—	0.3	0.8	—	—	0.5	4.6
	Max	1.1	9.0	—	—	—	—	—	—	0.5	14.0	—	—	0.4	1.1	—	—		
Nov.	Mean	0.8	7.3	—	—	—	—	—	—	0.9	18.9	—	—	1.6	4.0	—	—	1.1	10.0
	Max	0.8	7.5	—	—	—	—	—	—	1.5	27.0	—	—	1.6	4.0	—	—		
Dec.	Mean	1.2	5.5	—	—	—	—	—	—	1.5	30.5	—	—	1.3	4.1	—	—	1.3	13.4
	Max	1.4	6.9	—	—	—	—	—	—	2.0	39.2	—	—	1.7	6.4	—	—		
Annual	Mean	0.8	4.6	0.7	2.9	1.6	6.3	1.7	7.6	1.4	9.8	0.8	4.3	0.9	5.2	1.6	4.8	1.1	6.2
	Max	1.8	9.0	1.7	7.5	3.8	18.4	3.3	19.2	3.9	39.2	1.5	7.7	5.0	15.9	3.7	10.0		

Table 2-2d Monthly mean values of atmospheric radio-activities at monitoring stations in 1963
(Unit: $\times 10^{-12}\text{Ci/m}^3$)

		No. 1		No. 2		No. 3		No. 4		No. 5		No. 6		No. 7		No. 8		Regional average	
		α	β	α	β	α	β	α	β	α	β	α	β	α	β	α	β	α	β
Jan.	Mean	1.2	10.9	1.6	13.9	1.2	10.1	0.7	14.3	2.0	9.3	—	—	0.2	16.0	—	—	1.2	11.7
	Max	1.6	16.7	2.7	23.3	1.8	18.6	1.5	18.0	2.8	15.0	—	—	0.2	21.2	—	—		
Feb.	Mean	1.4	11.4	1.9	9.7	1.7	8.9	1.5	14.8	1.5	9.8	—	—	0.5	5.6	—	—	1.5	10.0
	Max	2.3	21.6	2.7	13.0	2.4	11.3	2.1	20.0	2.2	14.0	—	—	1.3	12.1	—	—		
Mar.	Mean	1.1	10.8	1.1	11.0	1.7	11.0	1.1	14.9	1.7	12.1	0.7	2.9	1.1	9.1	1.2	9.4	1.2	11.2
	Max	1.5	17.3	1.3	12.3	2.8	13.0	1.8	18.8	2.5	13.2	0.9	3.8	1.4	15.4	1.9	12.1		
Apr.	Mean	1.2	11.4	1.4	8.8	2.4	11.9	2.5	12.3	2.0	8.1	—	—	—	—	1.0	10.8	1.8	10.6
	Max	1.6	14.0	2.4	12.4	3.1	14.1	3.5	21.8	3.0	11.9	—	—	—	—	1.4	12.9		
May	Mean	0.9	9.0	1.0	5.9	1.4	7.3	1.1	7.7	0.8	8.3	—	—	—	—	0.5	6.8	1.0	7.5
	Max	1.2	10.3	1.6	7.2	2.3	10.3	1.3	9.0	1.4	10.5	—	—	—	—	0.6	7.8		
June	Mean	1.2	10.1	1.0	7.7	1.4	5.4	1.2	7.6	0.4	7.9	—	—	—	—	0.4	5.6	0.9	7.4
	Max	1.7	12.4	2.1	11.2	2.1	8.4	1.6	9.0	0.6	10.3	—	—	—	—	0.8	8.7		
July	Mean	1.0	7.7	0.9	4.5	1.5	5.4	0.8	7.2	0.7	5.4	—	—	—	—	0.6	4.3	0.9	5.8
	Max	1.1	9.3	2.1	10.5	2.0	8.0	1.0	9.5	0.9	7.0	—	—	—	—	0.8	7.2		
Aug.	Mean	0.8	8.4	0.7	4.5	2.4	7.2	1.2	8.7	1.3	5.3	—	—	—	—	0.7	4.0	1.2	6.4
	Max	1.3	9.2	1.2	7.3	3.8	11.0	1.6	16.9	1.9	9.6	—	—	—	—	0.9	7.0		
Sept.	Mean	1.2	11.9	0.9	5.5	2.8	8.6	1.2	9.0	1.8	6.6	—	—	—	—	0.9	5.1	1.5	7.8
	Max	1.8	15.0	1.2	7.0	3.6	10.5	1.7	11.5	2.6	8.1	—	—	—	—	1.2	6.4		
Oct.	Mean	1.1	10.3	0.7	5.0	1.7	6.1	0.9	6.0	1.2	4.8	—	—	—	—	0.6	3.2	1.0	5.9
	Max	1.3	11.3	0.8	6.6	2.0	6.3	1.2	7.0	1.6	5.7	—	—	—	—	0.8	3.9		
Nov.	Mean	0.8	8.2	2.4	7.5	3.6	7.0	1.3	6.9	2.3	7.7	—	—	—	—	0.9	5.4	1.9	7.1
	Max	1.1	10.3	3.3	9.6	4.7	8.1	1.7	9.1	2.6	9.5	—	—	—	—	1.1	7.1		
Dec.	Mean	1.8	5.9	2.2	8.4	3.9	8.0	1.7	8.2	2.3	8.0	—	—	—	—	1.0	4.9	2.2	7.2
	Max	2.6	8.6	2.7	10.8	6.4	16.2	3.4	11.7	4.0	11.0	—	—	—	—	1.6	5.9		
Annual	Mean	1.1	9.7	1.3	7.7	2.1	8.1	1.3	9.8	1.5	7.8	0.7	2.9	0.6	10.2	0.8	6.0	1.4	8.2
	Max	2.6	21.6	3.3	23.3	6.4	18.6	3.5	21.8	4.0	15.0	0.9	3.8	1.4	21.2	1.9	12.9		

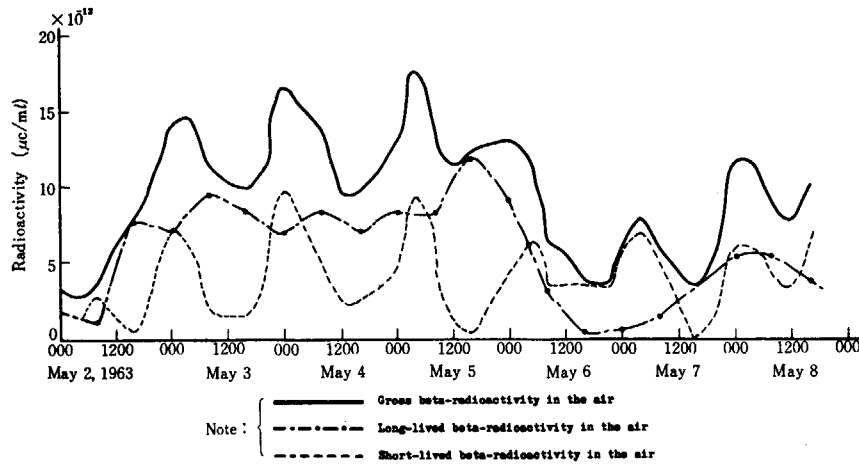


Fig. 2-13 Diurnal variations of the various components of β -radioactivities in the air

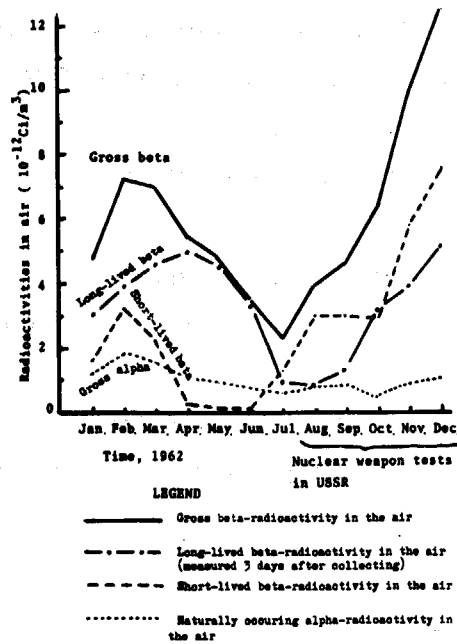


Fig. 2-14 Monthly variations of the various components of the atmospheric radioactivity over Tokai-site (1962)

2.4.1 自然放射能の日変動の性質

大気放射能の監視に際して、大気中の自然放射能は平常時でもかなり大きく変動しているの
で、何かの異常が出現してもそれを直ちに判別することは困難である。そこで筆者は、変動の
性質を解析して日変動の傾向を予測することを試みた。解析に使用した data は、東海村で大
型研究炉が稼動を開始する以前のもので、かつ核兵器実験の影響を無視できると認められる 3
カ月間（1960年）のものを選んだ。（Table 2-3 参照）

(1) 日変動の増加開始時刻の予測

大気放射能濃度は一般に夕刻頃増加し始めることが多い。しかし例外はかなりのあり、早い
場合は正午頃から増加し、遅い場合は早朝の3時頃になって増加し始める。これでは日変動を
的確に予測することができない。

そこで、濃度増加の原因として最も顕著と考えられる風の状態に着目し（Fig. 2-15a
参照）、calm（気象庁の定義に従えば風速 0.4 m/sec 以下の状態）との関係を調べたところ、
Fig. 2-15b の左側のグラフのような結果を得た。ここで細い線の棒グラフは前記 3 カ
月間のすべての場合についてまとめたものである。また細線の下に描いた太線の棒グラフは、
地面から ^{222}Rn 、 ^{220}Rn の吐出量が多くなると考えられる次の場合、すなわち、(i) 日射量 \geq
 $600 \text{ cal/cm}^2 \cdot \text{day}$ 、(ii) 乾燥した地面状態に該当する場合のみについて統計をとったも
のである。

この左側の図から次のことが解る。

- A 濃度の増加は、calm の開始時刻の前後 2 時間以内に始まることが多い。（逆に言うと、
風の吹いているときに濃度が増加し始めることはほとんど無い）。この例外はそれぞれ 20%
程度であるが、大きくずれても前後 3 時間以内と考えればよい。
- B 日射量が強く、地面が乾燥している場合には、増加の開始は早くなる傾向がある。#

(2) 最高濃度出現時刻の予測

大気放射能の最高濃度は一般に早朝に現われる。しかし例外はかなりの多く、早い場合は前
の晩の 8 時頃、遅い場合は正午頃とかなり幅広く分布する。そのように単純な統計結果から最
高濃度の時刻を予測することは不可能と言ってよい。

そこで、筆者は、前項と同様に calm の継続期間との関係を調べたところ、Fig. 2-15b
の右側のグラフのようになった。細い線の棒グラフと太線の棒グラフとは前項と同様な分類に
従ったものである。

この図から次のことが解る。

- C 最高濃度は calm 終了時刻の前後 2 時間以内に現われることが多い。
- D 日射量が強く、地面が乾燥している場合には、最高濃度の出現時刻が遅れる。##

(3) 地球物理的考察

前項までの結論を現象論的に眺めると次のように解釈することができる。

大気中の自然放射能は、大部分が地面から吐出した天然の核種とその娘核種であると考えて

* この判定は、 χ^2 分布を用いた収容限界法による。

#, ## このように判定する場合の統計的判定の危険率は 5% であった。

よい。ところが、風の無い場合には気象的拡散が微弱であるから、空気より比重の大きな天然の核種は地表付近に滞留し、接地層付近の濃度が増加する。したがって calm の継続する間は濃度の増加が続く。なお、日射が強く地面が乾燥して土の通気性が大きくなった場合には、そこにある天然核種の気体の分子運動が盛んであり、地中より吐出されやすくなるから、気象的拡散作用を打ち消して余りある分だけ濃度増加を続ける。

(4) 濃度の増加率の推定

風が無いときに、大気放射能の濃度が増加することを前項までに述べた。つぎに、その時間的増加率について、地面状態（乾、湿、水溜りの3分類）および日射量との関係を調べたところ、Fig. 2-16 のようになった。ここで日射量とは、濃度の増加期間（主として夜間）の前日における1日分の日射量を意味する。

Fig. 2-16 より、次の性質のあることが解る。

E 増加率の最大値の値（図の中の破線）は日射量によって定まる。たとえば、日射量が $400 \text{ cal/cm}^2 \cdot \text{day}$ であった日の晩は大気 β 放射能の増加率は $4.6 \times 10^{-11} \mu\text{Ci} \cdot \text{ml}^{-1}/\text{hr}$ を越えない。またこの最大値は地面が乾燥している時に現われる。

F 地面が湿ってくるにつれて、増加率は小さくなる。とくに雨天で水溜りのある場合には、かなりハッキリした限界（Fig. 2-16 の中で点線で囲まれた領域内）におさまり、大きな値は現われない。

上記A、B、…、Fの結論を総合すると、濃度増加中の刻々の値および最大値について、平常か異常かを判別することがある程度まで可能となる。

(5) 大気放射能濃度への影響が判別できなかった気象要素について

これまで一般に認められていた気象学的変動の要因も、ここで解析した data については原因として判定できなかったものがある。たとえば、

a 気圧変化量

不連続線または台風の通過などで急激な気圧変化が生じた場合、地中の ^{222}Rn 、 ^{220}Rn 等が地表に吸引されるといふ報文がある。しかし地上1.5 mにおける大気放射能濃度に関するかぎり統計的有意性が認められなかった。その理由として、気圧変化の激しいときは風もかなり強くなり、したがって、地上へ吐出した放射性ガス等はただちに上空へ拡散するから、地上に滞留する余裕がないということが考えられる。もちろん、気圧の絶対値そのものにも有意性が認められなかった。

b 逆転層の高さおよび垂直安定度

逆転層は、たしかに気体の拡散を抑制する大きな要素である。しかし通常観測される逆転層は地上数10～数100 mの上空におけるものであり、大気放射能の採取点（地上1.5 m）とはかなり地上高度が異なるので、放射能濃度との間に定量的な関係が認められなかった。しかし、定性的には上空の逆転時に接地層で calm となることが多いために、濃度の増加することが多かった。

c 風向

海岸地帯では、風向（たとえば陸風と海風）の相異により風上側（たとえば陸地と海面）の大気放射能濃度が異なるため、観測値も影響を受けると予想したが、ここに使用した data

の中にはその影響を認めることができなかつた。観測地点は海岸線より約900m離れているが、この程度離れると影響が無いものと考えられる。これについては、今後の実験的調査による確認が必要である。

2.4.2 α 放射能と β 放射能との成分比

核爆発実験による fallout の少ない期間について、大気中の α 放射能と β 放射能の時間的変動を調べると、両者の変動傾向が良く一致している。また毎日の最大値を対比してみても、Fig. 2-17 の黒丸印のように良い相関のあることが判った。

この性質を利用すると、放射能のわずかの異常でも判別できるような管理図を作ることができる。すなわち、平常時の α 放射能と β 放射能の関係から作成した回帰直線の両側に、次式で定められる管理限界の幅（危険率 $\epsilon = 0.05$ および $\epsilon = 0.01$ に相当するもの）を付すればよい。

(片側管理限界幅)

$$= t_{n-2}(\epsilon) \cdot \sigma_a \cdot \sqrt{\frac{n}{n-2} \left\{ \frac{n+1}{n} + \frac{(x-\bar{a})^2}{\sum (a_i - \bar{a})^2} \right\}} \quad (2-1)$$

ここで

n ……管理図作成に使用した data の数

$t_{n-2}(\epsilon)$ ……自由度 $n-2$ の t 分布の値 (危険率 ϵ)

a_i ($i=1, 2, \dots, n$) …… α 放射能の観測値

\bar{a} …… a_i の標本平均

σ_a …… a_i の標準偏差の最尤推定量

x ……横座標 (α 放射能) の変数

平常時の data にもとづいて上記のような管理図を作成すると、その後に得られる平常時の観測値 (α 放射能と β 放射能の組合せ) を plot すれば、99% (または95%) の確率で、破線 (または実線) で囲まれた範囲内に入るはずであるが、なんらかの異常があれば域外に plot されることとなる。

たとえば、核爆発実験の無かつた1962年1月~7月 (第1~第30週) の観測値は、Fig. 2-17 の黒丸のようにほぼ同一の管理限界内に入っていたが、9月以降 (第31週~第51週) の観測値は管理限界の外に出ることがあった。これは明らかに8カ月ぶりに開始したソ連の核兵器実験の影響と考えられる。同様に、この管理図は、原子力施設から放出されるかも知れない人工放射能の検知と評価に役立つと考えられる。

2.5 要約

本章では、まず環境放射線および大気放射能の測定法とその特性について要点を記述した。これは後に記載した測定 data と監視 system に関する理解を深めることを目的としている。

つぎに、これらの測定法によって得た各種の data を収録し、連続観測した場合の平均的な level と平常時の変動の中に現われる最大値を示した。また測定 data に物理的考察を加えながら解析し、種々の変動の要因を明らかにした。たとえば、環境放射線のうち γ 成分は常

に $10 \mu\text{R/hr}$ 程度であり変化が少ない。これに対して β 成分は、通常、数 10 cpm ($10^{-5} \sim 10^{-4} \mu\text{Ci/cm}^2$) 程度であるが、核兵器実験後や降雨当初には数倍増加すること、および積雪時には若干減少する現象の時間的経過を明らかにした。また、各種原子力施設が平常時に影響を及ぼす範囲を特別に調査した結果を例示した。つぎに大気放射能については、濃度が $10^{-12} \sim 10^{-11} \text{ Ci/m}^3$ の範囲内で複雑に変化しているが、その中の自然放射能の成分は比較的明瞭な周期で日変動を行っていることを示した。さらに、その日変動曲線の中で、増加開始の時刻、増加の勾配および最大値出現の時刻が、無風の継続時間、前日の日射量および地面状態との間に定量的な関係のあることを明らかにした。これとは別に、大気中の自然放射能の中の α 成分と β 成分の間に著るしい相関関係があることを見出した。これらの性質を利用すれば、大気放射能が複雑に変動していても、その中に含まれる異常な人工放射能成分を敏感に検知できることになる。

REFERENCES

- (1) 石原豊秀、佐々木諭、片桐 浩、角川正義：放射線モニタリング・ステーションの建設と運転、JAERI-1098 (1965)。
- (2) 石原、角川、佐々木、笠井、人見、森内、片桐、松下：日本原子力研究所（東海村）周辺における環境放射線および放射能の測定と考察、JAERI-1079 (1965)。
- (3) United Nations : Report of the United Nations Scientific Committee on the effects of atomic radiation (1962)。

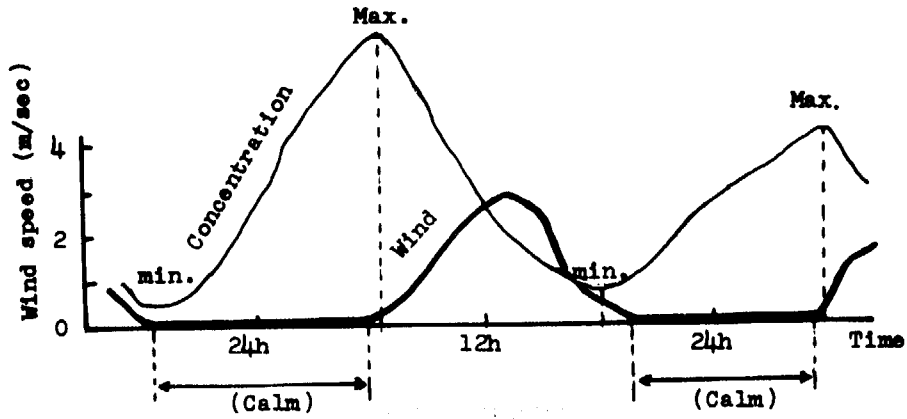


Fig. 2-15a Correspondence between the time of maximum (minimum) concentration and the end (start) time of calm

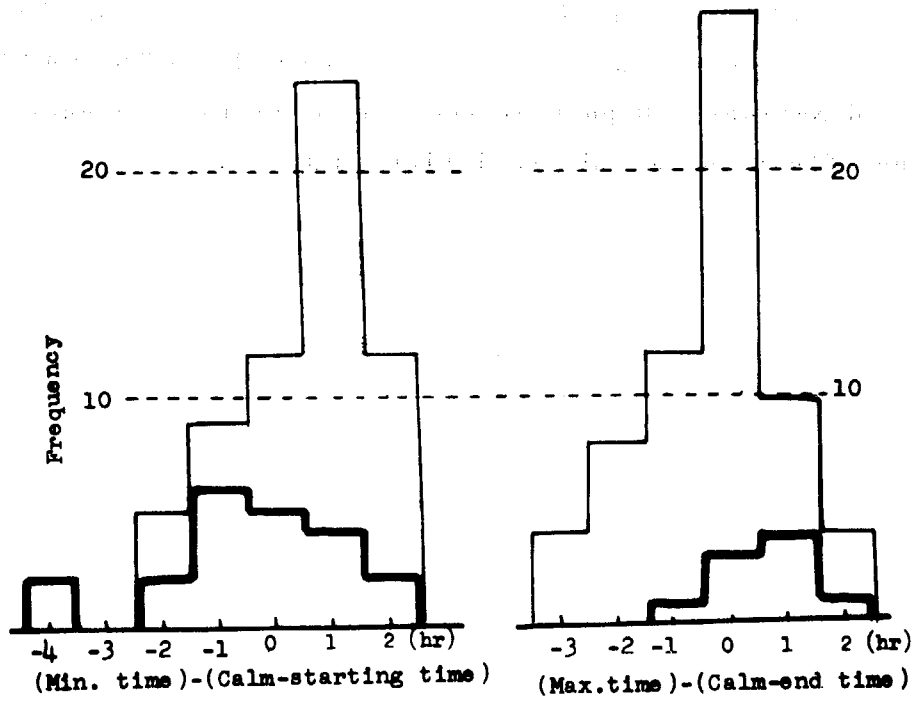


Fig. 2-15b Appearance distribution of the time-deviation between the time of minimum (maximum) concentration and the start (end) time of calm condition

Bold line : When dry ground surface and high solar radiation

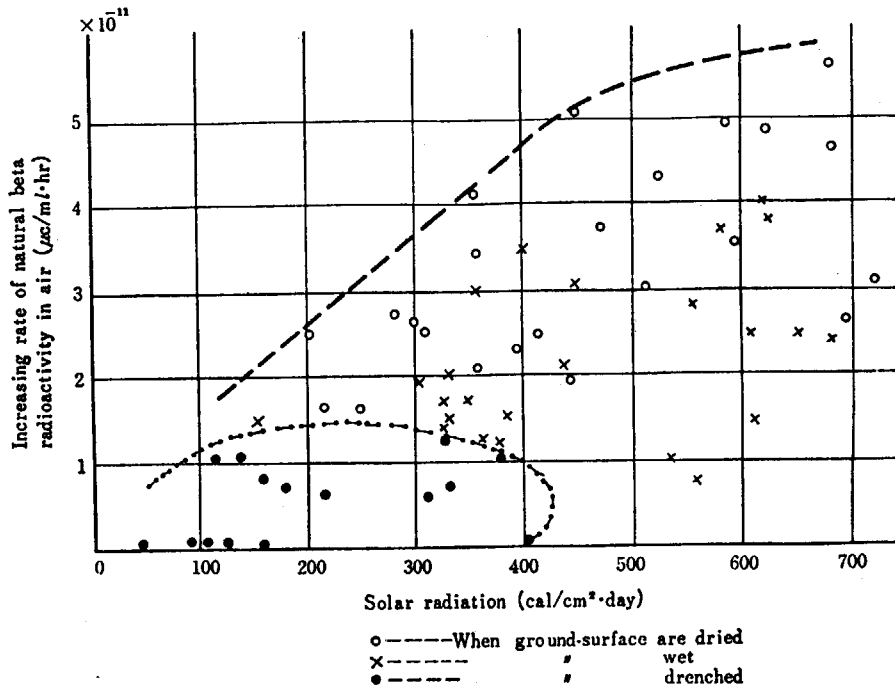


Fig.2-16 Increase rate of natural beta radioactivities in air in relation to solar radiation and ground condition

Table 2-3 Detail of observational conditions about the data used in Fig.2-16

Elements	Method of observation	Location of observation	Term
radioactive aerosol concentration (β -nuclide)	Continuous dust monitor (measuring without decay)	20 m north of the meteorological tower of the JAERI	July, Aug.
	sampling height=1.5 m above the ground	350 m south of the meteorological tower of the JAERI	Dec.
Wind velocity & direction	Aerovane	20 m above the surface on the meteorological tower of the JAERI	July Aug. Dec. (1960)
Precipitation	Rain gauge	Observation field of the JAERI	
Solar radiaiton	Actinometer (Robitzsh)	Mito Meteorological Observatory	
Condition of the ground surface	Eye-measurement by the following classification: { dried damp drenched	Observation fields of the Mito Meteorological Observatory	

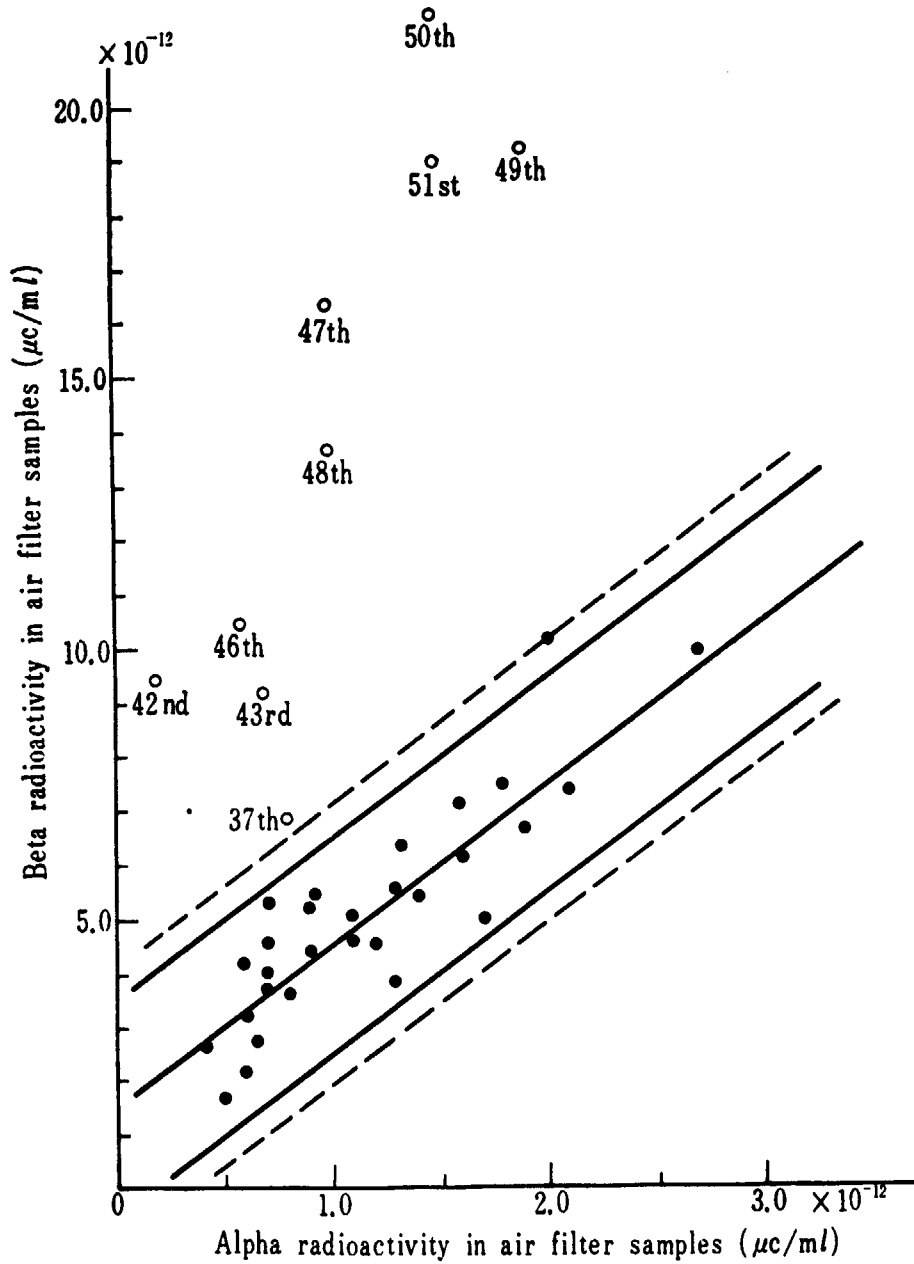


Fig.2-17 Control chart for detecting unusual radioactivities in air

- Data for designing this chart (1st~30th week, 1962)
- Data examined on this chart (31st~51st week, 1962)

第3章 原子炉から平常時に放出される放射性 排気の影響におよぼす影響の評価

3.1 緒言

放射性物質の風に乗った流れ（以下これを放射性雲という）から発するγ線による被曝量の分布を評価することは、日常の放射線管理や事故対策を考える上できわめて重要な課題である。

日本原子力研究所で原子炉から排気（ ^{41}Ar ガス）によるγ線被曝量を評価することが要望されたのは、研究用原子炉 JRR-2 の出力上昇を目前に控えた 1961 年頃であったが、当時はこれに関する正確な計算法が確立されていなかった。

たとえば、USAEC¹⁾ は Submersion model、すなわち観測点における濃度が他の場所へも同じように均一に拡がっているという仮定にもとづいて計算を試みている¹⁾ が、実際の雲の形は均一でないのとくに原子炉から十分に離れた地域（数 10 km 以遠）でなければ実情にそぐわない。また実際の濃度分布を考慮して計算しようという試みも報告されているが、放射性雲の垂直断面上における濃度分布を同心円状と仮定したり、あるいはγ線の build-up 現象を無視あるいは常数で置きかえて計算している。^{2)~4)} これらの仮定は実際の現象とはかなり異なったものであるので、さらに正確な model にもとづく計算法の開発が要望されていた。

この時期に、筆者は関式 simulation の考え方をを用いて、どんな濃度分布にも適用でき、かつ build-up は第 2 次近似まで導入しうる計算法を開発した。

本章では、まずその計算方法について述べるとともに、その計算結果を確かめるためになされた野外実験等について記述する。

3.2 放射性雲（ ^{41}Ar 雲）から放射されるγ線による被曝量の理論的検討

3.2.1 放射性雲から放射するγ線の照射線量率を表わす式

原子炉から連続的に放出される放射性雲によって、風下地点（ x_0, y_0 ）にある検出器の受けるγ線照射線量率を $\dot{D}_{\text{cloud}}(x_0, y_0)$ とすると、それは、距離に関する逆 2 乗則、空気による吸収の指数減衰則およびγ線の build up 現象を考慮に入れることにより、次のように表わすことができる。ここで座標の原点は煙突の下端をとり、 x, y および z 軸はそれぞれ、風下方向、風の流れを直角に横切る水平方向および地面に垂直上向き方向とする。

(fig. 3-1 参照)

$$\dot{D}_{\text{cloud}}(x_0, y_0) = \int_0^{\infty} \int_{-\infty}^{\infty} \int_0^{\infty} K \cdot \frac{\exp(-\mu\rho)}{4\pi\rho^2} \cdot B(\mu\rho) \cdot C(x, y, z) \, dx dy dz \quad (\text{R} \cdot \text{hr}^{-1}) \quad \dots\dots\dots (3-1)$$

ここで

$$K = \frac{3.7 \times 10^{10} \left(\frac{\text{dis} \cdot \text{sec}^{-1}}{\text{Ci}} \right) \cdot 3600 \left(\frac{\text{sec}}{\text{hr}} \right) \cdot E \left(\frac{\text{MeV}}{\text{dis}} \right) \cdot 1.6 \times 10^{-6} \left(\frac{\text{erg}}{\text{MeV}} \right) \mu_a \left(\frac{\text{m}^2}{\text{g}} \right)}{84 \left(\frac{\text{erg} \cdot \text{g}}{\text{R}} \right)}$$

$$= 2.5 \times 10^{10} \cdot E \mu_a \quad (\text{R} \cdot \text{hr}^{-1} / \text{Ci} \cdot \text{m}^{-3}) \quad (3-2)$$

ただし

E …… 雲から放射される γ 線の光子エネルギー ($\text{MeV} \cdot \text{dis}^{-1}$)

μ_a …… γ 線の空気に対するエネルギー吸収係数 ($\text{m}^2 \cdot \text{g}^{-1}$)

たとえば, ^{41}Ar の場合には, $E = 1.29$ ($\text{MeV} \cdot \text{dis}^{-1}$), $\mu_a = 2.7 \times 10^{-6}$ ($\text{m}^2 \cdot \text{g}^{-1}$) (at 20°C) であるので, $K = 8.6$ ($\text{R} \cdot \text{hr}^{-1} / \text{Ci} \cdot \text{m}^{-3}$) となる。

また,

μ …… γ 線の空気に対する全吸収係数 (m^{-1})

$$\rho = \sqrt{(x-x_0)^2 + (y-y_0)^2 + z^2} \quad (\text{m}) \quad (3-3)$$

$B(\mu\rho)$ …… γ 線の build-up factor を表わす関数 (無次元), 実験的研究によれば $\mu\rho$ の 2 次関数のような傾向をもっている。

$C(x, y, z)$ …… 空間の任意の 1 点における F. P. 雲の濃度 ($\text{Ci} \cdot \text{m}^{-3}$)

この関数形については, 米国では原子力開発の当初より Sutton (1953 年) の式を用いてきた。しかし, これには理論的にも実験的にも仮定上の欠陥のあることが, 小倉 (1953), 坂上 (1960) その他の気象学者によって指摘されており, 現在ではこれに代って Pasquill (1961 年) の式が広く使われるようになってきた。⁵⁾

Pasquill の式は, 次のように y 軸方向および z 軸方向について正規分布をなす濃度分布として表わされる。⁶⁾

$$C(x, y, z; u(t), S(t)) = \frac{\ln 10}{\pi \cdot w(x; s) \cdot h(x; s)} \cdot \frac{60q}{u} \cdot \exp\left\{-\ln 10 \left(\frac{y}{w(x; s)}\right)^2\right\} \\ \cdot \left[\exp\left\{-\ln 10 \left(\frac{z-H}{h(x)}\right)^2\right\} + \exp\left\{-\ln 10 \left(\frac{z+H}{h(x)}\right)^2\right\} \right] \\ (\text{Ci} \cdot \text{m}^{-3}) \quad (3-4)$$

ここで

q …… 煙の放出率 ($\text{Ci} \cdot \text{hr}^{-1}$)

u …… 風速 ($\text{m} \cdot \text{sec}^{-1}$)

H …… 放出源の高度 (m)

$h(x; s)$ …… z 軸方向の煙の幅 (雲の流れの中心軸における濃度の 1/10 に相当する濃度をもつ位置で定める)。以下これを $h(x)$ と略記することもある。(m)

$w(x; s)$ …… y 軸方向の煙の幅 (雲の流れの中心軸における濃度の 1/10 に相当する濃度をもつ位置で定める)。以下これを $w(x)$ と略記することもある。(m)

* (3-4) 式は厳密には Pasquill (1961) の式と係数部分において異なる。これは, q の単位のとり方と $w(x, s)$ の定め方について筆者が整理し直したことに起因している。Pasquill (1961) の原論文では, q の単位は ($\text{Ci} \cdot \text{min}^{-1}$) であり, $w(x, s)$ については, 「放出源から雲の拡がりに対して張る角度」(radian) と風下距離 x (m) の積で表わしている。

$h(x; s)$ および $w(x; S)$ は、 x のほか大気安定度 S によって異なる。大気安定度は Pasquill によって Table 3-1 のような分類がなされており、風速および雲量（または日射量の強さ）に応じて、A（極めて不安定）、B（不安定）、C（やや不安定）、D（中立）、E（やや不安定）および F（安定）の6段階に定まる。これら S の6段階に応じて $h(x)$ と $w(x)$ の値が Fig. 3-2 Fig. 3-3 から x の関数として求められる。

なお、(3-1) 式に含まれる $\ln 10$ の意味について付言する。これは、正規分布の拡がりを示すのに、標準偏差ではなく、濃度が $1/10$ になる位置、 $h(x; s)$ と $w(x; s)$ を用いたことに関係している。換言すれば、 y および z 方向の標準偏差を σ_y, σ_z としたときに、 $\sigma_y = w(x) / \sqrt{\ln 10}$ 、 $\sigma_z = h(x) / \sqrt{\ln 10}$ の関係がある。

Pasquill の式が実際の拡散現象とどの程度一致するかを確認するために、原子力気象調査会が 1959年6月に東海村（原研の気象観測塔を中心に風下3 km までの範囲内）で行った野外実験の結果を Fig. 3-3 に示す。⁷⁾ この実験では、tracer として氷晶核 (PbI_2) を使用しているが、sampling の時間が短時間 (10 min) であったことと氷晶核測定装置の操作に特殊技術を要したことのために、data には若干の誤差を伴ったと考えられる。しかし各回の data を Fig. 3-3 の上に記入して全体的に見ると、計算値（曲線）の周りに分散しており、Pasquill の式が妥当であることを示している。1959年当時は、氷晶核をトレーサとする方法しかなかったが、トレーサ技術を改良するとともにサンプリング時間を長くしたならば、おそらくもっと精度よく一致するものと考えられる。これに関連する事項を本章第3.2節 (⁴¹Ar 放出実験の部分) で述べる。

3.2.2 放射能雲の r 線の評価に関する従来研究

前記 (3-1) 式は、3次元の複雑な関数であるので、従来研究者は $B(\mu p)$ と $C(x, y, z)$ の関数形を無視あるいは簡略化して計算してきた。それらを要約すると Table 3-2 のようになる。

Table 3-2 を参考として、従来研究経過をたどると次のようになる。

- (1) Build-up factor を示す関数については、初めは無視されていたが、次第に第2次近似まで取扱うようになってきた。
- (2) 放射能雲の濃度分布 $C(x, y, z)$ については、わが国の気象界で疑問視している Sutton の式を用いるので Pasquill の式で計算し直す必要がある。
- (3) 大気安定度としては特殊の場合 ($\sigma_y = \sigma_z$) を想定している。他の安定度の状態についても計算する必要がある。参考までに、 $\sigma_y = \sigma_z$ (Pasquill の表現を用いるならば $w(x) = h(x)$ すなわち円形の分布) の状態のほか、どのような状態が起りうるかの例を Fig 3-4. に示す。
- (4) 従来研究者の方法では、放射能雲の真下（すなわち $y_0 = 0$ の場合）のみが計算可能である。雲の斜め下方とか、大きく横に離れた位置 ($y_0 \gg w(x_0)$) についても計算可能な方法を研究する必要がある。

監視 system の研究のためには、監視の対象となる r 線の分布をできるだけ正確に評価することが不可欠であることは言うまでもない。

なお、Table 3-2 の中の Submersion model⁹⁾ について説明を補足しよう。これは

照射線量率がその場所の濃度に比例するという計算法であるが、次のような場合にかぎって、古典輻射論におけるエネルギー平衡の観点から妥当である。

- (i) 無限空間において一様かつ均一の濃度とする。
- (ii) その濃度は、被曝評価すべき地点 (x_0, y_0) における濃度 $C(x_0, y_0, 0)$ とする。

しかし、石炭ボイラーの煙突から出る黒い煙の形からも想像できるように、上記のような仮定は野外において成立しない。たとえ、地上濃度は零であっても、上空を通過する放射性雲から発する r 線が、かなり多量の照射線量を与えることに留意する必要がある。

昭和47年度研究報告書、第10号、原子力研究所

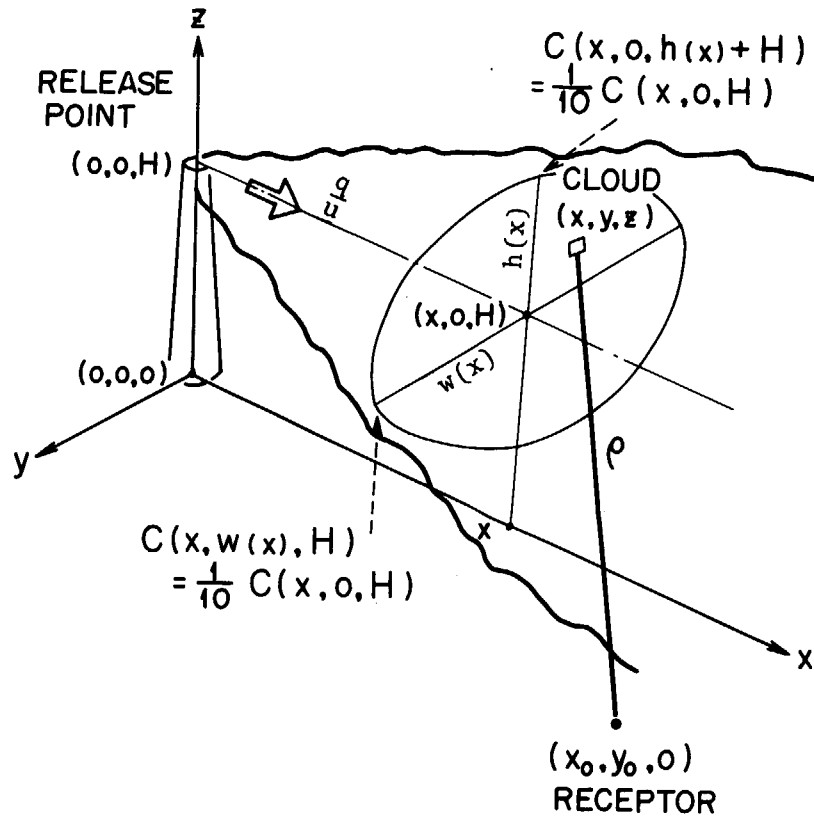


Fig.3-1 Coordinate system for cloud concentration evaluation

Table 3-1 Key to stability categories for Fig.3-2a and Fig.3-2b

Surface wind speed	Insolation			Heavily overcast day or night	Night	
	Strong	Moderate	Slight		Thinly overcast or >4/8 low cloud	<3/8 cloud
< 2	A	A~B	B	D	—	—
2~3	A~B	B	C	D	E	F
3~4	B	B~C	C	D	D	E
4~6	C	C~D	D	D	D	D
> 6	C	D	D	D	D	D

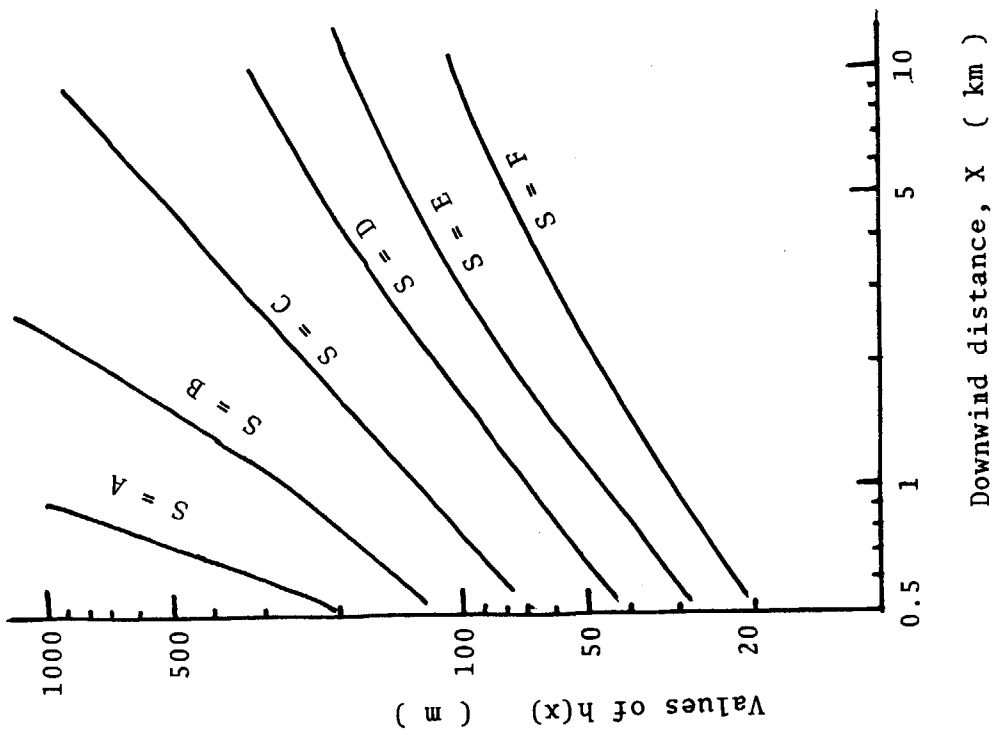


Fig.3-2a Values of $h(x)$ as a function of meteorological stabilities S (From Pasquill,1961) See Table 5-1

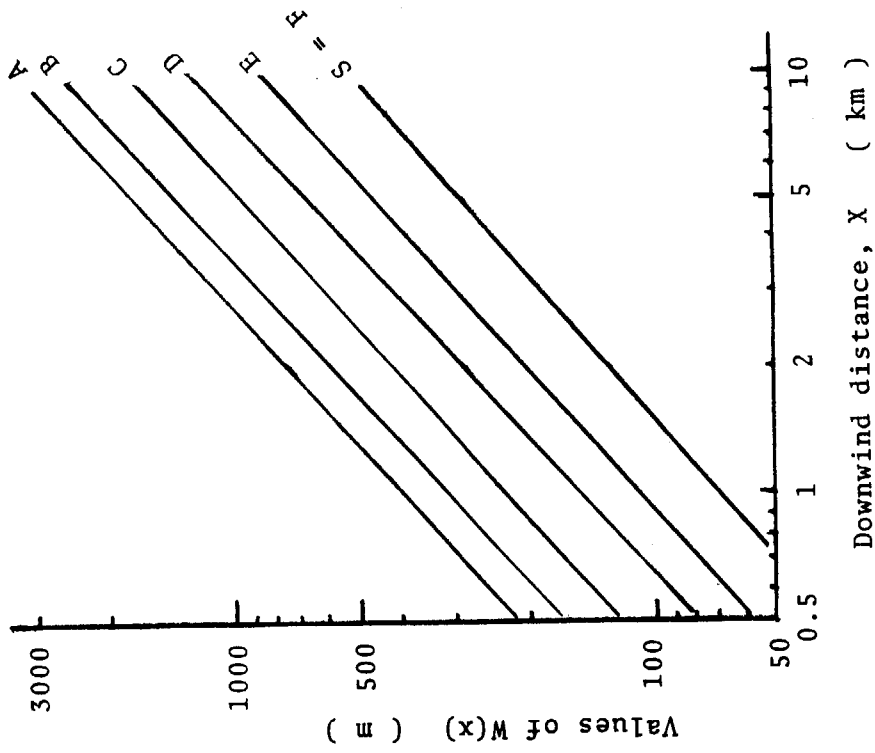


Fig.3-2b Values of $w(x)$ as a function of meteorological stabilities S (From Pasquill,1961)

See Table 5-1

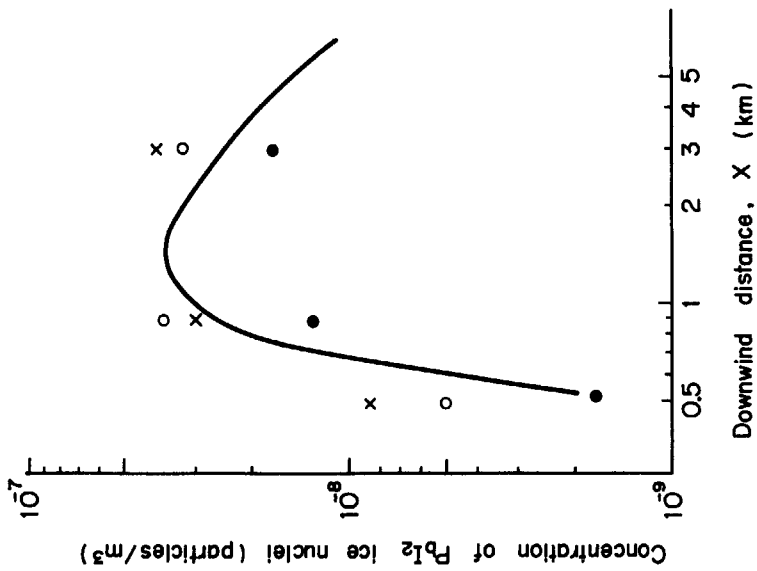


Fig.3-3 Comparison between calculated and experimental values of pollutant (PbI_2) concentration
 — Calculated value with $S = D$
 x o • Experimental values on 1st, 3rd and 4th of July, 1959

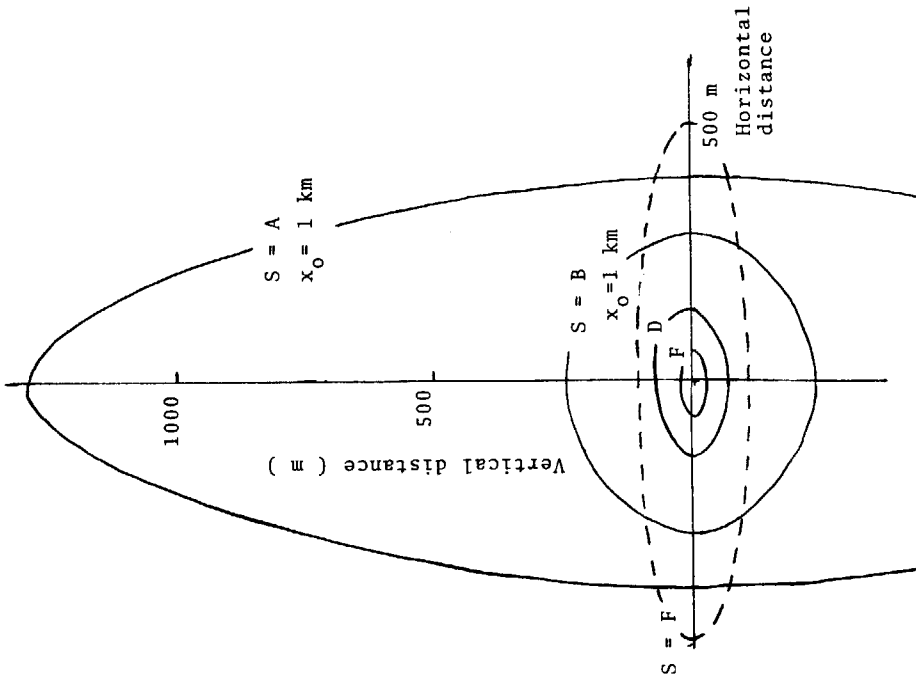


Fig.3-4 Shape of plumes in free atmosphere for various stabilities

Notes: Contour lines indicate the concentration as 1/10 of plume centre
 $x_0 = 1$ km,
 $S = A, B, D$ and F
 $x_0 = 10$ km, $S = F$

Table 3-2 History of calculation method on cloud-gamma exposure rates
(Before the author's calculation)

Workers Property	Lowry (1950) 2)	Singer (1954) 3)	Holland (1955) 4)	USAEC (1957) 1)
Form of $B(\mu\rho)$	$B(\mu\rho) = 1$	$B(\mu\rho) = 1.7\mu\rho$	$B(\mu\rho) = 1 + \mu\rho + (\mu\rho)^2 \sqrt{\gamma \cdot E^{2.4}}$	
$C(x, y, z)$	Sutton's formula $\sigma_y = \sigma_z$	Sutton's formula $\sigma_y = \sigma_z$	Sutton's formula $\sigma_y = \sigma_z$	Submersion model
Assumption of stability				
Calculation method	Legendre's polynomials	Bessel function	Bessel function	Concept of radiation equilibrium in classical physics
Capability of calculation	Downwind distribution only	Downwind distribution only	Downwind distribution only	
Notes			Cited in technical document (1955) by USAEC 8)	Quoted in the report of ICRP Committee II (1959) 9)

3.2.3 計算モデルの考案と式の変化

前記の(3-1)式は x, y, z に関して複雑な3重積分であるが、この計算を容易にするために次のような計算モデルを考える。すなわち 放射性雲の濃度分布について

「観測点を通る yz 断面の濃度分布 $C(x_0, y, z)$ がそのまま x 軸に沿って一様に存在する」と仮定する。(Fig 3-5)

このとき、空間上の任意の一点における濃度分布は、

$$C(x, y, z) = C(x_0, y, z) \quad (3-5)$$

と置きかえられるが、それにもなり誤差 $\Delta C(x)$ は

$$\Delta C(x) = C(x, y, z) - C(x_0, y, z) \quad (3-6)$$

となる。この値は風上側 ($x < x_0$) と風下側 ($x_0 < x$) とにおいて互いに符号が逆であるので、積分値全体におよぼす誤差は無視できる*。

さて、(3-5)式を(3-1)式に代入すると

$$\dot{D}_{\text{cloud}}(x_0, y_0) = K \int_{-\infty}^{\infty} \int C(x_0, y, z) dy dz \int_0^{\infty} \frac{\exp(-\mu\rho)}{4\pi\rho^2} B(\mu\rho) dx \quad (3-7)$$

となる。

(3-7)式の x に関する積分を行うために、変数 (x, ρ) を次のように (r, θ) に変換する。

$$\begin{cases} x_0 - x = r \tan \theta & (3-8) \\ \rho = r \cdot \sec \theta & (3-9) \end{cases}$$

すると、 $\tan^{-1} \frac{x_0}{\rho} > 60^\circ$ の成立する範囲内では近似的に

$$\int_0^{\infty} \frac{\exp(-\mu\rho)}{4\pi\rho^2} \cdot B(\mu\rho) dx = \frac{1}{2\pi r} \int_0^{\frac{\pi}{2}} \exp(-\mu r \cdot \sec \theta) \cdot B(\mu r \cdot \sec \theta) d\theta \quad (3-10)$$

ここで、計算の便宜上、 $B(\mu\rho)$ について次のような関数形を採用する。ただし、 A, α_1, α_2 は実験的に定まる常数である¹⁰⁾。

$$B(\mu\rho) = A \cdot \exp(-\alpha_1 \mu\rho) + (A-1) \cdot \exp(-\alpha_2 \mu\rho) \quad (3-11)$$

上記(3-10)式に、この(3-11)式を代入すると、

$$\begin{aligned} & \int_0^{\infty} \frac{\exp(-\mu\rho)}{4\pi\rho^2} B(\mu\rho) dx \\ &= \frac{1}{2\pi r} \left\{ A \cdot F\left(\frac{\pi}{2}, (1+\alpha_1)\mu r\right) + (A-1) \cdot F\left(\frac{\pi}{2}, (1+\alpha_2)\mu r\right) \right\} \end{aligned} \quad (3-12)$$

となる。ここで¹⁰⁾

* 積分値全体におよぼす誤差を評価したところ、大きく見積っても5%以下という数値となった。

$$F\left(\frac{\pi}{2}, \xi\right) = \int_0^{\frac{\pi}{2}} \exp(-\xi \sec \theta) d\theta \quad (3-13)$$

(3-12)式を $\tilde{F}(r)$ という記号で表わすと(3-7)式は次のようになる。

$$\dot{D}_{cloud}(x_0, y_0) = K \cdot \int_0^{\infty} \int_{-\infty}^{\infty} \tilde{F}(r) \cdot C(x_0, y, z) dy dz \quad (3-14)$$

つぎに(3-3)、(3-8)、(3-9)から

$$r^2 = \sqrt{(y-y_0)^2 + z^2} \quad (3-15)$$

の関係があることに着目すると、 r したがって $F(r)$ は偶関数であるから、(3-14)式は

$$\dot{D}_{cloud}(x_0, y_0) = K \cdot \int_{-\infty}^{\infty} \int_{-\infty}^{\infty} \tilde{F}(r) \cdot C'(x_0, y, z) dy dz \quad (3-16)$$

となる。ここで

$$C'(x_0, y, z) = \frac{1}{2} \frac{\ln 10}{30\pi} \cdot \frac{q}{u} \cdot \exp\left\{-\ln 10 \left(\frac{y}{w(x_0)}\right)^2\right\} \cdot \exp\left\{-\ln 10 \left(\frac{z-H}{h(x_0)}\right)^2\right\} \quad (3-17)$$

(3-16)式の(3-14)式と異なる点は、 z の積分範囲を負の領域まで拡張することにより、濃度の式の中の鏡像の項を省略できるというところにある。(この変換により関式計算はかなり簡明となることが次節およびAppendix 1で示される)。

(3-16)式の積分記号を総和記号に直して少し書きかえると

$$\dot{D}_{cloud}(x_0, y_0) = C'(x_0, 0, H) \sum_{i,j} m(y_i, z_j; x_0) \cdot G[r(y_i, z_j)] \quad (3-18)$$

ここで、[#]

$$m(y_i, z_j; x_0) = \frac{C'(x_0, y_i, z_j)}{C'(x_0, 0, H)} \quad (3-19)$$

$$G[r(y_i, z_j)] = K \cdot \tilde{F}[r(y_i, z_j)] \Delta y \Delta z \quad (3-20)$$

y_i, z_j の意味は、 yz 空間を粗さ $\Delta y, \Delta z$ なるmeshに分割した場合における各区間の代表点である。

3.2.4 数値計算

前項で導いた(3-18)式の計算は、現在の進歩した電子計算機を用いれば容易である。また手もとに電子計算機が無い場合には、筆者の考案した関式計算法を用いると比較的簡単に計算が行える。(Appendix 1参照)

* $m(y_0, z_j; x_0)$ のことを「濃度比」と呼ぶことにし、以下略号 m で表わすこともある。

3.2.5 計算結果と検討

筆者の考案した方法で求めた $\dot{D}_{cloud}(x_0, y_0)$ の値を、安定度別および放出高度別に分類したものを Table 3-3 ならびに Fig. 3-6, Fig. 3-7 に示す。

計算方法がどの程度の妥当性をもつかについて、ここでは筆者が筒井らの協力¹⁾を得て行なった電子計算機による計算値と比較すると Fig. 3-8 のようになる。両者には大きな相異がなく、計算には誤りが無いものと考えられる。

これらの計算結果はまた、原研(東海村)の野外実験(1961年)によって確認されることとなったが、これについては次節に述べる。

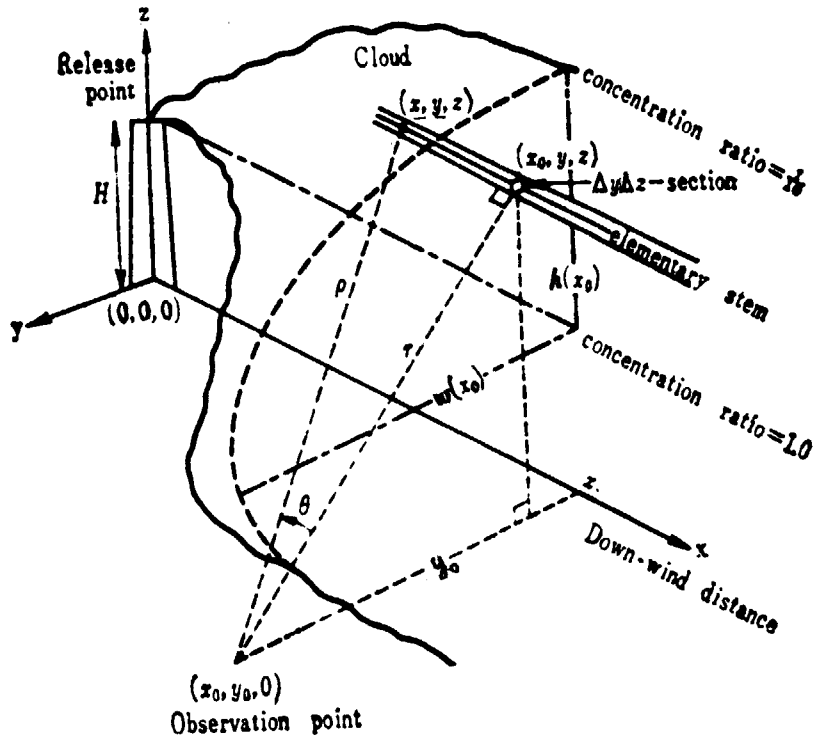


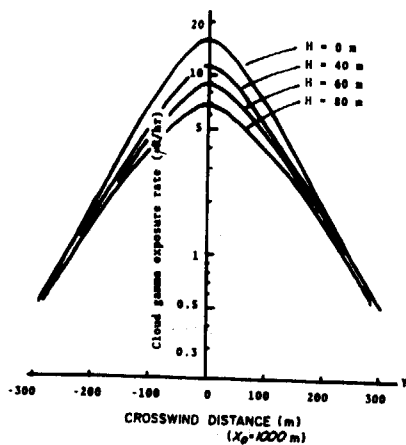
Fig.3-5 Explanation of the calculation of a gamma-ray exposure-rate due to radioactive cloud

Note: The concentration $C(x,y,z)$ of radioactive cloud is supposed to be uniform along the x -axis and equivalent to $C(x_0,y,z)$

Table 3-3 ⁴¹Ar cloud γ -exposure rates calculated at ground level
(Unit: μ R/hr)

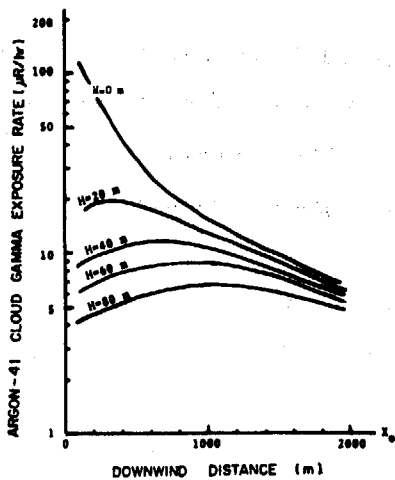
S	x_0		300	600	1,000	2,000	3,000
	y_0						
A		0	10.5	5.0	1.0		
		100	4.9	3.5	0.90		
		200	1.3	1.6	0.67		
		300	0.33	0.68	0.44		
		400	0.10	0.26	0.27		
D		0	10.0	12.1	10.8	5.7	4.0
		100	3.0	4.2	5.0	4.1	3.4
		200	0.80	1.1	1.5	2.1	2.4
		300	0.28	0.45	0.50	0.78	1.3
		400	—	—	—	0.27	0.54
F		0	11.8	12.5	13.0	11.0	8.6
		50	6.6	7.6	9.6	7.4	7.2
		100	3.1	3.6	5.0	5.0	4.7
		150	1.6	1.9	2.4	2.7	2.7
		200	0.96	1.1	1.3	1.5	1.5
		250	—	—	0.70	0.73	0.73

Release rate of ⁴¹Ar = 1 Ci/hr
 Mean wind speed = 1 m/sec
 Effective release height = 40 m above the ground
 γ -photon energy of ⁴¹Ar = 1.29 MeV



Atmospheric stability = D
 Release rate of ⁴¹Ar = 1 Ci/hr
 Mean wind speed = 1 m/sec

Fig. 3-7 Crosswind distribution of ⁴¹Ar cloud γ -exposure rates calculated for various stack height H



Atmospheric stability = D
 Release rate of ⁴¹Ar = 1 Ci/hr
 Mean wind speed = 1 m/sec

Fig. 3-6 Downwind distribution of ⁴¹Ar cloud γ -exposure rates calculated for various stack heights H

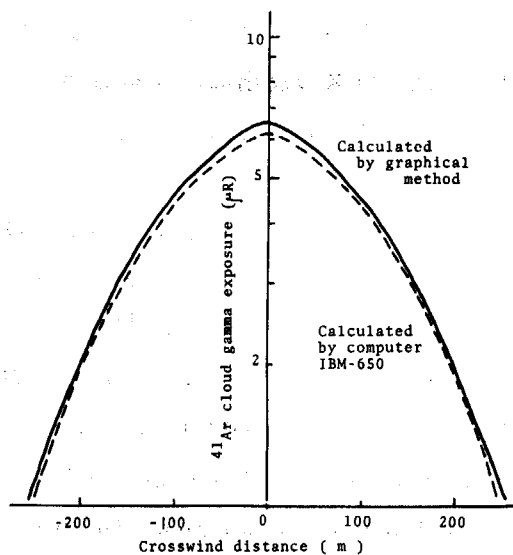


Fig. 3-8 Comparison between two methods of calculation

3.3 放射性 (^{41}Ar) 雲から放射される γ 線による照射線量の実測の概要と 計算値との比較

3.3.1 野外放出実験に先立つ予備調査の概要

東海研究所の研究用原子炉 JRR-2 の運転時には、原子炉の stack (地上 40 m) の排気口から常時放射性 argon が放出される。これを利用して筆者らは、前節の計算結果を確かめる野外実験の可能性について検討してみた。

まず 1961 年 4 月 13 日午後、JRR-2 が 1,000 kW の出力上昇試験を行ったときを選び、NaI scintillation 型 surveymeter によって予備調査を行った。その結果、1,000 kW 運転では ^{41}Ar の放出率は最高で数 Ci/day 程度であって、野外の γ 線 level は最高被曝地点 (風下 600 m) でも $20 \mu\text{R/hr}$ (background radiation の約 3 倍) に達しないことが解った。

野外実験の規模としては、当初より、風下 2 km 程度までの範囲を考えていた。これは環境の監視 system を研究するためには、原子炉から数 km までは十分に把握する必要があると考えたからである。したがって、上記の予備調査の結果からみて放出量不足であることが解った。すなわち、気象条件や測定器の精度などを考慮して評価すると、1~2 時間に数 Ci 程度の放出が望ましいこととなる。#

そこで、当時の保健物理部長の判断により、原子炉の実験孔に天然の argon gas を送入して中性子照射を受けて生ずる ^{41}Ar gas を放出することが必要であるとの結論となった。

なお、この種の野外実験を行うことの可否については、たとえ微量であっても第三者への被曝を与えるという点に問題が残るであろう。しかし、安全研究のためにはこの実験を必要と信じ、研究所長ならびに監督官庁の了解を得て実施されたことを付言する。¹⁴⁾

3.3.2 ^{41}Ar ガスの放出に関する概要*

研究用原子炉 JRR-2 には、試料照射のための水平実験孔 (15 本)、垂直実験孔 (9 本) および気送管などがある。これらの空隙部分に存在する空気 (N_2 、 O_2 、Ar などの混合物) は中性子照射を受けて放射化し、 ^{16}N 、 ^{19}O および ^{41}Ar などとなって stack から放出されるが、最も卓越しているのは ^{41}Ar である。stack には放射性 gas の monitor 装置があり、放出率は常時把握されている¹³⁾。

^{41}Ar gas の放出率は、原子炉の出力と上記空隙部分にある Ar の量に比例して定まる。当時は原子力の出力を 1,000 kW 以上に上げることができなかったため、どうしても高濃度の Ar gas を人為的に注入する必要があった。

そこで、150 気圧の argon Bombe (20°C で 5 m^3) から圧力調整器および流量計を通して垂直実験孔 VT-1 に通じている送気管へ注入した (Fig. 3-9 参照)

この程度の放出量で実験した場合、最悪の条件のもとでも、周囲に与える被曝線量は 1 ミリレムを越えないものと推定した。実験の結果から見ても、最大被曝地点では 0.05 ミリレム程度であった。この値は東海村における自然放射線による年間被曝線量の 1/1000 以下である。

* ^{41}Ar ガスの放出は、主として日高丘平氏および福田整司氏を中心とするグループによって実施された。このほか JRR-2 管理課をはじめ関係課室の協力を得て実現できたものである。

放出実験は1961年8月10日と同年8月15日の2回にわたって行われた。第1回目には、たまたま垂直実験孔全部に照射試料を入れた黒鉛ブロックが挿入されていたため、実験孔空隙は黒鉛ブロックが無い時(約 $8 \times 10^4 \text{ cm}^3$)の $1/3$ 程度に減少し、また有効中性子束も $1/2$ 程度に下った。それゆえ最初予定した ^{41}Ar の放出量が得られなかったため、第2回目にはそのような点を改善して放出量の増加を図った。

これら2回の実験における放出率の経過をFig. 3-10 およびFig. 3-11 に示す。また、30分ごとの放出量とその時の風速をTable 3-4. に示す。

3.3.3 観測網

これらの野外実験は、夏期の昼間時で、風下方向が北北西になるときを選んで実施された。この方向を選んで実施された。この方向を選んだ主な理由としては、①人口密集地が無いので集団被曝量としても問題とならないこと、②比較的平担であるので、拡散理論における条件に適合していること、③気象観測塔や第1放射線観測所が主風軸上にあること、④風下2200m付近にある道路は主風軸に直角に走っていることなどがある。

観測点は、Fig. 3-12 に示すように、JRR-2のスタックから風下2200mの範囲内で、主風向を中心軸とする両側 45° の扇形の地域内に、地形、電源の入手可能性、測定しやすさ、連絡のとりやすさ等に配慮して選定した。

r線の値 \dot{D}_{cloud} が最高と予想される風下600mの付近では観測点を密にした。また主軸上の風下300mの地点(No 35)には気象観測塔があるので、垂直分布を求めるために地上0.6mのほか、地上10m、20m、40mおよび60mで観測した。

観測点の個々の選択にあたっては、地物等が測定上の支障とならぬように配慮したが、観測点をすべて満足な条件に選ぶことは不可能であった。たとえば観測点No 55とNo 63周辺は疎らではあるが松林の中におり、No 56とNo 223は建物によって多少遮蔽されている。またNo 65は地上11mの屋上である。

以上のほか、survey meterを自動車に積んで移動観測も行い、最高に被曝する地域の確認等を行なった。

3.3.4 測定器および測定方法の概要*12)

観測に使用した測定器の規格をTable 3-5 に示す。検出器はG.M.型からscintillation型まで、指示部はsurvey meterからdigital scalerまで多種多様にわたっている。これは当時の保健物理部として動員しうるあらゆる測定器[#]を使用したことによる。なお、No 45観測点は原研構内の第1放射線観測所であり、No 75とNo 76の観測点はそれぞれ輸入品および国産品 trailer型移動観測車である。

測定器の配置にあたっては、測定誤差を各地点に平等に配分させるために、感度の低いGM型survey meterを比較的線量率の高い地点に配置し、低線量測定に適した測定器

* 測定器の整備と校正は、主として立田初己氏および森内茂氏を中心とするグループによってなされた。また野外測定は、保健物理部の28名のほか、日本原子力発電KKの7名、原子燃料公社5名の応援によってなされた。またNo 76観測点は日本原子力発電KKの協力によって設置したものである。

低線量率($\mu\text{R/hr}$ オーダー)の測定が可能なもの。

(scintillation 型および digital scaler) は比較的遠距離の周辺地域および重要地点に配置した。

検出器は、原則として地上 0.6 m の高さに固定した。また方向依存性を少なくするために、GM 計数管は軸方向を水平に、scintillation probe は軸方向を縦に向けて取付けた。なお、実験時期が夏季の晴天日であったので、温度上昇による測定誤差を少なくするために、日除け板を取付けた。(Fig. 3-13, Fig. 3-14 参照)

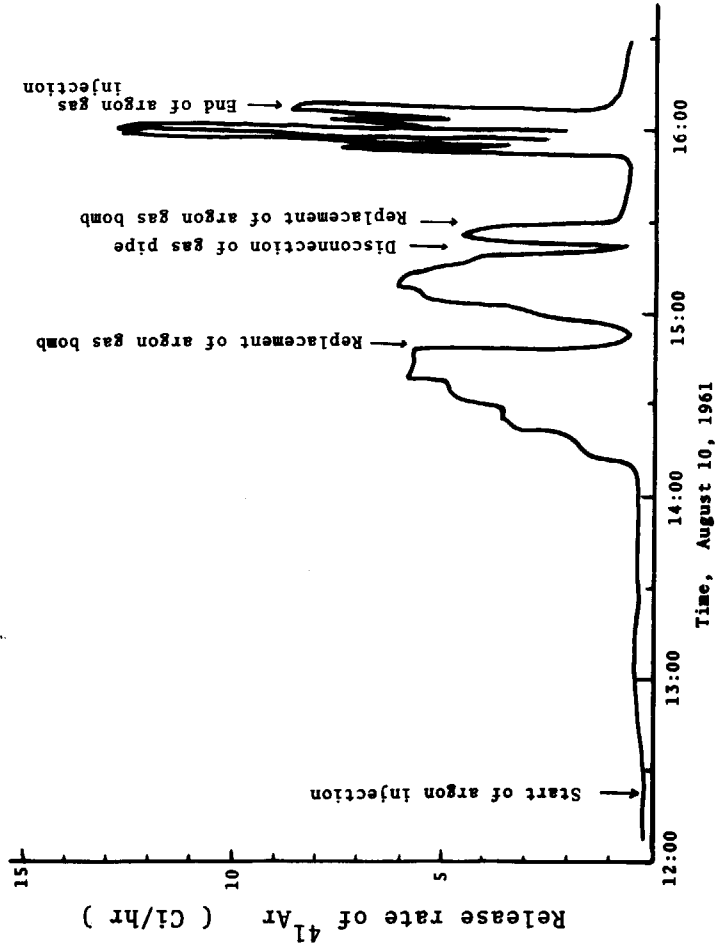


Fig.3-10 ^{41}Ar release rate in the first test, 1961
 (From Hidaka K. and Fukuda S., et al.)

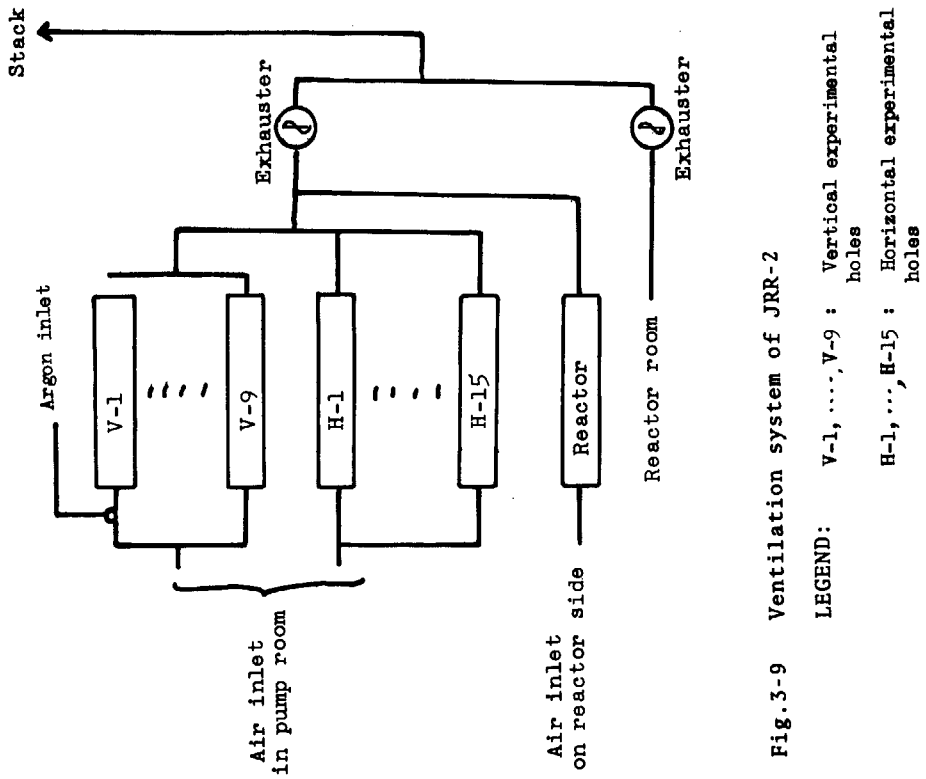


Fig.3-9 Ventilation system of JRR-2

LEGEND: V-1, ..., V-9 : Vertical experimental holes
 H-1, ..., H-15 : Horizontal experimental holes

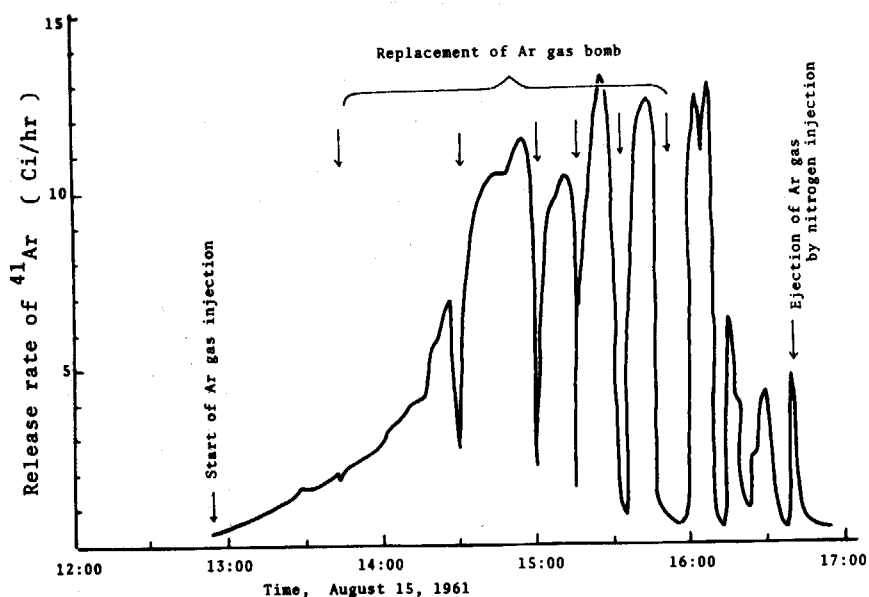


Fig.3-11 ^{41}Ar release rate in the second test, 1961
 (From Hidaka K. and Fukuda S., et al.)

Table 3-4 Argon-41 released and wind speed in the field release tests in 1961

Date	Time Factor	12:30	13:00	13:30	14:00	14:30	15:00	15:30	16:00	16:30	17:00
		13:00	13:30	14:00	14:30	15:00	15:30	16:00	16:30	17:00	17:30
Aug. 10 1961	^{41}Ar released, Q(Ci)	0.15	0.22	0.19	0.87	2.0	2.3	1.1	0.74	0.34	1.2
	Wind speed, u (m/sec)	4.4	5.2	6.0	5.9	5.8	5.5	5.2	4.5	3.7	3.1
	Q/u (Ci/m.sec ⁻¹)	0.03	0.04	0.03	0.15	0.34	0.42	0.21	0.16	0.09	0.39
Aug. 15 1961	^{41}Ar released, Q (Ci)	0.11	0.44	0.90	2.3	5.1	4.4	2.3	1.9	0.49	—
	Wind speed, u (m/sec)	6.2	6.5	6.7	6.6	6.5	7.9	9.2	9.1	9.0	7.5
	Q/u (Ci/m.sec ⁻¹)	0.02	0.07	0.14	0.35	0.78	0.56	0.25	0.21	0.05	—

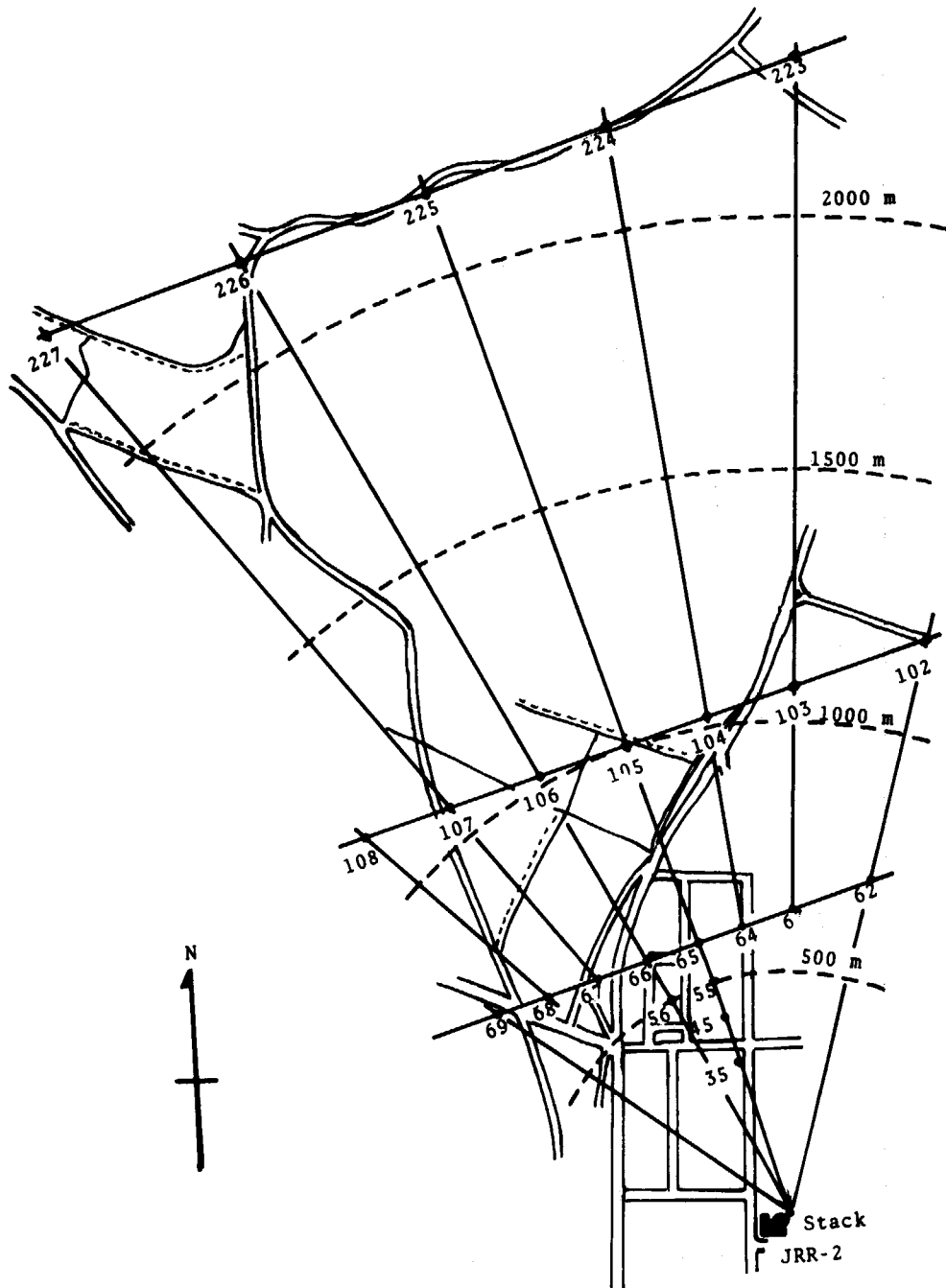


Fig. 3-12 Observation network in the ^{41}Ar release tests in 1961

(Solid circlets : measuring position & No.)

Table 3-5 List of gamma-ray measuring instruments used in the 41Ar release tests in 1961

Measuring point number	Detector (brand)	Recorder	Measuring point number	Detector (brand)	Recorder
35	GM-tube (8134H)	Survey meter	75	GM-tube (Anton 106)	Analogue recorder
35 (H=10 m)*	GM-tube (531P)	"	76	"	"
35 (H=20 m)	"	"	102	GM-tube (531P)	Digital counter
35 (H=40 m)	"	"	104	GM-tube (Anton 106)	"
35 (H=60 m)	GM-tube (Anton 106)	Digital counter	105	"	"
45	"	"	106	1"x1"NaI Scintillator	Survey meter
55	GM-tube (531P)	Survey meter	107	"	"
56	"	"	108	GM-tube (531P)	"
63	GM-tube (B-2N)	Digital counter	223	1"x1"NaI Scintillator	"
64	1"x1"NaI Scintillator	Analogue recorder	224	"	"
65	GM-tube (B-2N)	"	225	GM-tube (B-2N)	Digital counter
66	1"x1"NaI Scintillator	"	226	1"x1"NaI Scintillator	"
67	GM-tube (Anton 106)	Digital counter	227	GM-tube (631P)	Survey meter
68	GM-tube (531P)	Survey meter			
69	"	"			

* H : Measuring height above the ground level;
for all others, H=0.6 m

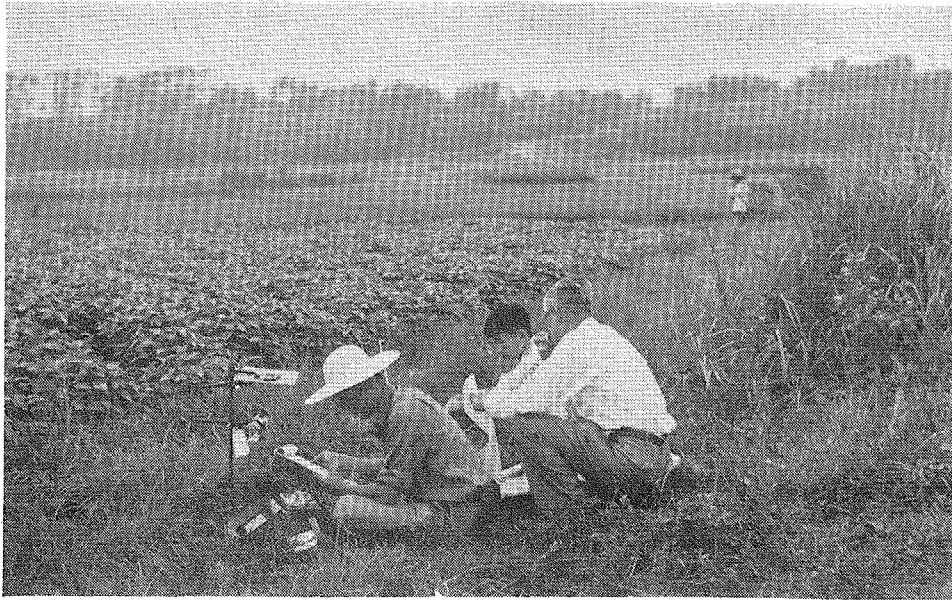


Fig. 3-13 Field measurement of ^{41}Ar cloud gamma-ray exposure-rate at No.225 position in Tokai village

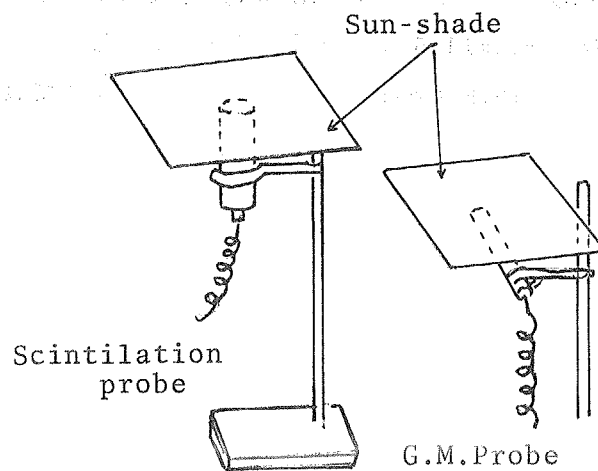


Fig.3-14 Fixing of gamma-detector in the ^{41}Ar -release field test
Height of the detector = 60 cm

3.3.5 観測結果 12)

観測値に校正係数 (^{60}Co 線源を用いて定めたもの) および background level の補正を行った結果を Table 3-6 に示す。この表において負値が出ている部分は、background level (^{41}Ar 放出時刻前の測定値) を差引いた際に生じたものである。その理由は、survey meter の測定であるのでバラツキが多く、しかも ^{41}Ar 雲からの γ 線はほとんど 0 に近かったためと解釈できる。

最も放出率の大きかった時間帯における data を Table 3-6 から拾い出して風下方向の分布を調べると Fig. 3-15 および Fig. 3-16 のようになる。風下 300m より近い部分については示されていないが、自動車で巡回移動観測を行った結果によると、風下 250m ~ 400m の範囲に極大が現われ、放出源の下へ近づくとしたが減少傾向のあることが確認された。ただし JRR-2 の stack の真下 (半径 50m 以内の風下側) では、瞬時的に強い値 (数 mR/hr) の観測されることがあった。

3.3.6 筆者の計算式の妥当性の検討

前項の観測値が、筆者の計算法による数値とどの程度一致するものかを調べたところ、Fig. 3-17、Fig. 3-18 および第 5 章の Fig. 5-15 のようになった。

これらの図では、計算値の曲線の形を定めるパラメータ (気象条件) を実験当日の気象条件に合わせている。すなわち、風速 (u) は Table 3-4 の値を用い、安定度 (S) は C として計算した値を用いて曲線を描いている。

これによると、たとえば 8 月 15 日の場合には、Table 3-6、Fig. 3-18 より風下 300m の最高被曝地点で実測値 $49\mu\text{R/hr}$ (計算値は $42\mu\text{R/hr}$)、風下 600m[#] で $30\mu\text{R/hr}$ (計算値 $25\mu\text{R/hr}$)、風下 1 km[#] で $20\mu\text{R/hr}$ (計算値 $16\mu\text{R/hr}$) となり、風下 2.2 km の値は $3\mu\text{R/hr}$ (計算値 $4\mu\text{R/hr}$) となっている。すなわち、いずれの場合にも計算値と実測値との相異は約 15% 以内におさまっている。

一般に誤差要因が大きく入りこむ可能性のある野外実験としては、極めて良い一致を示したものと見えよう。

3.4 結 言

従来の研究者の計算できなかった次の問題点が、筆者の方法で解決できた。

- (1) 放射性雲の濃度分布を非等方性として扱うこと。
- (2) γ 線の build-up factor を第 2 次近似まで考慮に入れること。
- (3) γ 線の照射線量率の分布を、downwind 方向だけでなく、crosswind 方向についても評価すること。

計算の妥当性を確認するために、原研 (東海研究所) では原子炉 JRR-2 を利用して比較的大規模な野外観測を行なった。計算値と実測値とは、かなり良く一致することが確認された。

^{41}Ar 雲の流れの中心付近における 2 つの実測値の平均値

REFERENCES

- 1) USAEC: Theoretical possibilities and consequences of major accidents in large nuclear power plants. WASH-740 (1957).
- 2) Lowery P.H. : The theoretical ground-level dose-rate from the radioargon emitted by the Brookhaven reactor stack. BNL-81.p.7 and 13. (1950).
- 3) Singer I.A. : a comparison of computed and measured ground-level dose rates from radioargon emitted by the Brookhaven reactor stack. BNL-292.p.5 (1954).
- 4) Holland J.Z. : Radiation from clouds of reactor debris. Proc. 2nd Geneva Conf.. Vol.13. pp.110~118 (1958). New York.
- 5) 大気汚染研究全国協議会第3小委員会 : 「大気汚染気象ハンドブック」 (コロナ社) (1965).
- 6) Pasquill F : The estimation of the dispersion of wind-borne material. Meteorological Magazine. Vol. 90. pp. 33~49 (1961)
- 7) 川畑幸夫 : 東海村における大気拡散の測定、日本原子力学会誌、Vol.1. №5. pp.330 ~ 339 (1959).
- 8) U.S.Weather Bureau : " Meteorology and Atomic Energy " . (1955) .
- 9) ICRP, Committee II : Report of Committee II on permissible dose for internal radiation. Health Physics. Vol. 3. pp. 21~23 (1960) .
- 10) USAEC: " Reactor Shielding Design Manual " P.385 and P.348 (1956) .
- 11) 筒井直夫ほか : ^{41}Ar cloudからの γ 線被曝計算コード、原研計算機資料1017 . 551-62-11 (1962) .
- 12) 日本原子力研究所保健物理部 : 放射性雲 (アルゴン41) による被曝の測定および解析 . (臨時印刷物 1961.9.30)
- 13) 日本原子力研究所 JRR-2建設室 : JRR-2の概要とその安全対策 . JAERI-6003 (1961) .
- 14) 日本原子力研究所 : JRR-2 による ^{41}Ar 放出実験について (答申) , 36原安番第2号 (昭和36年8月8日)

Table 3-6 Gamma exposures observed in the ⁴¹Ar release tests in 1961

Location number	(Unit : μ R)																									
	35	35	35	35	35	35	35	35	35	35	35	35	108	223	224	225	226	227								
Time	10m	20m	40m	60m	70	75	76	75	69	67	68	69	75	76	102	104	105	106	107	108						
August 10																										
1231-1300	15	25	29	04	07	22	70								04	06	-02	03	-02	09	03	-01	-01	02	-08	
~1330	09	32	24	-03	13	30									-04	08	01	04	-09	06	00	03	-01	01	04	
~1400	22	30	29	01	17	31									-03	10	00	04	-09	00	01	-02	-01	00	-06	
~1430	36	38	55	18	16	45	70	18							17	10	01	08	-03	01	00	02	02	00	-09	
~1500	93	87	117	62	67	89	126	120							42	40	02	38	13	05	01	03	05	10	10	
~1530	123	105	140	64	65	116	149	99							74	28	00	30	11	02	04	01	06	07	00	11
~1600	53	48	72	24	26	49	80	78							25	11	-06	05	22	-04	00	01	03	05	-01	10
~1630	48	44	65	18	30	47	69	67							28	08	-03	09	28	09	03	01	10	04	000	-02
~1700	20	11	45	12	09	14	48	-10							-01	11	00	-01	08	23	02	03	04	03	00	-04
Total	417	435	576	190	260	441	543	372							167	130	-05	20	145	37	26	15	30	26	03	24
August 15																										
1331-1400	16	18	06	09	10	28									44	12	03	02	22	03	07	-01	01	06	00	-02
~1430	44	57	39	38	47	45									63	04	00	12	40	09	02	-01	02	19	08	-02
~1500	100	103	89	111	113	103									63	00	06	33	31	11	06	-02	00	05	14	-03
~1530	125	142	99	138	122	125									54	05	03	49	45	08	04	-03	01	03	06	-02
~1600	102	89	77	95	75	66									27	03	07	36	30	03	02	-02	01	-10	01	06
~1630	83	74	59	72	49	51									46	32	02	21	33	02	-04	-05	00	00	00	18
~1700	16				29	03									41	03	01	02	05	28	-01	-17	00	00	-02	03
Total	486	483	369	463	445	423									36	292	286	27	138	249	35	00	05	23	27	18

Notes: Values are corrected by subtracting the background values.

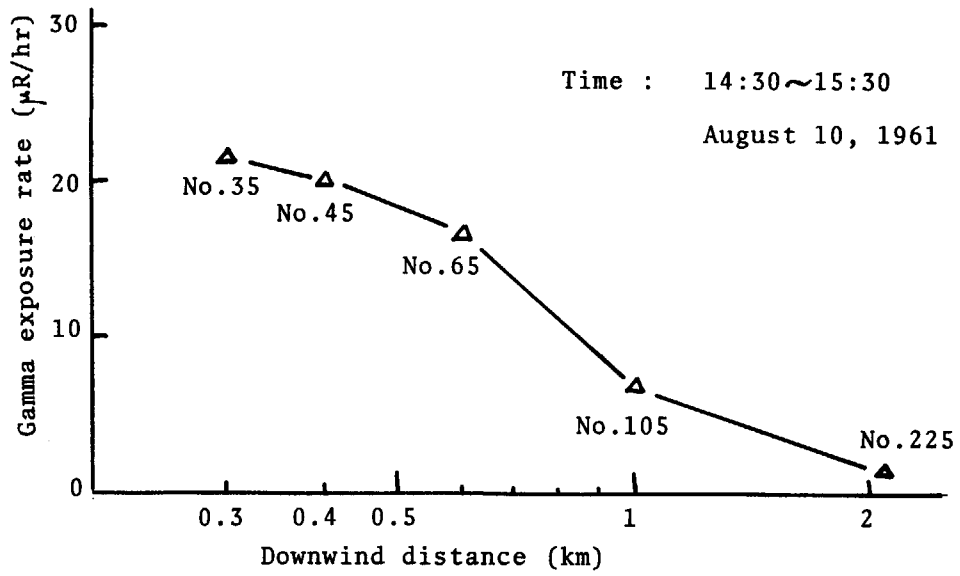


Fig. 3-15 Downwind distribution of gamma-exposure rate in the first ^{41}Ar release test, in 1961.
Notes: $Q/u=0.72 \text{ Ci}\cdot\text{hr}^{-1}/\text{m}\cdot\text{sec}^{-1}$, $S=C$

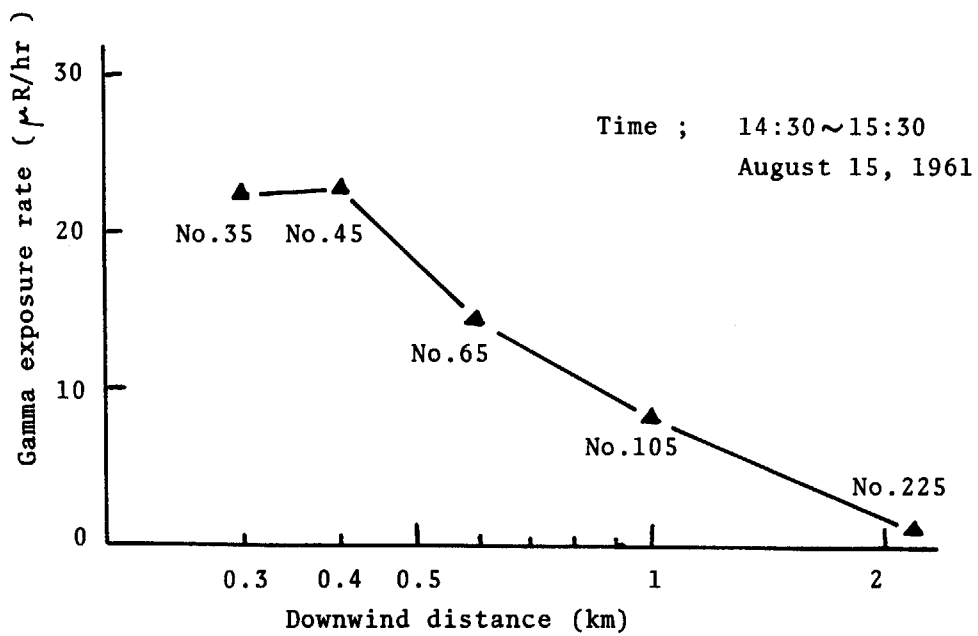


Fig. 3-16 Downwind distribution of gamma-exposure rate in the second ^{41}Ar release test, in 1961.
Notes : $Q/u = 1.5 \text{ Ci}\cdot\text{hr}^{-1}/\text{m}\cdot\text{sec}^{-1}$, $S=C$

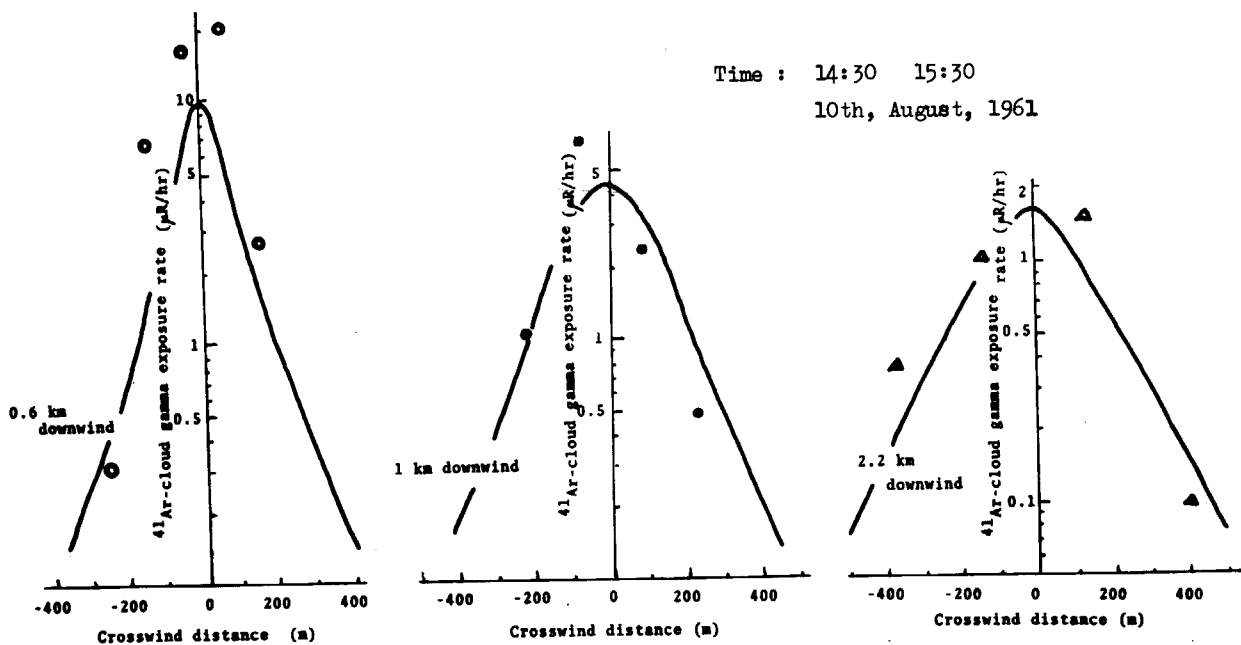


Fig. 3-17 Comparison of the calculated and the experimental values of gamma exposure in the first ^{41}Ar release test
(Solid lines : calculated, Circlets etc : observed)

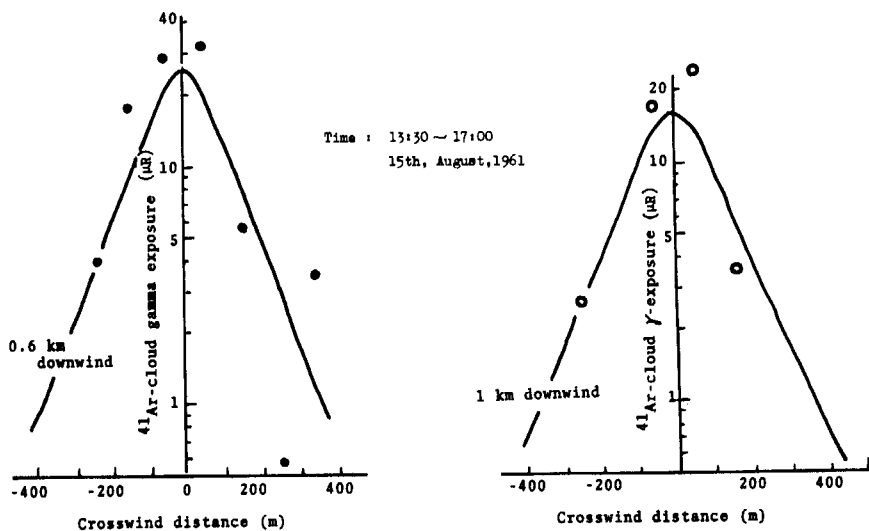


Fig. 3-18 Comparison of the calculated and the experimental values of gamma exposure in the second ^{41}Ar release test
(Solid lines : calculated, Circlets and solid circles : observed)

第4章 放射性排気 (^{41}Ar) の平常時における放出 限度ならびに野外監視上の基準に関する考察

4.1 緒言

原子炉の stack の排気口から平常時に放出される放射性 gas については、それが直接に周辺住民への被曝をおよぼす可能性を有するので、原子炉の設置当初より各方面から関心が寄せられてきた。その中で最も顕著なものは ^{41}Ar gas である。

この ^{41}Ar gas の放出について、従来は国際放射線防護委員会 (ICRP) で示された最大許容濃度そのままを用いて規制する傾向があり (1-a)・(1-b)、そこに仮定された計算モデルの条件²⁾を振返って適用範囲を再検討するようにはあまりなされていないようである。

またこの ^{41}Ar gas は、長期間継続的に放出されるので、環境における拡散状態が風向、風速および大気安定度の変動の影響を受ける。しかもそれらの気象条件の変動は複雑であるので、周辺住民の被曝量は時間とともに複雑に変りながら増加するであろう。

本章ではこれらの問題について確率論的な観点から検討するとともに、管理上の新しい基準を考えてみよう。

4.2 従来の放出基準に関する問題点

ICRP 第2小委員会の1959年報告では、 ^{41}Ar gas の最大許容濃度を Submersion model にもとづいて定めている²⁾。この model は、人間 (または検出器) の周囲における放射能濃度がそのまま一様かつ均一に、拡がった状態を意味し、被曝量はこの濃度に比例するものと考えている。(第3.2.2節 Table 3-2 に関する説明を参照)。しかしこの model に近い状態は、広大なドーム状の室内に放射性 gas が充満した場合を除き、現実には起りえない。とくに野外環境における被曝を考える場合には、石炭ボイラー煙突から放散される黒煙の形から類推しても解るように、ICRP の model には大きな問題点があり、それから導いた管理基準は妥当でないといえよう。

その問題点を明らかにするために、Submersion model による計算値を野外実験の data と比較したものを Fig. 4-1 に示す。参考までに、前章の方法による計算値も同図に示した。Submersion model の方法は大きな誤差を生ずることが定量的に明らかとなっている。要約すると次のことが言える。

- (1) ICRP の計算方式を用いると、とくに数100 m 以内の近距離における被曝量評価が正確でない。たとえば、実効放出高度 H が 40 m 以上に大きい場合には、1桁以上の過小評価を行うこととなり、H が小さい場合にはその逆に過大評価の可能性がある。
- (2) 煙突を高く設計すれば周辺住民の被曝量を著るしく低減できるというのが、従来の Submersion model から得られる結論であったが、実際にはさほどの低減を期待できない。たとえば、高さ 40 m の stack を 80 m まで伸ばしたとすると、最高被曝地点における γ 線被曝量が従来の計算方式では約 1/5 に低下することになるが、実際には約 1/2 程度にしかならない。

このほか、従来の管理基準では、原子炉からの排気を **stack port** 出口の濃度によって規制する傾向がある。しかし前章 (3-1)式., (3-4)式からも解るように、放射能の放出率換言すれば (濃度) × (排気の体積速度) によって規制するのが正しい。この規制のしかたについて次節で考察しよう。

（以下、このページの大部分は極端に淡く印刷されており、ほとんど読み取れない。ごくわずかに「濃度」という言葉が確認できる。）

（以下、このページの大部分は極端に淡く印刷されており、ほとんど読み取れない。ごくわずかに「濃度」という言葉が確認できる。）

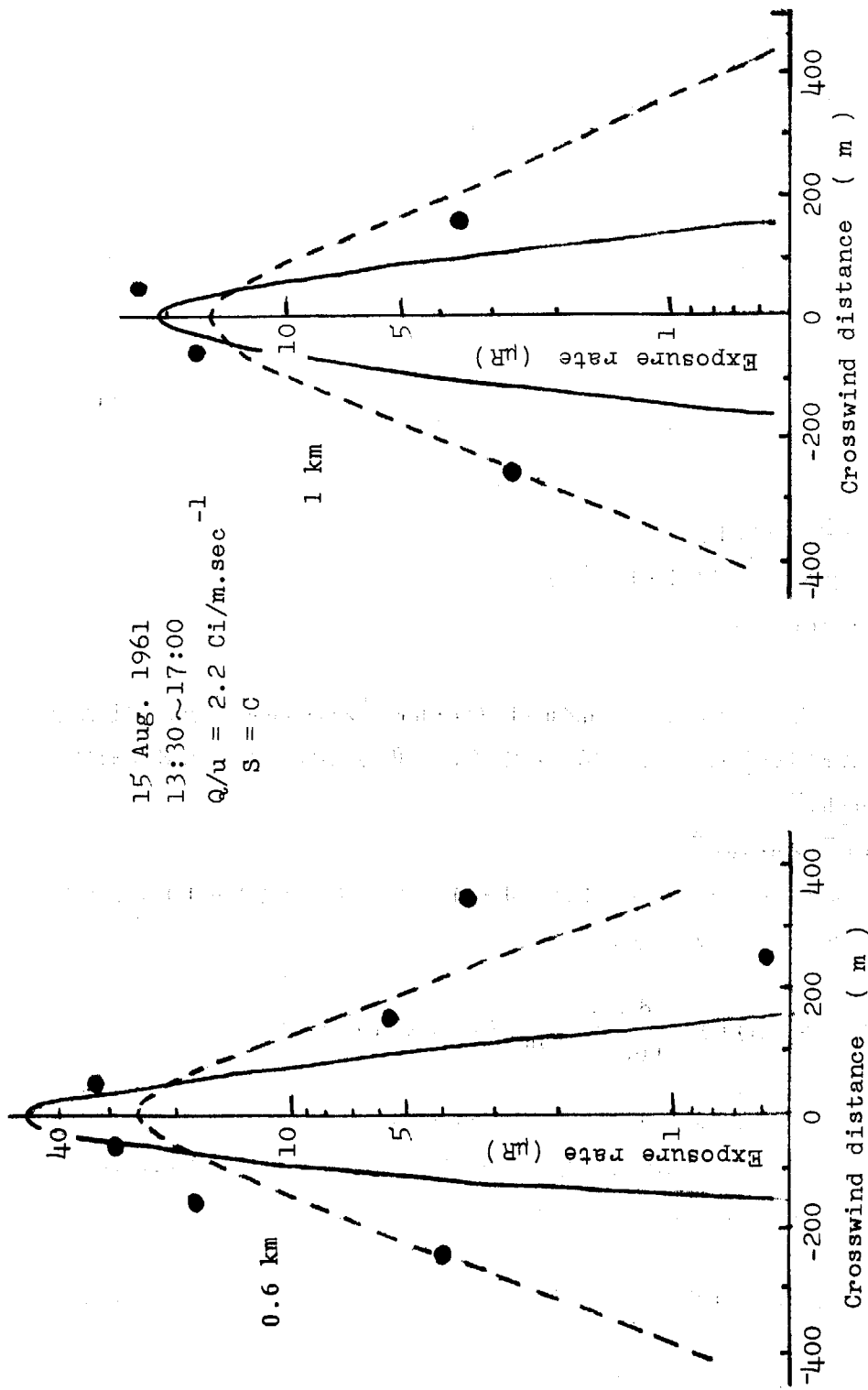


Fig.4-1 Comparison between the results of field experimental value and the ones of ICRP (Submersion model) on the distribution of Ar-41 cloud gamma exposure rates

Hair lines: calculated with submersion model,
 Broken lines: calculated with author's model,
 Solid circles: observed ones (from Fig. 3-18)

4.3 ⁴¹Ar による被曝量に関する確率的取扱

前章では、⁴¹Ar 雲からのγ線の計算にあたって、時間的に一定な気象状態について考えた。

この節では、⁴¹Ar 雲の濃度分布を支配する気象要素（風向、風速および安定度）が刻々と変動している場合について述べる。

計算の便宜上、次のような極座標 (x, θ) を用いて地面上の位置を表わすこととする。

原点 (0, 0) …… ⁴¹Ar gas を放出する stack の下端

基線 (r, 0) …… 原点から北の方角に向う直線

偏角 θ …… 基線から時計回りに測った角度 (ラジアン)

いま、ある被曝者の位置を (x₀, θ₀) とし、時刻 t における ⁴¹Ar 雲の流れの方向を θ とすれば、γ線被曝率 $\dot{D}(x_0, \theta_0; \theta)$ は次式で表わされる。

$$\dot{D}(x_0, \theta_0; \theta) = (QF) \frac{q}{u} f(x_0, \theta - \theta_0; S) \tag{4-1}$$

(rem)

ここで

(QF) …… γ線の線質係数 (=1)

q …… ⁴¹Ar の放出率 (Ci · hr⁻¹)

u …… 風速 (m · sec⁻¹)

f(x₀, θ - θ₀; S)

…… 大気安定度 S をある値に定め、q/u = 1 Ci · hr⁻¹ / m · sec⁻¹ と仮定したとき、⁴¹Ar 雲から発するγ線によって (x₀, θ₀) 地点の受ける吸収線量率

$$\left(\frac{\text{rad} \cdot \text{hr}^{-1}}{\text{Ci} \cdot \text{hr}^{-1} / \text{m} \cdot \text{sec}^{-1}} \right)$$

一般に θ, q, u, S は時間の関数である。また (4-1) 式は前章の (3-1) 式において座標変換をしたものに相応する。すなわち、

$$\dot{D}(x_0, \theta_0; \theta) = (QF) \frac{84}{100} \dot{D}_{\text{cloud}}(x_0, x_0 \tan \theta, 0) \tag{4-2}$$

(rem)

さて、ある程度の長い期間 T (たとえば1年あるいは春夏秋冬で区分した3カ月程度) を考えて、気象要素 (u, θ, S) の出現確率が気候学的に一定の分布にしたがうことに着目すると、積算被曝量の期待値 E(D) は次式で表わされる。

$$E(D) = \int_0^T \dot{D}(x_0, \theta_0; \theta) dt \tag{4-3}$$

$$= (QF) \cdot \int_0^T q dt \cdot \sum_s \int_{-\pi}^{\pi} \int_0^{\infty} \frac{1}{u} f(x_0, \theta - \theta_0; S) P(u, \theta, S) du d\theta \tag{4-4}$$

(rem)

ここで、P(u, θ, S) は3次元の確率変数 (u, θ, S) に関する密度関数であるが、大数の法則により、(u ∈ U_i, θ ∈ H_j, S = S_k) なる組合せの出現に関する気候統計値 R_{ijk}

で置きかえることができる。ただし

$$U_i = \left\{ u \mid \left(i - \frac{1}{2} \right) \Delta u \leq u < \left(i + \frac{1}{2} \right) \Delta u \right\} \quad (4-5)$$

$$\Delta u = 1 \text{ m/sec}$$

$$\Theta_j = \left\{ \theta \mid \left(j - \frac{1}{2} \right) \Delta \theta \leq \theta < \left(j + \frac{1}{2} \right) \Delta \theta \right\} \quad (4-6)$$

$$\Delta \theta = \frac{2\pi}{16}$$

また、 S_k は Pasquill の分類にしたがう大気安定度を意味し、 $S_1 = A, S_2 = B, \dots, S_6 = F$ とする。

したがって、 ^{41}Ar 放出率 q が一定の場合には、(4-4) を次のように書き直すことができる。

$$E(D) = qT \sum_{k=1}^6 \sum_{j=-8}^8 \sum_{i=1}^{\infty} R_{ijk} \frac{1}{u_i} (G(\theta_j, S_k; x_0, \theta_0)) \quad (4-7)$$

(rem)

ここで

$$G(\theta_j, S_k; x_0, \theta_0) = \frac{16}{2\pi} \int_{\theta_j - \theta_0 - \frac{\pi}{16}}^{\theta_j - \theta_0 + \frac{\pi}{16}} f(x_0, \theta - \theta_0; S_k) d\theta \quad (4-8)$$

(rem)

(Ci/m·sec⁻¹)

$$u_i = i \Delta u \quad (i=1, 2, \dots) \quad (4-9)$$

$$\theta_j = \theta_0 + j \frac{2\pi}{16} \quad (j=0, \pm 1, \pm 2, \dots) \quad (4-10)$$

(4-8) 式において、被積分関数 $f(x_0, \theta - \theta_0; S_k)$ は前章 3.2 節と本章 (4-2) 式によって数値的に定まっている。したがって (4-8) 式の値は $\theta_j - \theta_0$ および S_k の関数として計算できる。たとえば Table 4-1 には、stack 高度 $H = 40 \text{ m}$ 、被曝者の風下距離 $x_0 = 600 \text{ m}$ の場合の計算例を示した。この表で $j = 0$ の列は ^{41}Ar の雲が被曝者の真上の方位に流れる場合の被曝への寄与成分を意味し、 $j = \pm 1$ の列は両隣の方位に流れる場合の被曝寄与成分を意味する。 $j = \pm 2$ の場合の被曝寄与は無視しうるが、 $j = \pm 1$ の場合には、10%以上の被曝寄与があることが示されている*。

これらの被曝寄与成分を U_i, Θ_j, S_k のあらゆる組合せについて出現頻度を考慮しながら総和をとったものが (4-7) 式である。これは気候統計値にもとずいて未来の被曝量まで推

* 従来の論文でこの点について述べたものは無い。

定しようという目的で導いた式である。それが実測値とどの程度一致するものかについて調べるために Fig. 4-2 の資料を用いた。³⁾ これは日本原子力研究所(東海村)において常時観測しているものの中から一例として取出したデータである。最上段の図が JRR-2 原子炉の南東約 530m の位置 (No. 4 monitoring post) において G.M. 検出器で観測した値の時間的系列であるが、これを全期間について積分すると $155 \pm 20 \mu R$ となる。また同図下方の 3 つのグラフは θ_j 、 u_i および S_k の出現系列を示したものであるが、この data から得られる R_{ijk} の値を (4-7) 式に代入して計算すると $136 \mu rem$ となり、両者の数値はかなり良く一致している。もちろん、気象統計値の気候学的推移等による誤差も考えてゆかねばならぬが、それは今後の課題として検討する予定である。ここでは確率論的扱いの可能性について述べる。

4.4 ^{41}Ar gas の放出率限度に関する検討

原子炉から放出する ^{41}Ar gas を規制するには、従来の法令のように濃度を用いなくて、放出率を用いて規制すべきことを 4.2 節に述べた。

ここでは、周辺住民の積算線量がいかなる場合にも一定値、たとえば期間 T に対する最大許容線量 $M(T)$ 、を越えないような放出率 q_{max} を求めてみよう。そのためには、最高被曝地点の座標を (x_m, θ_m) としたときに次の関係式を満たさなければならない。

$$M(T) > \int_0^T D(x_m, \theta_m; \theta) dt \quad (4-11)$$

(rem)

または

$$M(T) > q_{max} T \sum_{k=1}^6 \sum_{j=-8}^8 \sum_{i=1}^{\infty} R_{ijk} \frac{1}{u_i} G(\theta_j, S_k; x_m, \theta_m) \quad (4-12)$$

(rem)

したがって

$$q_{max} = \frac{1}{\sigma} \frac{M(T)}{T \sum_{k=1}^6 \sum_{j=-8}^8 \sum_{i=1}^{\infty} R_{ijk} \frac{1}{u_i} G(\theta_j, S_k; x_m, \theta_m)} \quad (4-13)$$

(Ci hr⁻¹)

ここで、 σ は安全係数であり、気象統計値の気候学的変動誤差などに関係する。その値は 1.0 程度にとっておけば十分であろう。同様に (4-13) 式の分母にある $\sum_{i=1}^{\infty} R_{ijk} \frac{1}{u_i}$ 、すなわち調和平均風速の逆数、も気象統計によって求められる。その 1 例を Table 4-2 に示した⁴⁾。

最高被曝地点の座標 (x_m, θ_m) については、まづ $x_m = 600m$ であることは前章 Fig. 5-6 などに示されている。 θ_m については、(4-7) 式と Table 4-2. の data を用いて、 $E(D)$ の θ に関する分布を計算し Fig. 4-3 を作成した後、 $E(D)$ が最大となるような θ の値を讀取ると、東海村の場合には $\theta_m = 12\pi/16$ (換言すれば南東) となる。その

方位のE(D)の値は $q = 1 \text{ Ci} \cdot \text{hr}^{-1}$ 、 $T = 24 \times 365 \text{ hr}$ としたときに約3 mremとなる。この計算値は(4-13)式右辺において $\sigma = 1$ としたときの分母の値に相当する。

いま(4-13)式において、 $\sigma = 10$ 、 $M(T) = 500 \text{ mrem}$ (年間最大許容線量)⁵⁾と定めると、東海村のJRR-2原子炉の場合、 $H = 40 \text{ m}$ であるから q_{\max} の値は

$$q_{\max} = \frac{1}{10} \frac{500}{3} = 16 \quad (\text{Ci} \cdot \text{hr}^{-1}) \quad (4-14)$$

となる。地域、stackの高さ、安全係数などが異なればこの値も変わってくるはずである。

4.5 野外監視システムにおけるalarm levelの決定

一般に放射線監視装置のalarm levelは、異常事態を敏感に感知できるような低いlevelに設定することが望ましい。しかし低すぎる場合にはbackground状態の変動も感知するためmis-alarmの原因となる。

野外監視systemの場合も同様であり、次の条件を考慮する必要がある。

- (a) 平常時には、backgroundの多少の変動を観測したとしてもalarmを発しないこと。
- (b) 放射性排気が放出率限度を越えた場合にはalarmを発すること。
- (c) 原子炉の事故時には、漏洩するF.P.の雲を敏感に感知すること。

これらの条件にもとづいて、環境 γ 線と大気放射能に関する2種類の監視系についてalarm levelを検討してみよう。

(1) 環境 γ 放射線に関するalarm level

東海研究所で放射性ガスの放出率が一番大きい原子炉はJRR-2である。そこでJRR-2の地上40mの排気筒から ^{41}Ar gasが 16 Ci/hr ($=q_{\max}$)の割合*で放出されたとして、 ^{41}Ar 雲の中心軸上($y_0 = 0$)における γ 線レベルを計算するとTable 4-3 第1行のようになる。すなわち風下1500mでは $45 \mu\text{R/hr}$ 、風下2000mでは $30 \mu\text{R/hr}$ である。[#] この値は(4-14)式で述べたように安全係数 $\sigma = 10$ の場合であるので、この程度の γ 線levelはmonitorによって平常時でも観測されるものとしなければならない。換言するとalarm levelは、(a)の条件から、 $30 \mu\text{R/hr}$ 程度よりも高いところに設定しなければならない。

次に(b)の条件について考えてみると、安全係数 $\sigma = 1$ とした場合(すなわち放出率 $= 160 \text{ Ci/hr}$)の γ 線レベルは風下1000mで $450 \mu\text{R/hr}$ 、風下2000mで $300 \mu\text{R/hr}$ となっている。alarm levelがこれを上回った値であってはならぬことは明らかである。

最後に(c)の条件について考えてみると、F.P.雲が2つ(間隔600m程度)の野外monitorの中間の方向に流れたような場合でも、alarmを発してくれることが望ましい。計算によると、最高濃度地点(実効放出高度を10mとしたときは、風下200m)に居る子供の甲状腺に

* JRR-2の ^{41}Ar 放出率は、現在までのところ q_{\max} の値一杯までは放出していない。

ここでは平均気象状態($u = 3 \text{ m/sec}$, $S = D$)の場合を考えている。

1時間あたり10remの内部被曝を与えるような環境汚染事故の場合には、風下2kmのγ線モニタのalarm levelは96μR/hr以下に設定すべきこととなる。(Table 4-3 第2行参照、なお計算方法については第5章に述べる)

以上3つの観点からの考察結果を総合的に考慮すると、風下1500m~2000mの野外monitorについては、alarm levelを50μR/hrと定めれば良いこととなる。

(2) 大気放射能に関する alarm level

まず(a)の条件から考えると、平常時のbackground放射能の変動の極大値は 10^{-10} Ci/m³程度であるので、alarm levelはそのlevel以上に設定しなければならない。(第2章2.4節参照)

次に(b)の条件は、原子炉から平常時に放出する放射性aerosolはbackground level以下であるので、とくに問題にしなくともよい。

最後に(c)の条件については、前記(環境放射線のalarm level)と同じ環境汚染事故の場合に、2カ所(間隔900m程度)の野外monitor中間方向にF.P.雲が流れたときの大気放射能濃度がTable 4-3 第3行の数値となる。すなわち、風下1000mでは最も感度の低い気象条件(S=A)の場合に 2.4×10^{-9} Ci/m³となる。

以上の3つの条件を総合すると、alarm levelは $10^{-9} \sim 10^{-10}$ Ci/m³の間に定めなければならない。この範囲内で最も鋭敏に異常を発見しうるlevelは低い方の値 10^{-10} Ci/m³である。

これらの数値は、日本原子力研究所の環境監視Systemのalarm levelとして実際に使用されている。(次章参照)

4.6 要約

原子炉から放出される放射性雲から発するγ線によって、野外環境に居る住民が受ける外部被曝量を評価する場合には、従来Submersion modelの方法は大きな誤差を伴うことに留意する必要がある。野外実験の結果と比較したところ、第3章に述べた筆者の計算法のほうがsubmersion model法よりも妥当な値を算出できることが解った。

平常時に原子炉から放出される放射性排気(⁴¹Ar gas)によって、周辺住民が長期間に受ける被曝線量を評価する場合には、3つのparameter(風向、風速および大気安定度)が刻々と変化する現象を考慮に入れなければならないが、筆者は確率論的手法でこの問題を取扱い、⁴¹Ar gasの放出に関する規制のしかたを考察した。その結果を従来法令等にもとづく規制基準と比較して、3つの問題点、すなわち①総量規制の必要性、②規制値改訂の必要性および③排気用煙突の高さの効力がSubmersion modelで示されたほどには期待できないことを示した。

最後に、第2章~第4章の内容を総合的に考察して、野外監視systemにおけるalarm levelの設定値を検討し、γ線検出器については50μR/hr、大気放射能については 1×10^{-10} Ci/m³の値が妥当であるとの結論を出した。これらの数値は原研の環境監視systemのalarm levelとして採用されている。

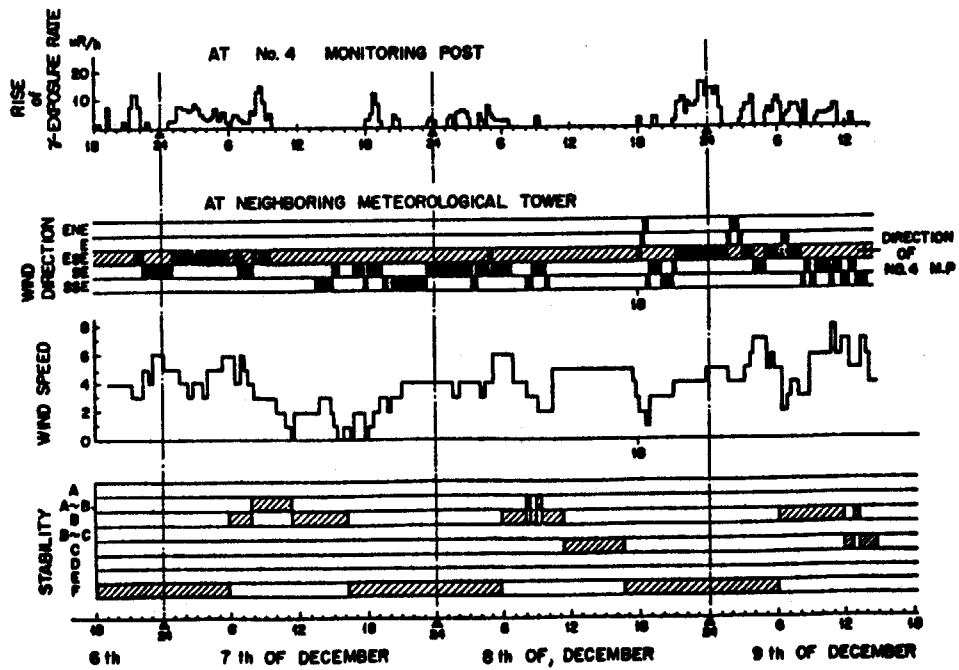
REFERENCES

- (1 - a) 総理府令 83 : 原子炉の設置、運転等に関する規則第 14 条 8 号。
- (1 - b) 科学技術告示 21 : 原子炉の設置、運転等に関する規則等の規定に基づく許容被曝線量等を定める件。第 10 条。
- (2) Committee II, ICRP: Report of committee II on permissible dose for internal radiation. Health Physics, Vol. 3, pp 21~23 (1960)
- (3) Suga S. : Observation of the environmental gamma radiation by the monitoring posts. JAERI-memo 2990. (1968)
- (4) Hayashi T. and Owada T. : Annual report of meteorological data at Tokai-site. JAERI-memo 3684 (1969)
- (5) ICRP: Recommendations of the ICRP (as amended 1959 and revised 1962). ICRP Publ. 6.

Table 4-1 Values of $G(\theta_j, S_k; x_m, \theta_m)$ as a function of $\theta_j - \theta_0$ and S_k

j	0	± 1	± 2
$\theta_j - \theta_0$			
S_k	0	$2\pi/16$ or $-2\pi/16$	$2(2\pi/16)$ or $-2(2\pi/16)$
A	4.2	1.3	0.1
B	5.4	1.2	0.0
C	6.3	1.1	0.0
D	6.8	1.0	0.0
E	7.1	0.9	0.0
F	7.2	0.8	0.0

Notes: $H = 40$ m, $x_0 = 600$ m



Period of observation: 18:00, 17th~18:00, 9th Dec. 1966
 Position of No. 4 monitoring post=about 530m ESE of JRR-2
 Release rate of ^{41}Ar cloud from JRR-2=about 8 Ci/hr

Fig.4-2 Serial comparison of the observational gamma-exposure rate with the meteorological phenomena

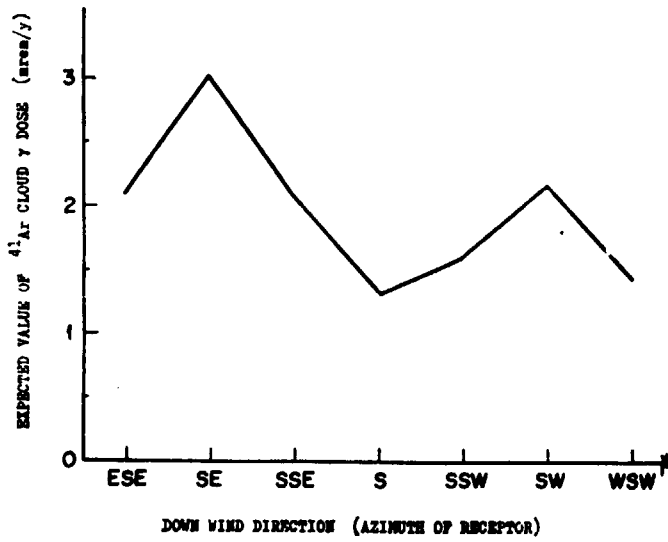


Fig.4-3 Sample results of calculated distribution of annual accumulation of ⁴¹Ar cloud gamma exposure

Release rate of ⁴¹Ar = 1 Ci/hr

Downwind distance of receptor = 600 m

from JRR-2

Table 4-2 Example of annual accumulation of the reciprocal of harmonic average of wind speed as function of downwind direction

(Unit: m⁻¹·sec)

$S_a \backslash \theta$	E	ESE	SE	SSE	S	SSW	SW	WSW	W
A	40.5	48.6	53.9	30.2	11.8	11.0	8.1	17.0	22.6
B	30.7	34.3	48.8	28.9	16.9	12.5	20.0	36.0	31.4
C	14.6	13.4	20.5	14.3	10.9	12.0	41.2	21.3	8.4
D	27.4	33.4	59.6	55.2	31.7	71.9	131.5	44.7	20.0
E	2.8	3.2	10.2	7.0	1.2	10.2	11.7	1.5	3.7
F	34.8	63.1	127.6	79.7	34.2	29.1	16.0	10.3	5.6
Lack††	34.9	51.7	62.0	30.4	18.5	33.1	43.7	33.4	19.3

+ Obtained from hourly observed data at Tokai during the period Jan.1 ~ Dec.31, 1968 (From Hayashi T. et al.)

++ Values on the last line are those at which the observation was lacking. When making calculations on Eq.(4-13), these values were included among the most presumable stability.

Table 4-3 Factors for determining the alarm levels

Downwind distance Factor to be considered	Assumption taken		
	1000 m	1500 m	2000 m
Gamma exposure rate under ^{41}Ar cloud ($\mu\text{R/hr}$)	57	45	30
	Annual exposure : 500 mR at maximum spot		
Gamma exposure rate due to F.P. cloud passing along the farthest flow line ($\mu\text{R/hr}$)	36	65	96
	Reactor accident at which inhalation dose is 10 rem for child thyroid at maximum inhalation spot		
Minimum concentration of F.P. cloud passing along the farth- est flow line (Ci/m^3)	2.4×10^{-9}	1.6×10^{-7}	4.6×10^{-7}
	Same as above		
Maximum concentration of background radioactivity in the air (Ci/m^3)	10^{-10}	10^{-10}	10^{-10}
	Background fluctuation including fallout due to nuclear weapon test		

第5章 環境監視システムの設計に関する研究

5.1 結 言

わが国においては、公害防止の立場から火力発電所の建設が制約を受けるとともに、有力なエネルギー供給源として注目されてきた動力用原子炉が全国的な規模で建設されつつあり、放射線管理の立場にある者の任務は益々その重要性を増してきた。またこれと共に放射線管理体制の合理的な基準を確立することが必要となり、野外監視システムについても十分な検討が加えられなければならない。

この時にあたり、筆者は放射線監視システムの役割とその最適配置法について定量的な結果を得ることを試みた。もとより、これを行なうにあたっては、これまでの批判に関する何らの先入観を混じえず、ひたすら客観的な資料を得る態度をとった。また錯綜する諸要素によって論理の混乱するのを避けるために、原子炉災害の規模の表現法等について従来行なわれていた方法¹⁾とは異なる新しい視点から、各種分野を総合する確率論的表現ならびに数理計画法を用いて普遍的な結論を導くように努めた。

本章の内容のうち、第5.2～5.6節は、さきにJAERI-1193に示した理論的構成と共通な部分をもつが、前提条件(FP濃度と原子炉災害の規模)において、別の観点から出発して新しい考察を加えている。さらに外国の原子炉事故例と野外実験例を引用して理論の実証性について検討するとともに、東海村地区における具体的実施例を示した。

5.2 野外監視システムの課題と特殊用語の説明

原子炉施設の周辺に放射線監視網を配置するにあたり、システム工学的観点から次の幾つかの課題が生れる。

- (1) 放射線監視用検出器を配置する地点(以下これを有人・無人の区別に関係なく「監視所」という)は、原子炉からどれくらいの距離に設置すればよいか。
- (2) 各監視所の相互間隔はどれくらいに保って、何箇所くらい配置すればよいか。
- (3) 各監視所にはどのような測定器が適当か、またそれらの測定器は原子炉事故時にどの程度の期待をかけることができるか。
- (4) 地域的重要性や建設費、維持費等が各地点ごとに異なり、かつそれぞれの長短が複雑に錯綜して優劣をつけ難い場合に、どのような候補地の選択を行えばよいか。また、その選択内容が異なると監視の効率にどのような影響が及ぶか。

これらの課題は、一見単純のようであるが解析を行なってみると意外に複雑であり、しかも問題の解析をなおざりにすると、建設と維持に多額の費用と労力を要するにもかかわらず、不完全で無駄の多い監視網となるおそれがある。しかし、筆者の知る限りでは、これらの課題について体系的に解析した文献は数少なく、問題点が十分に解明されているともいえないので、これらについて考察した結果を次章以降に述べる。

この論文では、他の文献等には使われない特殊な用語を用いるので、以下にこれを説明する、Fig. 5-1も参照して解釈されたい。

(a) 監視所 (Monitoring post)

……野外監視用検出器を配置する場所。(その場所で監視する人が居るか否かは関係のないものとする。)

(b) 監視網 (Monitoring network)

……原子炉災害の状況を把握するために編成した幾つかの監視所の集まり。

(c) 監視システム (Monitoring system)

……監視網とほとんど同じ意味で用いるが、ここでは監視装置の内容も考慮に入れている。

(d) 避隔距離 (Outlying distance), 記号 d

……原子炉 (事故現場と想定する場所) と監視所との距離。

(e) F P 雲 (FP cloud or Fission products cloud)

事故時に原子炉から放出される F P で汚染された気流

(f) 把握可能領域 (Detecting domain), 記号 $\hat{w}_\gamma, \hat{w}_c$, または $w(\Lambda, d, L, S)$

……監視所にアラームレベル以上の観測値を与えるような F P 雲の通過範囲 (5.5.1~5.6.1 節参照)。

(g) 最大被曝地点 (Spot of maximum inhalation) 記号 $(x_m, 0)$

……F P 雲による総合的積算被曝量 (一生涯にわたって預託された被曝量も含んだもの) の最大地点 (5.4.1 節参照)。

(h) 原子炉災害の規模 (Magnitude of radiological disaster), 記号 $D(x_m, 0)$

……最大被曝地点にいる住民の決定臓器 (甲状腺) が不可避的に受ける総合的積算被曝線量 (5.4.2 節参照)。

(i) 原子炉災害の被害進行度 (Damage rate of radiological disasters), 記号 $\dot{D}(x_m, 0)$

$$= \frac{\text{原子炉災害の規模}}{\text{住民の F P 雲吸入時間}}$$

(j) 監視システムの性能 (Detecting capability of the monitoring system), 記号 Ω

……F P 雲を発見し災害評価に役立つ観測値を得るための能力。ここではアラーム・レベル以上の値を観測しうる確率で表わす (5.6.1 節(3)項参照)。

なお、数式の記号については、上述のほか、巻末の一覧表を参照されたい。

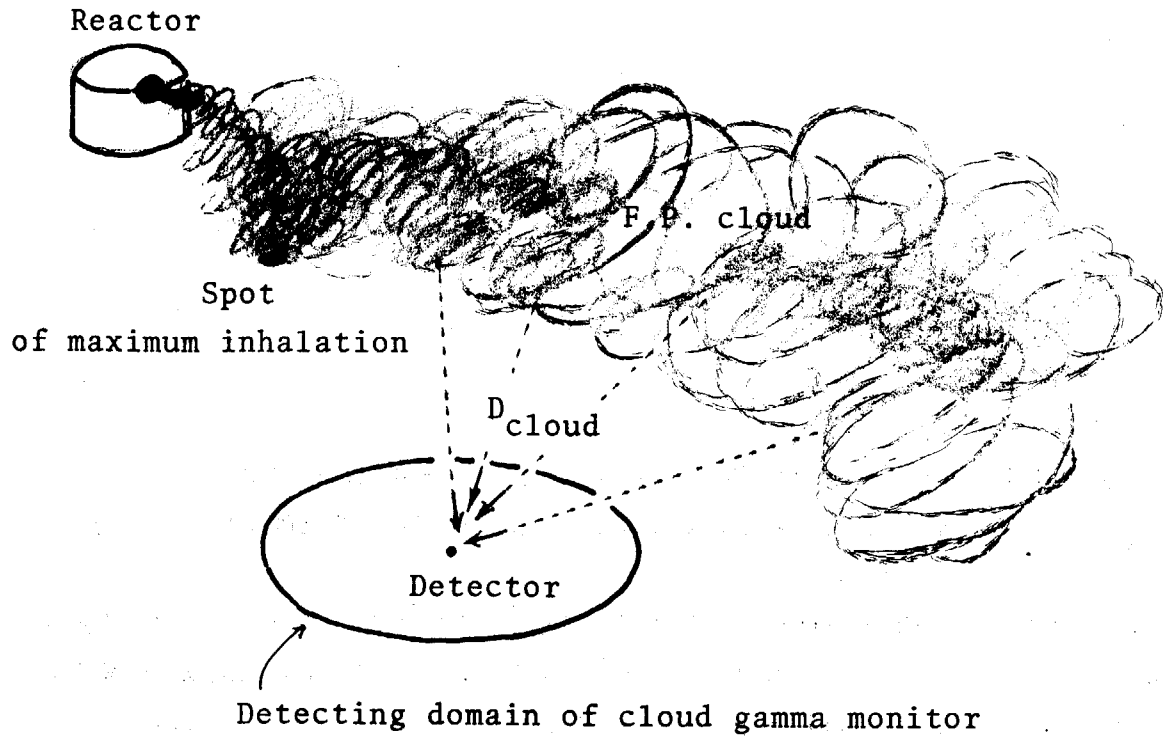


Fig.5-1 Concept of the F.P.-cloud monitoring

5.3 事故現場から到達する γ 線と監視所の避難距離との関係

5.3.1 地物などによる遮蔽効果とスカイ・シャイン γ 線

大規模の原子炉事故により多量の核分裂生成物が原子炉格納容器内に充満し閉じこめられたような場合に、それより放射される γ 線が樹木、建築物、丘陵等の遮蔽体の存在状況および γ 線のenergyなどによりどの程度変るものであるかを検討してみよう (Fig. 5-2 参照)。

まず遠方に到達する γ 線を、地物等の遮蔽効果を受けながら水平方向に到達する成分と、上空に射出された後に散乱されながら地上に達する成分 (sky-shine) とに分けて考える。

このうち前者による照射率 $\dot{D}_{\text{obstacle}}(d, \bar{Q}_i)$ は

$$\dot{D}_{\text{obstacle}}(d, \bar{Q}_i) = \frac{\bar{Q}}{d^2} k_i \exp\{-(\mu_{1i} t + \mu_{2i} d)\} \quad (\mu R \cdot \text{hr}^{-1}) \quad (5-1)$$

で示される。ここで

d : 事故の原子炉から監視所までの距離 (m)

\bar{Q}_i : FP を γ 線 energy で分類した場合における、 i 番核種群の所在量 (Ci)

k_i : i 番核種群の代表的な γ 線エネルギーに対する γ 線放射定数 ($\mu R \cdot \text{hr}^{-1} / \text{Ci} \cdot \text{m}^{-2}$)

(Table 5-1 参照)

μ_{1i} : 格納容器壁材の全吸収係数 (i 番核種群の代表的な γ 線 energy に対する値) (cm^{-1})

t : 格納容器の壁厚 (cm)

$\mu_{2i} d$: i 番核種群の γ 線が地物の所在する場所を距離 d だけ通過する際に受ける吸収の割合。したがって μ_{2i} は地物所在空間の実効的な全吸収係数 (m^{-1}) といふことになる。

つぎに、後者すなわち Sky-shine による γ 線照射率 $\dot{D}_{\text{sky}}(d, \bar{Q}_i)$ については、微視的観点 (Klein-仁科の式) から近似的に計算する方法²⁾もあるが、ここでは1回散乱以外の要素も加味するために、巨視的に、Build-up現象の意味を活用して計算してみる。すなわち γ 線照射の場を γ 線の到達過程について分解して考えると次のようになる。

$$(\text{Sky-shine 成分}) = (\text{Build-upを含めた放射線場}) - (\text{地面に沿って散乱を受けないで到達する成分}) \quad (5-2)$$

したがって次式が導かれる。

$$\dot{D}_{\text{sky}}(d, \bar{Q}_i) = \frac{\bar{Q}_i}{d^2} k_i \exp\{-(\mu_{1i} t + \mu_{3i} d)\} \cdot \{B(\mu_{1i} t, \mu_{3i} d) \cdot K_i(d) - 1\} \quad (\mu R \cdot \text{hr}^{-1}) \quad (5-3)$$

ここで

μ_{3i} : 空気層の全吸収係数 (i 番核種群の代表的な γ 線エネルギーに対する値) (m^{-1})

$B(\mu_{1i} t, \mu_{3i} d)$: 格納容器壁と空気層を通過する場合の Build-up 因子。これは乗積法を用いて次のように表わすことができる。(ただし S_i は2次項の係数で実験的に与えられる。³⁾ Table 1 参照)

$$B(\mu_{1i} t, \mu_{3i} d) = (1 + \mu_{1i} t) \cdot \{1 + \mu_{3i} d + S_i \cdot (\mu_{3i} d)^2\} \quad (5-4)$$

$K_i(d)$: 地面の γ 線散乱効果を考慮した境界面補正係数で次式で定義する。物理的に考察すると、近距離では $1/2$ より大きな値であるが、 d が大きくなるに従い $1/2$ に収斂する。Monte Carlo 法の計算によれば数百メートルで $1/2$ となる結果が出ている⁴⁾ (Fig. 5-3 参照)

$$K_i(d) = \frac{\text{地面上における照射率}}{\text{無限の広さの均一空気中における照射率}}$$

したがって、格納容器内に閉じこめられた \bar{Q}_i Ci の i 番核種から射出する γ 線は、地面上 d だけ離れた地点に、次式 (1), (3), (4) 式をまとめたもの⁵⁾ で表わされる照射率 $\dot{D}_{\text{direct}}(d, \bar{Q}_i)$ を与えることとなる。

$$\begin{aligned} \dot{D}_{\text{direct}}(d, \bar{Q}_i) = & \frac{\bar{Q}_i}{d^2} k_i \left\{ \exp \{ -(\mu_{1i} t + \mu_{2i} d) \} \right. \\ & \left. + \exp \{ -(\mu_{1i} t + \mu_{3i} d) \} \cdot \left[(1 + \mu_{1i} t) (1 + \mu_{3i} d + S_i (\mu_{3i} d)^2) K_i(d) - 1 \right] \right\} \\ & (\text{R} \cdot \text{hr}^{-1}) \quad (5-5) \end{aligned}$$

ここで右辺〔 〕内の第1項に含まれる μ_{2i} は一般に未知であり場合によって異なるが、実際上 ($\mu_{3i} \sim \infty$) の範囲内にあることは明白であるのでその両極端 (μ_{3i} および ∞) の場合について計算した結果を Fig. 5-4 a および Fig. 5-4 b に示す。Fig. 5-4 a において、 γ 線 spectra (曲線の parameter の値) は文献(8)にもとずいて算出した分類によるものである。

Fig. 5-4 a から解るように、ある一定の照射線量率を保つような避隔距離 (横軸の値) は、 γ 線 spectra が変わっても、さほど変りが無い。たとえば、 0.1 mR/hr の照射線量率に対応する避隔距離は、 0.33 MeV の parameter 曲線から読み取れば約 450 m であり、 1.14 MeV の parameter 曲線から読み取れば約 570 m であってその差は 150 m 未満である。この差の傾向は、横軸の右方へ伸ばしてもあまり変りがないので、相対的な誤差は小さくになると考えてよい。

Fig. 5-4 a の計算値は、Soron ら (1957) が ^{60}Co 線源 ($2 \times 10^3 \text{ Ci}$) を用いて行なった野外実験の結果⁵⁾ と比較することができる。その実測 data は、 10^3 Ci の場合に換算して、横軸の距離が 250 m のところまで記入してある。 ^{60}Co 線源の γ 線 spectra が 1.2 MeV であることを考慮して、計算値と比較してみると、数値のレベルにおいても、距離にともなう減少の傾向にしても、極めて良く一致していると考えることができる。

この計算値は、SL-1 事故 (1951年) における実測値とも比較することができる。SL-1 事故については、事故現場の周辺で Juno 型 survey meter を用いて測定した結果が Fig. 5-5 a のように報告されている⁶⁾ この図は、各地点における照射線量率の時間的推移を示したものであり、時間が経過しても放射線場の分布傾向が変わらないことが解る。筆者は、この図から事故当初における値を外挿的に推算して、距離の関数として整理したところ、Fig. 5-5 b (○印) のようになった。同図における実線の曲線は、筆者の計算式から求めたものである。ただし、事故現場にある F.P. の量は解らないので、距離による減少傾向のみを比較することとし、線源には 10^3 Ci の F.P. があると仮定した。 γ 線 spectra としては通常用

いられている値 (0.7 MeV) を使用したが、この場合 spectra の相異はあまり影響しないことは Fig. 5-4a の parameter 曲線の勾配を比較することによって理解できる。Fig. 5-5b に示したデータ (○印) と実線を比較すると、距離による減少の傾向が良く一致しており、筆者の計算式には矛盾のないことが解る。なお、参考までに、従来使用されてきた Trubey (1961年) の式から求めた数値を Fig. 5-5b に破線で示した。Trubey の式²⁾は、Klein-Nishina の式を用いて 1 回散乱のみを扱い、空気の吸収を無視して立体角で積分したものであるが、このような仮定に無理があるので、計算結果においても大きな相異が現われている。

さて、Fig. 5-4a において、 $\mu_{2i} = \mu_{3i}$ の場合 (実線) と $\mu_{2i} d = \infty$ の場合 (点線) を比較すると、横軸 (d) の値が数百メートルより大きい場合には、両者の計算値がきわめて近接している。これは、丘陵、山林、建築物等の地理が全く所在しない場合であっても、またこれと逆に極めて密集している場合であっても、到達する γ 線の照射線量率 \dot{D}_{direct} にはさほどの差異が現われないことを意味する。この理由は、地物の有無には関係のない $\dot{D}_{sky}(d, \bar{Q}_i)$ の値が、地物の影響を受ける $\dot{D}_{obs}(d, \bar{Q}_i)$ の値と比べると格段に大きな値であることによる。

sky-shine 効果は、一般に isotropic な照射線量率分布をもたらすものであるが、上記のように \dot{D}_{obs} に比べて著しく卓越する地帯においては、照射線量率分布が地物の存在状況に関係しなくなる。換言すれば、地図上に照射線量率の等値線を描いたとすると、事故の原子炉を中心として同心円状の分布をもつものと考えられる。参考までに、SL-1 事故に関する文献⁷⁾を調べたところ、Fig. 5-6 のような実測例が報告されており、筆者の考え方が極めて妥当であることが解る。このような事実は、「モニタリング・ポスト」の γ 線検出器を原子炉から離すべき距離、すなわち「避隔距離」を定める際に単純明快な指針を与えることとなる。

なお、Fig. 5-4b について説明を補足しよう。これは、原子炉格納建屋の天井の厚さが変わると、直達 γ 線 (主として sky-shine) の到達範囲がどのように変わるかを示したものである。たとえば、日本原子力研究所の JPDR の場合は、天井が厚さ 3 cm の鋼鉄板である⁸⁾ので、遮蔽効果もさほど大きくない。しかし、もし 10 cm 以上の厚さにするならば、1 桁以上の遮蔽効果があり、側壁を厚くする場合よりも効果が著しいことが解る。なお側壁の遮蔽効果については、Fig. 5-4a における $\mu_{2i} d = \infty$ の曲線で示されたものとほぼ同じと考えられ、その効果は数%に達しない。今後、原子炉施設を設計する場合には、その点に十分留意すべきであろう。また監視システムを設計する場合には、前もって天井の厚さを考慮に入れて、避隔距離を定める必要がある。本章では、日本原子力研究所の原子炉を対象として考察を進める。

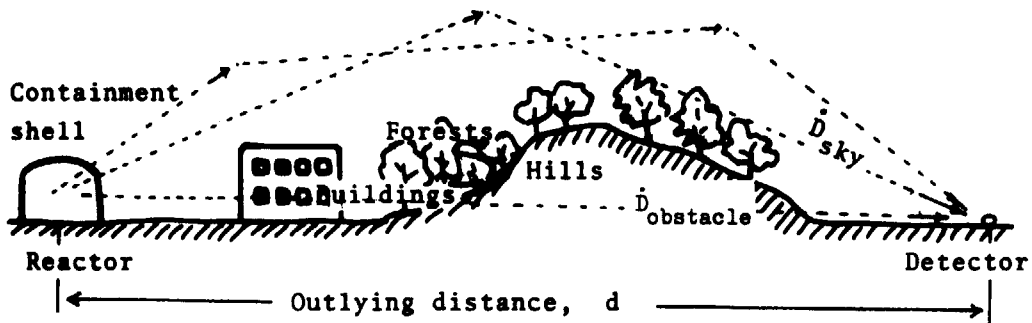


Fig.5-2 Concept of the direct gamma radiation

Notes: $\dot{D}_{direct} = \dot{D}_{sky} + \dot{D}_{obstacle}$

Table 5-1 Estimated characteristic values of fission products confined in a reactor container at a hypothetical accident

	Symbol	Unit	Value		
			1	2	3
Group number for the fission products classified by energies	i				
Representative energy of each ⁽⁶⁾ group	E _i	MeV	0.33	1.14	2.13
Specific gamma ray emission	k _i	$\frac{\mu R \cdot hr^{-1}}{C \cdot m^{-3}}$	1.9×10^8	6.0×10^5	1.0×10^6
Linear absorption coefficient of container material (steel)	μ_{1i}	cm^{-1}	0.87	0.46	0.32
Linear absorption coefficient of air	μ_{2i}	m^{-1}	0.013	0.0074	0.0052
Quadratic term coefficient ⁽⁸⁾ in the equation (4) and (5)	S _i	—	2.04	0.104	0.024

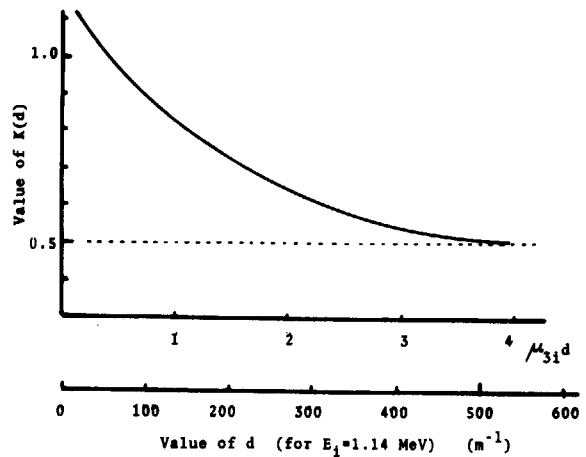


Fig.5-3 Boundary correction factor K(d) of the ground as a function of the value $1/31 d$ (From Berger, 1957)

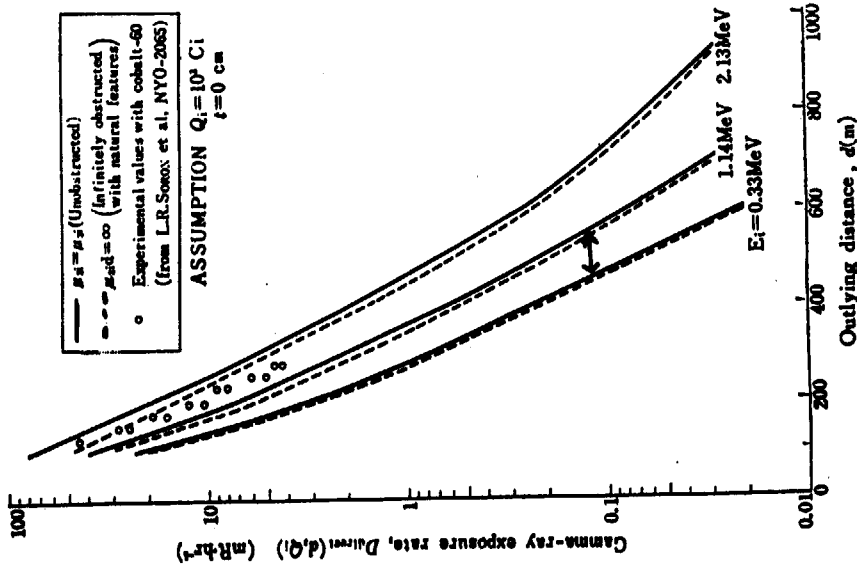


Fig. 5-4a Exposure rates of γ -ray from radioactive materials as a function of separation distance (d). Gamma-ray energy (E) and obstruction density of natural features (μ_s) are the parameters.

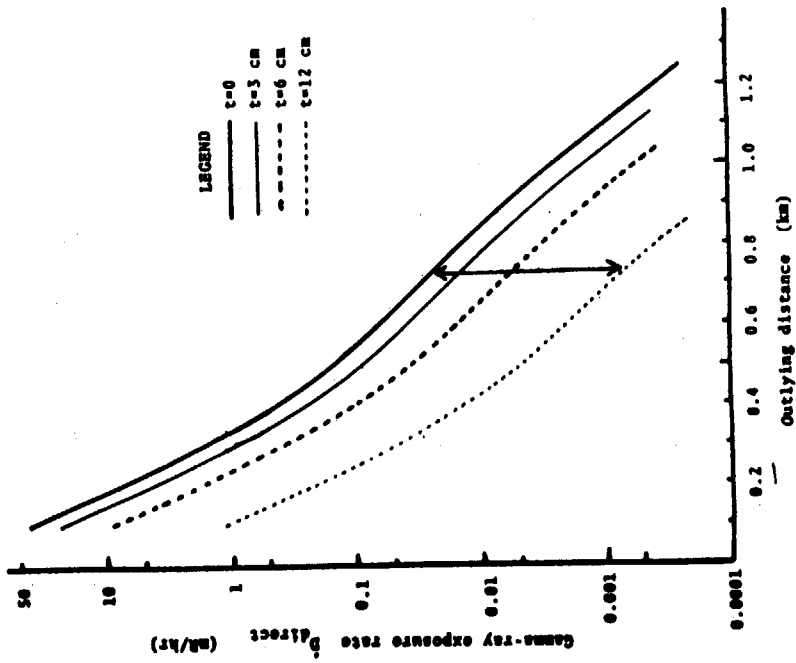


Fig. 5-4b Exposure rates of γ -ray from radioactive materials confined in a containment shell as a function of roof-thickness of the shell

$$E_i = 1.14 \text{ MeV}, Q_i = 10^3 \text{ Ci and } \mu_{2i} = \mu_{3i}$$

Roof material of the shell is steel

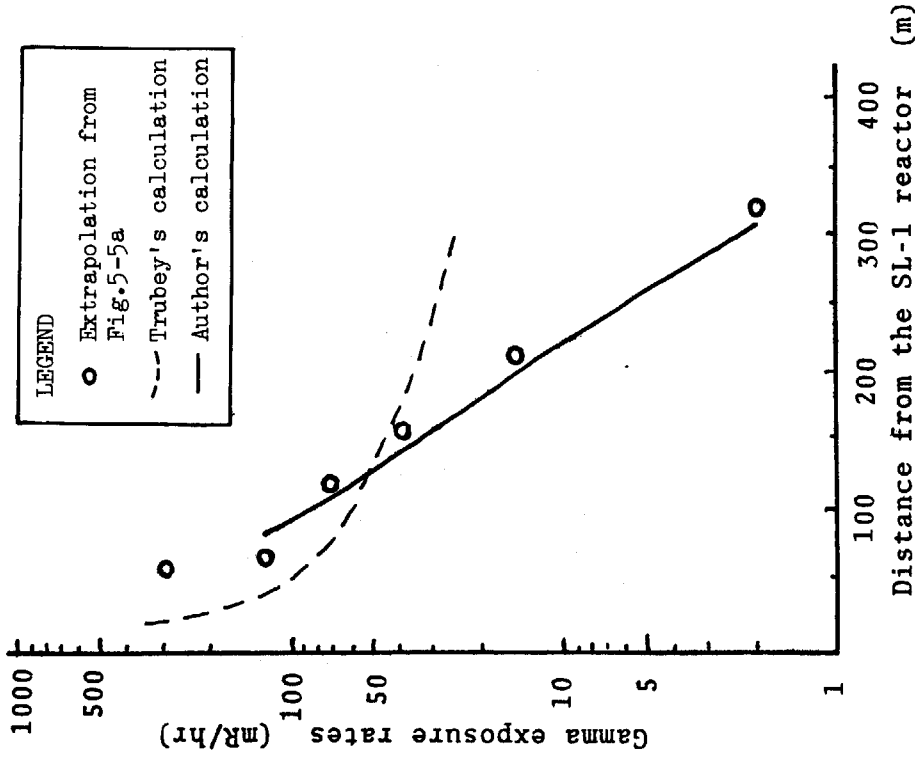


Fig. 5-5b Radiation levels as a function of distance from SL-1 immediately after the accident 1961.

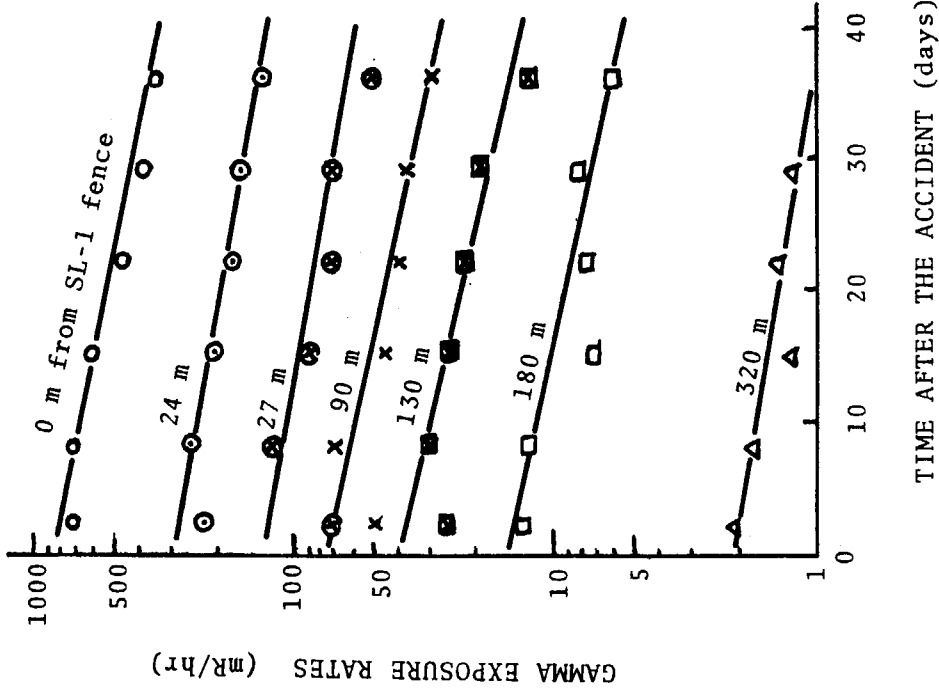


Fig. 5-5a Time variation of radiation levels measured at each location on the NE direction of SL-1 after the accident.

(Reproduced from IDO-19302, p.89)

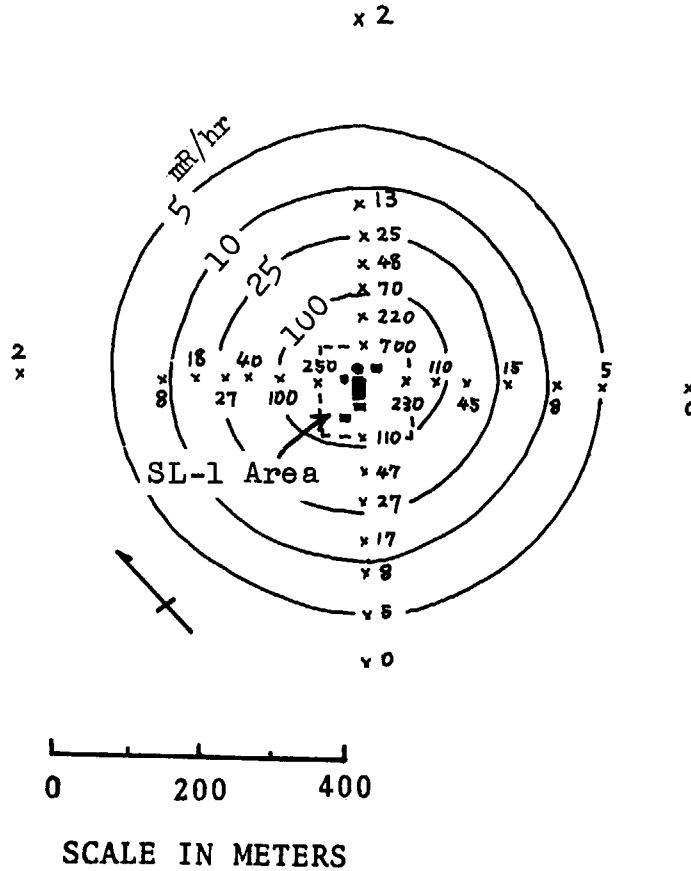


Fig.5-6 Radiation levels around the SL-1 area in the accident 1961

Notes : The iso-exposure circles are only little affected by arrangement of the buildings.
 (Reproduced from Nucleonics Vol.19, No.2, p.44)

5.3.2 放射線監視所の役割と避隔距離

原子炉格納容器内に核分裂生成物が充満した場合に、ある地点での放射線場の強さがその spectra 分布とともに測定できれば、(5-5)式を逆算することにより原子炉建家内に所在するFPの量を推算することは可能であろう(第6章参照)。しかし場合によっては、きわめて強い放射線場のために測定器がスケール・アウトし、あるいは動作不良等を生ずることがありうるので、高価な監視装置を始めから固定位置に設置することは得策といえない。平素より固定的に分散配置しておくべき測定器としては、バッジ・フィルム(またはガラス線量計、熱ルミネッセンス線量計)のような比較的安価なもの*が望ましく、事故の発生した場合に始めて、警報式あるいは記録式の線量測定装置やγ線波高分析装置を併用(移動的に配置)するのが望ましい。ただし瞬間的に多量の放射線を射出する事故(核燃料物質の臨界事故等)に対しては、その瞬間に即応して放射線場の強さを表示し警報しうる固定的な放射線監視装置が必要となるが、その配置数を必要最小限に留めるために、対象施設(想定事故現場)を重点的にしぼるのが得策といえる。

平素より固定的に配置する放射線監視所(検出した異常の状況をテレメータ式に集中監視するもの)の役割は、事故現場から流れ出るFP雲の連続監視にありとすることが妥当といえる。したがって放射線監視所は、前述の sky-shine γ線がFP雲(またはそれから発するγ線)の測定を妨害しないような位置にまで、想定事故現場から遠ざけて配置することが望ましいこととなる。なお、平常時に少量ながらも排出される⁴¹Ar等の放射性気体については、野外監視所よりは原子炉等の排気モニターで監視する方が監視効率および各種費用の面で得策である**。

放射線監視所を想定事故現場からどの程度まで遠ざけるべきかの課題は、事故現場に閉じこめるFP量のほかに次の2つの問題点を考慮して検討しなければならない。

A. そのFPのγ線 spectra (核種の混合比率)

B. 現場から到達するγ線の忍容度

上記のうち、A項のγ線スペクトルについては3年間連続運転の軽水炉が停止してから1日後に事故が発生するものと想定し、Table 5-1のような核種群(すなわち代表的γ線 spectra がそれぞれ0.33, 1.14 および 2.13 MeVであるような核種群)が16%, 5.7% および 2.7% の割合で混在しているものとして扱うこととする⁸⁾。この想定条件は多少変化しても避隔距離にはさほど大きく影響しないことがFig. 5-4a, 5-4bより推察できる(たとえば、上記の%に関する仮定とは別に、全量2.13 MeVと全量0.33 MeVとの両極端の場合を考えると、避隔距離の値のずれは300m以内におさまる)。

次にB項の忍容度については、いわゆるs/n比と類似の概念(すなわち監視対象であるFP雲からのγ線の照射率との比較値)を用いて判定することが妥当であろう。ここではFP雲のγ線がアラーム・レベル***($50 \mu R \cdot hr^{-1}$)すれすれにしか照射しない場合を想定し、そのレベルとの比較のもとに定めることとする。たとえば、現場から到達するγ線が $10 \mu R \cdot hr^{-1}$

* 原研では、これらを配置する場所をモニタリング・ポイントと呼んでいる。

** ただし原子炉付設の排気モニターは、決して故障等を生じてはならぬので、万全を期するため冗長システム等を採用して信頼性の向上を図ることが望ましい。

*** 第4章参照。

であるような場所では s/n 比に相当する値は $5 (= \frac{50 \mu R \cdot hr^{-1}}{10 \mu R \cdot hr^{-1}})$ となる。

必要最小限の避隔距離を想定事故現場の FP 量にもとづいて判定するための図表を Fig. 5-7 に示す。この図は前記 A, B の 2 つの問題点に関する上述の考え方にもとづいて (5-5) 式を用いて作成したものである。現場から到達する γ 線照射率の値は、図の中で parameter 曲線として表わした。判定にあたっては、所定の s/n 比相当値より定まる直達 γ 線の照射率 (parameter の値, \dot{D}_{direct}) と最大想定事故等の資料より定まる FP 量 (横軸の値) にもとづいて、縦軸の値を読みとればよい。たとえば、 s/n 比相当値を 10 (したがって直達 γ 線の忍容度を $5 \mu R \cdot hr^{-1}$)、現場に閉じこめられた FP の量を $10^6 Ci$ とした場合には、必要最小限の避隔距離は 1.7 km となる。

なお、上述の考察の論拠のみからすれば、たとえ避隔距離は小さくとも、事故 (換言すれば炉室内に充満した FP の量) の程度によっては役立つことがあるのでないかという誤った判断に陥りやすいが、避隔距離が小さいと次の 2 つの問題点に対処できず、いずれにしても不満足なものとなることに注意せねばならない。

- (a) 事故の程度が小さい場合には、漏洩する FP 量も少なくなる。したがって FP 雲から射出して観測される γ 線の照射率も少なくなり、アラームレベル以下となって平常時の変動と区別しにくくなる。
- (b) 大きな事故が発生した場合には、当然のことではあるが直達 γ 線が強くなり、 s/n 比相当値が悪くなるだけでなく、監視装置の測定範囲を越えてしまう (GM 管の場合には窒息現象を起してしまう)。

FP 雲から放射する γ 線の分布は次の 5.4.1 節(2)項に述べるが、その結果 (Fig. 5-16~5-19) にもとづいて、上記(a)の問題点の生ずる範囲を算出すると Fig. 5-7 の左側の細い斜線領域のようになる。これは [FP の格納容器からの漏洩率/風速] の値を $0.01 day^{-1}/m \cdot sec^{-1}$ 、FP 雲 γ 線の平均 spectra^{1), 10), 11)} を 0.7 MeV とし、また気象条件は通常の状態 (安定度 D) を想定したものである。つぎに、上記(b)の弱点の顕著となる領域は Fig. 5-7 右下の細い斜線の領域で示し、とくに GM 管が窒息現象を起す領域 (直達 γ 線により、約 $50 mR \cdot hr^{-1}$ 以上の照射率となる場合) については、Fig. 5-7 の右下隅に太い斜線で示した。

このようにして、Fig. 5-7 を斜線で埋めてゆくと、最後に白い領域が残る。これは上記(a), (b)のいずれの問題も生じない好ましい状態であることを意味する。Fig. 5-7 から解るように、この白い領域の横方向の幅 (Favorable range) は避隔距離が大きいほど拡がっている。たとえば、原子炉から 1.5 km 離れた位置に γ 線検出器を置いたときの Favorable range は、横軸 (F.P. 量) のスケールで表すと、 $2 \times 10^4 \sim 3 \times 10^5$ と 1 桁程度の幅をもつ。これに対し避隔距離を 2 km にとった場合は、 $2.2 \times 10^4 \sim 6 \times 10^6$ と 2 桁程度の幅に拡がる。

また、避隔距離が 1 km より小さくなると白い領域が消える。これは Favorable range が 0、換言すれば γ 線検出器で F.P. 雲を監視することが不可能であることを意味する。

* (b)に述べた問題点は、核燃料体中の FP の全量が、炉心から放出されて原子炉格納容器内に閉じこめられたような事故の場合について考えたものである。Windscaleにおけるウイグナー・エネルギー放出作業中の事故 (1957 年) のように、FP が煙突のみから放出されてしまい direct γ 線の影響を無視できるような場合には、上記の問題点は考える必要がない。

これらの数値は、実際の事故*の場合の条件の変化によって多少のずれを生ずるであろうが、緊急時対策の一環として監視所の位置を定める際には十分に留意すべき事項であろう。

以上の考察で、避隔距離をある程度大きくとらなければならぬことを知った。しかし別の面から考えれば、避隔距離を大きくすると、監視所の数を多くする必要性を生じ、経済性その他の観点から好ましくない。避隔距離の決定については、このように相反する要求をもついくつかの条件を考慮して最適の監視 system を見出してゆかねばならぬが、これについては、次章以降に述べることにする。

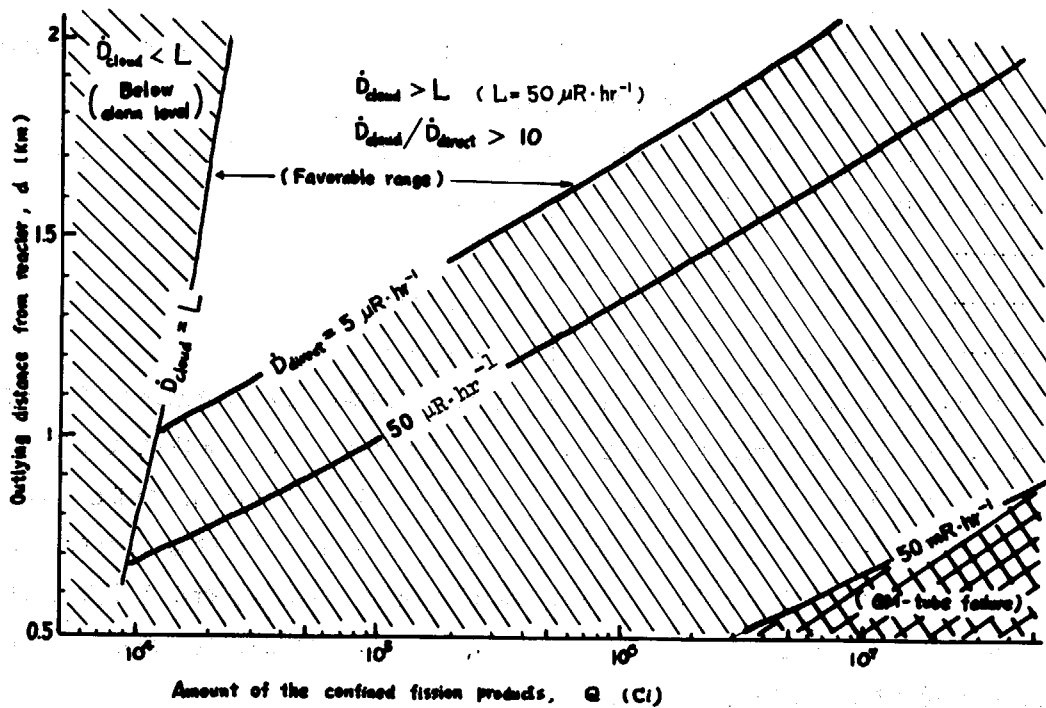


Fig.5-7 Diagram for determining optimum outlying distance

Notes: Leakage rate of containment shell = 0.01 day^{-1}
 Meteorological stability = D

5.4 F P 雲による総合的被曝と監視システムの基本的あり方との関係

5.4.1 F P 雲に起因する被曝に関する総合的考察

原子炉格納容器内に充満している F P が施設外へ漏洩して周辺に流れ出すと、空気および地物が汚染し住民は直接的、間接的な種々の経路を通して放射線被曝を受けることとなる。これらの被曝量に関する評価についてはすでにいくつかの研究^{1),12),13)}がなされているので、ここでは、それらの要点について整理し、若干の補正を加えて次節以下の考察を進めるための準備としよう。

(1) 原子炉災害時に受ける被曝の内容

原子炉災害時に周辺住民の受ける被曝を経路別に分類すると、次のようなものが考えられる。

D_{direct} …… 原子炉格納容器内に閉じこめられた F P から放射する放射線による外部被曝

D_{inh} …… F P 雲を吸入して受ける内部被曝

D_{grnd} …… F P 雲の沈降により汚染した地面から放射する放射線による外部被曝

D_{cloud} …… F P 雲から放射する放射線による外部被曝

D_{veg} …… 汚染した野菜等を摂取することによる内部被曝

D_{milk} …… 汚染した牛乳等を摂取することによる内部被曝

D_{egg} …… 汚染した鶏卵等を摂取することによる内部被曝

これらのうち、 D_{direct} については、他の要素と較べて距離による減少効果が著しいこと*を考慮すると、適切な行政的施策（たとえば、原子力地帯整備の際、非居住区域に若干の予備をもたせること等）がとられていさえすれば問題とならない。また D_{milk} および D_{egg} については、牛や鶏等が汚染空気または汚染餌料等を摂取してから 1 日以上経過しなければ、汚染した牛乳や卵等を産出しないので、それまでの間に流通経路の規制を行えば人間に摂取されることを防ぐことができる。 D_{veg} についても、同様に、それが食膳に乗るまでの時間に緊急通報を流せば被曝を防止することができる。

このように考えると、周辺の住民が不可避免的に受ける被曝の内容は D_{inh} 、 D_{grnd} および D_{cloud} の 3 種類にしぼられる。ただし D_{inh} は直接に測定することができないので他の観測値から推定しなければならぬ点に留意しておく必要がある。

(2) 不可避免的に受ける被曝に関する定量的表現

(a) 汚染霧状気中での呼吸による内部被曝 D_{inh}

いま、風速 u 、大気安定度 S のときに、 T 時間放出された F.P. の汚染気流をある場所 $(x, y, 0)$ にいる住民が吸入することにより受ける内部被曝線量を $D_{inh}(x, y; u, s, T)$ とすれば、これは次のように表わされる。

$$D_{inh}(x, y; u, s, T) = K_{inh} \cdot \int_0^T C(x, y, 0; t) dt \quad (\text{rem}) \quad (5-6)$$

ここで

*たとえば、 D_{cloud} は、風下に約 4 km 以上遠ざからなければ 1 桁低下しないに対し、 D_{direct} は約 200~400 m づつ遠ざかるごとに 1 桁づつ低下する (Fig. 5-4a と Fig. 5-16 を対比して参照のこと)。

$C(x, y, 0; t)$

…地点 $(x, y, 0)$ で時刻 t における F.P. 雲濃度。これは次式のように表わされる。

$$C(x, y, 0; t) = \frac{q(t - \frac{x}{u})}{u} \chi(x, y, 0; s, H) \quad (5-7)$$

ただし

$q(t - \frac{x}{u})$: 時刻 $t - \frac{x}{u}$ における F.P. の漏洩率 ($C_i \cdot \text{hr}^{-1}$) 原子炉から環境へ

の漏洩率を $\eta(t - \frac{x}{u})$ とすれば $q(t - \frac{x}{u}) = \eta(t - \frac{x}{u}) \cdot \bar{Q}$ となる。

$\chi(x, y, 0; s, H)$: 放出率 $1 \text{ Ci} \cdot \text{hr}^{-1}$, 風速 $1 \text{ m} \cdot \text{sec}^{-1}$, 安定度 S , 実効放出高度 H の場合に, 地点 $(x, y, 0)$ における F.P. 雲の濃度。

一般によく用いられている Pasquill の式によれば, これは次のように表される。¹⁴⁾

$$\begin{aligned} \chi(x, y, 0; S, H) = & \frac{\ln 10}{60^2 \cdot \pi \cdot w(x; s) \cdot h(x; s)} \\ & \cdot \exp\left\{-\left(\frac{y}{w(x; s)}\right)^2 \ln 10\right\} \\ & \cdot \left[\exp\left\{-\left(\frac{z-H}{h(x; s)}\right)^2 \ln 10\right\} \right. \\ & \left. + \exp\left\{-\left(\frac{z+H}{h(x; s)}\right)^2 \ln 10\right\} \right] \quad (5-8) \end{aligned}$$

ただし, 座標 (x, y, z) の定め方および $w(x; s)$, $h(x; S)$, H 等の記号は第3章の(3-4)式に関連して述べたものと同じである。なお, ここでは $H=10\text{m}$ と想定する。

次に, K_{inh} は一種の常数であり, ICRP のモデル¹⁵⁾に従って次のように計算できる。ただし, ここでは, F.P. 雲の吸入時間に比べ十分に長い期間にわたる積算線量を考えている。

$$K_{inh} = \frac{3.7 \times 10^{10} \left(\frac{\text{dis} \cdot \text{sec}^{-1}}{\text{Ci}} \right) \cdot 3600 \left(\frac{\text{sec}}{\text{hr}} \right) \cdot 1.6 \times 10^{-6} \left(\frac{\text{erg}}{\text{MeV}} \right)}{100 \left(\frac{\text{erg} \cdot \text{g}^{-1}}{\text{rem}} \right)}$$

$$\cdot v \cdot f_a \cdot \frac{\epsilon}{m} \cdot T_e \cdot \int_0^{\tau_1} \exp\left(-\frac{0.693}{T_e} t\right) dt \quad (5-9)'$$

$$= 2.1 \times 10^6 \cdot v \cdot f_a \cdot \frac{\epsilon}{m} \cdot T_e \cdot \left[1 - \exp\left(-\frac{0.693}{T_e} \tau_1\right) \right] \quad (5-9)$$

ここで

v ……呼吸率 ($\text{m}^3 \cdot \text{hr}^{-1}$)

f_a ……呼吸によって摂取した放射性核種が, 「問題の臓器」(critical organ)に達する割合

- ϵ ……放射性核種の壊変が「問題の臓器」に与える有効 energy ($\text{MeV} \cdot \text{dis}^{-1}$)
 m ……「問題の臓器」の質量
 T_e ……放射性核種の「問題の臓器」中における実効半減期。(day)
 τ_i ……汚染雰囲気吸入後の経過期間(day)

τ_i の値は通常 365 day または一生涯を考慮するので(9)式右辺の指数関数の値は 0 となる。

青木ら(1961)は、このような K_{inh} の値を、核分裂生成物(以下これを F.P. と呼ぶ)中の種々の核種および各関連臓器について計算した。¹²⁾ また、それらの核種が原子炉事故時にどのような割合で放出されるかを Burnett(1957)の論文¹⁶⁾などにもとづいて計算した。これらの値を Table 5-2 に示す。

Table 5-2 の第 2 欄は、軽水炉が 400 日運転後に事故を起した場合を想定して、環境に放出される放射性核種の量(Ci 数)を ^{131}I の値との比較のもとに示したものである。また第 3 欄~第 6 欄は、各核種が全身、甲状腺、骨および肺に与える線量を評価するための K_{inh} の値を(5~9)式を用いて計算したものである。

Table 5-2 の数値から次のことが解る。

- ① F.P. 全体として見た場合、 K_{inh} の重み付け(Curie比を乗じたもの)の総和は Thyroid (甲状腺)に関する値 3.74×10^6 ($\text{rem}/\text{Ci} \cdot \text{hr} \cdot \text{m}^{-3}$) が一番大きい。最大許容線量は臓器ごと異なるが、それを考慮に入れても、甲状腺が critical organ となる。
- ② F.P. で汚染した空気中の ^{131}I の濃度が、仮に 1×10^{-6} Ci/m^3 (別の表現を使うならば、F.P. の全放射能濃度が $13.7 \times 10^6 \text{Ci}/\text{m}^3$) であるような雰囲気の中に 1 hr 居たとすれば、成人が 1 年間に受ける被曝線量は、甲状腺について 3.74 rem である。

いま仮りに、東海村の平均的な気象条件 ($S=D, u=2.5 \text{m}/\text{sec}$) の場合に、1 Ci の ^{131}I を含んだ F.P. (全放射能 13.7 Ci) が実効放出高度 10m で放出されたとすると、風下 180m 近傍で最高濃度地点となり、 ^{131}I の濃度は 1.5×10^{-7} であることが Pasquill の式から算出できる。したがって、そこで 1 hr の呼吸を続けたとすると、甲状腺の年間被曝線量は 0.56 rem となる。

Beattie(1963)は、Windscale の事故の際に得られたデータを整理して、甲状腺に関する K_{inh} の値を評価した。¹⁾ それによると、大人については $3 \times 10^6 \text{rem}/\text{Ci} \cdot \text{hr} \cdot \text{m}^{-3}$ 、子供については $1.2 \times 10^7 \text{rem}/\text{Ci} \cdot \text{hr} \cdot \text{m}^{-3}$ となっており、Table 5-2 の計算値との間に大きな相異がない。なお、Beattie の値は、F.P. 中に含まれる ^{131}I の濃度を用いて F.P. 雲の濃度を表わしている。

この論文では、実測値に基づいた Beattie の値¹⁾を用いることとする。すなわち、周辺住民の中の子供を対象として $K_{inh} = 1.2 \times 10^7 \text{rem}/\text{Ci} \cdot \text{hr} \cdot \text{m}^{-3}$ (of ^{131}I) と定める。また、単位記号の中の (of ^{131}I) の表示を省略することもある。

住民の内部被曝の実測例については、Windscale の事故(1957年)の際に、Windscale の南東方向* 2.4 miles の地域について、 ^{131}I の甲状腺への沈着量を測定し被曝量(rad 単位)に換算した値が Table 5-3 のように報告されている。¹⁷⁾ この表の数値の全体的傾向

* Windscale の事故の際には、最も多量に F.P. を放散した時間帯の風下方向は南東方向と考えられている。

を見やすくするために、距離との関係を図上に描くと Fig. 5-8 (○印) のようになる。すなわち、風下 6 km 前後を山としてかなり規則的に分布している。この分布のしかたは、当時の気象条件などを参考として計算した濃度分布の傾向 (Fig. 5-8 における曲線) とかなり似ている。したがって (5-6) 式の表現、すなわち、内部被曝線量は濃度分布の時間積分値に比例するということは実測データと矛盾がないといえよう。

また、米国の Convair 研究所は、1958年に、米国空軍の指示のもとに他の大学等の協力を受けて、F.P. の野外放出実験を国立原子炉実験所 (NRTS) の敷地内で実施している¹⁰⁾ (詳細は次章第 6 節 6.4 項参照) 。その際、風下方向に配置した沢山のネズミや犬に、F.P. 雲を呼吸させ内臓に沈着した F.P. の量を測定しているが、そのデータの 1 部を Fig. 5-9, Fig. 5-10 に示す。これらの図においても、F.P. 雲の時間積分濃度と F.P. の内臓沈着量が比例関係にあることが示されており、その意味において (5-6) 式が妥当であることが解る。

Table 5-2 Ratio of nuclides and the values of K_{inh} in fission products in a reactor accident

Nuclide	Ratio(Ci)	Value of K_{inh} for each organ			
		Total body	Thyroid	Bone	Lung
$^{131}\text{I} + ^{132\text{m}}\text{Xe}$	1.00	70.9×10^3	1.92×10^4	71.2×10^3	93.5×10^3
^{132}I	1.52	4.9×10^3	106×10^3	4.9×10^3	6.2×10^3
$^{133}\text{I} + ^{133\text{m}}\text{Xe}$	2.24	38.8×10^3	1.16×10^4	37.2×10^3	51.5×10^3
^{134}I	2.62	8.1×10^3	89×10^3	8.1×10^3	9.18×10^3
$^{135}\text{I} + ^{135}\text{Xe}$	2.04	19.6×10^3	335×10^3	18.8×10^3	23.9×10^3
^{89}Sr	0.033	0.46×10^3	0.02×10^3	17.1×10^3	7.5×10^3
$^{90}\text{Sr} + ^{90}\text{Y}$	0.0011	0.16×10^3	—	2.5×10^3	1.47×10^3
^{90}Y	—	—	—	—	—
^{91}Y	0.0404	0.47×10^3	0.02×10^3	16.8×10^3	10.8×10^3
$^{95}\text{Zr} + ^{95\text{m}}\text{Nb}$	0.0436	44.6×10^3	43.6×10^3	47.0×10^3	54.5×10^3
^{95}Nb	0.0428	25.7×10^3	25.4×10^3	26.2×10^3	29.0×10^3
$^{137}\text{Cs} + ^{137\text{m}}\text{Ba}$	0.0091	30.4×10^3	30.5×10^3	30.7×10^3	34.5×10^3
$^{140}\text{Ba} + ^{140}\text{La}$	0.0436	16.0×10^3	15.6×10^3	20.5×10^3	23.7×10^3
^{140}La	—	—	—	—	—
^{141}Ce	0.0414	1.17×10^3	1.08×10^3	2.12×10^3	3.24×10^3
$^{141}\text{Ce} + ^{141}\text{Pr}$	0.0264	8.32×10^3	6.74×10^3	3.27×10^3	43.5×10^3
^{143}Pr	0.0428	0.075×10^3	—	1.25×10^3	1.67×10^3
^{239}Pu	0.000011	—	—	1.92×10^3	0.7×10^3
^{85}Kr	0.01	0.02×10^3	0.02×10^3	0.02×10^3	0.02×10^3
^{133}Xe	2.00	0.38×10^3	0.38×10^3	0.38×10^3	0.38×10^3
$^{135}\text{Xe} + ^{135\text{m}}\text{Cs}$	2.00	1.24×10^3	1.24×10^3	1.24×10^3	1.24×10^3
^{41}Ar	—	—	—	—	—
Sum*	13.7	0.27×10^4	3.74×10^4	0.31×10^4	0.40×10^4

* The sum of K_{inh} are obtained after weighting with the ratio of activity. (From Aoki T. et al.)

Table 5-3 Thyroid-gland dose distribution in the inhabitants in the Windscale accident, 1957. (from Dunster)⁽³⁾

Range (miles)	Average dose (rads)	
	Adults*	Children*
2	0.5 (18)	0.8 (9)
4	1.4 (8)	3.9 (3)
4.5	1.4 (7)	
6	1.8 (8)	12.2 (3)
11	1.4 (12)	6.0 (11)
19.5	0.4 (29)	
23	0.5 (5)	4.4 (3)
24	0.3 (9)	

* The number of persons examined is shown in brackets.

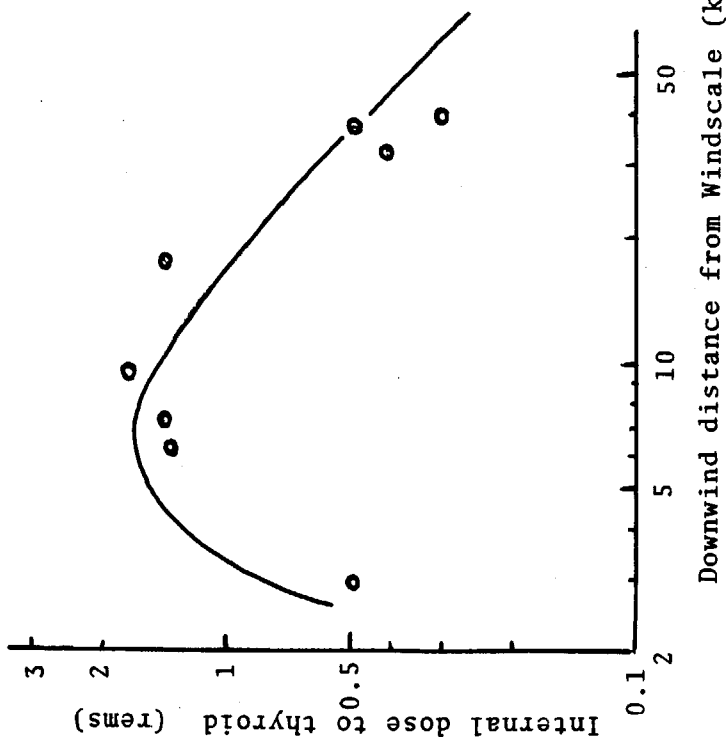


Fig.5-8 Downwind distribution of the internal dose to the thyroid gland of inhabitants at the Windscale accident, 1957. (Dunster)

LEGEND

- Inhalation risk estimated with Pasquill's formula, assuming S=E and H=120 m above the ground
- Measured thyroid doses for adults (average values)

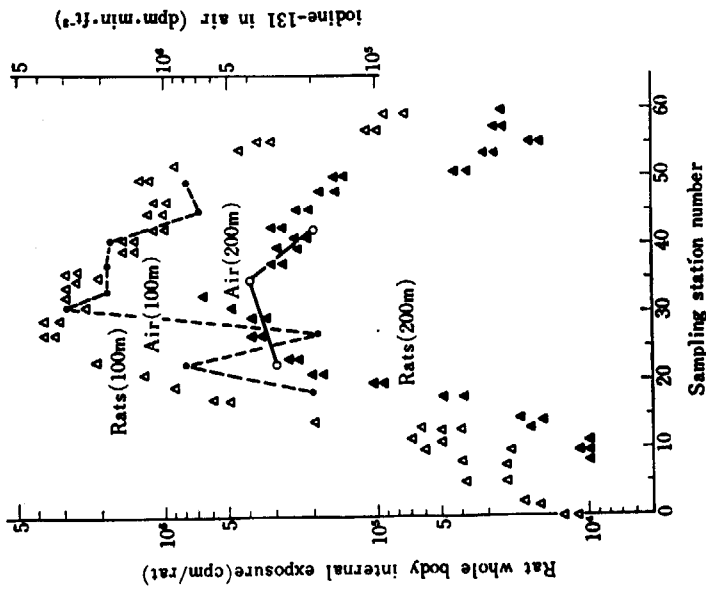


Fig. 5-9 Comparison in the experiments between the iodine-131 concentration distribution in the air and the corresponding dose distribution (AFSWC-TR-59-44, p. 361 and p. 348)

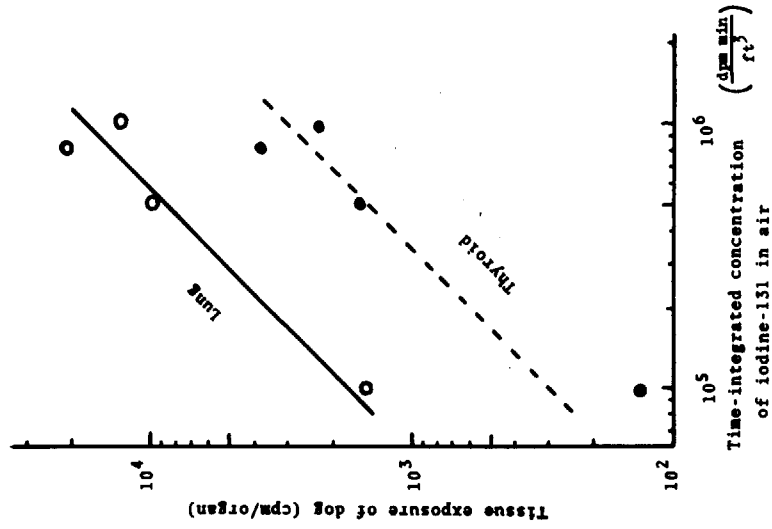


Fig. 5-10 Thyroid-gland exposure of dogs as a function of the time-integrated iodine-131 concentration in the air (AFSWC-TR-59-44)

(b) 汚染した地面から受ける外部被曝, D_{grnd}

本項では, F.P. の放出条件および気象条件は前項と同じとする。環境に放出された F.P. は, 気流に乗って風下に運ばれるが, その途中で沈降するために地面等が汚染し, そこから γ 線を放射するので住民は外部被曝を受けることとなる。このとき, 地点 (x, y) に居る住民の被曝量 $D_{grnd}(x, y; u, S, T)$ は次のように表わされる。

$$D_{grnd}(x, y; u, S, T) = K_{grnd} \cdot \int_0^T C(x, y, 0; t) dt \quad (rem) \quad (5-10)$$

ここで, 青木ら(1961)の考え方¹²⁾に従うと,

$$K_{grnd} = \frac{3.7 \times 10^{10} \left(\frac{dis \cdot sec^{-1}}{Ci} \right) \cdot 3600 \left(\frac{sec}{hr} \right) \cdot 1.6 \times 10^{-6} \left(\frac{erg}{MeV} \right)}{100 \left(\frac{erg \cdot g^{-1}}{rem} \right)} \cdot v_g \cdot E \cdot \mu_{tis} \cdot \int_0^\infty \frac{\exp\{-\mu \sqrt{h^2 + \xi^2}\} \cdot B(\mu \sqrt{h^2 + \xi^2})}{4\pi(h^2 + \xi^2)} \cdot 2\pi \xi d\xi \cdot \int_0^{\tau_2} \exp\left(-\frac{0.693}{T_r} \tau\right) d\tau \quad (5-11)'$$

$$= 2.1 \times 10^6 \cdot v_g \cdot E \cdot \mu_{tis} \cdot F(\mu h) \cdot \int_0^{\tau_2} \exp\left(-\frac{0.693}{T_r} \tau\right) d\tau \quad (rem/Ci \cdot hr \cdot m^{-3}) \quad (5-11)$$

ただし,

v_g …… F.P. の地面に対する沈着速度 ($m \cdot hr^{-1}$)

E …… 地面に沈着した F.P. から放射する γ 線の光子エネルギーの平均値 (通常 $0.7 MeV$ とすることが多い)

μ_{tis} …… 人体組織の質量吸収係数 (このデータは入手できないので水の質量吸収係数で代用する) ($m^2 \cdot g^{-1}$)

T_r …… 地面に沈着した F.P. の物理的半減期 (hr)

μ …… 空気的全吸収係数

h …… 人体の地面からの実効高 (ここでは放射線感受性の高い生殖腺の高さを考え $70 cm$ とする)

$F(\mu h)$ …… (5-11)' 式の中の ξ に関する積分の部分の意味する。

τ_2 …… 汚染地域に住民が滞在する期間 (day)

(5-11)' 式では $\tau_2 \gg T$ の場合を考えている。

ここで, (5-11)' 式の中の ξ に関する積分について説明を補足しよう。積分変数 ξ は, 人体の生殖腺の位置 (地面からの高さ h) を原点とし, 水平方向に円を描いた場合の半径を意味する。また $\sqrt{h^2 + \xi^2}$ は地面上の一点から生殖腺までの距離である。(Fig.5-1.1 参照)

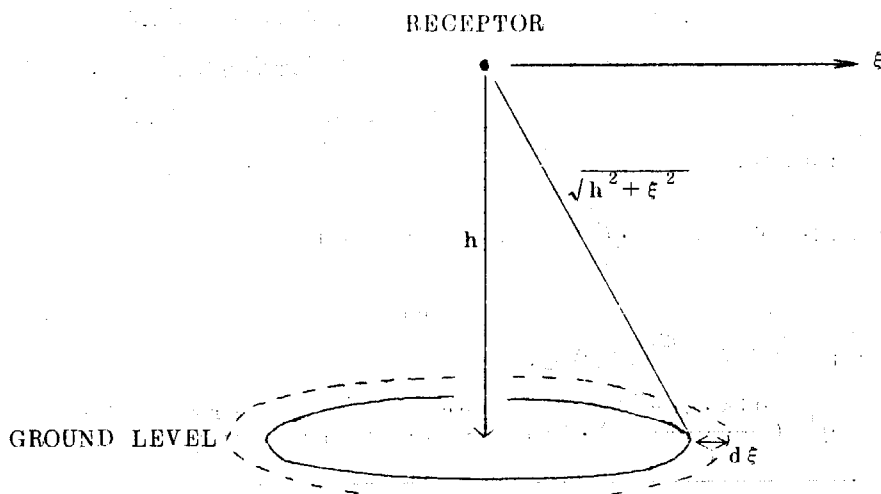


Fig.5-11 Coordinate system for calculation of the gamma-exposures due to ground contamination

なお、 $B(\mu\sqrt{h^2 + \xi^2})$ は γ 線の空気中における build up 関数である。 $B(\mu\sqrt{h^2 + \xi^2}) \approx 1 + \mu\sqrt{h^2 + \xi^2}$ と定めると、積分の結果得られる関数 $F(\mu h)$ は次式で表わされる。

$$F(\mu h) = \int_{\mu h}^{\infty} \frac{\exp(-\rho)}{\rho} d\rho + \exp(-\mu h) \quad (5-12)$$

(2)式の値は指数積分などの関数表から求められる。たとえば $\mu = 9 \times 10^{-5} \text{ cm}^{-1}$, $h = 70 \text{ cm}$ とすれば $F(\mu h) \approx 5.5$ である。さらに $E = 0.7 \text{ MeV} \cdot \text{dis}^{-1}$, $\mu_{tis} = 3 \times 10^{-6} \text{ m}^2 \cdot \text{g}^{-1}$ を用いると、(5-11)式は、

$$K_{\text{grnd}} \approx 8.3 \cdot v_g \cdot \int_0^{\tau_2} \tau^2 \exp\left[-\frac{0.693}{T_r}(\tau - t)\right] d\tau \quad (5-13)$$

となる。

とくに、 $\tau_2 \rightarrow \infty$ の場合を考えると、(5-13)式は、

$$K_{\text{grnd}} \approx 12 \cdot v_g \cdot T_r \quad (5-14)$$

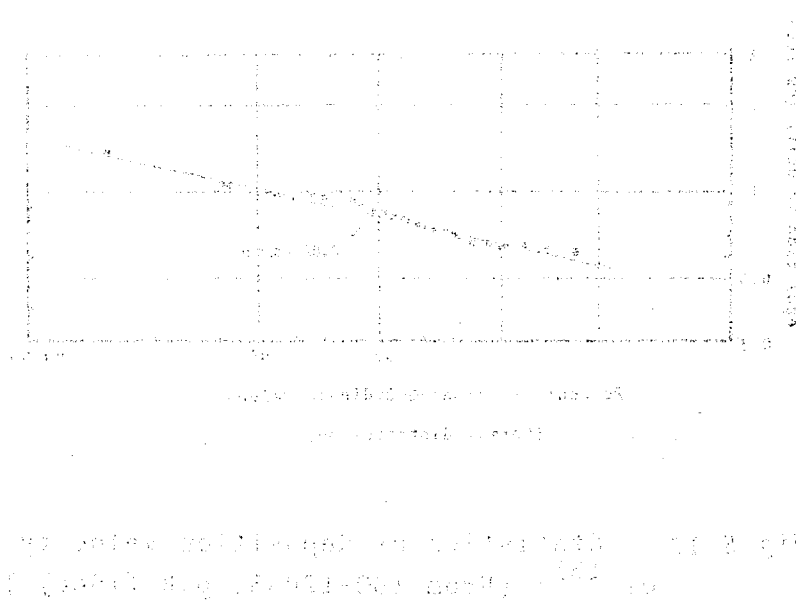
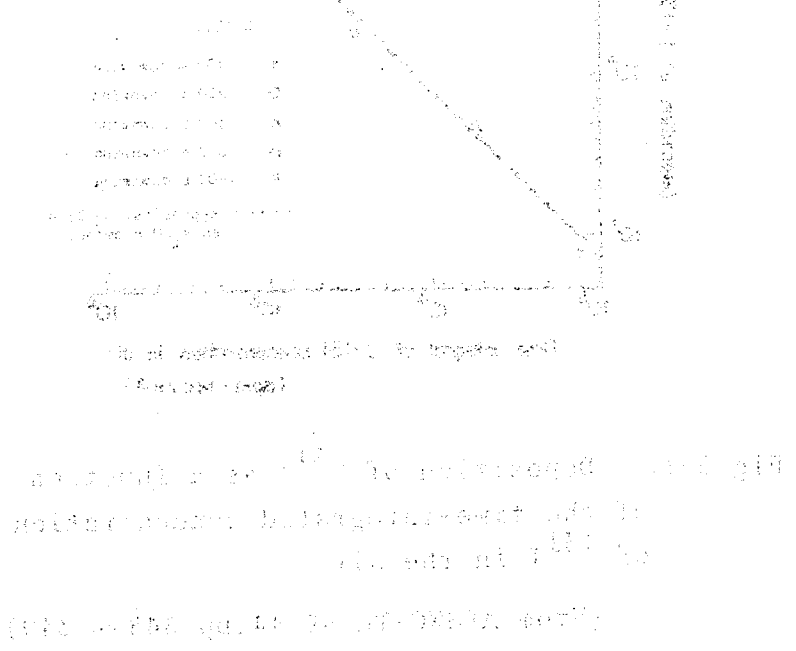
(rem/Ci·hr·m⁻³)

となる。これは安全側の評価式に相当する。

(5-14)式における v_g の値は、Windscale の事故¹⁾(1957年)その他の実測値^{10),26)}によれば、 $v_g \approx 1 \text{ cm/sec} (= 3.6 \text{ m/hr})$ とするのが妥当であろう (Fig.5-12, Fig.5-13 参照)。また T_r は、Windscale 事故の場合には数日 (10^2 hr) 程度であった。したがって K_{grnd} の値は $10^3 \text{ (rem/Ci·hr·m}^{-3}\text{)}$ の order となる。

ここで、前項に計算した K_{inh} の値 ($3.74 \times 10^6 \text{ rem/Ci·hr·m}^{-3}$) と比べると、 K_{grnd} の値は約3桁低いことが解る。換言すれば、F.P. 雲の呼吸による内部被曝線量と汚染地面から受ける外部被曝線量を比較すると、後者の方が約3桁低いことになる。この関係は Windscale の事故の際の実測値とも矛盾していない。たとえば、Windscale の風下地域

における内部被曝線量¹⁷⁾は、Fig. 5-8に示されていたが、最大被曝の地帯(風下10~20 km)で数remである。一方、汚染した地面から放射するγ線の測定結果はFig. 5-14のようになっており、風下10~20 kmの地帯における最大の照射線量率は200μR/hrである。¹⁷⁾ 沈着したF.P.の半減期は数日(10² hr)であるから、減衰し終るまでに受ける積算被曝線量を計算すると、数mremのオーダーとなる。したがって、これらの実測値を比較しても外部被曝線量の方が約3桁低いという関係が存在する。



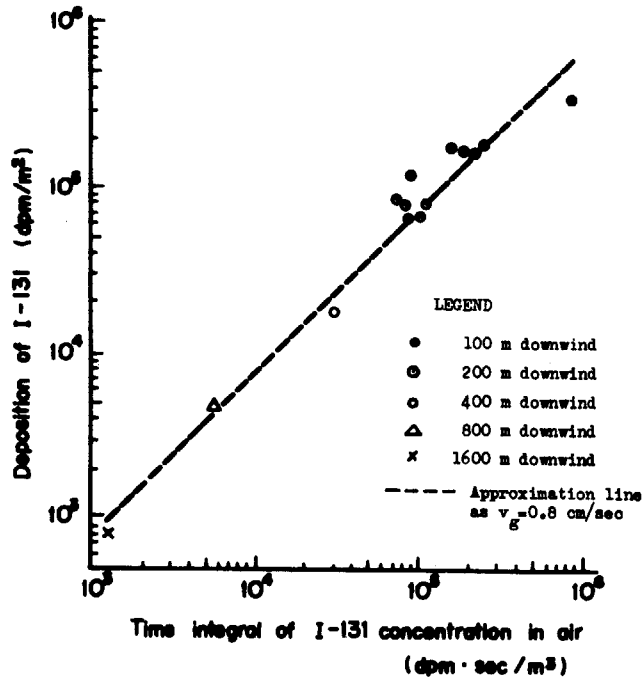


Fig.5-12 Deposition of ^{131}I as a function of the time-integrated concentration of ^{131}I in the air

(From AFSWC-TR-59-44, pp 348 ~ 349)

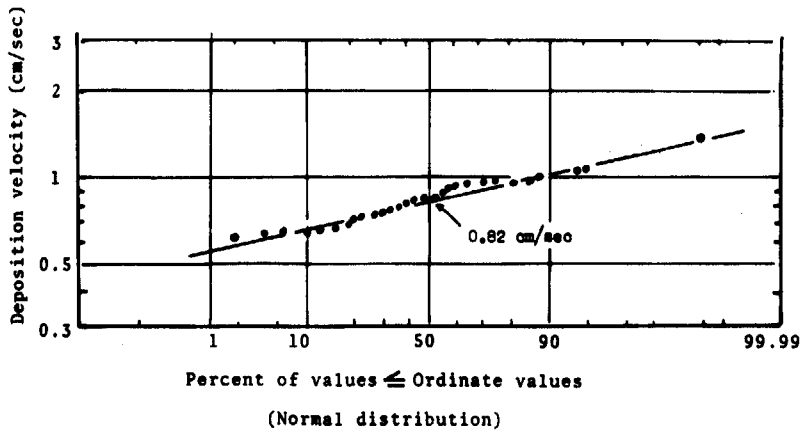


Fig.5-13 Statistics of deposition velocity of ^{131}I (From IDO-12053, p.8 (1966))

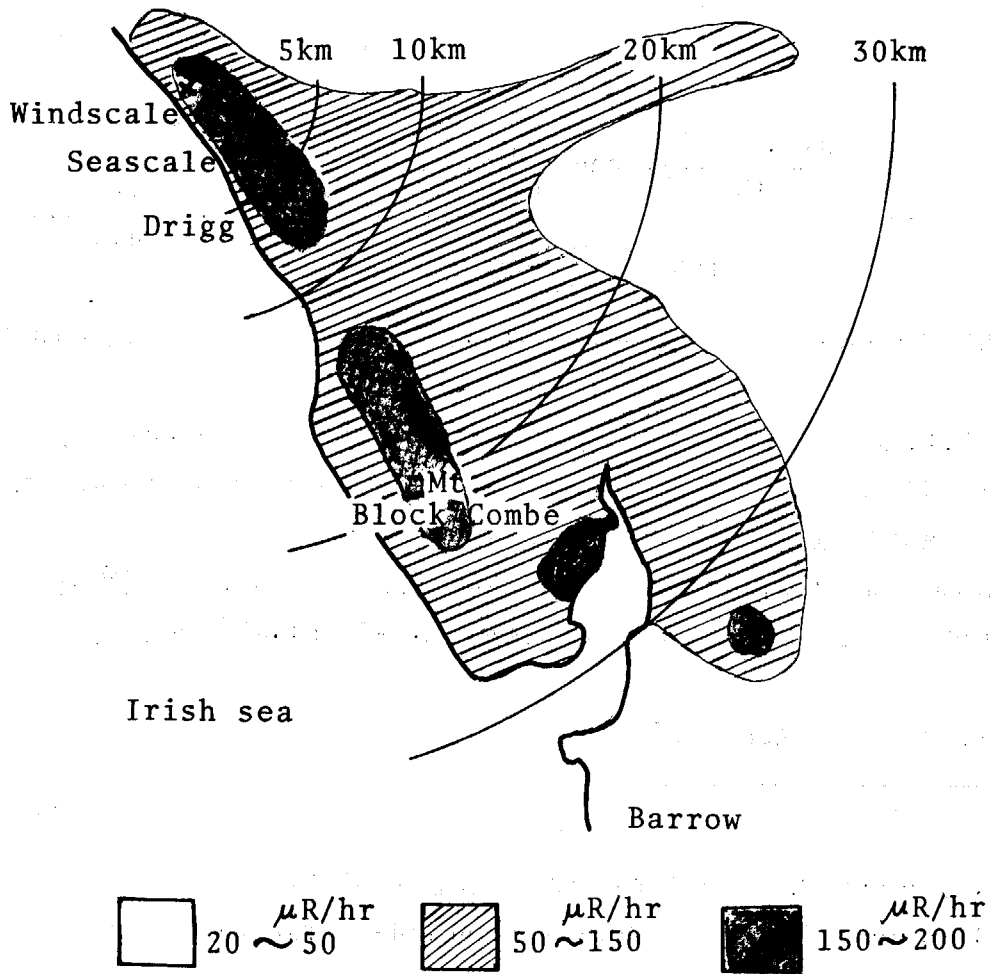


Fig.5-14 Map of Windscale area, showing the γ -exposure rates due to contaminated ground after the accident, 1957. (Reproduced from Dunster)

(c) 汚染空気から受ける外部被曝, \dot{D}_{cloud}

前項までと同じ条件のもとで, 風下の任意の地点 (x, y) に居る住民が受ける外部被曝線量 $D_{cloud}(x, y; u, S, T)$ は次式で表わされる。

$$D_{cloud}(x, y; u, S, T) = k \int_0^T \int_0^\infty \int_{-\infty}^\infty \frac{\exp(-\mu\rho)}{\rho^2} B(\mu\rho) C(\xi, \eta, \zeta; t) d\xi d\eta d\zeta dt \quad (rem) \quad (5-15a)$$

ここで,

$$k = \frac{3.7 \times 10^{10} \left(\frac{dis \cdot sec^{-1}}{Ci} \right) \cdot 3600 \left(\frac{sec}{hr} \right) \cdot 1.6 \times 10^{-6} \left(\frac{erg}{MeV} \right)}{100 \left(\frac{erg \cdot g^{-1}}{rem} \right)} \cdot E \left(\frac{MeV}{dis} \right) \cdot \mu_{tis} \left(\frac{m^2}{g} \right) \\ = 2.1 \times 10^6 \cdot E \cdot \mu_{tis} \quad (rem \cdot hr^{-1} / Ci \cdot m^{-2}) \quad (5-16a)$$

ただし,

$E \dots \dots$ F.P. 雲から放射する γ 線の光子エネルギーの平均値 ($MeV \cdot dis^{-1}$)

$\mu_{tis} \dots \dots$ γ 線の人体組織中における質量吸収係数 (このデータは入手できないので, 水の質量吸収係数で代用する) ($m^2 \cdot g^{-1}$)

一般に, hazard analysis では, $E=0.7 (MeV, dis^{-1})$ を用いている。¹²⁾ そのとき $\mu_{tis} \approx 3 \times 10^{-6} (m^2 \cdot g^{-1})$ であるので, $k=4.4 (rem \cdot hr^{-1} / Ci \cdot m^{-2})$ となる。

また,

$\mu \dots \dots$ γ 線の線吸収係数 (m^{-1})

$$\rho = \sqrt{(\xi-x)^2 + (\eta-y)^2 + \zeta^2} \quad (m) \quad (5-17a)$$

$(\xi, \eta, \zeta) \dots \dots$ F.P. 雲の存在する空間内の任意の着目点

$B(\mu\rho) \dots \dots$ γ 線が空気中を透過する際の build-up factor を示す関数 (無次元)

$C(\xi, \eta, \zeta; t) \dots \dots$ 時刻 t において, 事故の原子炉の風下方向の空間内の任意の着目点 (ξ, η, ζ) における F.P. 雲の濃度 ($Ci \cdot m^{-3}$)

なお, 任意の地点 (x_0, y_0) に配置した γ 線検出器が受ける γ 線照射線量率 $\dot{D}_{cloud}(x_0, y_0; u, S)$ は次式で表わされる。

$$\dot{D}_{cloud}(x_0, y_0; u, S) = k' \int_0^\infty \int_{-\infty}^\infty \int_{-\infty}^\infty \frac{\exp(-\mu\rho)}{\rho^2} B(\mu\rho) \cdot C(\xi, \eta, \zeta) d\xi d\eta d\zeta \quad (R \cdot hr^{-1}) \quad (5-15b)$$

ここで

$$k' = \frac{3.7 \times 10^{10} \left(\frac{dis \cdot sec^{-1}}{Ci} \right) \cdot 3600 \left(\frac{sec}{hr} \right) \cdot 1.6 \times 10^{-6} \left(\frac{erg}{MeV} \right)}{84 \left(\frac{erg \cdot g^{-1}}{R} \right)} \cdot E \left(\frac{MeV}{dis} \right) \cdot \mu_{air} \left(\frac{m^2}{g} \right)$$

$$= 2.54 \times 10^6 \cdot E \cdot \mu_{\text{air}} \quad (\text{R} \cdot \text{hr}^{-1} / \text{Ci} \cdot \text{m}^{-2}) \quad (5-16b)$$

ただし

μ_{air} … γ 線の空気中におけるエネルギー吸収係数 ($\text{m}^2 \cdot \text{g}^{-1}$)、たとえば、 $E=0.7(\text{MeV} \cdot \text{dis}^{-1})$ の場合には、 $\mu_{\text{air}} = 2.9 \times 10^{-6} (\text{m}^2 \cdot \text{g}^{-1})$ (at 20°C) であるから、 $k' = 5.2 (\text{R} \cdot \text{hr}^{-1} / \text{Ci} \cdot \text{m}^{-2})$ となる。

(5-15b) 式に含まれるその他の記号 $B(\mu\rho)$ 、 $C(\xi, \eta, \zeta)$ は、(5-15a) 式に関するものと同じである。ただし ρ は次のように定義する。

$$\rho = \sqrt{(\xi - x_0)^2 + (\eta - y_0)^2 + \zeta^2} \quad (5-17b)$$

上記(5-15a)、(5-15b)式に関して、 $B(\mu\rho)$ については2つの指数関数の和、 $C(\xi, \eta, \zeta)$ については Pasquill の式を用いた場合の積分の方法が、すでに第3章に説明してある。その計算法は実測値に照して妥当であることも、 ^{41}Ar 放出実験によって確かめられている (Fig. 5-15 参照)。本章でも同じ方法で計算することとし、その結果を Fig. 5-16 ~ Fig. 5-19 に示した。これらの図は $q=1 \text{ Ci} \cdot \text{hr}^{-1}$ 、 $u=1 \text{ m} \cdot \text{sec}^{-1}$ の場合について計算したものである。

いま、 $q=1 \text{ Ci} \cdot \text{hr}^{-1}$ 、 $u=1 \text{ m} \cdot \text{sec}^{-1}$ の条件のもとにおける \dot{D}_{cloud} の値を $f(x, y; S)$ という記号で表わすと、(5-15)式は次のように書くことができる。

$$D_{\text{cloud}}(x, y; S, u, T) = \frac{f(x, y; S)}{u} \int_0^T q \left(t - \frac{x}{u} \right) dt \quad (\text{rem}) \quad (5-18)$$

筆者の計算値が、F.P. 雲 (γ 線光子のエネルギーが 0.7 MeV の場合) について妥当性をもつことは、米国 (Idaho 州) の国立原子炉試験所 (NRTS) 敷地内で、Convair 研究所が 1958 年に行なった野外実験¹⁰⁾ (次章 6.4 節参照) で確認することかできる。その実験のデータを整理したものを Fig. 5-20 に示す。この実験では、F.P. の放出が短時間 (約 1 分間) で終わったために、気流の瞬間的な乱れの影響が残っており、Fig. 5-20 に示した観測値も完全に対称な分布となっていない。しかし全体的な傾向および数値のレベルが筆者の計算値と矛盾していないことに注目すべきであろう。放出時間をもっと長くなれば、さらに良く合致するものと考えられる。

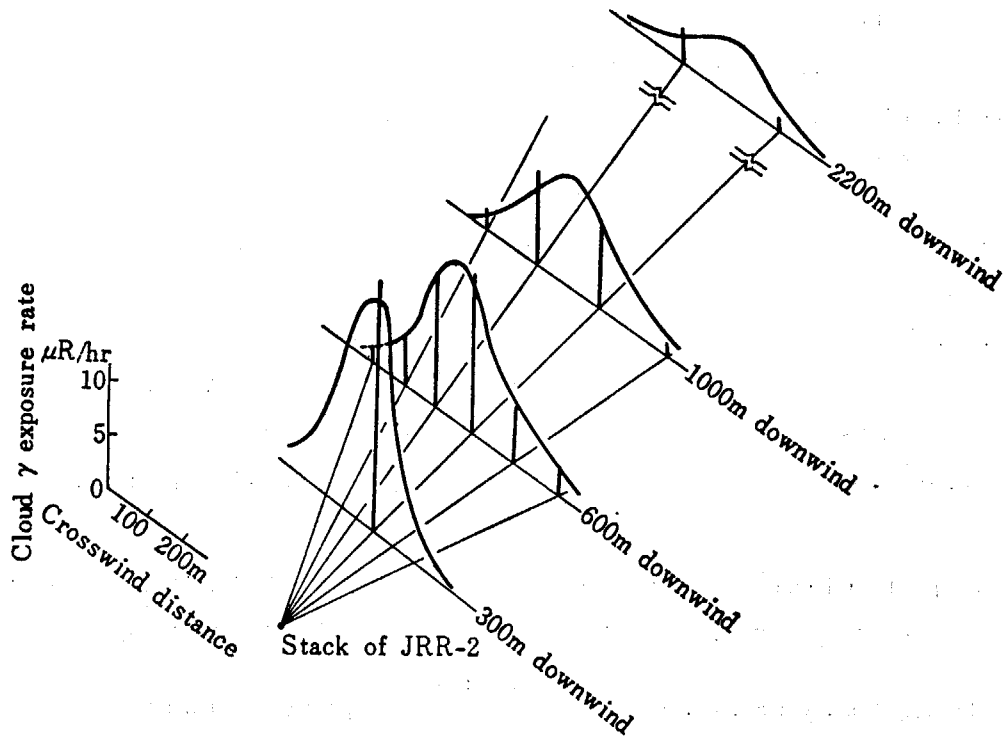


Fig.5-15 Comparison of the calculated and the experimental values of gamma-exposure rates from a passing ^{41}Ar cloud

Notes:

Experimental values are expressed with the height of columnar lines, from Table 3-6 .

Time of experiment: 1430 ~ 1530, Aug. 15, 1961

Place of observation: Downwind of JRR-2

Amount of Ar-41 released: 9.5 Ci

Stack height: 40 m above the ground

Wind speed: 6.6 m/sec at 45 m above the ground

Meteorological stability: S = C

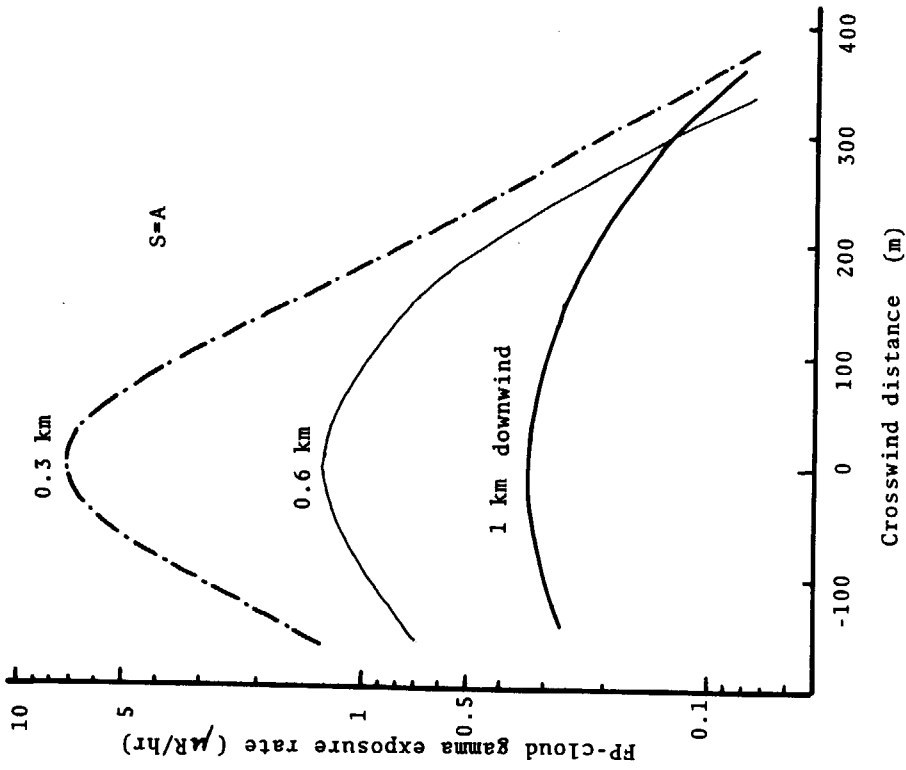


Fig. 5-17 Specific values $f_S(x,y)$ of FP cloud (0.7 MeV) gamma exposure rates as S=A

Assumption: $q/u = 1 \text{ Ci}\cdot\text{hr}^{-1}/\text{m}\cdot\text{sec}^{-1}$

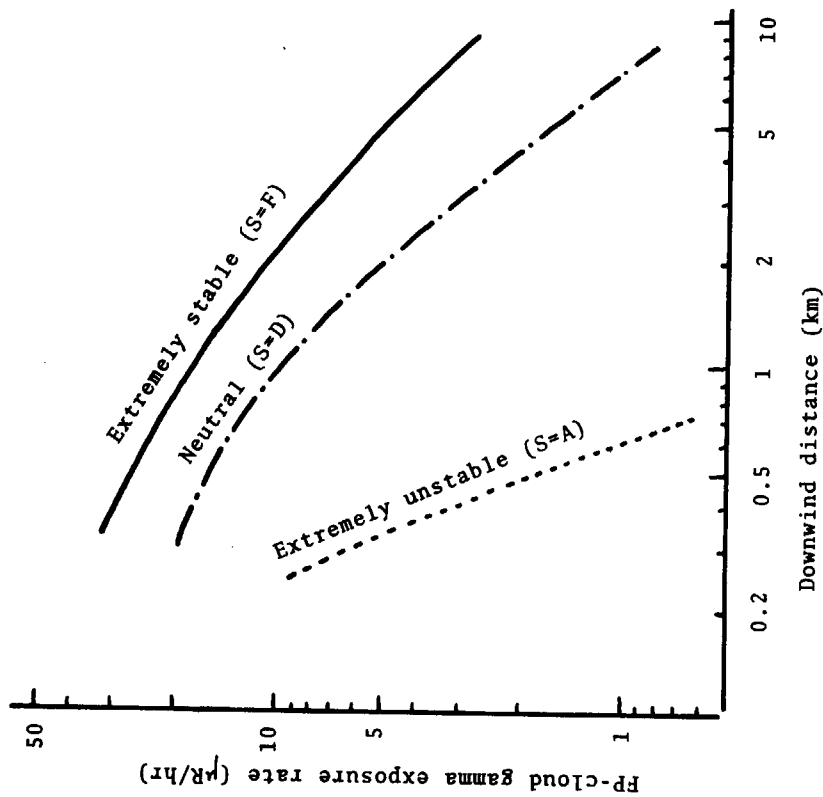


Fig. 5-16 Specific values $f_S(x,0)$ of FP cloud (0.7 MeV) gamma exposure rates

Assumption: $q/u = 1 \text{ Ci}\cdot\text{hr}^{-1}/\text{m}\cdot\text{sec}^{-1}$

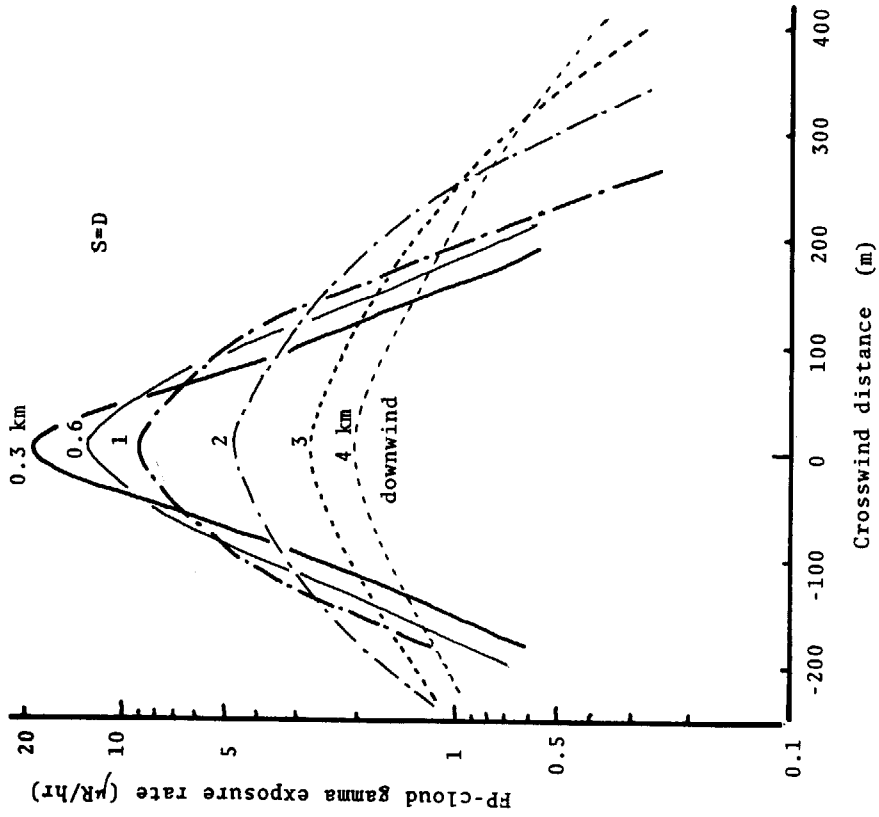


Fig.5-18 Specific values $f_S(x,y)$ of FP cloud (0.7 MeV) gamma exposure rates as S=D

Assumption: $q/u = 1 \text{ Ci}\cdot\text{hr}^{-1}/\text{m}\cdot\text{sec}^{-1}$

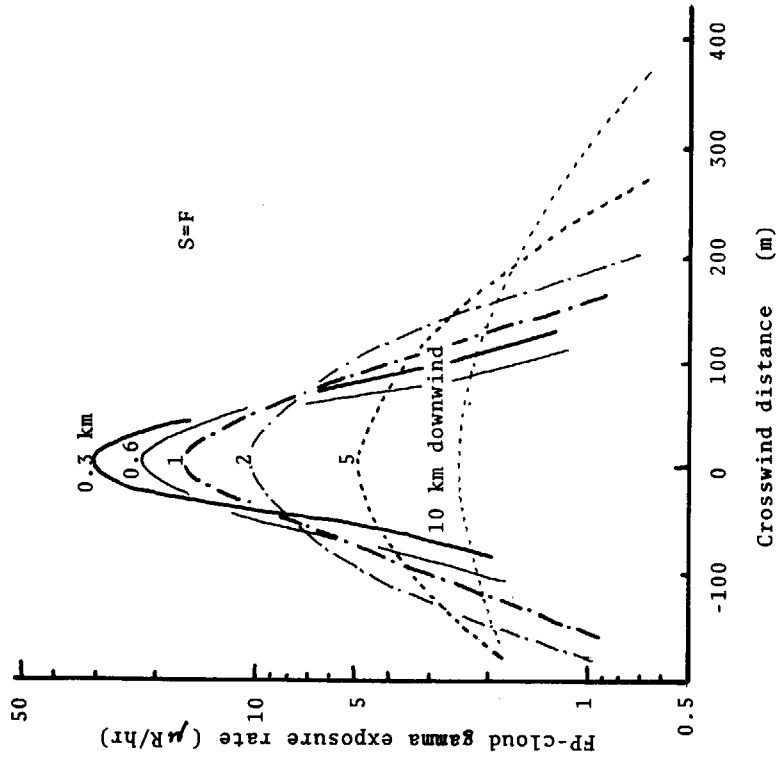


Fig.5-19 Specific values $f_S(x,y)$ of FP cloud (0.7 MeV) gamma exposure rates as S=F

Assumption: $q/u = 1 \text{ Ci}\cdot\text{hr}^{-1}/\text{m}\cdot\text{sec}^{-1}$

(3) 被曝量分布の特徴と観測値との関係

原子炉災害の発生によって、風下の任意の地点 (x, y) に居る住民の甲状腺が不可避免的に受ける総合的な被曝量 $D(x, y)$ は、前節の (5-6), (5-10a), (5-18) 式をまとめることによって次のように表わされる。

$$D(x, y) = F_s(x, y) \frac{1}{u} \int_0^T q\left(t - \frac{x}{u}\right) dt \quad (\text{rem}) \quad (5-19)$$

ただし

$$F_s(x, y) = (K_{inh} + K_{grnd}) \chi_s(x, y, 0) + f_s(x, y, 0) \quad (\text{rem/Ci} \cdot \text{m}^{-1} \cdot \text{sec}) \quad (5-20)$$

(5-19) 式を T について微分すれば、時刻 t において FP 雲を単位時間放出（あるいはそれを吸入*）した場合の甲状腺に対する総合的な被曝量 $\dot{D}(x, y; t)$ が得られる。すなわち、

$$\dot{D}(x, y; t) = F_s(x, y) \frac{1}{u} q\left(t - \frac{x}{u}\right) \quad (\text{rem/hr of cloud}) \quad (5-21)$$

$F_s(x, y)$ の値を風下中心線 ($y=0$) に沿って計算したものを Fig. 5-21 に示す。この図の曲線のパラメータは大気安定度 S としているが、各曲線の示す最大値は安定度にはあまり関係なくほぼ一定の値（約 $4 \text{ rem/Ci of } ^{131}\text{I} \cdot \text{m}^{-1} \cdot \text{sec}$ ）となる。今後はこの点に着目して考察を進めることとする。

ところで、事故現場においては高放射線場および各種の混乱があるために、FP の放出率 $q\left(t - \frac{x}{u}\right)$ を逐次測定し監視することは不可能に近い。そこで、施設外に放出された FP 雲の観測値を用いて事態を判定せねばならぬこととなる。

いま、ある観測地点 (x_0, y_0) で時刻 t における FP 雲の γ 線の測定値を $\dot{D}_{cloud}(x_0, y_0; t)$ とすれば、(5-18) 式を T で微分することにより、次式を得る。すなわち観測時刻 t よりも $\frac{x_0}{u}$ だけ遡った時点における FP 放出率は次式で与えられる。

$$q\left(t - \frac{x_0}{u}\right) = \frac{u}{f(x_0, y_0; S)} \cdot \dot{D}_{cloud}(x_0, y_0; t) \quad (\text{FP Ci} \cdot \text{hr}^{-1}) \quad (5-22)$$

また、(5-22) 式を (5-21) 式に代入すると、

$$\dot{D}(x, y; t) = \frac{F_s(x, y)}{f(x_0, y_0; S)} \cdot \dot{D}_{cloud}(x_0, y_0; t) \quad (\text{rem/hr of cloud}) \quad (5-23)$$

あるいは、これを FP 雲の通過時間について積分すると、

* $F_s(x, y)$ の構成要素のうち最も大きな値は $K_{inh} \cdot \chi_s(x, y, 0)$ である。すなわち吸入 (inhalation) による被曝が最も卓越している。¹²⁾ (93 頁参照)

$$D(x, y) = \int_0^T \frac{F_s(x, y)}{f(x_0, y_0; S)} \dot{D}_{\text{cloud}}(x_0, y_0; t) dt \quad (5-24)$$

となる。ここで、 u と $q(t - \frac{x_0}{u})$ が消去されていることに留意すべきである。

とくに、最高に被曝する地点 $(x_m, 0)$ における値を評価したい場合には、 $F_s(x_m, 0)$ の値が安定度 S (換言すれば、時刻 t) によってほとんど変わらないことに着目すると、次のように表わすことができる。

$$D(x_m, 0) \approx F(x_m, 0) \int_0^T \frac{\dot{D}_{\text{cloud}}(x_0, y_0; t)}{f(x_0, y_0; S)} dt \quad (\text{rem}) \quad (5-25)$$

ただし

$$F(x_m, 0) = \max \{ F_A(x_m, 0), F_B(x_m, 0), \dots, F_F(x_m, 0) \} \quad (5-26)$$

すなわち、 $F(x_m, 0)$ は安全側に評価した値 (約 $0.04 \text{ rem/FP Ci} \cdot \text{m}^{-1} \cdot \text{sec}$) である。

上述のとおり、FP の刻々の放出率 $q = (t - \frac{x_0}{u})$ および住民の甲状腺被曝の程度 (最大予想値) $D(x_m, 0)$ は、 γ 線の観測値 $\dot{D}_{\text{cloud}}(x_0, y_0; t)$ にもとづいて評価することができる*。

5.4.2 放射線監視所の配置を考える際の指針

前節までの考察の結果にもとづいて、野外放射線監視網の理想的な配置のための原則について考えてみよう。

原子炉から気体状に放出する放射性物質は、平常時には stack monitor 等で監視することができる。しかし大規模な事故が発生したような場合には、原子炉に付設した monitor 等が大量の放射線照射を受けて正常に使用できない事態も考えられるので、野外の放射線監視所はその場合も充分監視の役割を果せるように配置されていなければならない。したがって次の原則が生まれる。

「原子炉災害の規模」 $D(x_m, 0)$ が「対策レベル」 A を越えるおそれのある事態が発生すれば、監視網の中の何れかの位置 (x_0, y_0) にある監視装置がアラーム・レベル L 以上の観測値 $\dot{D}_{\text{cloud}}(x_0, y_0; t)$ を得て、かならず FP 雲の通過を発見し把握できるように配置 $\{(x_0, y_0)\}$ を定めること。

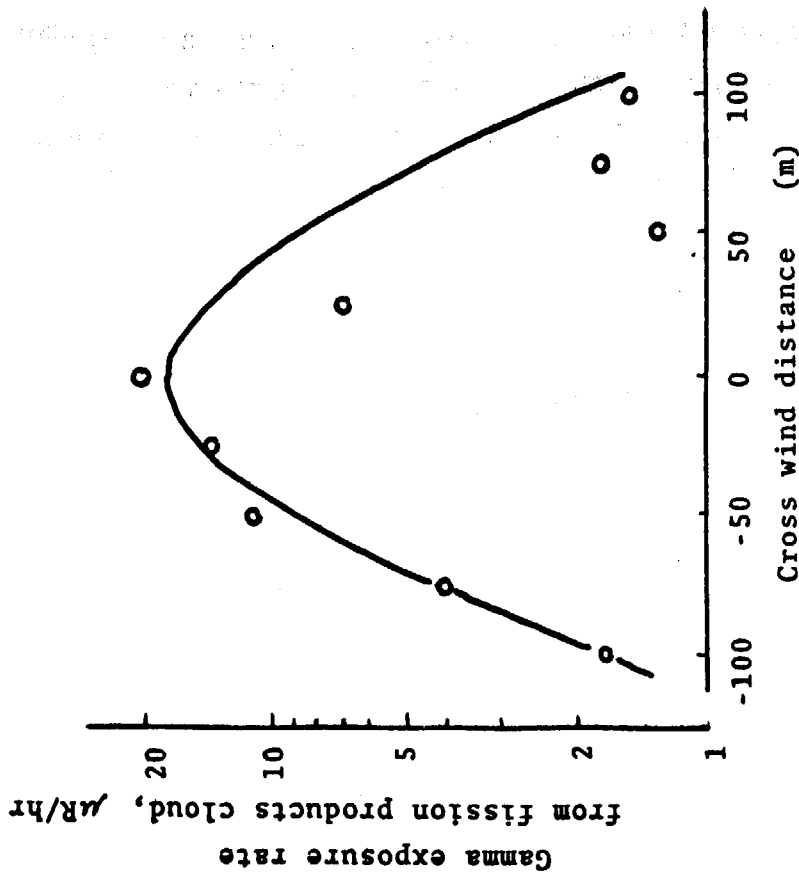
この原則を数理計画上の問題として考える前に、上述の表現が誤りなく解釈されるよう、若干の用語に関する定義を行ない補足説明を加えよう (Fig. 5-1 参照)。

「原子炉災害の規模」(記号 $D(x_m, 0)$ 単位 thyroid rem)

==== 最高被曝地点 $(x_m, 0)$ に居る標準人の決定臓器が不可避免的に受ける積算被曝線量 (rem)

ここで、「不可避免的に受ける被曝」の内容は、周辺住民が原子炉災害発生のお知らせを受けてから安全地域に避難を完了するまでの間に受ける外部被曝 D_{grnd} , D_{cloud} および体内に吸入

*このような評価を簡便に行なうために、筆者(1963年)は特殊な計算尺を考案した。(第6章参照)



LEGEND:
 ○ Observed,
 — Calculated

Fig. 5-20 Comparison of the calculated and the average values of observed γ -exposure rates from a passing F.P. cloud. (Reproduced from Fig. 6-7)

Notes : $Q=0.48$ Ci, $u=4.3$ m/sec,
 Release time = 1 min.
 S = E

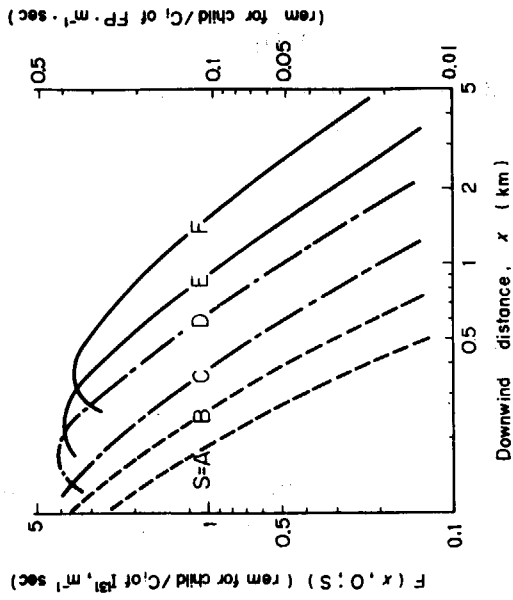


Fig. 5-21 Specific values of the sum of inevitable dose, $F(x,0;S)$, with meteorological stability as parameter

Notes:

The maximum values of $F(x,0;S(t))$ are nearly independent of the stability, which are all close to $4 \text{ rem/Ci} \cdot \text{m}^{-1} \cdot \text{sec}^{-1}$.

し残留するFPによる内部被曝(線量預託を含んだもの) D_{inh} の和を意味する。したがって前節までの(5-19), (5-24), (5-25)式等に含まれる積分記号の上限値 T は、次のように定義し変えることとする。

$$T = \max(T_A, T_B) \quad (5-27)$$

ただし

T_A … FPの放出を開始してから住民の避難が完了するまでの時間。

T_B … FPの放出を開始してから放出が終るまでの時間。

従来は、事故現場から放散するFPの総キュリー数で災害の規模を表わすことが多かったが、本当に知りたいのは何remの被曝者が出るかという結果的事実である。また放出キュリー数が解っても、その時の風速や大気安定度などが決らなければ災害の程度は決らない。しかし、ここに提案した表現法は、それら幾つかの条件に煩わされず、災害規模の数値と被害の程度が一義的に対応する長所を有する。さらにまた、FP雲の観測値とも比例的に対応するので、災害の評価が容易となる。

「対策レベル」(記号 Λ , 表示単位 thyroid rem)

——周辺住民の決定臓器(甲状腺)が緊急時に受ける被曝量に関する許容値, 原子炉災害に対する緊急活動体制(action)は、このレベルにもとづいて発動するものとする^{18a), 18b)}

なお、参考までに、放射線審議会(内閣総理大臣の諮問機関)は昭和42年3月の答申^{18a)}において、「放射性ヨードによる甲状腺の内部被曝に対する指標線量として150ラド」を提示している。(ここで、「指標線量」の意味については、「地域ごとに設定されるべき放射線レベルの越えてはならない値」と定義されている。)

「配置」(記号 $\{(x_0, y_0)\}$)

……ここでは、複数個の監視所の配置を考えている。

5.5 理想的な監視システムに関する考察

事故時に、その原子炉から流れ出すF.P. 雲を見逃さないためには、監視所の設置数を多くすることが望ましい。しかし必要以上に多くすることは経済性から見地から好ましくない。ここでは必要最小限の数を算出することを目標として考察を進める。

5.5.1 γ 線検出器を備えた監視所の把握可能領域

まず、前節の設計指針 (Design philosophy) に基づいて、監視用 γ 線検出器の監視能力を評価してみよう。

いま、放射線監視システムにとって最も意地の悪い場合を考え、そのときでも前記の設計指針を満足させるように γ 線検出器の配置間隔を定めてみる。すなわち、隣り合う監視所のいずれにも近寄らない丁度中間の方向にF.P. 雲が流れこむ場合を考え、しかもそのF.P. 雲は、最高濃度地点 $(x_m, 0)$ に居る住民が $T(\text{hr})$ 呼吸したときにその後の1年間に甲状腺に与える線量が一定の許容値 “Action level” Λ (rem) を越えるようなものであると想定する。

“Action level” を越えるという事態は、必ず発見しなければならぬので、監視システムの γ 線検出器には alarm level, L ($\mu\text{R/hr}$) 以上の照射がされていなければならない。換言すると、 γ 線検出器の間隔を w_γ とした場合に、F.P. 雲は $x_0 = d$ (km), $y_0 = \frac{1}{2} w_\gamma$ なる地点に L ($\mu\text{R/hr}$) より高い値の γ 線照射線量率を与えなければならない。前節(5-25)式を用いて、この関係を表わすと次のようになる (Fig. 5-22 参照)。

$$\Lambda \leq F(x_m, 0) \int_0^T \frac{L}{f(d, \frac{1}{2} w_\gamma; S)} dt \quad (\text{rem}) \quad (5-28)$$

もし、大気安定度が、期間 T の間変化しないとすると、(5-28)式は次のように書き換えられる。

$$f(d, \frac{1}{2} w_\gamma; S) \leq \frac{F(x_m, 0)}{\Lambda} LT \quad (5-29)$$

(5-29)式を満たす w_γ の値のうちで最大のものを \hat{w}_γ とすると、

$$\frac{1}{2} \hat{w}_\gamma = \max \left\{ f^{-1} \left(\frac{F(x_m, 0)}{\Lambda} LT; d, S \right) \right\} \quad (5-30)$$

ここで、右辺の記号 \max は括弧 $\{ \}$ 内の値が最大になるような値を拾い出すことを意味する。また逆関数 $f^{-1} \left(\frac{F(x_m, 0)}{\Lambda} LT; d, S \right)$ の記号は、 d と S を固定した状態で $f(d, \frac{1}{2} w_\gamma; S)$

$= \frac{F(x_m, 0)}{\Lambda} LT$ を満すような $\frac{1}{2} w_\gamma$ の値を求めることを意味する。

いま、 γ 線検出器として方向依存性の無いものを選んだとすると、上記の公式(5-30)は、F.P. 雲の流れと無関係に成立する。したがって、 γ 線検出器を中心とし、半径 $\frac{1}{2} \hat{w}_\gamma$ の円形の領域を地図上に描いたとすると、その領域内をF.P. 雲の流れの中心線が通過したときには、常にその γ 線検出器の測定する照射線量率が L より大きくなってalarmを吹鳴さすこととなる。このような仕組みをもつ円形領域を「把握可能領域」あるいは「守備領域」と呼ぶことと

する。

このように一般化した領域の概念は、複数個の原子炉を囲む野外監視 system の設計を行う場合に大変有効である。たとえば、Fig. 5-22 に示すように、各原子炉から一定値以上の避隔距離を保ちながら、幾つかの円形守備領域で取巻いてゆき、それらの円形領域を相互に接した状態に保つならば、完全な監視 system を定めることができる。Fig. 5-22 では、どの監視所も一定の大きさの守備領域 (Detecting domain) をもつものと仮定して作図したが、この仮定はかならずしも必要でない。たとえば、 γ 線検出器を備えた監視所と F.P. 濃度測定用 dust monitor を備えた監視所とは、その守備領域の大きさが異なるが、これらを組合せた監視システムを構成する場合には、大きさの異なるそれらの守備領域を接合してゆけばよい。

γ 線検出器の守備領域の半径は、(5-30) 式から求められるが、その中に含まれる factor については、Fig. 5-21 から $F(x_m, 0) = 4 \text{ rem/Ci} \cdot \text{m}^{-1} \cdot \text{sec}$ であり、また第 4 章の結論として $L = 50 \mu\text{R/hr}$ と定まっている。(5-30) 式による計算の結果を Fig. 5-23 に示す。この図では、横軸に避隔距離 d 、縦軸に守備領域の半径 $\frac{1}{2} \hat{w}_\gamma$ をとって、曲線の parameter としては、Action level に関する Λ/T の値 (以下これを Λ と記す) および大気安定度 S の組合せをとっている。

5.5.2 γ 線検出器を備えた監視所の必要数

前項の Fig. 5-23 によると、5.4.2 節の設計指針に適合するような配置間隔 (最大値) \hat{w}_γ は、避隔距離 d を増していった場合にさほど大きくなり、むしろ縮小する傾向がある。したがって避隔距離を大きくとるほど、数多くの監視所が必要となる。この必要な数 N は次の式で表わすことができる。

$$N = \left[\frac{\Gamma}{\frac{1}{2} \hat{w}_\gamma (\Lambda, L, d, S)} \right] + 1 \quad (5-31)$$

ここで

Γ ... 原子炉群を一定の避隔距離を保ちながら取囲む監視所群の位置を結んで出来上る図形の周の長さ。

なお、(5-31) 式右辺の括弧 $[]$ は、ガウスの記号、すなわち $[]$ 内の値を越えない最大の整数を意味する。

監視の対象がただ 1 個の原子炉の場合には、上記の Γ は次のように表わされる。

$$\Gamma = \Psi \cdot d \quad (5-32)$$

ここで

Ψ ... 監視を必要とする範囲 (原子炉から張る角) (radian)。

原子炉が内陸にある場合は $\Psi = 2\pi$ 、海岸に面して存在する場合は $\Psi = \pi$ となる。原研 (東海村) の場合は約 $\frac{9}{8}\pi$ となる。

(5-32) 式を (5-31) 式に代入すると、

$$N = \left[\frac{\Psi \cdot d}{\frac{1}{2} \hat{w}_\gamma (\Lambda, L, d, S)} \right] + 1 \quad (5-33)$$

となる*。いま、 $L=50\mu\text{R/hr}$ 、 $S=D$ の場合について、上式の関係を図示したものをFig. 5-24 に示す。この図では、横軸に $\dot{\Lambda}$ 、縦軸に d をとり、曲線のパラメータに N の値をとっている。たとえば $\dot{\Lambda}=15\text{rem(child thyroid)/hr(release duration)}$ 、 $d=1.6\text{ km}$ と与えると、 $N=10$ となる。

なお、 $\dot{\Lambda}$ の値(横軸の値)が小さい場合は、F.P.の放出率が小さい場合に対応する。したがってF.P.雲の γ 線の照射線量率 \dot{D}_{cloud} も低くなり、場合によっては、Alarm level以上の値に達しない(すなわちF.P.雲の通過を把握できない)ことが起りうる。また避隔距離 d (縦軸の値)が大きい場合にも \dot{D}_{cloud} の値が低くなり、Alarm level以上の値が観測できない。Fig. 5-24では、このようなことの生ずる領域をImpossibility domainとして左上隅に細い針線で示した。

* (33)式の右辺第1項分母は、 \hat{w}_γ に關与する4つの変数を明示するためにこのような記法とした。

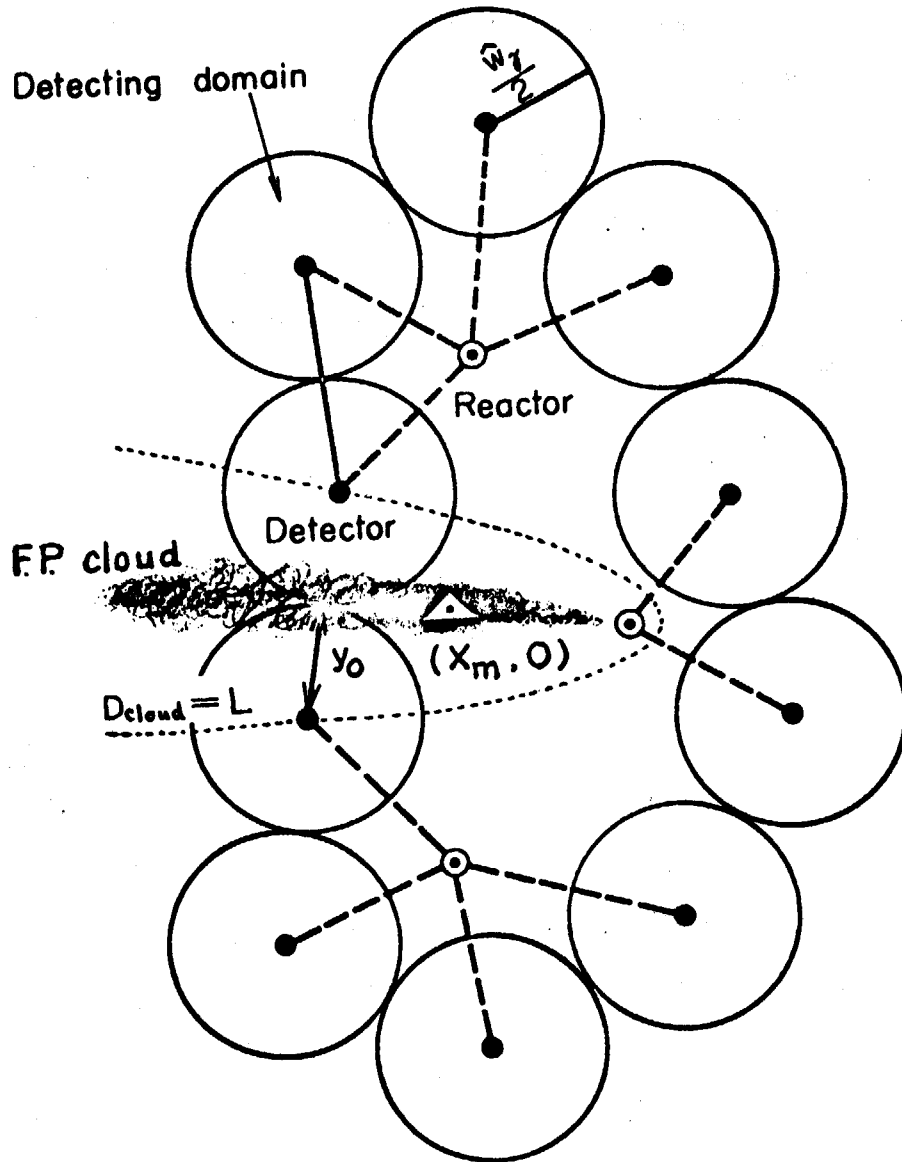


Fig.5-22 Illustration of fundamental concepts on the distribution of cloud-gamma detectors surrounding multiple reactors

LEGEND

- ⊙ --- ● Outlying distance to be considered
- --- ● Spacing interval between detectors
- Iso-exposure rate line
- △ Spot of maximum inhalation
- ⊙ Position of reactors
- Position of detectors

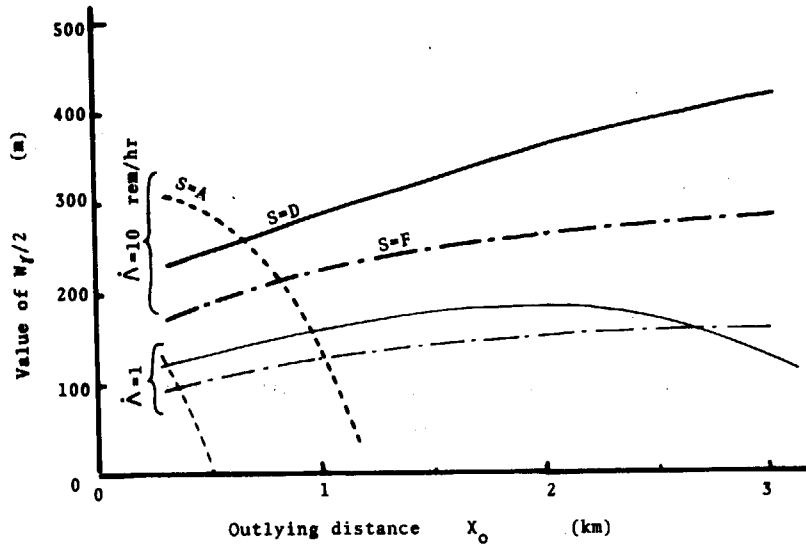


Fig.5-23 Radius of detecting domain $W_d/2$ for cloud-gamma detector

Notes: 50 μ R/hr taken as alarm level L
 Unit of \hat{A} : rem (for thyroid gland of child) / hour (of FP release)

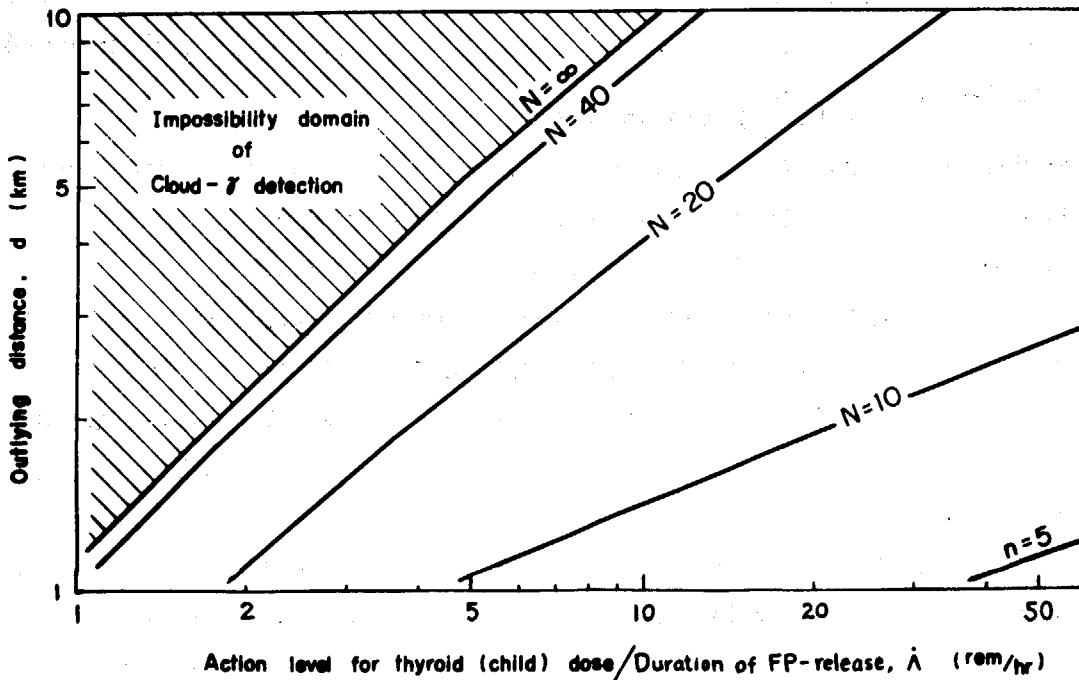


Fig.5-24 Diagram for determining requisite number of cloud-gamma detectors

Assumption : L = 50 μ R/hr, S = D (Average weather)
 Locality : Tokai-mura ($\Psi = 9\pi/8$)

5.5.3 ダストモニタの役割とその状況把握能力

前節にも述べたように、 γ 線監視網にはその状況把握能力に限界がある。たとえば Fig. 5-24 によれば、避隔距離 d を 2 km とした場合、モニタリングポストをいくら増設しても、 $\dot{\Lambda}=1.8$ thyroid rem/hr of cloud 未満の事態に対しては alarm level ($50 \mu\text{R}\cdot\text{hr}^{-1}$) 以上の監視値が得られない(したがって F.P. 雲の通過に気付かない)。また、Fig. 5-23 も同様なことを示しており、とくに安定度 A (破線で示した曲線) では避隔距離 d が大きくなると急激にその能力(縦軸方向の幅、 \hat{w}_γ)が乏しくなる。たとえば $d=1.2$ km 程度に遠ざかると $\dot{\Lambda}=10$ (thyroid rem/hr of cloud) であっても F.P. 雲に対する把握可能領域の半径(縦軸の値)は 0 となる。換言すれば alarm level 以上の監視値が得られないこととなる。

この理由として次の3点があげられる。

- (1) 平常時に原子炉から排出され、風向等によって変動する ^{41}Ar 等(不活性ガス)は、野外の γ 線検出器に対して不規則なバックグラウンド変動を与える。したがってモニタリング・ポストの s/n 比相当値が悪くなるので、alarm level L を高くしておかなければならない。
- (2) 事故時に原子炉から sky-shine の形で到達する γ 線の照射を避けるために、 γ 線監視所は十分な避隔距離 d をとらなければならない。ところが避隔距離が大きければ、F.P. 雲から受ける γ 線の観測値も小さくなる。なお、避隔距離を小さくするために、鉛等の遮蔽を施して sky-shine の照射を弱める方法も考えられるが、 γ 線監視所の場合には、監視すべき F.P. 雲の γ 線も遮蔽されることになるので、把握能力は良くならない。
- (3) 事故時に放出される F.P. 雲から射出する γ 線について考えると、その照射率分布 $f(x, y, z; S)$ の値の x 方向における減少傾向は、安定度 $S=A$ のときに最も著しい (Fig. 5-16 参照)。したがって、 $f_s(d, \frac{w_\gamma}{2})$ についても同様のことがいえる。

このような問題点を解消する方策として、たとえば、F.P. 雲を直接に捕集して監視できる dust monitor を併用して γ 線監視網の弱点を補強する方式が考えられる。

dust monitor は一般にその購入、設置および維持に要する費用が、 γ 線監視装置に比べ高くつく。また異常に汚染した気流が到達してから若干の時間(捕集時間または ^{214}Pb , ^{214}Bi 等の減衰時間)が経過しなければ、異常事態の発生を検出することができない。したがって、dust monitor のみを用いて野外監視 system を構成することは適当でないが、前記の3つの問題点を解決しうる次のような長所をもっているため、その有効性を十分に活用することが望ましい。すなわち、

- (a) 前記(1)の問題点、すなわち ^{41}Ar 雲からの放射線を混同して測定することについては、dust monitor のように filter に F.P. を捕集する方式を用いると、 ^{41}Ar が不活性であるのでほとんど捕集されなくなる。したがって、混同して測定することは防止できる。
- (b) 前記(2)の問題点、すなわち sky-shine 等の γ 線を避けることについては、dust monitor の場合には検出部分を鉛等で包んで遮蔽することができる。したがって、遮蔽さえ十分にとれば、避隔距離 d を小さくとることができる。

(c) dust monitor の監視対象である F.P. 雲の濃度分布は、安定度が A の場合には、 γ 線 D_{cloud} の照射線量率分布 とほぼ同じ形である。しかし dust monitor はモニタリングポスト (γ 線検出器) と較べると、異常汚染の判別能力が桁違いに鋭敏であるので alarm level を低くとることができる。

たとえば、最高濃度地点において、モニタリング・ポストが自然放射線と同程度 ($10 \mu R \cdot hr^{-1}$) 以上の γ 線を検知し得るためには $10^{-7} Ci \cdot m^{-3}$ 程度の F.P. 雲濃度が必要である* のに較べ、dust monitor の場合には $10^{-10} Ci \cdot m^{-3}$ (= 自然放射能の日変動の最高値) 以上であれば、異常を検出することができる。なお、自然放射能は気象条件等の変動に起因して著しく** 日変動する性質をもっているが、この変動傾向の性質は第 2 章に示したようにすでに解明されており、その傾向をある程度予測することもできるので、alarm level をさらに低い値に設定することも可能である。

dust monitor の F.P. 雲に対する把握可能領域の半径 \hat{w}_c は、前節で導いた (5-29) 式あるいは (5-30) 式と同様の考え方で次のように表わすことができる。

$$\chi_s(d, \frac{w_c}{2}) \leq \frac{F(x_m, 0)}{\Lambda} \cdot L \cdot T \quad (5-34)$$

あるいは

$$\hat{w}_c = 2 \chi_s^{-1} \left(\frac{F(x_m, 0)}{\Lambda} L T; d \right) \quad (5-35)$$

(5-35) 式において、 $F(x_m, 0) = 4 \text{ rem}/Ci \cdot m^{-1} \cdot \text{sec}$ 、 $L = 10^{-10} Ci \cdot m^{-3}$ として Λ の値をそれぞれ 0.01, 0.1 および 1 thyroid rem/hr of cloud として計算した \hat{w}_c の値を Fig. 5-25 に示す。

Fig. 5-25 によれば、風下 1 km の付近に dust monitor を配置すると、 γ 線監視網の欠点 (安定度 A のときに監視能力が乏しいこと) を補うのに最も有効であることが解る。

Fig. 5-25 では、大気安定度 A に相当する (破線で示した) 曲線群の幅が他の安定度 ($S=D, S=F$) の場合よりも膨らんだ形をしている。すなわち、把握可能領域の半径が大きい。この特徴は距離が 0.5~1 km の範囲でとくに顕著であり、前記の γ 線検出器の場合 (Fig. 5-23 の破線の傾向) に比し対照的である。したがって、F.P. 濃度測定用 dust monitor を風下 1 km 付近に配置することは、 γ 線監視網の弱点 (安定度 A の場合) を補うのに最も有効であることが解る。

* 換言すれば、たとえ ^{41}Ar 等を平常時に放出しない原子炉であっても、F.P. 雲が $10^{-7} Ci \cdot m^{-3}$ 以上とならなければ、異常に気付くことができないことを意味する。

** 第 2 章参照。

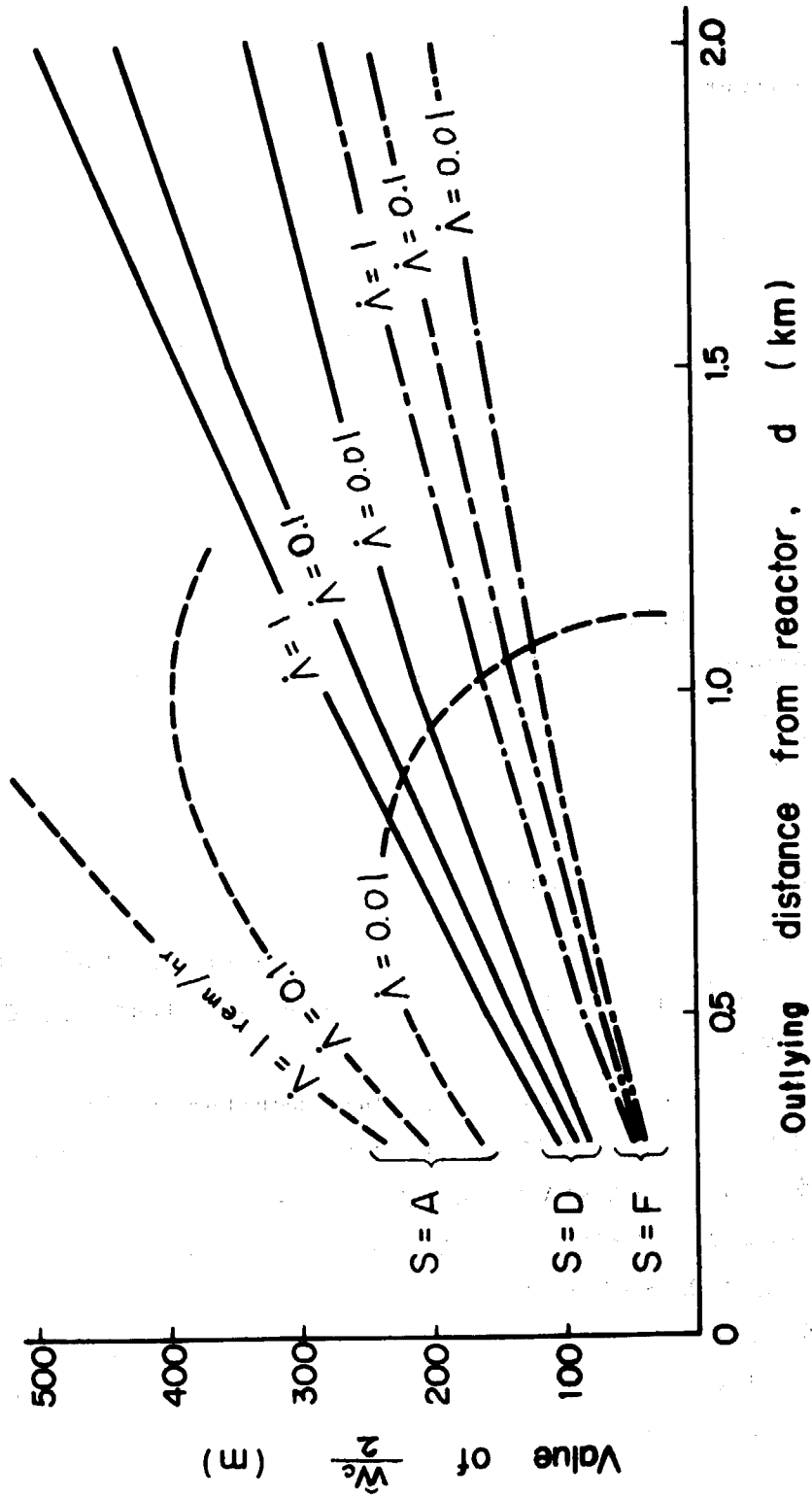


Fig.5-25 Radius of detecting domain $\hat{W}_c/2$, for cloud concentration monitor
 Notes : Alarm level is taken as 1×10^{-10} Ci/m³

5.6 経済性、場所的重要性ならびに測定器の信頼性を考慮に入れた最適配設法

野外に監視網を配置するにあたって、基本的には前節までに述べた基準にしたがって決定することが望ましい。

しかし現実には、建設費その他の予算が全額1回で与えられることがなく、他方では各地点ごとに監視上の重要性が異なることもあるので、予算計画の段階に応じて監視所の配置を選択的に決めてゆく場合がある。また、ときには、とくに重要な方位(あるいは地帯)について、故障による欠測をなくするために冗長方式の採用を検討することがあるが、これらの課題について数理計画の観点からの考察を加えよう。

5.6.1 最適配設法に関連する要素の定量的表現

(1) 「重要度」に関する formulation

数理計画を行う場合に、まず問題となるのは監視所候補地点の「重要度」の定め方であるが、次式のように、「事故時に放出された F.P. 汚染気流が i 番候補地点における監視所の把握可能領域内に流れこむ確率」をもって i 番候補地の重要度 W_i と定義しよう。

$$W_i = P(\varphi_c \in \Phi_i) \tag{5-36a}$$

ここで

φ_c ... F.P. 雲の流れの方向(原子炉を中心とし、北の方位を基準線として時計回り方向に測った方位角)

Φ_i ... i 番候補地の把握可能領域に関する方位角の範囲、(Fig. 5-26 参照、地図上において、原子炉の地点から把握可能領域の円に向かって引いた2本の接線の挟む角)

Φ_i は、集合の記法に従うと次のようになる。

$$\Phi_i = \left\{ \varphi \mid \varphi_i - \sin^{-1} \frac{\hat{w}(d_i, L_i, S; \dot{\Lambda})}{2d_i} \leq \varphi \leq \varphi_i + \sin^{-1} \frac{\hat{w}(d_i, L_i, S; \dot{\Lambda})}{2d_i} \right\} \tag{5-37}$$

ここで

φ_i ... i 番候補地の所在する方位

$\frac{1}{2} w(d_i, L_i, S; \dot{\Lambda})$... i 番候補地における監視所の把握可能領域の半径。ここで監視所というのは、 γ 線検出器または F.P. 濃度測定用 dust monitor のいずれか(または両者)を意味する。したがって、 $w(d_i, L_i, S; \dot{\Lambda})$ の値は前節における \hat{w}_γ または \hat{w}_c の総称として用いるが、関与する変数を明記するためにこのような表示を行う。

L_i ... i 番候補地に設置を予定する監視所の Alarm level

d_i ... i 番候補地の避隔距離

したがって、(5-36a) 式は確率密度関数の概念を用いて次のように書換えることができる。

$$W_i = \sum_{S=\Lambda}^F P(S) \int_{\varphi_i - \sin^{-1} \frac{\hat{w}(d_i, L_i, S; \dot{\Lambda})}{2d_i}}^{\varphi_i + \sin^{-1} \frac{\hat{w}(d_i, L_i, S; \dot{\Lambda})}{2d_i}} p_s(\varphi) d\varphi \tag{5-38}$$

ここで

$P(S)$ …安定度 S の出現確率

$p_s(\varphi)$ …安定度 S のもとで、F.P. 雲の流れが φ の方位に流れる事象の確率密度関数

$P(S)$ および $p_s(\varphi)$ は、経験的な大数の法則によって、気象統計値と置きかえることができる。したがって、 W_i は次のような段階を経て算出できることになる。ただし、Alarm level (L) と Action level ($\hat{\Lambda}$) は前もって定めておく。

Step 1. まず、Fig. 5-26 に示すように地図上に、 i 番候補地を中心として、 $S=A$ なるときの $\frac{1}{2}\hat{w}(d_i, L_i, S; \hat{\Lambda})$ の値を半径とする円を描き、その円の領域内に原子炉から $S=A$ の状態で流れこむ風の相対的出現頻度(%)を算出する。換言すれば、 $S=A$ のときに風向が $\varphi_i + \pi - \sin^{-1} \hat{w}(d_i, L_i, S; \hat{\Lambda}) / 2d_i$ と $\varphi_i + \pi + \sin^{-1} \hat{w}(d_i, L_i, S; \hat{\Lambda}) / 2d_i$ の間にある相対的頻度(%)を気象統計値を用いて算出する。

同様な計算を $S=B, S=C, \dots, S=F$ の合計 7 個の状態について行う。

Step 2. S の 7 つの状態 ($S=A, S=B, \dots, S=F$) の相対的出現頻度(%)を気象統計値を用いて算出し、それらの結果と Step 1 のそれぞれの結果との積を求める。

Step 3. 上記 Step 2 で得られた 7 個の積の和を求める。その結果が W_i の値 (確率) に対応する。

東海研究所周辺について計算した W_i の値の分布図を Fig. 5-28 に示す。これは $L=10^{-10} \text{ Ci/m}^3$, $\hat{\Lambda}=1 \text{ rem (for child's thyroid)/hr (of release)}$ として計算したものである。

複数個の原子炉を取り巻く監視所の「重要度」を求める場合には、(5-36a) 式の代りに次の式を用いればよい。

$$W'_i = P(\varphi_c \in \Phi_{i1} \cup \Phi_{i2} \dots \cup \Phi_{ij} \dots \cup \Phi_{ir}) \quad (5-36b)$$

ここで

Φ_{ij} … i 番目の監視所の把握可能領域 (円) に向って、 j 番目の原子炉の位置から引いた 2 本の接線の挟む角

また、記号 \cup は、Fig. 5-27 に示すような論理和を意味する。 W'_i の計算の手順は前記 Step 1~Step 3 に示した手順とほぼ同様である。ただ F.P. 雲の発生源が r 個あることに留意すればよい。

なお、「重要度」の表現法としては、上述の考え方のほかに、次式に示すような集団被曝量の確率的期待値 W_p を用いて各地域の重要性を比較する方法がある。

$$W_p = \sum_{S=A}^F R(S, u, \varphi_p) \cdot \int \int \frac{\bar{G}(d_p, L_p, S, u; \hat{\Lambda})}{G(d_p, L_p, S; \hat{\Lambda})} \cdot \sum_y K_y \pi_y(d_p, \varphi_p) d_p d d_p d \varphi_p \quad (5-39)$$

ここで

W_p … p 番目の候補地の重要度

(d_p, φ_p) … p 番候補地の極座標。 d_p は原子炉からの距離、 φ_p は北の方角から時計回りに測った方位角。

K_y ... F.P. 濃度の時間積分値を用いて y 才の人間の甲状腺の総合的被曝量を算出するための換算係数。Beattie (1963) は, $y=0.5\sim 3$ 才 に対しては $1.3 \times 10^7 \text{ rem/Ci}\cdot\text{hr}\cdot\text{m}^{-3}$ of ^{131}I , $y=10$ 才 に対しては $8.2 \times 10^6 \text{ rem/Ci}\cdot\text{hr}\cdot\text{m}^{-3}$ of ^{131}I , $y=20$ 才 に対しては $2.9 \times 10^6 \text{ rem/Ci}\cdot\text{hr}\cdot\text{m}^{-3}$ of ^{131}I という値を報告している。その後, 飯島ら (1964) は, 年齢をさらに詳しく分類して計算している。²⁴⁾

π_y ... y 才の人間の人口密度 (man/km^2)

$G(d_p, L_p, S; \dot{\Lambda})$... p 番候補地にある検出器の守備領域。すなわち, 地図上に p 番地点を中心とし, 半径 $\frac{1}{2} \hat{w}(d_p, L_p, S; \dot{\Lambda})$ で描いた円の内部を意味する。
(km^2)

$\bar{C}(d_p, \varphi_p, S, u; \dot{\Lambda})$... p 番候補地の空気中における F.P. 濃度の時間積分値。ここでは $\dot{\Lambda}$ として一定値を仮定し, S, u の関数として考えている。
($\text{Ci}\cdot\text{hr}\cdot\text{m}^{-3}$)

$R(S, u, \varphi_p)$... 大気安定度が S , 風速が u , 風向が φ_p である事象の相対的出現頻度。²⁵⁾

Fig. 5-29 には, $\Delta d_p = 1 \text{ km}$, $\Delta \varphi_p = 2\pi/16$, $\dot{\Lambda} = 1 \text{ rem}$ として, 大洗研究所周辺 20 km の範囲内について計算した W_p の値の分布を示す。

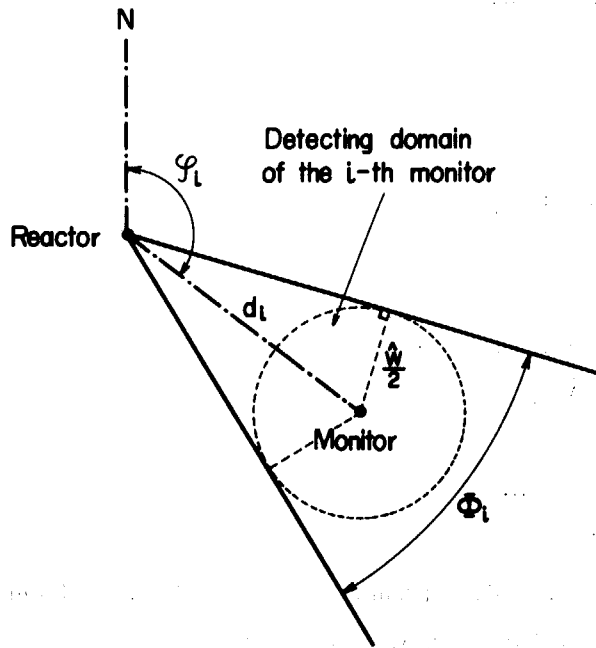


Fig.5-26 Scheme of symbols used in evaluation of degree of importance

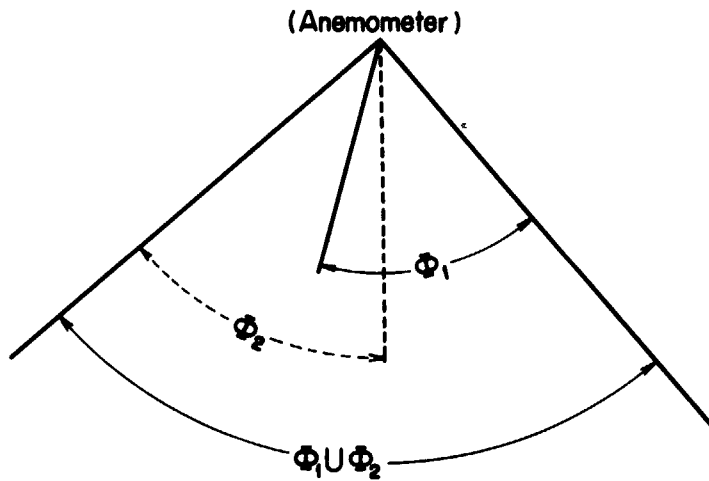


Fig.5-27 Logical sum of angles of grasp of the i-th monitor for two separate reactors

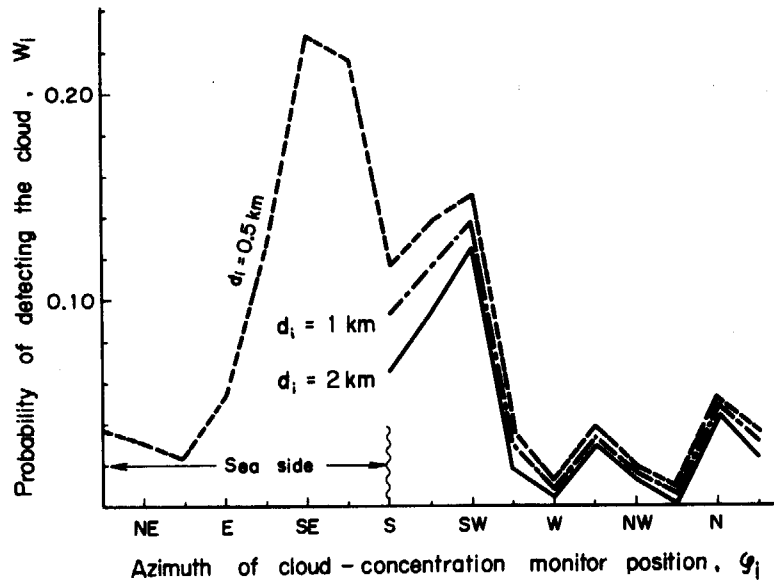


Fig.5-28 Distribution of the degree of importance W_i in Tokai-Village

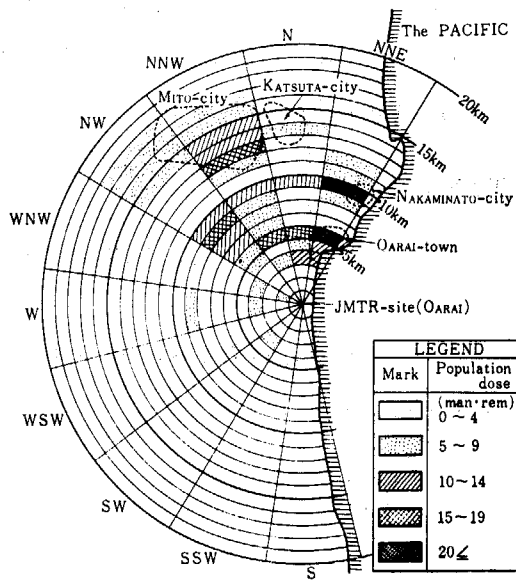


Fig.5-29 Distribution of population dose expectation in Oarai

Assumption : $\dot{\Lambda} = 1 \text{ rem}$ for thyroid gland

(2) 監視装置の信頼性の測度

原子炉事故を対象として監視システムを研究する場合には、監視装置の信頼性の尺度として「動作即応性」(Operational readiness)を使用するのが妥当であろう。これは「原子炉事故のときに、要求される時間Tだけ監視装置が故障を起すことなく機能を保ち続ける確率」と定義される測度である。

いま、予備を全く持たない単一の監視装置の動作即応性を $g(1)$ とすると、それは、

$$g(1) = A_1 \cdot R_1(T) \quad (5-40)$$

で表わされる。¹⁹⁾ ここで A_1 は予備を持たない装置のAvailabilityである。ここでAvailabilityとは「任意の時点(ここでは原子炉事故の発生当初)に装置の機能が生きている確率」と定義されているものである。また $R_1(T)$ は、装置の信頼度すなわち、「原子炉事故直後からT時間だけ監視機能が生き続ける確率」である。これら2つの要素は次のように表わすことができる。

$$A_1 = \frac{\mu}{\nu + \mu} \quad (5-41)$$

$$R_1(T) = 1 - \nu T \quad (5-42)$$

ここで、 ν は故障率すなわち単位時間内の故障発生の確率であり、 μ は回復率すなわち故障の状態が修理等によって終る確率を単位時間について表わしたものである。これらの値は、保全修理関係の統計dataから定められる。たとえば、東海研究所周辺に配置したMonitoring postの場合には、 $\nu = 10^{-4} \sim 10^{-3}/\text{hr}$ 、 $\mu = 0.1 \sim 1/\text{hr}$ となっている。

(5-41)、(5-42)を(5-40)に代入すると、

$$g(1) = \frac{\mu}{\nu + \mu} (1 - \nu T) \approx 1 - \nu T - \frac{\nu}{\mu} \quad (5-43)$$

となる。ここで $\nu \ll \mu$ であることを考えると、上式右辺の第3項は無視できるほどに小さい。

次に、待機予備装置を1式保有する(すなわち2 setsの)監視装置の場合には、Availability A_2 および信頼度 $R_2(T)$ は次式で表わされる。

$$A_2 = 1 - \frac{(\nu/\mu)^2}{1 + \nu/\mu + (\nu/\mu)^2} \quad (5-44)$$

$$R_2(T) = \sum_{x=0}^1 \frac{1}{x!} (\nu T)^x \cdot e^{-\nu T} \quad (5-45)$$

この場合には、 $\nu \ll \mu$ と $\nu T \ll 1$ なることを考慮して

$$g(2) = (1 + \nu T) \cdot e^{-\nu T} \approx 1 - (\nu T)^2 \quad (5-46)$$

となる。

次に、待機予備装置を2式保有する(すなわち3 setsの)監視装置の場合には、Availability A_3 および信頼度 $R_3(T)$ は次式で表わされる。

$$A_3 = 1 - \frac{(\nu/\mu)^3}{1 + \nu/\mu + (\nu/\mu)^2 + (\nu/\mu)^3} \quad (5-47)$$

$$R_3 = \sum_{x=0}^2 \frac{1}{x!} (\nu T)^x \cdot e^{-\nu T} \quad (5-48)$$

したがって動作即応性 $g(3)$ は,

$$g(3) = \left(1 + \nu T + \frac{(\nu T)^2}{2}\right) \cdot e^{-\nu T} = 1 - (\nu T)^3 \quad (5-49)$$

このように考えると、一般に n sets の監視装置の動作即応性 $g(n)$ は、 $1 \leq n \leq 3$ の範囲内[#]では、

$$g(n) = 1 - (\nu T)^n \quad (5-50)$$

の形に要約できる。

以後の記述では、 $g(n)$ の代りに装置の信頼度の特性 ν を付記して $g(n, \nu T)$ の形に表わすこともある。

(3) 監視 system の性能 (目的関数) の評価式

監視所の最適配置を考える場合に、配置の選択のしかたが、どのような効果を出すかを定量的に評価する必要がある (換言すれば、数理計画上の目的関数を定めなければならない)。そこで、「監視 system の性能」を目的関数と考え次のような定義をしておこう。すなわち、「監視 system の構成要素であるどれかの監視所が、F.P. 雲の通過を発見し把握しうる確率」を「監視 system の性能」と定義する。

N 個の監視所で構成された監視 system の性能を Ω_N で示すと、これは次のように表わせる。

$$\Omega_N = \sum_{i=1}^N W_i \cdot g(n_i, \nu_i T) \quad (5-51)$$

ここで、

$g(n_i; \nu_i T)$... i 番候補地に設置する監視装置の動作即応性

n_i ... i 番候補地に設置する監視装置の set 数。換言すると、 $n_i - 1$ は監視装置の冗長度を意味する。

ν_i ... i 番候補地に設置する監視装置の故障率 (event/hr)

T ... F.P. 雲の放出時間、換言すると装置の故障が致命的となる期間 (hr)

(5-51) 式に (5-38), (5-50) 式を代入すると、次のようになる。

$$\Omega_N = \sum_{i=1}^N \{1 - (\nu_i T)^{n_i}\} \sum_{S=A}^F P(S) \int_{\varphi_i - \sin^{-1} \frac{\hat{w}(d_i, L_i, S; \dot{\Lambda})}{2d_i}}^{\varphi_i + \sin^{-1} \frac{\hat{w}(d_i, L_i, S; \dot{\Lambda})}{2d_i}} p_s(\varphi) d\varphi \quad (5-52)$$

(5-52) 式は、候補地点の位置 (d_i, φ_i) のほか、そこに設置する監視装置の種類 (ν_i, L_i) と設置数 n_i, N , ならびに想定事故の規模 $\dot{\Lambda}$ によって、監視 system の性能 Ω_N が定まることを表わす。それらの変数はすべて具体的な数値で表わすことができるので、 Ω_N の値

#最適問題の観点から考えると、後に示すように $n \leq 3$ の場合について考えれば十分である。

も具体的に計算できる。また、たとえば、 γ 線検出器とF.P.雲濃度測定用dust-monitorを併用するような場合にも適用可能な普遍的な式である。

いま、簡単な場合として、 N 個の候補地を、方位において等間隔に選定したとすると、その時の監視性能 Ω_N は次のようになる。

$$\Omega_N = \sum_{i=1}^N \{1 - (\nu_i T)^{n_i}\} \sum_{S=A}^F P(S) \int_0^{2\pi} \frac{2\pi}{N} \frac{i + \sin^{-1} \frac{\hat{w}(d_i, L_i, S; \dot{\Lambda})}{2d_i}}{i - \sin^{-1} \frac{\hat{w}(d_i, L_i, S; \dot{\Lambda})}{2d_i}} p_s(\varphi) d\varphi \quad (5-53)$$

ここで、計算上の一例として、 $\nu_i T = 0.001$, $n_i = 1$, $L_i = 1 \times 10^{-10} \text{ Ci/m}^3$ ($i = 1, 2, \dots, N$)と仮定し、 $d_i = 1 \text{ km}$ (ただし海側は $d_i = 0.5 \text{ km}$)として、 $P(S)$ と $p_s(\varphi)$ については東海村の気象統計値を用いて計算した結果をFig. 5-30に示す。この図では、 $\dot{\Lambda}$ を横軸、 N を曲線群のParameterにとり、 Ω_N の値を縦軸に表わしている。たとえば $\dot{\Lambda} = 25 \text{ rem (for child's thyroid) / hr (of release)}$ とすると、 $\Omega_5 = 0.22$, $\Omega_{10} = 0.32$ であり、 $N \geq 20$ の場合には $\Omega_N \approx 0.67$ となる。

Ω_N の値は、 N のほかに候補地の選定のしかたにも関係する。次項では、最大の Ω_N をもつような選定のしかたについて、種々の制約条件を考慮に加えながら考察する。

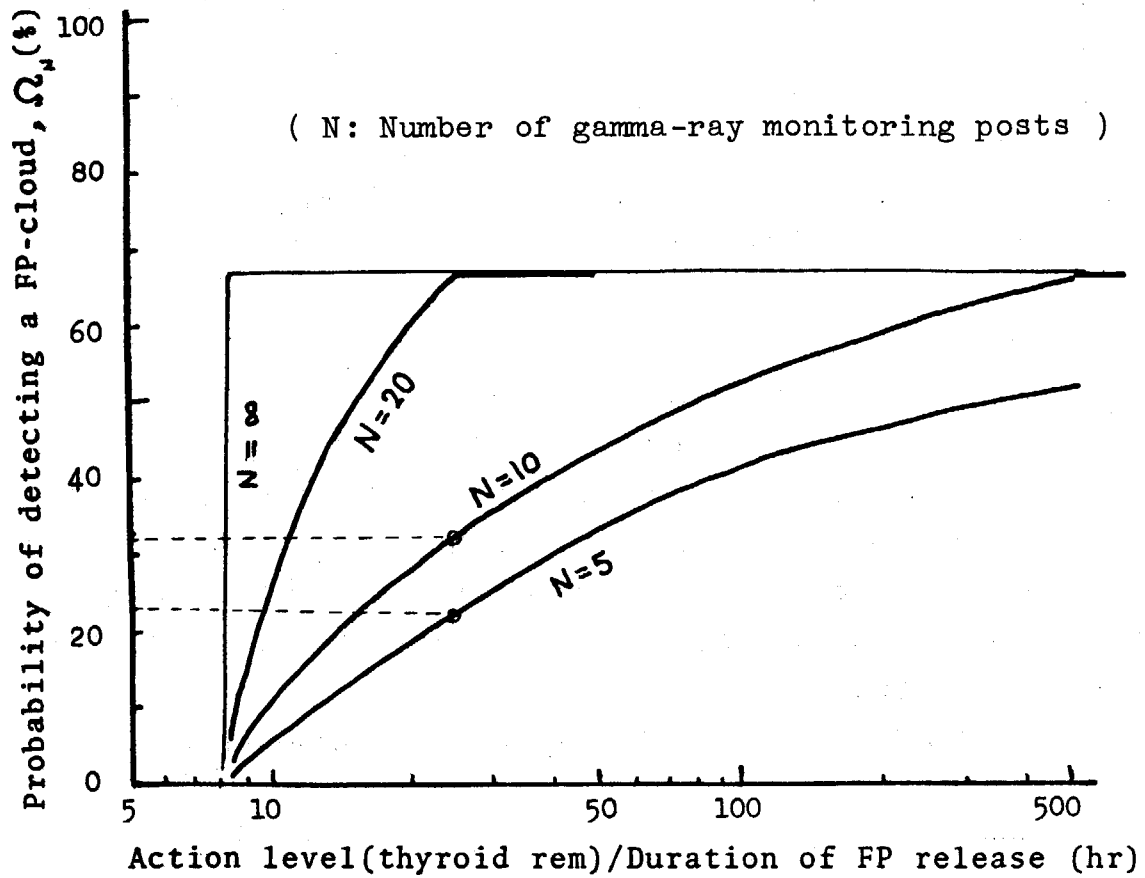


Fig.5-30 Example of the efficiency Ω_N of a gamma-ray monitoring network expressed as probability to detect a F.P. cloud, as a function of $\dot{\Lambda}$

Notes:

Gamma-detectors are supposed to be located at regular intervals, in Tokai village.

$$d = 2 \text{ km and } \Psi = 9\pi/16, L_1 = 50 \text{ } \mu\text{R/hr}$$

5.6.2 最適配置のための数値計画法

(1) 初歩的な配置採択法

いま、 U 個の監視所候補地点を考え、各地点の重要度を W_1, W_2, \dots, W_U とする。この中には予算枠その他の制約条件のために削除しなければならぬ候補地点も当然含まれてよいこととする。

まず、予算のみの制約条件 C_{\max} のもとで最大の監視機能をもつ監視網を設計する場合に、どの候補地点を採択すればよいかの問題について考えてみよう。この問題に関し初歩的に考えつく解決法としては、 W_i の大きいもの、あるいは購入設置費 c_i に対する W_i の割合（つまり費用の投入効果） W_i/c_i の大きいものから順次、予算の限界 C_{\max} に達するまで採択してゆく方法が考えられる。

(2) 改善した最適配置法

ところで、前記の初歩的採択法がどんな場合にも妥当であるか否かを考えてみよう。採択地点の数は必ず整数であり端数は現われえないことを考慮すると監視所の設置費の和も離散的な値をとるので、与えられた予算の枠内で使い残し分を最小（理想的には零）としながら最大の投資効果を発揮したい場合には前項の採択法は適当でない。また、重要方位にある監視所の信頼性を向上させるために冗長システム（この場合は同一方位に2個所以上の監視所）の必要性を考えたり、あるいは予算枠以外の制約条件が付加された場合における解決法は若干異なったものでなければならない。

これらについて数値計画法的考察を行なうために、前項で用いた W_i, c_i のほかに次の記号を用いることとしよう。

x_i …… i 番候補地点を採択するか否かを示す未知変数。すなわち

$$\begin{cases} x_i = 0 & \dots \text{採択されない} \\ x_i = 1 & \dots \text{採択する} \\ x_i = 2 & \dots \text{冗長的に配置する} \end{cases}$$

（いずれの場合も整数しかとりえないものとする）

$g(x_i) \dots x_i$ の値が監視システムの性能に寄与する効果。監視網の能力として、汚染気流放出事故の際の動作即応性を考える場合には、 $g(x_i) = 1 - P_i^{x_i}$ となる。

P_i ……原子炉災害の発生時に i 番監視所が故障している確率。この値は設計段階における信頼度予測または既設監視所の保守記録を参考として定めることが多い。

m_i ……予算以外の制約条件をフォーミュレートする場合に、 i 番監視所のもつ係数。（たとえば、設置後の保守に要する年間維持費単価）

M_{\max} ……上記のフォーミュレートにあたり制約の限界を示す常数（ m_i と同一の単位を使用する）。

これらの記号を用いると、前述の問題点は下記のようにフォーミュレートすることができる。

（制約条件）

$$\sum_{i=1}^U x_i c_i \leq C_{\max} \quad (5-54)$$

$$\sum_{i=1}^U x_i m_i \leq M_{\max} \quad (5-55)$$

$$\text{および } x_i \geq 0$$

$$\text{(目的函数) Maximize } \left\{ \sum_{i=1}^U W_i \cdot (1 - P_i^{x_i}) \right\} \quad (5-56)$$

(5-56)式は x_i に関して線型ではなく、また x_i は整数でなければならぬので、解法は一般に困難とされているが、ここでは Bellman の最適性の原理²⁰⁾を用いて解くことを試みた。

「最適性の原理」をこの問題に適用すると次のようになる。まず一般に、予算 C ($0 \leq C \leq C_{\max}$) が与えられたとして、 i 個の候補地の中の i 番候補地について x_i の値の決定（すなわち $0 \leq x_i \leq \lfloor \frac{C}{c_i} \rfloor$ の制約条件*のもとで、 $x_i = 0, x_i = 1, x_i \geq 2$ のいずれかの選択）がなされたと仮定しよう。そうすると、残りの財源 $C - x_i c_i$ は、 x_i には無関係に $i-1$ 個の候補地の中へ投入して、 x_1, x_2, \dots, x_{i-1} のそれぞれの値を最適に選定するために使われる。最適に選定すれば前項の目的函数 Ω_{i-1} は最大値をとるか、これを $f_{i-1}(C - x_i c_i)$ という記号で表わすこととする。そのとき、 i 個の候補地全体を考慮に入れた監視システムの性能 Ω_i は次式で表わせる。

$$\Omega_i = W_i \cdot g(x_i) + f_{i-1}(C - x_i c_i) \quad (5-57)$$

上式のように、 i 個の候補地の中から予算 C のもとで選定したものは、 x_i の値のとりうる数 ($\lfloor \frac{C}{c_i} \rfloor + 1$ とおり) だけある。その中で最適の選定法にもとづく Ω_i の値、換言すれば Ω_i の最大値を $f_i(C)$ で表すと、 $i=1, 2, \dots, U$ のすべての場合について、次のような漸化式が成立する。(ただし $0 \leq C \leq C_{\max}$ とする)

$$f_i(C) = \max_{0 \leq x_i \leq \lfloor \frac{C}{c_i} \rfloor} [W_i g(x_i) + f_{i-1}(C - x_i c_i)] \quad (5-58)$$

なお、ここで

$$f_1(C) = W_1 g\left(\left\lfloor \frac{C}{c_1} \right\rfloor\right) \quad (5-59)$$

であり、

$$f_i(0) = 0 \quad (i=1, 2, \dots, U) \quad (5-60)$$

であることは明らかである。

上記の (5-58)~(5-60) 式を用いて、順次繰返し計算を続けると、 x_1, x_2, \dots, x_U の値の最適の組合せが解り、同時にその最適状態における目的函数（監視の性能）が解る。

つぎに、もう1つの制約条件(5-53)式も考慮に入れる場合は、Lagrangeの乗数 λ を導入して次の漸化関係式を作り、 $M_{\max} - \sum_{i=1}^U x_i m_i$ の値が0または最小となるまで λ の値を

調節したから最適の x_1, x_2, \dots, x_U の値を求めてゆけばよい。

* 括弧 $\lfloor \ \rfloor$ は Gauss の記号を意味する。すなわち括弧内の値を越えない最大の整数を示す。

$$\left\{ \begin{array}{l} f_i(C) = \max [W_i g(x_i) - \lambda x_i m_i + f_{i-1}(C - x_i c_i)] \quad (5-61) \\ 0 < x_i \leq \left\lfloor \frac{C}{c_i} \right\rfloor \end{array} \right.$$

$$\left\{ \begin{array}{l} f_1(C) = W_1 g\left(\left\lfloor \frac{C}{c_1} \right\rfloor\right) - \lambda \left\lfloor \frac{C}{c_1} \right\rfloor \cdot m_1 \quad (5-62) \end{array} \right.$$

$$\left\{ \begin{array}{l} f_i(0) = 0 \quad (5-63) \end{array} \right.$$

この計算に関する flow-chart および計算表の一例を Appendix 2 に示した。

(3) サブシステム冗長方式を考慮した最適設計法

放射線監視 system を新しく設計する場合に、あるいは既に設置した system の老朽化対策をとる場合に、故障の発生に備えて、system の中のある部分（以後、これを sub-system と呼ぶ）に予備を設けて冗長設計を施すことがある。

この場合に、放射線監視の効果を最大にするには、各 sub-system に予備の数（以後、これを冗長度と呼ぶ）をどのように配分すればよいかの問題が生ずる。これは具体的には、次の諸項目に対して予算上の重点をどのように配分すべきかの問題となる。

- (a) 風下となる頻度や人口密度が大きい地域、すなわち重要度の高い地域を優先的に強化する。
- (b) 湿地帯、海岸地帯や子供等のイタズラの多い地域のように故障しやすい場所に重点をおき、また構造上故障しやすいサブユニットを優先的に強化する。
- (c) 費用の面から考えると、sub-system の種類（検出器、計数装置、伝送装置、…）によって購入単価が異なる。また、場所が変わると防湿、耐風、あるいはイタズラから防護する構造等が必要のために、取付単価の異なることがある。そこでそれらの購入・取付単価の安い sub-system に注目して、予算の範囲内でその部分の予備機を増加し、信頼性を高める。
- (d) 中央監視装置の故障は、system 全体の機能を失うので、その sub-system（たとえば電源系、司令系、記録系、警報系、…）には、重点的に冗長設計を施す。これらの項目に対する予算の選択的配分にあたっては、次の制約条件があることを考慮に入れなければならない。
- (e) 各 sub-system の単価と全体の予算率との関係。
- (f) その他の制約条件。たとえば、購入取付後の維持費。

これらの問題点を数理計画法の観点から整理して、formulate し、解法を考案してみよう。

まず、前項の方法で U 個の候補地点の中から N 個の地点を定めたとする。ここで、配置する各モニタリング・ポストの内部構造は、 $V-v$ 種類の sub-system の直列接続によって構成され、また各モニタリング・ポストに共通の中央監視装置などが、 v 種類の sub-system の直列接続によって構成されていると仮定する。（Fig. 5-31 参照）

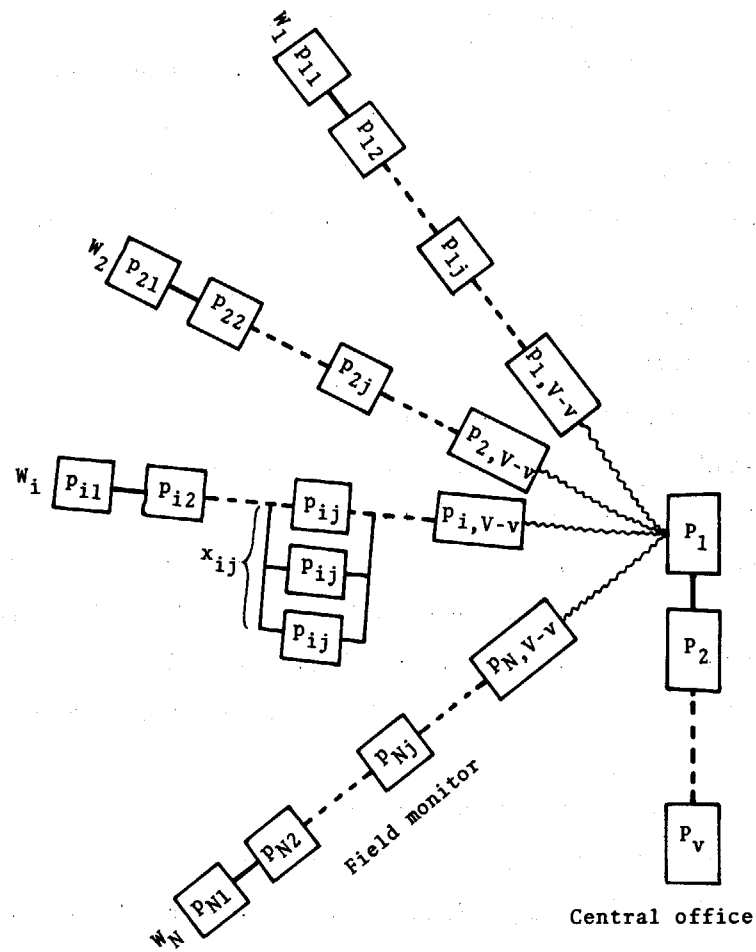


Fig.5-31 Scheme of symbols used in optimum reliability-design

その時に、前記の問題は次のような式に書き直すことができる。

(制約条件)

$$\sum_{i=1}^N \sum_{j=1}^{v-v} x_{ij} c_{ij} + \sum_{k=1}^v X_k c_k \leq C_{\max} \quad (5-64)$$

(目的関数)

$$\sum_{i=1}^N W_i \cdot g(x_{i1}, x_{i2}, \dots, x_{i,v-v}) \cdot g(X_1, X_2, \dots, X_v) \longrightarrow \max \quad (5-65)$$

ここで、

x_{ij} ... i番目のモニタリングポストのj番目の sub-system について、冗長方式の採択数を示す未知の変数(0または正整数)で次のような意味をもたせる。

$x_{ij} = 0$... 冗長方式をとらない。

$x_{ij} \geq 1$ …冗長方式をとる。(数字は冗長度)

X_k …中央監視装置の k 段階の sub-system について、冗長方式の採択数を示す未知の変数(0または正整数)で次のような意味をもたせる。

$X_k = 0$ …冗長方式をとらない。

$X_k \geq 1$ …冗長方式をとる。(数字は冗長度)

x_{ij} および X_k の値は、上記(5-64)式の制約のもとで、(5-65)式を最大にするような解として定まる。また、

c_{ij} … i 番目のモニタリングポストの j 段階の sub-system へ冗長方式をとる場合の費用(1式あたりの単価)

c_k …中央監視装置の k 段階の sub-system へ冗長方式をとる場合の費用(1式あたりの単価)

C_{max} …冗長方式のために割りあてられた予算枠。

$g(x_{i1}, x_{i2}, \dots, x_{iV-v})$ … i 番目のモニタリング・ポストの「動作即応性」の確率。(前記5.6.1節参照)

もし $V-v$ 種類の sub-system がすべて機能的直列の結合状態であるときには、確率論的に次式が成立する。

$$g(x_{i1}, x_{i2}, \dots, x_{iV-v}) = \prod_{j=1}^{V-v} g(x_{ij}; \nu_{ij}, T) \quad (5-66)$$

ここで、 ν_{ij} は i 番目のモニタリングポストの j 番目の sub-system の故障率、 T は原子炉事故の継続時間(F.P.雲の放出時間)。

$g(X_1, X_2, \dots, X_v)$ …中央監視装置の「動作即応性」の確率、もし v 種類の sub-system がすべて機能的直列の結合状態であるときには、次式が成立する。

$$g(X_1, X_2, \dots, X_v) = \prod_{k=1}^v g(X_k; \gamma_k, T) \quad (5-67)$$

ここで、 γ_k は k 番目の sub-system の故障率。

(5-66)、(5-67)式を用いて(65)式を書き直すと次のようになる。

$$\sum_{i=1}^N W_i \cdot \prod_{j=1}^V g(x_{ij}; \nu_{ij}, T) \longrightarrow \max \quad (5-68)$$

また、(5-64)式は次のように書き直すことができる。

$$\sum_{i=1}^N \sum_{j=1}^V x_{ij} c_{ij} \leq C_{max} \quad (5-69)$$

ここで、 $j=V-v+1, V-v+2, \dots, V$ に対応する x_{ij} は、数学的取扱いの便宜上、次のように定義した擬似変数である。

$$\left. \begin{aligned} x_{1V-v+1} &= x_{2V-v+1} = \dots = x_{NV-v+1} = X_1 \\ x_{1V-v+2} &= x_{2V-v+2} = \dots = x_{NV-v+2} = X_2 \\ &\dots \dots \dots \dots \dots \dots \dots \dots \dots \dots \\ x_{1V} &= x_{2V} = \dots = x_{NV} = X_v \end{aligned} \right\} \quad (5-70)$$

$$\left. \begin{aligned} \nu_{1V-v+1} &= \nu_{2V-v+1} = \dots = \nu_{NV-v+1} = \Upsilon_1 \\ \nu_{1V-v+2} &= \nu_{2V-v+2} = \dots = \nu_{NV-v+2} = \Upsilon_2 \\ &\dots \dots \dots \dots \dots \\ \nu_{1V} &= \nu_{2V} = \dots = \nu_{NV} = \Upsilon_v \end{aligned} \right\} \quad (5-71)$$

$$\left. \begin{aligned} c_{1V-v+1} &= c_{2V-v+1} = \dots = c_{NV-v+1} = \frac{C_1}{N} \\ c_{2V-v+2} &= c_{2V-v+2} = \dots = c_{NV-v+2} = \frac{C_2}{N} \\ &\dots \dots \dots \dots \dots \\ c_{1V} &= c_{2V} = \dots = c_{NV} = \frac{C_v}{N} \end{aligned} \right\} \quad (5-72)$$

いま、次のような一連の (V個の) N次列ベクトルを定義しよう。 ($\ell=1, 2, \dots, V$)

$$f_{N\ell}(C) = \begin{pmatrix} W_1 \prod_{j=1}^{\ell} g(\hat{x}_{1j}; \nu_{1j} T) \\ W_2 \prod_{j=1}^{\ell} g(\hat{x}_{2j}; \nu_{2j} T) \\ \dots \dots \dots \dots \dots \\ W_N \prod_{j=1}^{\ell} g(\hat{x}_{Nj}; \nu_{Nj} T) \end{pmatrix} \quad (5-73)$$

ここで、 $\hat{x}_{1j}, \hat{x}_{2j}, \dots, \hat{x}_{Nj}$ は、次の (5-74) 式に適合する未知数の集合 $\{x_{ij}\}$ の中から、後の式 (5-75) を最大にするように選んだ最適解を意味する。

$$\sum_{i=1}^N \sum_{j=1}^{\ell} x_{ij} c_{ij} \leq C \quad (5-74)$$

$$\sum_{i=1}^N W_i \prod_{j=1}^{\ell} g(x_{ij}; \nu_{ij} T) \quad (5-75)$$

ただし、Cは式(5-74)について割当てられた予算額であり、次の不等式を満すものとする。

$$0 < C < C_{\max} \quad (5-76)$$

上記の (5-73) 式は、次のような形に書き直すことができる。

$$e \cdot f_{N\ell}(C) = \max_{\{x_{iV}\}} \{ e \cdot [G_N(1, \ell)] W \} \quad (5-77)$$

ただし、右辺の $\max_{\{x_{iV}\}}$ の記号は、次の2つの条件のもとで、maxの次にくる [] 内の要素から最大の値をとるものを拾い出すことを意味する。

$$x_{iV} \geq 0 \quad (5-78)$$

$$\sum_{i=1}^N x_{iV} c_{iV} \leq C \quad (5-79)$$

また、eは次のようなN次の行ベクトルであり、(5-77)式の左辺および右辺の列ベクトルの和をとることを意味する。

$$e = \overbrace{(1, 1, \dots, 1)}^N \quad (5-80)$$

(5-77)式右辺の $[G_N(1, \ell)]$ は一般に次の(5-81)式で定義される (N, N) 行列であり, W は(5-82)式で定義される N 次の列ベクトルである。

$$[G_N(\ell', \ell)] = \begin{pmatrix} \prod_{j=\ell'}^{\ell} g(x_{1j}; \nu_{1j} T) & 0 & \dots & 0 \\ & \prod_{j=\ell'}^{\ell} g(x_{2j}; \nu_{2j} T) & & 0 \\ & & & \prod_{j=\ell'}^{\ell} g(x_{Nj}; \nu_{Nj} T) \end{pmatrix} \quad (5-81)$$

$$W = \begin{pmatrix} W_1 \\ W_2 \\ \vdots \\ W_N \end{pmatrix} \quad (5-82)$$

ここで, 行列の積の定義を用いると, (5-77)式内の行列 $[G_N(1, \ell)]$ は次のように書き直すことができる。

$$[G_N(1, \ell)] = [G_N(\ell, \ell)][G_N(1, \ell-1)] \quad (5-83)$$

したがって(5-77)式は, Bellman の最適性の原理²⁰⁾を用いることにより, 次のような形となる。

$$\begin{aligned} & e \cdot f_{N,V}(C) \\ &= \max_{\{x_{iV}\}} \{ e \cdot [G_N(V, V)] f_{N, V-1}(C - \sum_{i=1}^N x_{iV} c_{iV}) \} \end{aligned} \quad (5-84)$$

ここで

$$f_{N, V-1}(C - \sum_{i=1}^N x_{iV} c_{iV}) = [G_N(1, V-1)] \cdot W \quad (5-85)$$

特別な場合として $f_{N1}(C)$ を定めるには, $\sum_{i=1}^N x_{i1} c_{i1} \leq C$ を満足する変数 $\{x_{11}, x_{21}, \dots, x_{N1}\}$ の組合せに対応して計算した総和 $\sum_{i=1}^N W_i \cdot g(x_{i1}; \nu_{i1} T)$ の中から最大なものを拾い出せばよい。その時に得られる変数の最適値 $\{\hat{x}_{11}, \hat{x}_{21}, \dots, \hat{x}_{N1}\}$ を用いて N 個の数値 $W_1 \cdot g(\hat{x}_{11}; \nu_{11} T), W_2 \cdot g(\hat{x}_{21}; \nu_{21} T), \dots, W_N \cdot g(\hat{x}_{N1}; \nu_{N1} T)$ を計算すると, それが $f_{N1}(C)$ の要素となる。このことを形式的に単純化するために, $j=0$ の段階にまで計算上の概念を拡張すると, $f_{N0}(C)$ の形は次のようになる。

$$f_{N0}(C - \sum_{i=1}^N x_{i1} c_{i1}) = \begin{pmatrix} W_1 \\ W_2 \\ \vdots \\ W_N \end{pmatrix} \quad (5-86)$$

この式は、 $C - \sum_{i=1}^N x_{i1} c_{i1}$ の値に関係なく常に成立すると考えてよい。

解法の式(5-84)~(5-86)に関する計算手順の flow chart および計算例を Appendix 3 に示した。

5.7 東海村における具体的実施例と今後の課題

前節までの理論は、その後、日本原子力研究所（東海村）周辺に非常用野外監視 system を設置する際の企画と実施に反映された。すなわち、1964年度から総工費数千万円をかけて「モニタリングポスト*」が構外の7カ所に建設された。建設候補地の選定にあたっては、原子炉からの避隔距離のほか各監視装置の守備範囲などが確認され、さらに現実的な諸条件が考慮に加えられている。建設にあたっては、hardware的な課題、たとえば、 γ 線検出器からの出力信号の遠距離伝送技術と、それに付随する用地等の使用権に関する事項を解決しなければならなかったが、これについては石原豊秀氏を中心とする研究班に引継がれた。

本節では、監視 system の計画に際して筆者が考慮した現実的諸条件などについて、調査の結果を記述し、あわせて今後に残された問題点を述べる。

5.7.1 「モニタリングポスト」の計画に際して考慮した諸条件

(1) Hazard analysis に関する前提条件

環境監視の計画を立てる場合には、まず対象となる原子炉群の特性を明確に把握しなければならぬ。Table 5-4には、東海研究所の原子炉群に対してなされた Hazard analysis の結論を示してある。analysisの内容は、各原子炉の計画の時期や各事業所の考え方によって異なるので、相互の比較をすることはできないが、仮定すべき最大の事故としてどの程度のものを想定しておかなければならぬかが解る。すなわち、最悪の事態において原子炉内に閉じこめられる F.P. の量は 10^6 Ci (このうち、 ^{131}I は 10^5 Ci) 程度とされており、環境に対する淋洩率は平均値として $1\% \text{ day}^{-1}$ という値がとられている。なお sky-shine の γ 線を計算する際に用いるべき遮蔽条件としては、JPDRの場合 30mm 厚の鉄板壁と 16mm 厚鉄板の半球状 dome を考えている。⁸⁾

(2) 各地域の重要度

東海研究所周辺の人口密度を、1958年の調査²¹⁾ にもとづいて図示すると Fig. 5-32 のようになる。また F.P. が環境に放出された後の大気濃度は風速によって支配されるが、これを風向および大気安定度ごとく分類して調和平均した統計量を Fig. 5-33 に示す。²²⁾ Fig. 5-32 および Fig. 5-33 の data を用いると、前節(38)式に示した重要度は各地域について容易に算定できるが、その結果は Fig. 5-34 のようになる。Fig. 5-34 から明らかのように、東海研究所の周辺で半径 2 km の範囲を考えると、監視上重要な地域は、S, SSW, SW, WSW, W および NW となる。

(3) F.P. 雲の測定および評価の観点からの配慮

γ 線検出器は、その監視能力を十分に発揮するために、原子炉群から適当な距離を保って配置しなければならぬことを前記 Fig. 5-7 に関連して述べた。その距離は、本節第(1)項の前提条件にもとづいて計算すると、約 1.5 km 以上となる。また災害評価の面から考えると、Pasquill の拡散式の前提条件を満足するような状態で測定されることが必要である。そのためには次のような地域を避けることが望ましい。

* 「モニタリングポスト」は筆者と石原が名付けた和製英語である。

(a) 樹林の中や建物群に囲まれた狭隘地

このような場所では、F.P. 雲が局所的に滞留するため、その濃度分布を通常の拡散式によって表現することができない。

(b) 急峻な丘陵地や高い建築物の付近

このような場所では、気流が急変するため、F.P. 雲の正常な分布を乱されるおそれがある。また高い建築物等が、F.P. 雲からの γ 線に対して遮蔽効果を及ぼすために、その地域を代表する観測値を得ることができない。

(c) 電気溶接機その他の大型電機施設を使用する工場等の付近

このような工場等では電氣的 noise を発生する可能性があるため、その点を十分に調査して、状況に応じ伝送経路の改善を図ることが必要となる。

以上のような問題を生ずる場所が東海研究所の周辺にどのように存在しているかを Fig. 5-35 に示す。

(4) 監視 system の布設および保守管理の観点からの配慮

前述のように放射線検出器は、原子炉から 1.5 km 以上の距離を保って配置しなければならぬので、放射線検出器からの出力は、電流結合の同軸 cable 伝送方式を基本として、前置増幅器および中継器を通して中央監視室に多重伝送する方法が、前記石原研究班によって採用された。この建設および点検・修理の際に予想される問題を考えると、次のような点に配慮することが要請される。

(a) 「モニタリング・ポスト」の位置は、整備された道路に近いこと

建設資材の運搬や巡回点検等の面からこのことは明らかである。

(b) 用地等の権利を確保できること

これは、「モニタリングポスト」の設置や、同軸 cable の布設の場合に当然起る問題である。その場合に、学校の校庭や病院等の空地のような公有地の方が私有地の場合よりも諒解を得やすく、キャンペーン上も好都合なことが多い。

また、同軸 cable の架空布設の場合には、電力会社あるいは電々公社の諒解を得て、既設の電柱に共架する方法が望ましい。

これらの事項を考慮する際に参考となる資料の一例を Fig. 5-36 に示す。

(5) 経済性

建設および保守管理に要する費用と労力を節減するためには、「モニタリング・ポスト」の数をなるべく少く、伝送経路を短くする必要がある。前記(2)項の地域的重要度の順位を考慮することや、石原研究班の採用した多重伝送技術がそのための方法であったが、そのほかに、原子炉から保つべき距離を必要以上に大きくしないということも重要である。(このことは、平面上の幾何学の計算によって容易に理解できるが、さらに、原子力施設に近い地域は比較的用地費が安いという点からも理解できる)。東海研究所周辺については、この値を 1.5 km~2 km とした。また既設の「モニタリング・ステーション^{*}」も非常監視網の一部をカバーできるものと考えて、その所在する方位では「モニタリング・ポスト」を省略することとした。

* 第 2 章参照

5.7.2 具体的実施例と今後に残された課題

東海研究所の構外に布設する非常用監視システムは、前節に述べた幾つかの問題点を総合的に考慮した結果、Fig. 5-37のように定められた。このsystemの建設は前述のように石原豊秀氏を中心とするhardware groupに引継がれたが、²³⁾ その完成後における写真をFig. 5-38 ~ Fig. 5-40に示す。

東海研究所には、この非常用監視systemを建設する以前から、構内に2カ所、構外に6カ所の「モニタリング・ステーション」が設置されて、 γ 線のみでなく大気放射能も常時観測され、測定値はtelemeter方式により中央監視室に伝送されていた。これは、本来は第1章にも述べたように、平常時の放射能調査を目的としたものであるが、事故時にも「モニタリングポスト」の短所を補うことができる。換言すると、「モニタリング・ポスト」は通常 γ 線検出器のみを備えているが、気象状態が不安定(S=A)の場合に、その守備領域が小さくなる欠点がある(前節 Fig. 5-23参照)。しかし、「モニタリング・ステーション」に備付けられたdust-monitorは、5.5.3節にも述べたように γ 線検出器とは逆に、S=Aの場合に最も守備領域が大きい。したがって両者が相まって完全な監視systemを形成できることとなる。それぞれの守備領域をFig. 5-37に示した。

なお、某事業所では、単にhardware的な実用上の試験を目的として、比較的近距离(構内)の地域に「モニタリング・ポスト」を布設している。[#] この「構内ポスト」は、その実用試験の役割を一応終了した段階にあるので、現状のうち2~3地点はそのままとし、残りのポストはさらに重要な地点へ移設することを考慮してもよいのではないだろうか。考え方によっては、現状のまま継続することが妥当であるとの結論を導き出せないこともないが、どんな事故の場合でもsky-shineの影響を全く心配しなくともよいと切り切るのは、安全側評価の立場をとる以上妥当ではないと考える。

5.8 結 言

本章の考察の結果を整理すると次のようになる。

- (1) 原子炉格納容器に閉じこめたF.P.から射出する γ 線は、数百m以上離れた地点では、スカイ・シャイン成分が大部分を占める。したがって、丘陵、山林、建物等の地物の状況を些細に調べることなくモニタリング・ポスト等の避隔距離を決定しても支障をきたさない。
- (2) モニタリング・ポストの避隔距離は、想定事故の規模によって異なるが、格納容器内のF.P.の総量を 10^6Ci とすれば1.6km程度、 10^7Ci とすれば2km程度が望ましい。きわめて近距离の範囲内は、モニタリング・ポイント(ガラス線量計、TLD、バッジ用フィルム)等を配置する方が有効である。
- (3) モニタリング・ポストの相互間の間隔は、避隔距離が2kmの場合に、600m以内とすることが望ましい。(ただしこれは、対策レベルを100thyroid rem、住民がF.P.雲を吸入する時間を10hrと想定した場合の値である)。
- (4) dust monitorは、検出装置に適当な γ 線遮蔽を施したものを、原子炉から約1km

#この構内ポストは筆者の理論の公表以前に着工されたものである。

くらい避隔した位置に配置して、 γ 線観測網を補強することが望ましい。

(5) dust monitor 相互間の距離は、避隔距離が1 km の場合に、約1 km 以内とすることが望ましい。

(6) 野外の放射線監視所は、上記のほか、人口の密集地域や風向頻度等を考慮して配置することが望ましい。その場合、各地域の重要度を定量的に評定することを試みた。また避隔距離や相互間隔を判定するための図表を作成した。

(7) 種々の制約がある場合に、監視所の各候補地点の重要度や故障の確率等を考慮に入れて監視システムの検討を行うときには、Bellman の「最適性の原理」の観点から考察する方法が有効であることを示した。また sub-system 冗長方式を採用する場合のためにマトリックス型動的計画法を開発した。なお、これらの最適配置法の効果を判定する場合には、「system の構成要素であるどれかの監視所が、F.P. 雲の通過を発見し把握しうる確率」を用いて評価する方法が実用的であることを示した。

(8) 監視 system の建設計画に際しては、諸種の現実的な条件、たとえば各原子炉の hazard analysis の内容、原子炉周辺の人口分布、気象的特性、丘陵分布、森林分布、建物分布、電力線等の布設状況、電気的 noise の発生分布、道路網などを調査して、あらゆる観点から総合的に検討する必要がある。その一例として、東海村の厚研周辺に配置した「モニタリング・ポスト」に関する調査資料を示した。

REFERENCES

- (1) Beattie J.R.: An assessment of environmental hazard from fission product releases, AHSB(S) R 64 (1963)
- (2) Trubey D.K.: The single-scattering approximation to the solution of the gamma-ray air-scattering problem. Nucl. Sci. Eng. Vol. 10, pp 102~104 (1964)
- (3) U.S. WEATHER BUREAU: METEOROLOGY AND ATOMIC ENERGY, p.101 (1955)
- (4) Berger M.J.: Calculation of energy dissipation by gamma radiation near the interface between two media. J. Appl. Phys. Vol. 28, pp.1502 ~ 1508 (1957)
- (5) Soron L.R.: Measurement of the scatter component from a kilocurie cobalt-60 source, NYO-2065, p.6 (1957)
- (6) The SL-1 Report Task Force: IDO report on the nuclear incident at the SL-1 reactor, IDO-19302 (1962)
- (7) Horan J.R. and Gammill W.P.: The health physics aspects of the SL-1 accident. Health Physics, Vol. 9, pp.177 ~ 186 (1963)
- (8) 日本原子力研究所動力試験炉建設室: J P D R の概要と安全対策, JAERI-6005, p.71, p.72 (1960)

- (9) Nuclear Engineering and Manufacturing, North American Aviation INC.: NAA-AER-1135 Rev. Supplement (1955)
- (10) U.S.AIR FORCE: Fission products field release test-I, AFSWC-TR-59-44 (1959)
- (11) U.S.AEC: Theoretical possibilities and consequences of major accidents in large nuclear power plants, WASH-740, p.33 (1957)
- (12) 青木敏男ほか5名: 原子炉事故に伴う汚染気体の放散による被ばく解析と安全評価ならびに放射線障害防止対策について, JAERI-5003, pp.147~166 (1961)
- (13) IAEA: Environmental monitoring in emergency situations, IAEA SAFETY SERIES No.18 (1963)
- (14) Pasquill F.: The estimation of the dispersion of windborne material, Met.Mag., Vol.90, p.33 (1961)
- (15) ICRP: Report of Committee II on permissible dose for internal radiation, ICRP PUBLICATION 2, p.30 (1959)
- (16) Burnett T.J.: Reactors, Hazard vs Power Level. Nucl.Sci.and Eng., Vol.2, pp.382~393 (1957)
- (17) Dunster H.J.: 英国における環境モニタリングおよび放射性廃棄物の海洋放出(原研・環境放射能課訳)。JAERI-memo 3734 (1969) (公開)
- (18a) 放射線審議会: 放射性物質の大量放出事故に対する応急対策の放射線レベルについて(答申), 昭和42年3月20日
- (18b) ICRP 専門委員会IV: 放射性物質の取り扱いに関連する環境モニタリングの諸原則, ICRP Publication 7, 第(44)項 (1965)
- (19) 市田 嵩: 「保全性工学入門」(日科技連), p.10,60,191 (1968)
- (20) Bellman R.E. and Dreyfus S.E.: APPLIED DYNAMIC PROGRAMMING (Princeton Univ.) (1962)
- (21) 日本原子力研究所 JRR-2 建設室: 「JRR-2 の概要と安全対策」, JAERI-6003, p.8 (1961)
- (22) 林 隆, 大和田忠明: 東海研究所気象観測年報, JAERI-memo 3684 (1969)
- (23) 石原豊秀, 城谷 孝, 須賀新一, 立田初己: 放射線モニタリング・ポストの建設と運転, JAERI-1119 (1966)
- (24) Iijima T. and Miyanaga I.: A guide to release-rate of iodine-131 from stack in normal operation of reactor, J.Nucl. Sci. Technol., Vol. 1, No.8, pp 316~321 (1964)
- (25) 林 隆, 大和田忠明: 大洗研究所気象観測年報, JAERI-memo 3562 (1969)
- (26) Idaho Operations Office: Controlled environmental radioiodine tests, IDO-12053 (1966)

Table 5-4 Summary[#] of the hazard analysis for reactors in the Tokai Research Establishment, JAERI

Reactor (thermal power output)	Category of the worst accident	Results* of analysis
JRR-1 (50kW)	Hydrogen-oxygen explosion in reactor core	The release of core gas or solution would be entirely confined by the secondary enclosure.
JRR-2 (10MW)	Melting of fuels due to loss of coolant	The total activity of F.P. confined in the building = 6×10^6 Ci Leakage rate from the building = 1 %/day
JRR-3 (10MW)	Rupture of fuel	The total activity of F.P. in reactor core = 5.8×10^7 Ci The activity released from the core to the building = 9.45 Ci
JPDR (12.5 MW)	Rupture of fuel	Intensity of F.P. in the reactor container = 4.46×10^6 (R/hr at 1 cm) Leakage rate of the container = 0.5 %/day

* The analyses were made with extremely pessimistic assumption

The data are excerpted from the JAERI Report No.6001 (1962), No.6003 (1961), No.6004 (1968), and No.6005(1960).

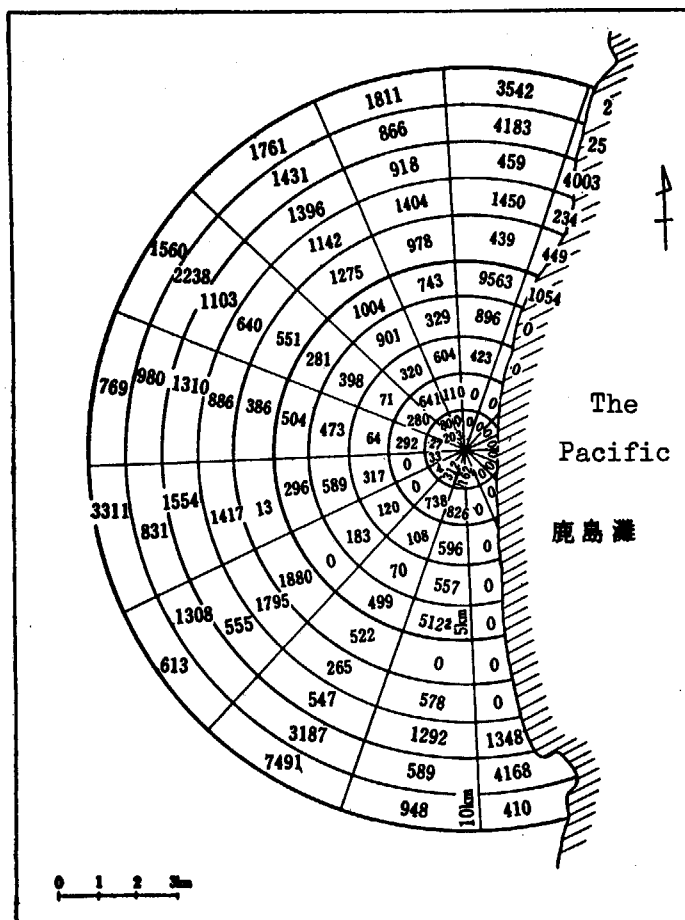


Fig.5-32 Distribution of population around the Tokai Research Estab., JAERI.
(Reproduced from JAERI-6003)

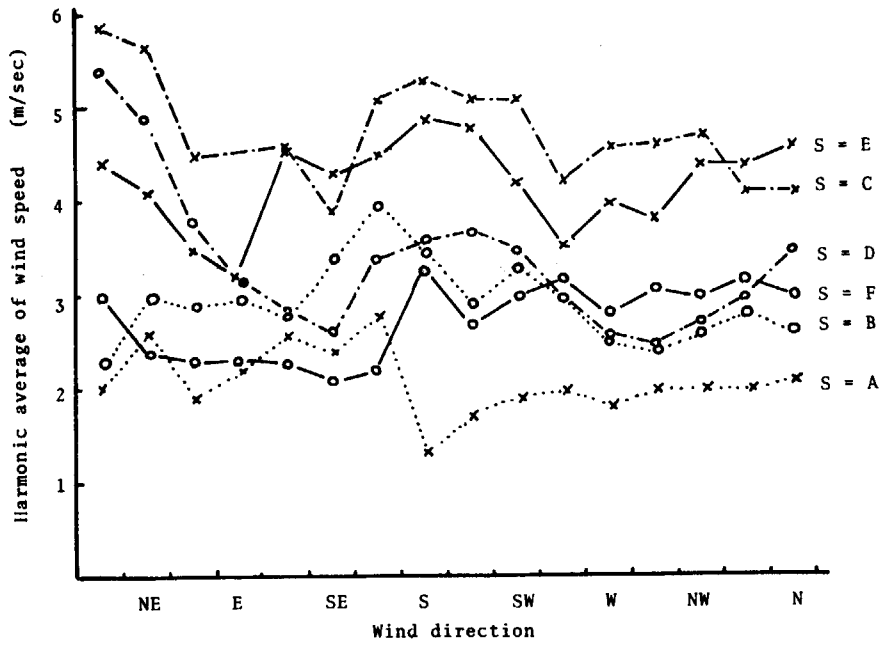


Fig.5-33 Harmonic average of wind speed as a function of wind direction and stability, in Tokai-district, 1966~1968. (From Owada)

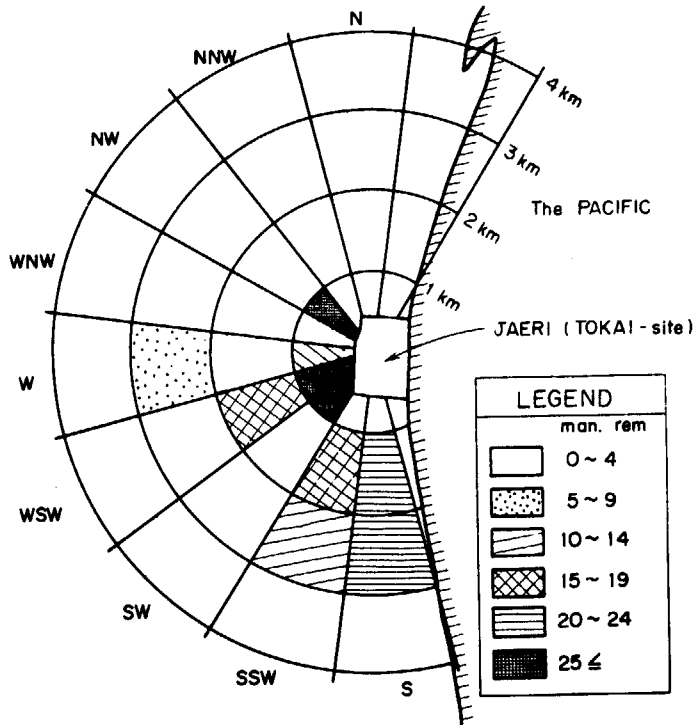


Fig.5-34 Distribution of the expected population dose around the Tokai Research Establishment, JAERI.

Note : Δ = 1 rem for thyroid.

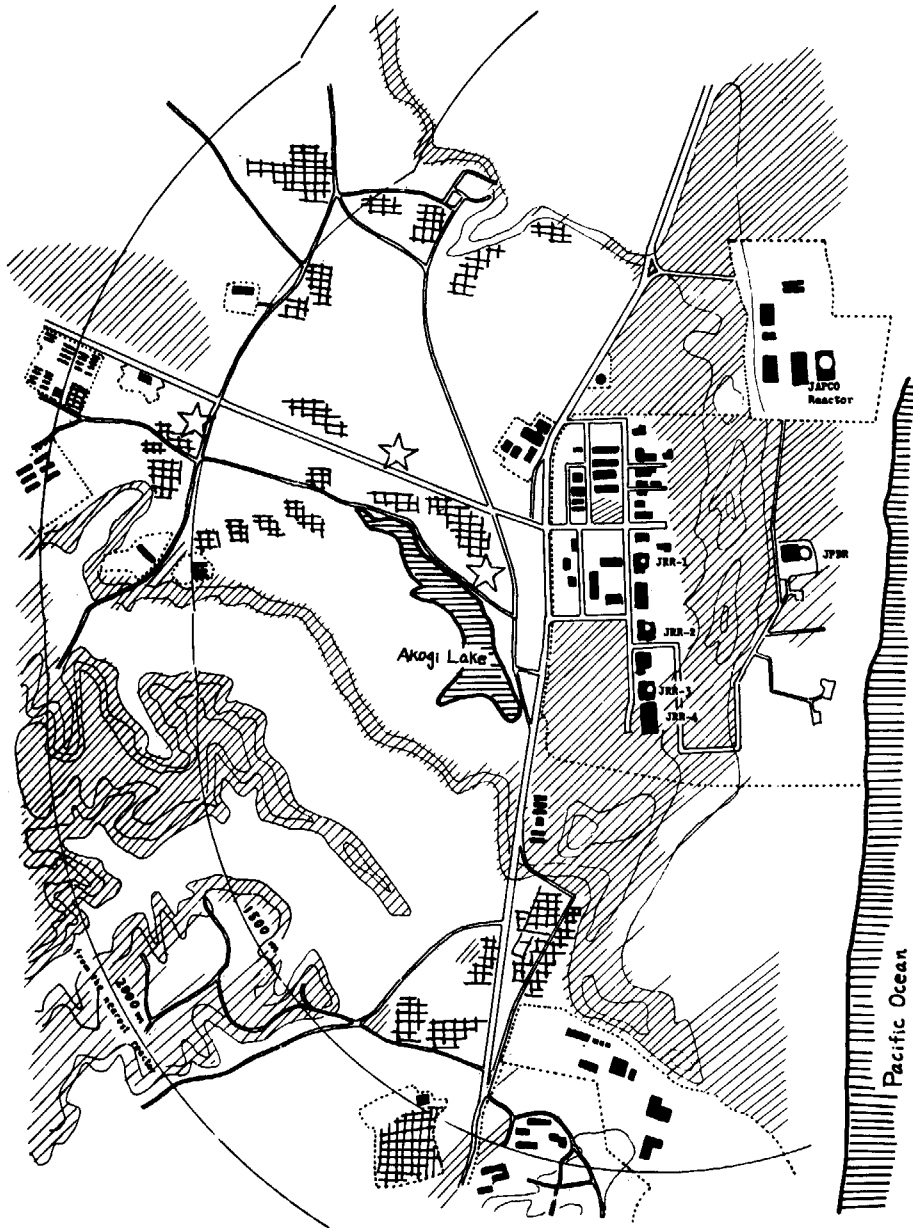







Fig.5-35 Natural features around the Tokai-Res. Estab., JAERI.

LEGEND

-  Forests
-  Hills
-  Group of wooden houses
-  Concrete building
-  Source of electric noise (Workshop using electric welders)

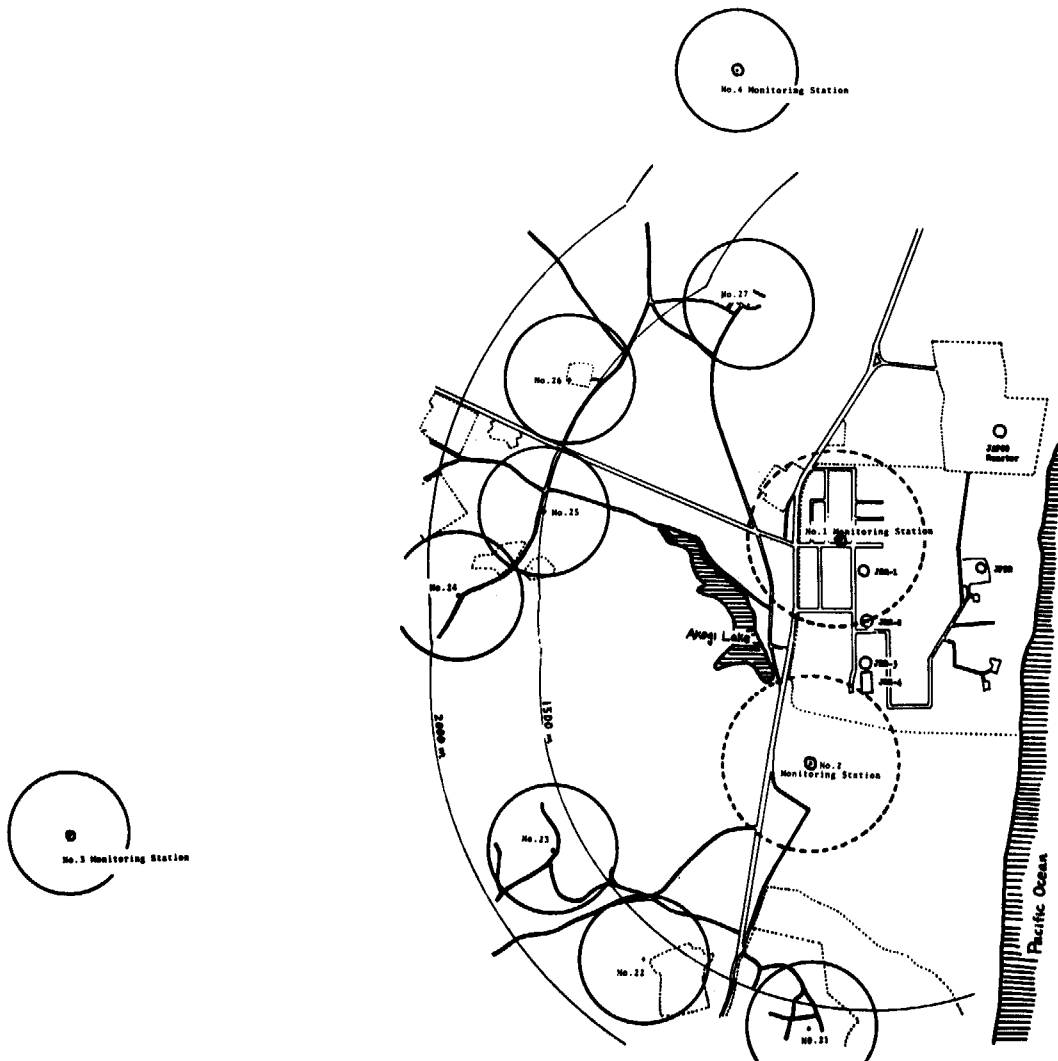
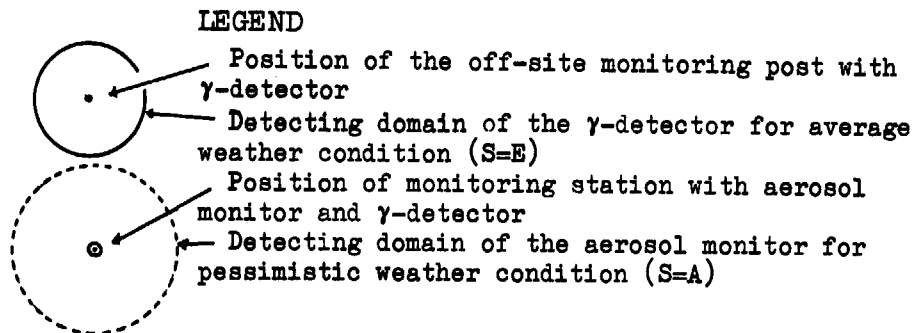


Fig.5-37 Position and its detecting domain of each detector in the environmental monitoring system of the Tokai Res. Estab., JAERI.



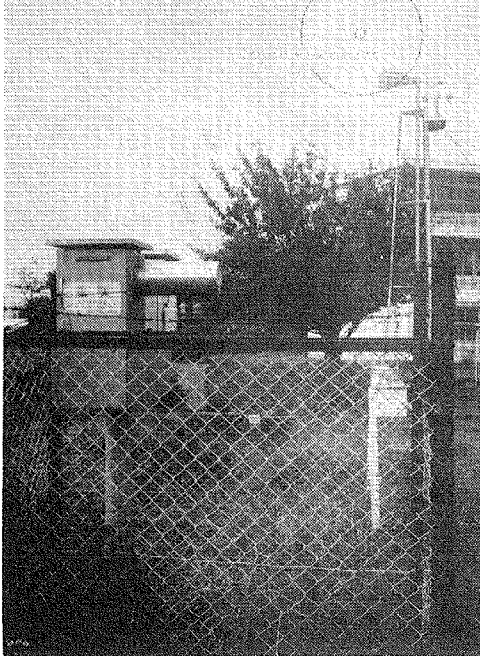


Fig.5-38 Field radiological monitoring post

Notes : The monitoring post No.26 is set on the schoolground; with teaching tools of meteorology.

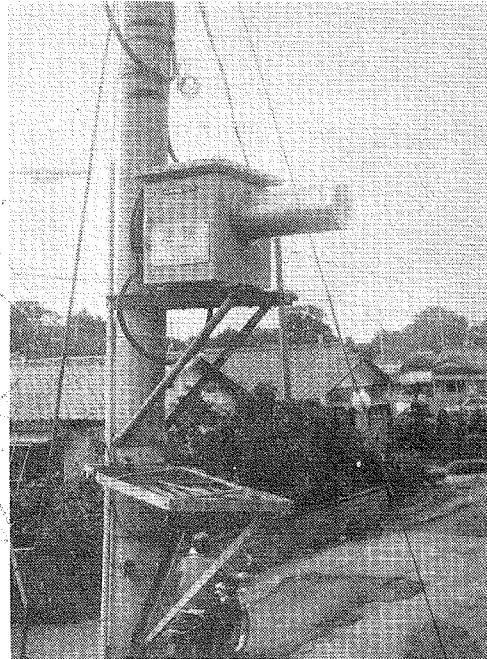


Fig.5-39 Field radiological monitoring post installed on a telephone pole

Note ; No.25 monitoring post

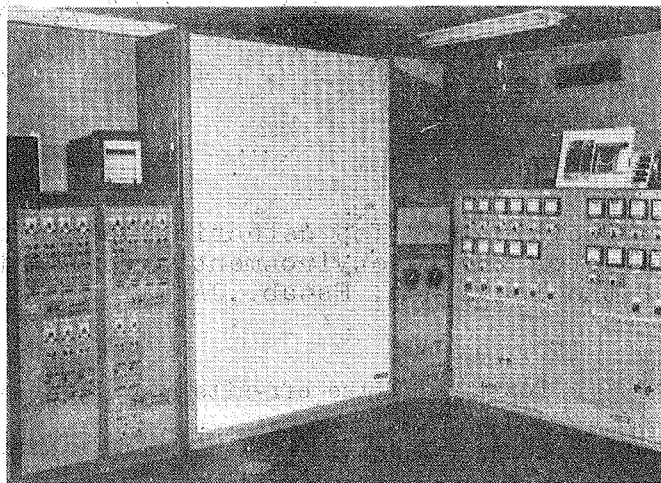


Fig.5-40 Central office of the telemeterized field monitoring system (From JAERI-1119)

第6章 事故時における環境汚染の迅速評価

6.1 緒言

前章において、原子炉災害の状況を把握するにはどのような監視 system が望ましいかを述べた。ここでは、その監視 system から得られる観測 data をどのように扱えば最大の利用価値を生ずるかについて考えてみよう。

筆者は、この課題の目的に沿って特殊な analogue 式計算方式を考察しているため、まづこれについて説明し、次いで「モニタリング・ポスト」その他から得られる観測値の実際的な活用方法について述べることにする。

6.2 特殊計算方式の概要

原子炉事故時に環境へ放出された F.P. の拡散と、それとともに住民の被曝は、F.P. の量と構成核種の割合、放出条件および気象条件等が決まれば一意的に定まる。

ここでは、それらの条件が与えられた場合に、広範囲にわたって放散された F.P. による環境汚染の分布を評価する方法を特殊形状の計算器の中に表示する原理について述べる。

なお、本章では、位置を表示する場合に、原子炉を原点として F.P. 雲の中心線を基線とする極座標 (x, θ) を用いることにする。換言すると、 x は「原子炉からの距離」、 θ は「主風向からの偏角」を意味する。

(1) F.P. 雲の実効放出量を推定する場合

いま、平均風速 u 、大気安定度 S なる気象条件のもとで、総放出量 Q の F.P. が大気中へ連続的に放散されたとすると、その F.P. の雲から放射する r 線によって、観測地点 (x_0, θ_0) で受ける照射線量 D_{cloud} は一般に次式で表わされる。

$$D_{cloud} = \frac{Q}{u} f(x_0, \theta_0) \quad (6-1)$$

ここで、 $f(x_0, \theta_0)$ は第3章第3.2節(3-1)式における $f(x_0, \theta_0 - \theta; S)$ と同じ意味[#]の関数であるが、座標を定める際に原線の位置を雲の軸と定めたので変数 θ が消えている。

上式両辺の対数をとると、実効放出量 Q/u は

$$\log \frac{Q}{u} = \log D_{cloud} - \log f(x_0, \theta_0) \quad (6-2)$$

なる形となる。なお「実効放出量」とは、「環境汚染の進行を強めようとする要素(すなわち放出量 Q)を、弱めようとする要素(すなわち風速 u)で割った値」と定義するが、この値は上式の観測値 D_{cloud} に比例するだけでなく、汚染災害の規模とも比例関係を保つことが

*この analogue 計算器は、「モニタリング・ポスト」のみでなく野外で一般に測定した data の整理にも使えるように作成したものである。

#この章では、計算の原理の記述を目的としているので、大気安定度 S を式中に示すことを省略した。しかし、たとえば Fig. 6-1 のパラメータ曲線群に示したように、 S を無視してはいない。

後で示されるので、本章の論理を構成するために基本となる概念である。

(6-2)式の計算内容を見ると、右辺第2項には2変数 x_0, θ_0 を含んでおり、第1項の変数 D_{cloud} と合せて3個の変数を同時に扱う問題であるので、普通の計算尺では表示できない。これについて筆者は、共点式の計算図表が2変数を同時に扱える長所のあることに着目して、これを計算尺の長所と結びつけ、全く新しい型のアナログ計算器を構成することを試みた。

これを具体的に示すと、Fig. 6-1のUpper body(A-plane)とSlider(B-scale)の関係のように、計算図表(固定)の一边の目盛を滑尺の目盛で置きかえたものとなる。Upper body上に描いた図形と目盛を総称してA-planeと呼ぶことにするが、その縦軸には x_0 の値を目盛る*。また横方向(滑尺と摺動する辺)は $\log D_{cloud}$ の値を意味すると考えると、A-plane上に $\theta_0 =$ 一定の曲線群を描くことが可能となる#。なおSliderは、一般の計算尺と同じように目盛のlevelをshiftできる長所をもつので、 $\log D_{cloud}$ の値を目盛ってA-planeの横軸に摺動させる。

たとえば、Fig. 6-1において、Upper bodyとSliderの両端をそろえた状態を $Q/u = 10 \text{ Ci/m}\cdot\text{sec}^{-1}$ に対応すると仮に定めると、 $\theta_0 = 0^\circ, \theta_0 = 5^\circ, \theta_0 = 10^\circ, \dots$ に相当するparameter曲線群は同図のA-plane内に描いたようになる**ここで、 Q/u の値が変わっても、それらの曲線群の形状と位置は変わらない。変るものは D_{cloud} のみであり、それは Q/u の値と比例的に変化する(前記(6-2)式参照)。したがって、Slider(B-scale)を摺動させて、ある一組の観測値 D_{cloud} と観測地点 (x_0, θ_0) との組合せが、B-scaleとA-plane上の座標点において対応するまで移動させると(Fig. 6-1ではその対応関係を中央右寄り縦方向の細線で示した)、そのSliderの移動距離が Q/u の値の(前記 $10 \text{ Ci/m}\cdot\text{sec}^{-1}$ からの)変化分を示すこととなる。なおSliderの目盛は対数目盛であるので、その変化分も対数値の変化分となる。したがって、 Q/u の値は対数計算尺の原理を併用して算出することとなる。

Fig. 6-1では、B-scaleの下側に Q/u の値を目盛ったC'-scaleを設けてある##。またそのC'-scaleと摺動するLower body上に矢印(↑)が付してある。上記のように、Sliderを移動させた後に、Lower bodyの↑印の位置に対するC'-scale上の目盛を読みとると Q/u の値が得られる。

(2) F.P.の放出量を推定する場合

実効放出量が前項の方法で推定できて、他方で風速 u が実測できたとすると、真の放出量 Q は、

$$\log Q = \log \frac{Q}{u} + \log u \quad (6-3)$$

の関係式で算出できる。これには、一般の対数計算尺の原理を用いればよい。すなわち、前

* x_0 の目盛は、どんな種類のものでもよいが、ここでは便宜上、対数目盛とした。

** ここでは大気安定度として $S = E$ の場合を想定している。

もう少し詳しく説明すると、いま実効放出量 Q/u の値が定まっていれば、 D_{cloud} の値は場所 (x_0, θ_0) の関数として一意に定まる。そこで、その3変数の拘束関係を用いると、 $\theta_0 =$ 一定の曲線は x_0 軸と D_{cloud} 軸によって構成される座標上に一意に描かれることとなる。

C'-scaleの目盛はB-scaleと同じscaleの対数目盛である。

項の C'-scale を Fig. 6-2 のように Q の値の目盛 (C-scale) に置き換えて, Lower body 上に u の値の目盛 (D-scale) を付する。この場合, ↑印の位置を $u=1\text{m/sec}$ の目盛として, C 尺の数値と同じ進み方で Fig. 6-2 のように目盛る。この場合, C 尺と D 尺の scale size は B 尺と同じものとする。

使用する場合には, 前項の要領で Slider の位置を定めた後に, D 尺上の風速 u に対応する C 尺を読みとればよい。

(3) 環境汚染度等を推定する場合

「モニタリング・ポスト」は前章 Fig. 5-37 に示したように, 特定地点 (x_0, θ_0) に配置されるだけであるが, 環境汚染を評価する場合には, 観測値の得られない地域についても推定することが必要となる。ここで環境汚染という言葉は, 地面汚染, 農作物等の汚染および住民の内部被曝 D_{inh} のように, F.P. 雲の濃度に換算係数を乗じて算出できるものを意味することとする。

いま地点 (x, θ) における汚染の程度を一般に $\sigma(x, \theta)$ で表わし, F.P. 雲の濃度を $C(x, \theta)$, 換算係数を K とすると, 次式のようになる。

$$\log \sigma(x, \theta) = \log K + \log C(x, \theta) \quad (6-4)$$

あるいは

$$\log \sigma(x, \theta) = \log K + \log \frac{Q}{u} + \log \chi(x, \theta) \quad (6-5)$$

ここで, $\chi(x, \theta)$ は前記第 5 章の (5-20) 式などに使用した $\chi_s(x, y, 0)$ と同様な物理的意味をもつものであるが, 極座標を用いている点が異っている。

(6-5) 式右辺の第 2 項 Q/u に前述 (6-2) 式を代入すると,

$$\log \sigma(x, \theta) = \log K + \log D_{cloud} + \log \chi(x, \theta) - \log f(x_0, \theta_0) \quad (6-6)$$

この式において, 右辺の K は次節で述べるように, エコロジー的研究により定まり, また $\chi(x, \theta)$ と $f(x_0, \theta_0)$ の値は理論的計算によって定まる。したがって, 特定の観測地点 (x_0, θ_0) における観測値 D_{cloud} が得られさえすれば, 任意の地点 (x, θ) における環境汚染の程度 $\sigma(x, \theta)$ を評価できる。

ただし, $\chi(x, \theta)$ は 2 変数関数であるので, (6-6) 式を計算機へ組み込む場合には, 前記の Fig. 6-1 に関する原理と同様に, 共点図表方式の固定尺上に $\chi(x, \theta)$ の図形を描く (これを F-plane と名付ける。Fig. 6-3 参照[#])。

つぎに, 環境汚染の程度 $\sigma(x, \theta)$ は Q/u に比例し, その Q/u の値は滑尺 (C'-scale) の位置によって意味づけられていることを考え合せると, $\sigma(x, \theta)$ に関する目盛尺は C' 尺と並べて付すればよい (以下これを E 尺と名付ける)。この E 尺の目盛は C' 尺と同じスケールの対数目盛とする。

なお, F-plane の前記 A-plane に対する相対的位置は, 次のように定める。まず, 一

* この換算係数 K は, 前章の記号 v_g, K_{inh} などを一般化したものであり, $\sigma(x, \theta)$ の意味に対応してそれぞれ異ってくる。

Fig. 6-3 の E 尺では, $\sigma(x, \theta)$ の記号の代わりに Ground contamination という具体的な用語を記してある。

枚の対数方眼紙上に、横軸を風下距離 (x_0 および x)、縦軸を D_{cloud} および σ とする座標をとって、 $\theta_0 = \text{一定}$ および $\theta = \text{一定}$ の parameter 曲線群を描く (ここで Q/u の値は、任意のレベルでよいが、共通の値を定めておく。また K の値も一定の値を想定しておく。Fig. 6-3では $K=v_g=1\text{m/hr}$ とした)。そのようにして出来る2つの曲線群の縦軸方向の位置関係を、計算盤の上では横方向の位置関係に移し変えればよい。

このようにして、(Fig. 6-1に示した) A-plane と B-scale の関係の上に、F-plane と E-scale の関係を組み合わせるならば、滑尺が別の位置へ摺動された場合*でも常に(6-6)式の関係が保たれることとなる。したがって、「モニタリング・ポスト」の位置 (x_0, θ_0) と r 線の観測値 D_{cloud} が解るならば、計算器の Upper body (A-plane) に対する Slider (B-scale) の位置が定まり (Fig. 6-1参照)、その位置のまま、E-scale と F-plane の関係を読みとれば、 $\sigma(x, \theta)$ の分布が読みとれることとなる。これに関する具体例を後で (本章 6.4 節に) 述べる。

なお、Fig. 6-2 と Fig. 6-3 を眺めると気付くことであるが、Lower body 上に D-scale と F-plane を重ねて記入すると読取りが繁雑となるので、D-scale は C-scale とともに別の場所に移し変えた方がよい。たとえば、Fig. 6-3 の場合には、E-scale の裏側に C-scale、F-plane の裏側に D-scale を記入するのが1つの方法である。あるいは、Fig. 6-2 の A-plane の裏側に F-plane、B-scale の裏側に E-scale を描くならば、計算器の大きさを節減できることとなる。

* 滑尺を別の位置に設定することは、 Q/u の想定レベルを変えることを意味する。

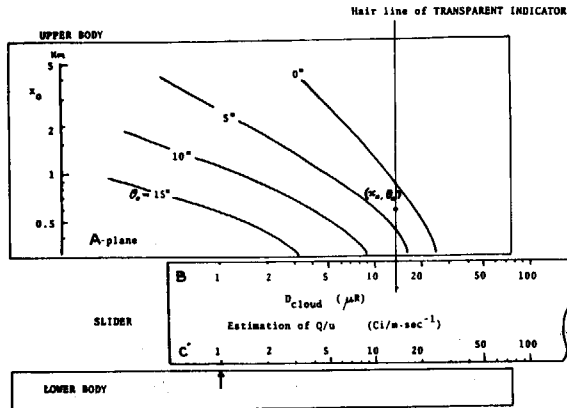


Fig. 6-1 Mechanical analog computing aid for estimating the value Q/u which is a function of three variables x_0 , θ_0 , and D_{cloud}

Notes : If the value D_{cloud} is obtained at a observation position (x_0, θ_0) , the value Q/u can be estimated as follows. The hair line of transparent indicator is set over a position (x_0, θ_0) as read on the A-plane, and the slider would be moved until the value D_{cloud} as read on the B-scale also appeared, then the value Q/u would be read out on the C-scale opposite the index (I) of the lower body.

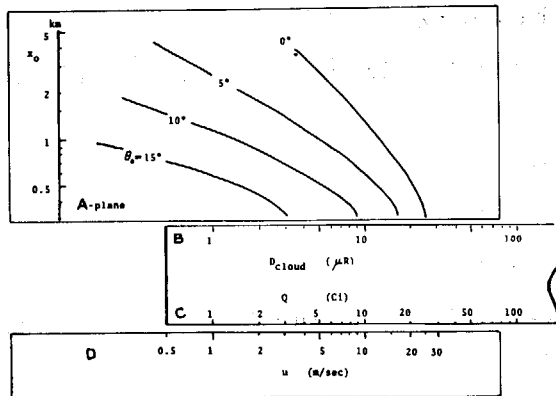


Fig. 6-2 Improved form of the special slide rule in Fig. 6-1, to read out the value Q as a function of x_0 , θ_0 , D_{cloud} and u .

Notes : The D-scale on the lower body of the rule is calibrated from 0.5 to 30 m/sec, with the wind speeds, placed so that the position $u=1$ m/sec may correspond to the position of index (I) on the lower body of Fig. 6-1.

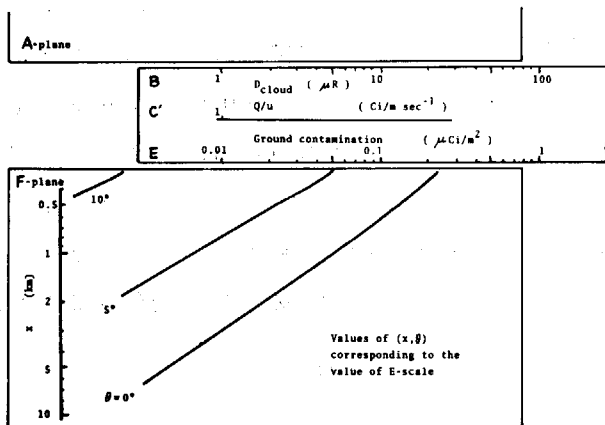


Fig. 6-3 Two coordinate planes A and F, combined with aid of the C'-scale, as v_g^{-1} m/hr.

6.3 換算係数 K について

前節では、種々の換算係数を一般的に K と表わしたが、ここでは、具体的に個々の問題について、それらの数値を考えてみよう。

(1) 地面汚染を推定する場合

この場合の係数は、前章(5-11)式に述べた沈着速度 v_g と同じものである。放射性ヨウ素の沈着速度については、すでに多くの研究結果が報告されている。

(a) Windscale の事故の際の測定値

Chamberlain ら(1958年)は、Windscale の事故時に風下の各地点で測定した空气中濃度と沈着量のデータを用いて、沈着速度を Table 6-1 のように算出している。¹⁾ これらの data から代表値を選ぶならば、平均値としての $0.36 \text{ cm/sec} (=1.3 \text{ m/hr})$ 、あるいは安全側の $0.52 \text{ cm/sec} (=1.9 \text{ m/hr})$ をとることが妥当であろう。

(b) 有機ヨウ素に関する実験値

最近の原子炉は、たとえ事故が発生しても、放射性ガス等の放散を防ぐための十分な配慮を施して設計と建設を行うといわれている。²⁾ しかし、たとえば 10^3 Ci の ^{131}I は重さにするとならずか 0.016 g 程度であるので、事故時には多少の漏洩があるものと考えておくことも安全の立場上必要であろう。その場合には、 ^{131}I は微細な間隙を通して漏洩する際に有機ヨウ素となるであろうといわれている。

この有機ヨウ素の沈着について、笠井ら(1971年)は、大型の密封 chamber 内に気体状の ^{131}I (大部分が有機ヨウ素)を連続的に送り込み、chamber 内に配置した土壌面、砂質面、水面、松葉および葉菜の上に沈着する速度を、風速その他の環境条件を変化させながら測定した。その結果を Table 6-2 に示す。³⁾ この表によると、土壌への沈着速度は 10^{-2} cm/sec の order であり、野菜への沈着速度はこれより約1桁小さい 10^{-3} cm/sec の order となっている。

(2) 葉菜および牧草への沈着を推定する場合

葉菜および牧草の汚染度を評価する場合は、通常、単位面積あたりに栽培する葉菜等の汚染量(たとえば Ci/m^2 の単位)で表わすことが多い。

Windscale の事故の際には、放射性 iodine の草地への沈着速度は $0.11 \sim 0.30 \text{ cm/sec}$ であったという報告がある。⁶⁾

また、1963年のNRTSにおける野外実験では $0.17 \sim 1.1 \text{ cm/sec}$ (平均 0.61 cm/sec) という値が報告されており⁴⁾、一見まちまちなようであるが、葉菜類の汚染はその栽培密度 (g/m^2 、すなわち単位面積あたりに生育している葉菜類の量)が関係しているのでこのような差異が現われていると考えてよい。その関係について定量的に調べた結果が USAEC から報告されているが、これを Fig. 6-4 に示す。⁵⁾ この図によると、栽培密度が $140 \sim 1800 \text{ g (生産量)/m}^2$ の範囲では、沈着速度の値は $0.04 \sim 0.4 \text{ cm/sec}$ と比例的に増加している。安全上の立場からは、 $0.4 \text{ cm/sec} (=1.44 \text{ m/hr})$ と考えるのがよいであろう。

なお、汚染した葉菜類を摂取してもよいか否かの判定基準としては、Windscale の事故時の data にもとづいて算出した Beattie の論文⁷⁾ が参考となる。彼は地面の ^{131}I 汚染 level が $5 \times 10^{-5} \text{ Ci/m}^2$ の時に、葉菜の汚染度は $100 \text{ g (生産量)あたり } 0.15 \mu \text{ Ci}$ とな

り、3才児を対象としたMRC 基準値⁸⁾ ($110\text{m}\mu\text{Ci}/\text{day}$) に近い摂取をするおそれがあると述べている。

(3) 牛乳の汚染度を推定する場合

牛乳の汚染については、汚染経路の観点から、牛がF.P. 雲を吸入すること起因するものと、汚染した牧草等を摂取すること起因するものとの2つに分類できるが、NRTS の実験では後者の方が数十倍に高いという結果が報告されている。⁴⁾ここでは後者、すなわち、汚染牧草の摂取の問題について考えてみよう。

Windscale の事故の際には、風下数百kmにわたって牧草と牛乳が sampling され ^{131}I の汚染度が測定されたが、Booker (1958) は両者の相関を調べて Fig. 6-5) のような関係のあることを報告している。⁹⁾この図によると、牛乳の汚染度は、その地域の牧草の汚染度に比例して増加しており、その比例係数は約 $0.1\text{Ci}\cdot\ell^{-1}$ (牛乳) / $\text{Ci}\cdot\text{m}^{-2}$ (牧草) となっている。したがって前項の牧草の汚染に関する換算係数 $1.4\sim 1.4\text{m}/\text{hr}$ と組合すことにより、空気汚染濃度から牛乳汚染度を求める係数としては $0.14\sim 1.4\text{Ci}\cdot\ell^{-1}$ (牛乳) / $\text{Ci}\cdot\text{hr}\cdot\text{m}^{-3}$ (空気) となる。安全側の立場をとるならば、 $K=1.4\text{Ci}\cdot\ell^{-1}$ (牛乳) / $\text{Ci}\cdot\text{hr}\cdot\text{m}^{-3}$ (空気) とするのが妥当であろう。

なお、 ^{131}I で汚染した牛乳を摂取してよいか否かの判定基準については、MRC が6カ月の乳児を対象として $0.065\mu\text{Ci}\cdot\ell^{-1}$ (牛乳) という数値を提示している。⁸⁾これに対応する牧草の汚染度は、Fig. 6-5) の data を用いると約 $0.6\mu\text{Ci}/\text{m}^2$ となる。

6.4 特殊計算器の使用例

前節までに説明した特殊計算器の実用性を述べるためには、実際の原子炉事故または大規模な野外実験による各種の実測値を使う必要がある。しかし、そのいずれの場合についても今日までに十分な data が報告されていない。米国の Idaho 州で行われた大規模な野外実験に関する報告書が唯一のものであるので、そこに記載された data を用いて使用例を述べてみよう。

本節では、まずその野外実験について概要を説明する。

(1) NRTS の野外実験の概要¹⁰⁾

Convair 研究所 (General Electric 社の一組織) は、1958 年に国立原子炉試験所 (NRTS) において、米国空軍の指示にもとずき他の機関 (AEC, Rochester 大学および Air Force Special Weapon Center) と協力して、航空機用原子炉の核燃料要素による F.P. の野外放出実験を行った。すなわち、材料試験炉で約 100 時間照射した燃料要素を特殊設計の電気炉により数分間で溶融させ、漏出した F.P. を地上 5 m の高さから NRTS 敷地内の草原に放出させた。そして F.P. の環境に及ぼす影響を調べるために、風下 100m ~ 3200m におよぶ扇形状の観測網 (Fig. 6-6) を設けて、空気汚染、地面汚染量 (沈着速度)、雲の γ 線 D_{cloud} 、および実験動物 (犬、ネズミ、ウサギ) への体内沈着量 D_{inh} を測定し、さらに気象観測や放出物の核種分析もあわせ行っている。

雲からの γ 線については、風下 400m の円弧上に、中心角 (放出源から測った角) が 3° づつ (約 21m) の間隔で 21カ所に配置した scintillation 型 γ 線検出器で測定している。実験は 9 回行っているが、その中の代表的なもの (1958 年 8 月 14 日) を例示する

と Fig. 6-7 のようになる。この図の横軸は、実験開始後の時間の経過を意味し、縦軸は各観測地点の位置を示す（位置が 0 というのは各時刻における代表的な風向きを中心線上にあることを意味する*）。濃淡で示した図形は実測値の分布であり、 \dot{D}_{cloud} の値の等しい線で区分されている。たとえば一番外側の閉曲線は $10 \mu R/hr$ に相当する。

F.P. 雲は大気中の乱流のために絶えず濃度に変動するので、各観測点における γ 線照射線量率も時々刻々と変化している。このことは Fig. 6-7 に示した等値線の拡がり幅が横軸の値（時刻）によって不規則に変化することに対応する。ところが、乱流現象を確率論的に眺めると正規分布の性質をもつことが予想されるので、不規則に変動する値を長時間にわたって平均した値は筆者の計算した分布（前章 5.4.1 節（5-18）式）に近づくことが期待される。これを確かめるために、Fig. 6-7 の値について観測時間（F.P. 雲の到着後 8 分間）中の平均をとると Fig. 6-8 のようになる。この図では、F.P. が短時間（約 1 分間）しか放出されなかったために、瞬間的な乱流の影響が残っており、観測値が完全に対称的な現われ方とはなっていないが、全体的な傾向および数値のレベルが筆者の計算値にかなり良く合致していることには留意すべきである。放出時間がもっと長くなれば、さらに良く合致するものと考えられる。

(2) 特殊計算器の使用による地面汚染度の評価

いま、Fig. 6-8 において、たとえば $x_0 = 400m$ 、 $\theta_0 = -11^\circ$ の地点を γ 線観測値を読みとると $D_{cloud} = 0.47 \mu R$ となっている**。

この γ 線観測値を用いて、F.P. 放出点の風下地域における地面汚染の分布を推定してみよう。ここでは、前節の原理にもとづいて作成した Fig. 6-9 のような計算器*を使用する。Fig. 6-9 は、その野外実験の際の気象条件（ $S = E$ 、 $v_g = 1.3m/hr$ ）に合うように作成してある。

を、A-plane 上の縦座標（ $x_0 = 400m$ ）と parameter 曲線（ $\theta_0 = 11^\circ$ ）によって定まる交点の横軸への射影点が B-scale の目盛（ $D_{cloud} = 0.47 \mu R$ ）と一致するように滑尺の位置を定める。（Fig. 6-9 参照）。次にその位置のまま滑尺の各目盛点（ $0.001 \mu Ci/m^2$ 、 $0.01 \mu Ci/m^2$ など）を通して下方に伸びる点線群と F-plane 上の parameter 曲線群（ $\theta = 0^\circ$ 、 $\theta = 5^\circ$ など）との交点の縦座標（ x ）の値を読み取る。たとえば地面汚染が $0.01 \mu Ci/m^2$ に対応する極座標（ x, θ ）の値は（ $\pm 5^\circ$ 、 $0.25 km$ ）、（ 0° 、 $0.8 km$ ）となる。他の値についても同様にして読取ると Table 6-3 のようになる。Table 6-3 に示された座標の値を用いて、各汚染 level の分布図を描くと Fig. 6-10 a のようになる。

このようにして求められた汚染分布図が実際の分布とどの程度一致するかを Fig. 6-10 b に示してある。前図と比較すると、大局的には一致しているが部分的には若干の相異がある。この理由は、F.P. の放出時間が 1 分間で、観測時間も数分間以内であったことにある。この程度の短時間の場合には、第 1 章 Fig. 1-2 にも示したように、風などの変動による誤差が直接に現われてくる。本章に示した推定法の原理は、時間的に平均したものの分布を対象

* この実験では、風向は時とともに進行方向右寄りに変化した。

** 実際の事故の場合には、この野外実験の値よりもはるかに高いレベルを問題とする。しかし、この野外実験によって実証できることは実際の事故の場合にも成立つてあろう。

としているが、この観点から考えると、もし固定式の監視 system で長時間の観測がなされた場合には、特殊計算器も十分にその機能を示すものと期待できる。

6.5 結 言

実際の事故に際しては、環境汚染の状況を的確かつ迅速に判断して、どの範囲まで放射線 survey や試料 sampling の行動を拡げるかを定めなければならない。その際に、本章で述べた方法を用いるならば、「モニタリング・ポスト」等から得られる情報を十分に活用して、迅速で合理的な判断を下すことが可能となる。

REFERENCES

- (1) A.C. Chamberlain and H.J. Dunster : Deposition of radioactivity in north-west England from the accident at Windscale, Nature, No. 4636, pp. 629~630 (Sept. 6, 1958)
- (2) 火力発電技術協会 : 発電用原子力技術基準 (1972)
- (3) A. Kasai et al. : 放射性ヨウ素の環境試料への沈着実験 JAERI-M-4615, pp. 111~112 (1972)
- (4) C.A. Hawley et al. : Controlled environmental radioiodine tests at the NRTS, IDO-12035, p. 44 and p. 54 (1964)
- (5) U.S. AEC, Health and Safety Division : Controlled environmental radioiodine tests progress report No. 2, IDO-12053, p. 17 (1966)
- (6) N.G. Stewart and R.N. Crooks : Long-range travel of the radioactive cloud from the accident at Windscale, Nature No. 4636, pp. 627~628 (Sept. 6, 1958)
- (7) J.R. Beattie : An assesment of environmental hazard from fission product releases, AHSB (S) R64 (1963)
- (8) Medical Research Council : The hazards to man of nuclear and allied radiations (Second report) Appendix F (1960), H.M.S.O.
- (9) D.V. Booker : Physical measurement of activity in samples from Windscale, AERE HP/R 2607 (1958)
- (10) U.S. Air Force : Fission products field test-I, Convair-Fort Worth Report FZK-9-140 (NARF-59-32T, Sept. 1959)

Table 6-1 Deposition velocity of ^{131}I at the Windscale accident, 1957.
(from Chaimberlain, et al.)

Location	Distance from Windscale (km)	Deposition velocity (cm/sec)
Preston	93	0.24
Leeds	155	0.52
Lancaster	62	0.31

Table 6-2 Average deposition velocity of ^{131}I gas on to the environmental materials.
(from Kasai et al.)⁽¹⁶⁾

Deposition Velocity	Deposition velocity (cm/sec)	
	Run 1	Run 3
Soil	2.9×10^{-2}	1.9×10^{-2}
Sand	1.2×10^{-3}	3.1×10^{-3}
Drinking water	1.6×10^{-3}	4.5×10^{-4}
Pine-needles	2.5×10^{-3}	2.0×10^{-3}
Vegetation	2.2×10^{-3}	

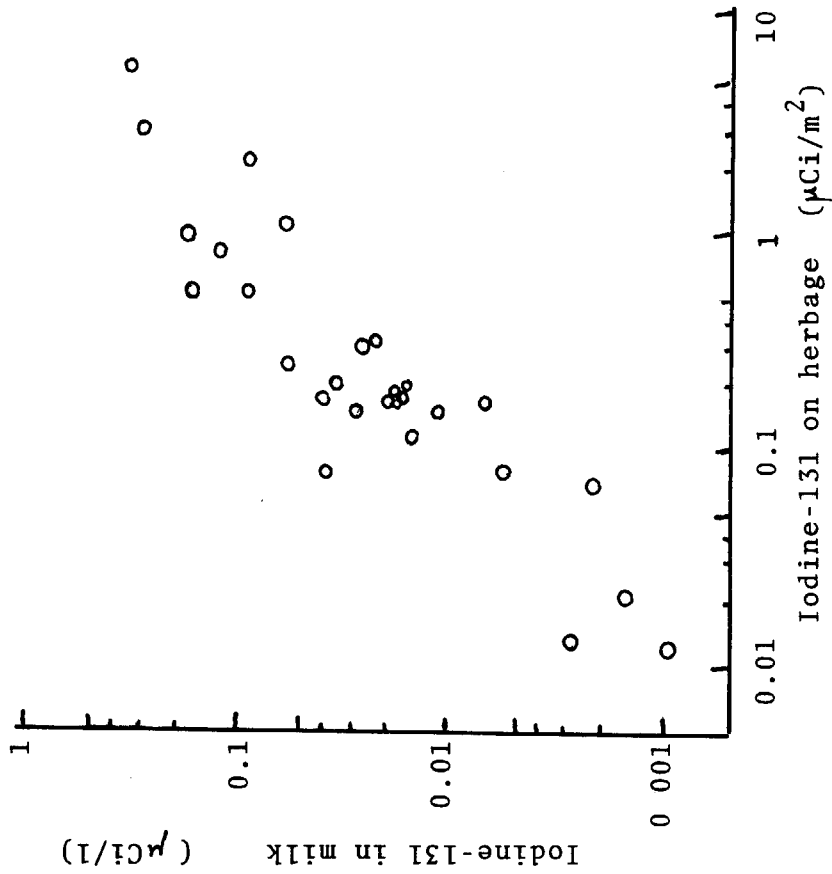


Fig.6-5 Correlation between ¹³¹I in milk and herbage at the Windscale accident, 1957. ⁹⁾
(Reproduced from Booker)

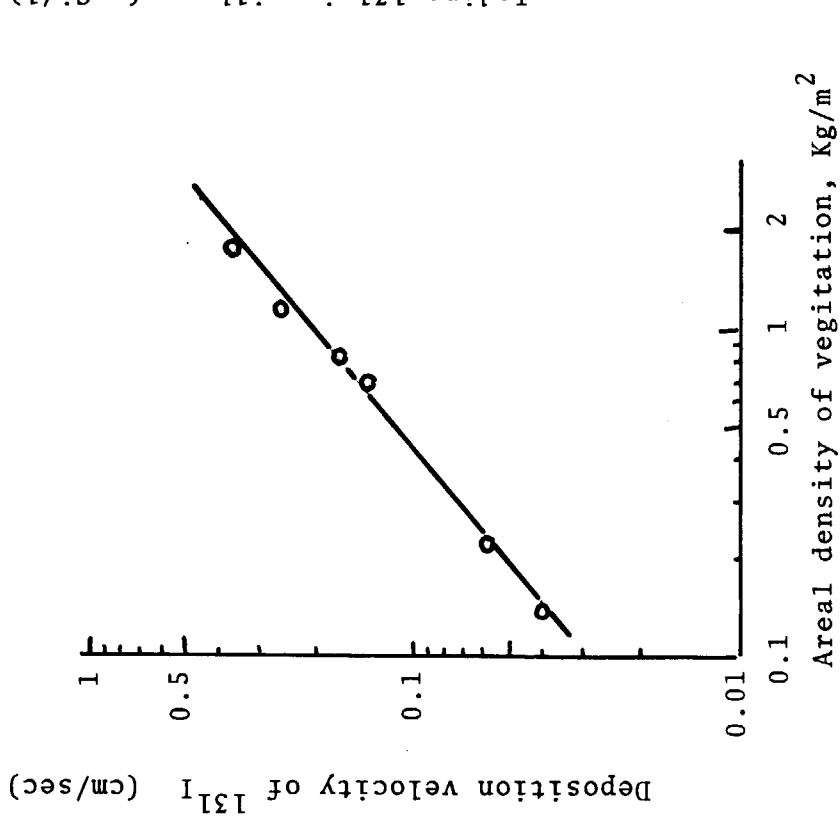


Fig.6-4 Deposition velocity of ¹³¹I as a function of vegetation density (Reproduced from IDO-12053) ⁵⁾

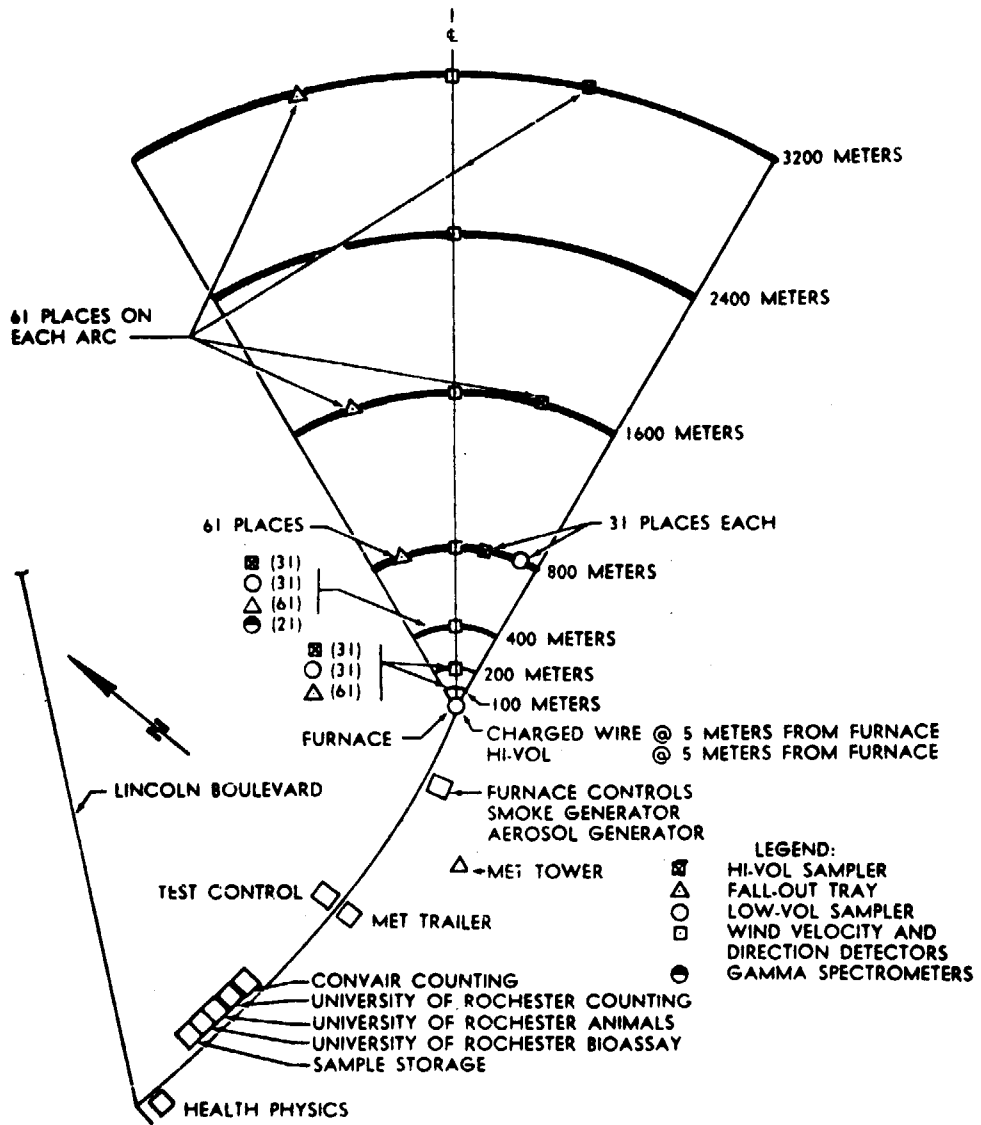


Fig.6-6 Instrument etc. distributed in the F.P. release test at NRTS in 1959.

(Reproduced from FZK-9-140 (1959))

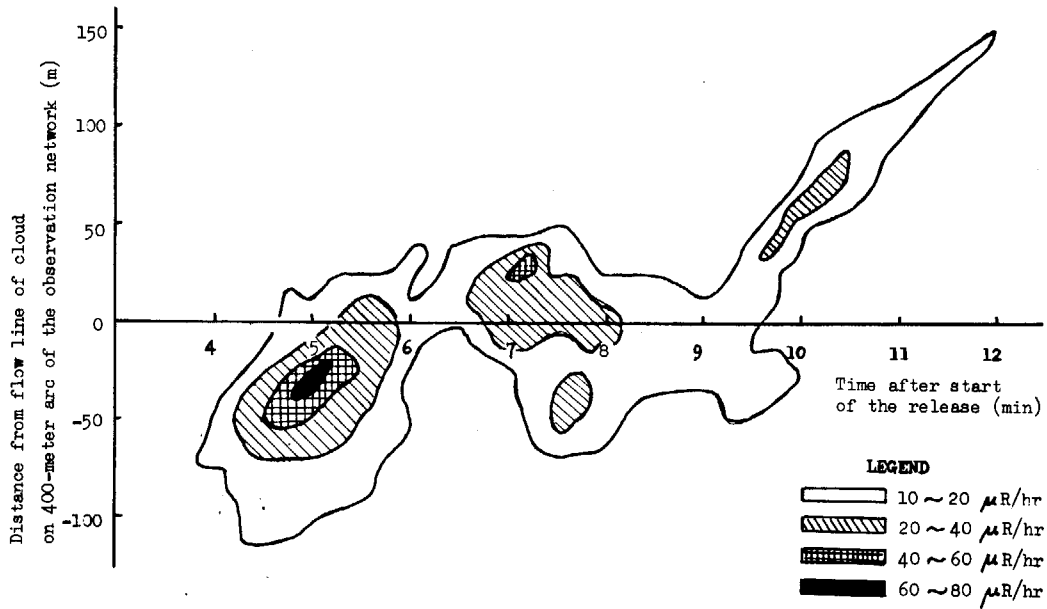


Fig.6-7 Gamma exposure rates on the arc at 400 m from the source with passage of the F.P. cloud (and hence of time). (From FZK-9-140)

Notes : The flow line of cloud is laid down so as to be identical with the wind direction during the release.

Released activity $Q = 0.48 \text{ Ci}$
 Release time $= 1 \text{ min.}$
 Wind speed $u = 4.3 \text{ m/sec}$

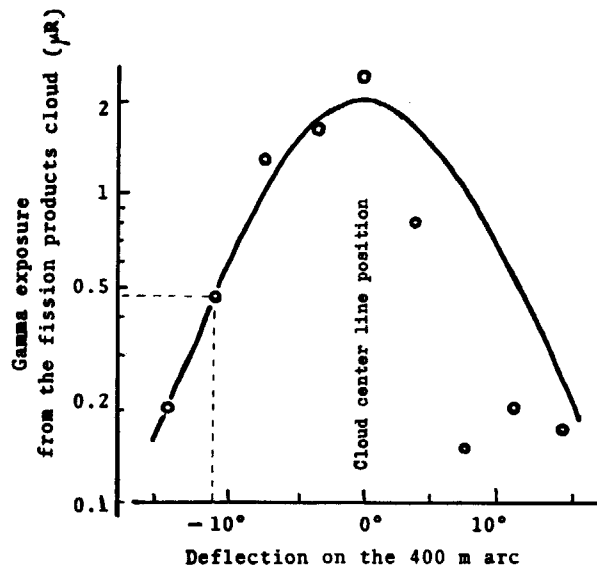


Fig.6-8 Example input data for Fig.6-9 (Reproduced from Fig.6-7)

Notes: $x_0 = 0.4 \text{ km}$, $\theta_0 = -11^\circ$
 and $D_{\text{cloud}} = 0.47 \mu\text{R}$

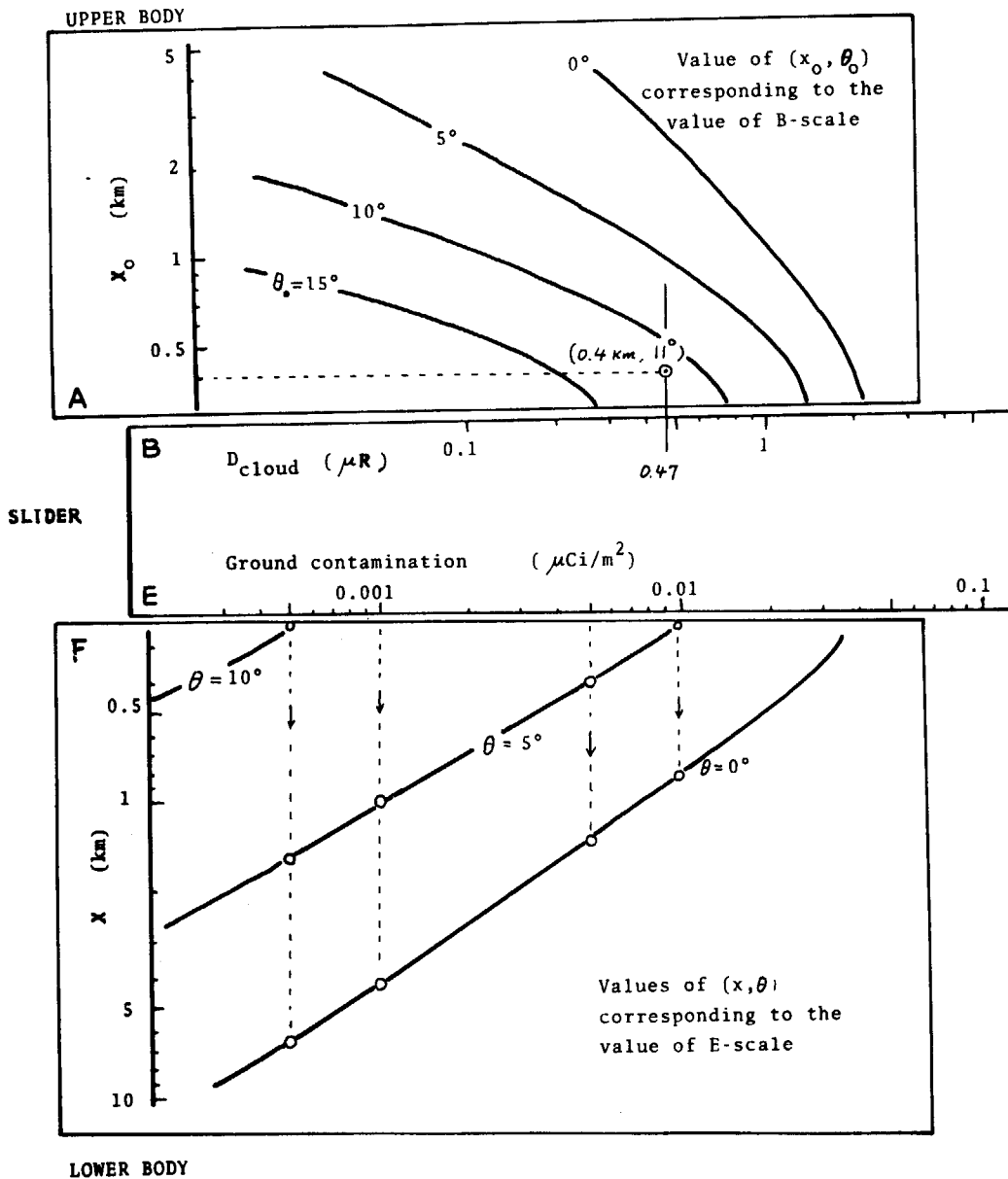


Fig.6-9 Slider setting and reading the ground contamination distribution on the special slide rule.

Notes:

- (1) The observational data, used for setting the slider, are $x_0 = 0.4 \text{ km}$, $\theta_0 = 11^\circ$ and $D_{\text{cloud}} = 0.47 \mu\text{R}$.
- (2) Circles on the F-plane indicate the position (x, θ) corresponding to the values of ground contamination; which are shown in Table 6-3.
- (3) Meteorological conditions: S=E, $v_g = 1.3 \text{ m/hr}$.

Table 6-3 Ground contamination distribution
read out from Fig.6-9

Ground Contamination Level (E-scale)	Values of Coordinates (x , θ) (F-plane)
0.01 $\mu\text{Ci}/\text{m}^2$	(0.25, $\pm 5^\circ$), (0.8 , 0°)
0.005	(0.4 , $\pm 5^\circ$), (1.3 , 0°)
0.001	(1.0 , $\pm 5^\circ$), (4.0 , 0°)
0.0005	(0.25, $\pm 10^\circ$), (1.6 , $\pm 5^\circ$) (6.5 , 0°)

Notes : The values are read out for

$x_0 = 0.4$ km, $\theta_0 = 11^\circ$ and $D_{\text{cloud}} = 0.47$ μR
as the inputs.

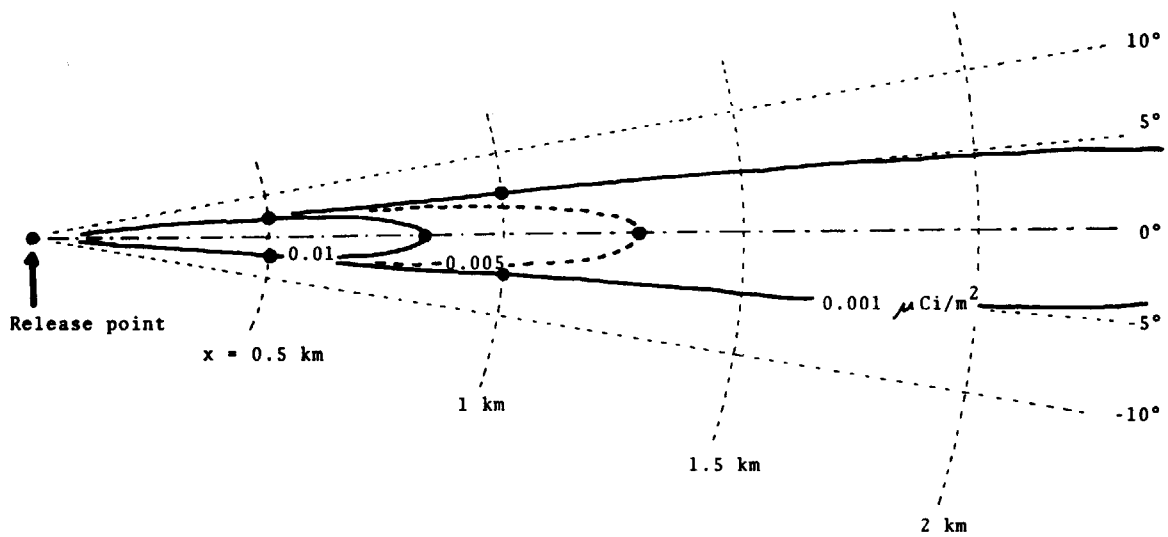


Fig.6-10a Isopleth of the ground contamination estimated with the special slide rule from the observational data of D_{cloud} as in Fig.6-8 and Table 6-3

Notes : The input data, based on the F.P. release test in NRTS in 1958, are $x_0 = 400 \text{ m}$, $\theta_0 = 11^\circ$ and $D_{\text{cloud}} = 0.47 \mu\text{R}$, assuming $v_g = 1.3 \text{ m/hr}$ and $S = \text{E}$.

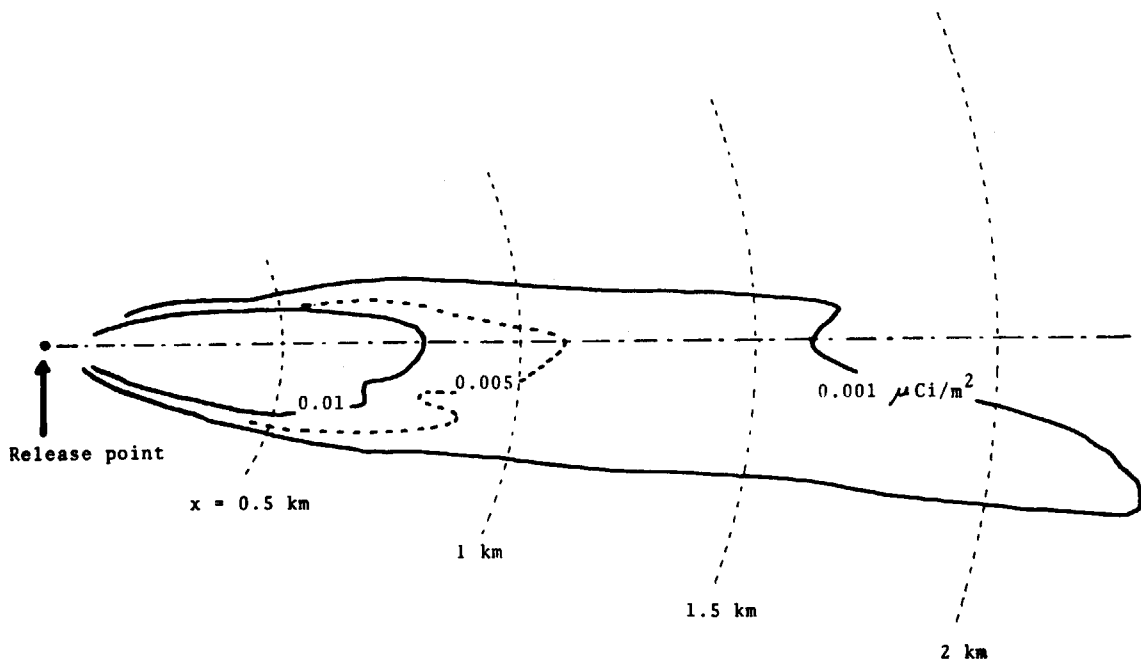


Fig.6-10b Isopleth of the ground contamination directly measured at the field experiment in NRTS, 1958.

(Reproduced from FZK-9-140)

Notes : $Q = 0.48 \text{ Ci}$, $u = 4.3 \text{ m/sec}$, $S = \text{E}$.

第7章 結 論

7.1 本論文のまとめ

この論文は、大気に関する環境放射能の監視システムについて、ソフトウェアの面から研究した結果をまとめたものである。

まず第1章では、研究の内容を選定した経緯について、社会的背景と外国の事故例からの教訓との関連のもとに述べている。

環境放射能の監視システムについて、筆者が研究を始めた頃には、その分野の文献はほとんど皆無に等しかった。しかし外国で発生した2つの典型的な原子炉事故例からは貴重な幾つかの教訓を得た。たとえば、Windscaleの事故(1957年)は次の2つのことを示している。

- (a) 異常事態の判断に際しては、野外观測所が大きな役割を果たしたこと。(筆者は、野外观測所の拡充とともに、異常事態の検知を迅速化するためには平常時におけるbackground放射能等の変動の性質を十分に解析することが必要と考えた)。
- (b) 迅速で的確な状況判断が可能となるような測定法を選ぶこと(筆者は、各種の測定器の特性を十分に理解するとともに、たとえばF.P.雲から放射する γ 線の照射線量率の空間的分布を研究することも必要と考えた)。

また、SL-1の事故は次のことを示している。

- (c) 原子炉から直接に放射される γ 線が強いため、測定器のscale outに配慮すべきであること。(筆者は、地形、地物の γ 線に対する遮蔽効果およびsky-shineについての正確な評価が必要と考えた)。

筆者は、このような教訓と当時の社会的背景に基づいて研究すべき内容を検討した。その中には、上記の括弧内に記した課題のように、監視システムの理論から見れば準備的なものも含まれている。しかしそれらに関する従来の研究は、理論的に不十分であり実証性もないので、研究の原点に立ち帰って再検討する必要がある。これについて筆者が研究した結果を第2章～第4章および第5章第3節に示した。次に、それらの結果を総合してシステム工学的な考察を加えたものを第5章に示し、また監視システムから得た情報の利用の方法については第6章に示してある。

第2章は、まず環境放射能および大気放射能の測定法とその特性について要点を記述した。これは後に述べる測定dataと監視systemに関する理解を深めることを目的としている。

つぎに、これらの測定法によって得た各種のdataを収録し、物理的考察を加えながら統計的に解析した結果を述べている。

環境放射能の測定値は一般に変動が少ない、とくに γ 線検出器は降雨、降雪等による影響を受けることが少ない。それにもかかわらず、施設から漏洩する γ 線や放射性ガスに対してはほぼ十分な感度をもっているため、監視用測定器として優れているといえよう。

大気放射能は一般に日変動が大きい。通常の監視法ではその日変動の最大値($10^{-10}\text{Ci}/\text{m}^3$)

程度)以上の異常放射能でなければ判別できないが、筆者の開発した日変動解析法や α β 相関法を用いると1桁以上低いlevelの異常まで判別が可能となる。

第3章は、まず原子炉から常時排出される ^{41}Ar の雲によって、周辺環境がどの程度の γ 線照射を受けるかを評価するために開発した計算法を述べ、さらにその計算法の妥当性を確認するために行なった野外実験の概要とその結果について記載している。

筆者の計算法は、従来の研究者とは全く異なる観点から考えているので、放射性雲の濃度についてはPasquillの式にしたがって実際のままに想定し、 γ 線のbuildup関数については第2次近似まで考慮に入れて計算することが可能である。またdownwind方向だけでなく、crosswind方向の分布を求めることも筆者の方法で可能となった。

筆者の計算した γ 線照射線量率の分布は、1961年8月に実施された野外実験の実測値と比較したところ、かなり良い一致を示している。たとえば ^{41}Ar gasの放出源(原子炉JRR-2)の風下300mの最高被曝地点で $45\mu\text{R/hr}$ (計算値は $42\mu\text{R/hr}$)、風下600mで $29\mu\text{R/hr}$ (計算値は $25\mu\text{R/hr}$)、風下1kmで $16\mu\text{R/hr}$ (計算値 $16\mu\text{R/hr}$)となり、最も遠い測定地点である風下2.2kmでは $3\mu\text{R/hr}$ (計算値は $4\mu\text{R/hr}$)となって、いずれの場合にも計算値との差は約15%以内におさまっている。

第4章は、前章で妥当性の確認された計算法を用いて、各気象条件に対応する ^{41}Ar 雲からの γ 線照射線量率を計算した後、それらの気象条件(拡散の濃度分布を支配するパラメータ)が時々刻々と変る場合の住民の被曝線量を評価する方法について、確率論的観点から考察している。原子炉から長期間にわたり連続的に ^{41}Ar gasを放出する場合に、周辺住民の受ける外部被曝線量を評価するときも同じ方法を用いればよいが、筆者はその評価の結果にもとずいて ^{41}Ar gasの許容放出率を算出した。また従来の法令等にもとづく規制基準を検討して、3つの問題点、すなわち(1)Submersion modelにもとづく従来の基準は改訂すべきこと、(2)放出基準は ^{41}Ar の放出総量(Ci)で規定すべきこと、(3)排気用煙突を高くしても放出基準をさほどゆるめることはできないこと、を示した。

最後に、第2章～第4章の結論を統合することにより、環境監視systemにおけるalarm levelの設定値を検討し、環境放射線(γ 成分)に関しては $50\mu\text{R/hr}$ 、大気放射能(β 成分)については $1\times 10^{-10}\text{Ci/m}^2$ の値を示した。これらの値は日本原子力研究所(東海地区)の環境監視systemのalarm levelとして使用されている。

第5章は、原子炉事故時に備えて平素から配備しておくべき、環境汚染の監視systemはいかにあるべきかの課題について、第2章～第4章の研究結果および放射線遮蔽学、radio-ecologyおよび確率論などの分野を包含したシステム工学の問題として取扱ったものである。

事故時には、まづ原子炉格納容器内に閉じこめられた核分裂生成物から発する多量の γ 線による被曝が問題となり、汚気流を監視すべき測定はその γ 線の影響を受けない範囲に設置することが望ましい。これについては、sky-shine効果等を生じながら遠方に到達する γ 線の照射率を計算することが必要であり、従来は1回のCompton散乱のみを考慮した方法が用いら

れていたが、実際には2回目以降の散乱も問題となり、さらに丘陵、山林、建物等の複雑な地物による遮蔽効果も考慮せねばならぬので、全く新しい計算法の開発が要望されていた。この章では、まず、これに関する研究結果を述べた。そこに導き出した計算法は、実際値ともよく一致することが示され、次のことを明らかにしている。

- (1) 数100m以上遠く離れた地点に達する γ 線の内容をみると、sky-shine成分が圧倒的に大きい。換言すれば、丘陵、山林等の地物(遮蔽体)の相異は γ 線照射率にさほどの影響を及ぼさない。
- (2) 原子炉格納容器内に閉じこめられた核分裂生成物の核種構成比(γ 線 spectrum)の相異は、到達 γ 線の照射率に若干の影響を及ぼすとはいえ、監視装置の避隔距離(原子炉から離すべき距離)にはさほどの変化を与えない。

これらの結果を考察すると、避隔距離は1.6~2kmが妥当ということになる。

つぎに、監視用測定器の種類および配置の間隔については、radioecologyの観点から、測定値と住民の最大被曝量との関係を求めた上で測定値の変動に關与する気象条件の値を確率論的に処理することにより、許容被曝線量の函数として結論を導くことができた。たとえば、alarm levelを $50\mu\text{R}/\text{hr}$ に設定した γ 線モニタリング・ポストは、避隔距離を2km、住民がF.P.雲を呼吸した時間を5hrとして、甲状腺に関する許容被曝線量を5remと定めれば300m、50remと定めれば500m間隔とするのが理想的である。なお、気象学的安定度がAの場合には、 γ 線検出器では検知しにくいので、これを補うためにダストモニタ(^{131}I 等の捕集が可能なるもの)を併用する必要がある。この場合には、sky-shine γ 線に対する遮蔽を施した上で、原子炉から1kmくらいの近距離に、約1kmの間隔で配置することが望ましい。

なお、種々の制約により、上述のように理想どおりの監視systemが不可能な場合には、これらの制約の範囲内で最も効果の大きいsystemを選び出す方法を動的計画法の観点から開発した。この場合目的函数としては、汚染気流を検出する確率を用い、風向変動等の気象統計値を有効に利用して評価できることを示した。たとえば、東海村の気象条件および地理的条件のもとにおいて、避隔距離2kmの弧上に、放射線検出器を等間隔に配置した場合の検出確率を求めてみると、F.P.の放射時間を1hrとして甲状腺に対する許容線量を25remと定めるときには、配置しうる検出器が5個所のときは確率22%、10個所のときは31%である。そこで、本研究によって開発した最適配置法を用いれば、この確率をさらに高めることが可能となる。筆者はさらに、測定器の故障の確率も考慮に入れて最大の効果を上げるために、どのsub-system(検出器、計数装置、伝送装置、表示警報装置、etc)に冗長方式を採用すればよいかという最適設計法の問題を取扱い、それを解決するために、従来の動的計画法をmatrix型に拡張する方法を考案して具体的な計算法を示した。これらの方法は、一般の監視系にも適用が可能である。

最後に、本章の考察結果が日本原子力研究所の東海村に1964年に建設した非常時野外監視網(モニタリング・ポスト)に適用されたことに付言し、その際に考慮した実際上の問題点、たとえば各地域の社会的、地理的諸条件や建設・維持上の諸条件について筆者の集めた資料を掲載している。

第6章は、事故時に野外で測定した値にもとづいて、環境汚染の評価を行なうためのアナログ式計算器とその活用法を述べている。

事故時には、次の事項を迅速に把握することが、周辺住民の安全を維持する上で、具体的に必要である。

- (1) 測定できなかった地域における、環境汚染の程度の補間的ないし外挿的推定。
- (2) 事故の原子炉から放散する汚染気流の放出率の推定。
- (3) 原子炉格納容器内に閉じこめられた核分裂生成物の量の推定。

これらの情況把握を、限られた個数の測定値を用いて行なうためには、複雑な(3次元の)方程式を解かねばならないが、事故時にはかなりの混乱が予想されるので平素からそれらの簡便な解決方式を用意しておくことが要望されていた。本研究では、特殊のアナログ式計算器を作成してその要望に応えたものである。

その計算では3次元以上の変数を取り扱うので、2次元変数の収容が可能な計算図表の原理と、1次元の変数しか収容できないが乗数の移し替えが可能な計算尺の原理とを組合せて、新しい型の計算器を構成している。その構成は極めて簡素ではあるが、上記の3つの課題を容易に解決しうるほかに、次のような場合にも活用することができる。

- (4) 測定値が数多くある場合に、誤観測の疑いのあるものを選別して、代表性のあるデータを拾い出すこと。
- (5) 汚染気流の漏洩率ならびに閉じこめられた核分裂生成物の量の時間的推移を把握することにより、その後に現われうる状況を予測するための手掛りを待てること。

この計算器は、上記に列挙した目的に関するかぎりでは、電子計算機とほぼ同様の機能を有する。また野外等の悪条件のもとで使用しても故障を生じないこと、ならびに安価に作成できるといふ長所を有する。

7.2 今後に残された課題

筆者は、本論文に関する研究の目標を設定し、実施した過程において、関連分野における新たな研究の課題が存在していることを知った。これらを拾い上げて説明を補足しよう。

(a) 移動式監視システムに関する研究

本論文では、情況判断の迅速性と的確性を重視して、固定式の監視システムに焦点を合せたことを第1章に述べた。しかし巡回測定車などによる移動式監視法は、経済上の観点から無視できぬ長所をもつので、固定式監視システムと組合わせ、あるいは複数個の巡回測定車を併用する監視方式について、情報科学的あるいはシステム工学的研究の分野が存在していると考えられる。

この分野の開拓には、第2次大戦以降に米軍などが開発してきた探索理論その他の Operations Research に関する手法や、本論文に述べた design philosophy を参考として研究を進めることが必要となろう。

(b) 一般の大気汚染公害に対する監視システムの研究。

現在、火力発電所や石油 plant などに起因する大気汚染の監視のために、重工業地域を管轄する地方自治体の公害防止センターなどは、中央監視式の公害監視システムを建設する傾向に

あるが、その分野において、筆者の論文に述べた design philosophy はそのまま寄与できる点があると考え。しかし、原子炉事故の場合とは異った条件（たとえば、複合汚染とか測定器の性能の相異など）も存在するので、その場合に適した研究開発を行う必要があると考え。

(c) 大気中の background 放射能の変動に関する実験的調査と解析

この分野については、かなりの部分を筆者が調査して、その結果を本論文の第2章に記載している。残された部分は比較的少ないが、次の課題を未調査のまま残している。

- ① 接地層付近の安定度と大気中の background 放射能の変動との関係（この場合の大気安定度については、Pasquill の分類法ではなく、Richardson 数を用い、そのほか dust monitor による集塵濾紙の黒化度や大気中の視程との関係を調べる必要がある）。
- ② 海岸線付近の大気中における background 放射能と風向との関係（この関係については、かなり高い相関が予想される。その相関が海岸線からの距離によってどのように変るかを定量的に把握できるならば、地中からの自然放射性 gas (^{222}Rn , ^{220}Rn) の放出や、接地層付近の微気象的構造などについて若干の成果が期待できる。）

放射性雲から発する γ 線の評価に関する図式計算法

前項に導いた総和記号の式(3-18)の計算を能率化するために、筆者は図式計算法を用いた。この方法は素朴ではあるが、人間のパターン認識の能力が電子計算機よりも優れていることを活用したものであり、計算の途中で誤りに気づきやすいという長所もある。

(1) 濃度比 $m_{x_0}(y_i, z_j)$ の分布の作図法

ここでは便宜上、濃度比を5段階(1.0~0.9, 0.9~0.7, ..., 0.3~0.1)に分けて、各分類に対応する (y_i, z_j) の値を求めることとし、その手順を説明する。作図の方法が Fig.A1-1 に示してあり、その結果の一例が Fig.A1-2a に示してある。

(i) $m_{x_0}(y, z)$ の形が、濃度に関する(3-17)式から解るように、 z を変数とする正規分布の密度関数であり、そのモードが H であることに着目する。まず Fig.A1-1 の右側の図に示したように両対数方眼紙を使用して、横軸には $\log |z-H|$ 、縦軸には $\log m_{x_0}(y, z)$ であるような座標を作る。

つぎに、(3-19)式で示された濃度比 $m_{x_0}(y, z)$ の分布に関する性質、および $h(x_0)$ の定義から、 $m_{x_0}(0, 0) = 1$ 、 $m_{x_0}(0, h(x_0)) = 0.1$ となることを考慮しながら、正規分布の密度関数の数表を用いて、Fig.A1-1 の右側の図における一番上側の曲線 $a'b'c'd'e'$ を描く。この曲線を媒介として得られる濃度比(縦軸)と z 座標(横軸)の関係は Fig.A1-2a の a, b, c, d, e 点およびその中間点の位置を定める。たとえば、Fig.A1-1 の右側の図では、横軸の値が 1.4 のときに縦軸の値が 0.9 となっており、Fig.A1-2a では縦軸の $z-H=1.4$ に相当*する a 点が $m=0.9$ となっている*。

(ii) Fig.A1-2a における水平方向の濃度比分布を知るには、 $m_{x_0}(y, z)$ が y を変数とする正規密度関数であることに着目する。ここで Fig.A1-1 の座標軸は両対数方眼紙を用いてあることを考慮すると、さきに描いた曲線 $a'b'c'd'e'$ を利用することができる。すなわち、これを左方の図に示したような座標(横軸は $\log |y|$ 、縦軸は $m_{x_0}(y, H)$)で構成されたものの中へ平行移動して $m_{x_0}(0, H) = 1$ 、 $m_{x_0}(w(x_0), H) = 0.1$ の2つの関係を満すような位置に曲線 $A'B'C'D'E'$ を描くと、これが Fig.A1-2a の水平軸 $A B C D E$ の上における濃度比分布となる。たとえば、 $m=0.9$ 、 $m=0.7$ 、... となるような横軸上の位置は $y=2.9$ 、 $y=5.5$ 、... となっている*。

(iii) Fig.A1-2a の座標軸以外のところ(たとえば $B B_c B_d B_e$ の上)の濃度比分布を知るには、Fig.A1-1 の右側の図において前述の $a'b'c'd'e'$ 曲線を垂直下方に平行移動して左方に伸びる漸近線が B' 点を通るところまで下げればよい。そこにできる曲線 $B'B'_c B'_d B'_e$ が所要の数値を示している。たとえば縦軸(濃度比)の目盛が 0.5 の位置を通過して水平線を引くと曲線 $B'B'_c B'_d B'_e$ と交る点 B'_c の横座標($z-H$)の値は 2.7 となっているが、そこに得られた座標値の組合せ($y=5.5$ 、 $z=2.7+H$)によって示される Fig.A1-2a 上の点 B_c が $m=0.5$ に相当する。

以下同様にして Fig.A1-2a 上のすべての点 B_d, B_e, \dots, D_e を定めることができる。

* $z-H$ の値および y の値は Fig.A1-2a の下方に記した縮尺を参照のこと。

(2) r 線照射率の計算

前記(3-18)式の計算において、濃度比を5段階に分類した場合には次のような近似式となる。

$$\begin{aligned} \dot{D}_{cloud}(x_0, y_0) &= C'(x_0, 0, H) \cdot \left\{ \sum_{m \geq 0.9} G[r(y_i, z_j)] \right. \\ &\quad + 0.8 \sum_{0.7 \leq m < 0.9} G[r(y_i, z_j)] \\ &\quad + 0.6 \sum_{0.5 \leq m < 0.7} G[r(y_i, z_j)] \\ &\quad + 0.4 \sum_{0.3 \leq m < 0.5} G[r(y_i, z_j)] \\ &\quad \left. + 0.2 \sum_{0.1 \leq m < 0.3} G[r(y_i, z_j)] \right\} \end{aligned} \tag{A1-1}$$

ここで右辺各項の総和記号は、 $m_{x_0}(y_i, z_j)$ の各分類に該当する空間上の点 (y_i, z_j) における $G[r(y_i, z_j)]$ の値を集計することを意味する。なお、各項の初めにつく係数(1, 0.8, 0.6, 0.4および0.2)は $m_{x_0}(y_i, z_j)$ の各分類領域における代表値である。(これはTable A1-1の左欄に \tilde{m} で示した。

集計にあたっては、まずFig.A1-2aに描いた等濃度比の曲線群(点線で示した同心楕円群)に最も近接している各meshの輪廓を太い実線でたどって、閉じた折線図形を描く(Fig.A1-2b)。この接線図形で区分される各領域は濃度比の分類(1.0~0.9, 0.9~0.7, 0.7~0.5, 0.5~0.3, 0.3~0.1)を示している。

つぎに濃度比の各分類ごとに、それらの領域内に存在する各meshの $G[r(y_i, z_j)]$ の値を集計する。 $G[r(y_i, z_j)]$ の値は、Fig.A1-2bにおいてどれか1つのmeshに着目すると、それと観測点までの距離rの関数として定まってくる。meshの粗さを $\Delta y = 10m$, $\Delta z = 10m$ とした場合の値をFig.A1-3に示した。それらの値の総和の計算を能率化するために、Table A1-1では、まず

$$(G[r]の値) \times (その値をもつmeshの個数) \tag{A1-2}$$

を計算の後それらの値を集計している(Table A1-1における中央の欄を参照)。そのためFig.A1-2bでは、 $G[r]$ の各値に対応する半径rで、観測点を中心とする同心円群(細線)を描いて、それによって定められる領域と前記の各濃度比によって定められる領域が重なった部分に存在するmeshの個数を数えることとしている。

このようにして(3-20)式の値を集計した後、Table A1-1の右端の欄では、各分類ごとに濃度比の代表値(1.0, 0.8, ..., 0.2)を乗じて、12, 42, 47, ...等の値を出し、さらにそれらの和229を求めている。この値に $C'(x_0, 0, H)$ の値(Fig.A1-4参照)を乗ずると(3-18)式の計算を完了したことになる。

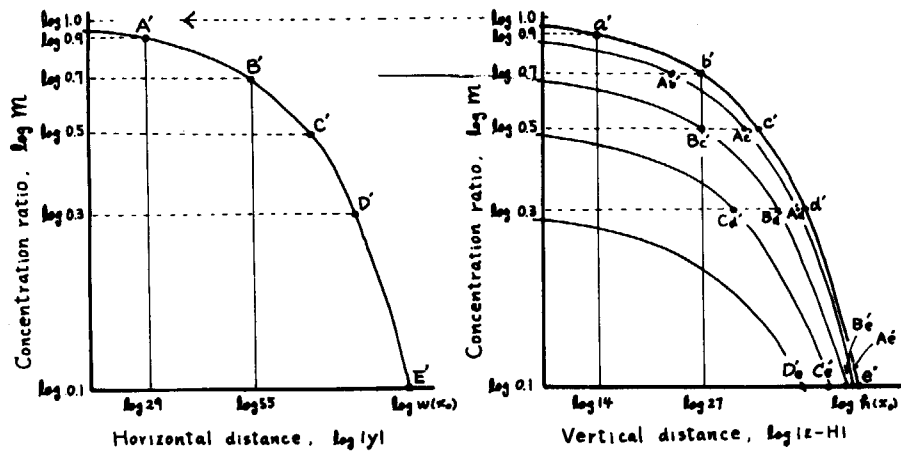


Fig.A1-1 Horizontal and vertical crosswind distribution curves of the cloud concentration-ratio (preliminaries for Fig.A1-2a)

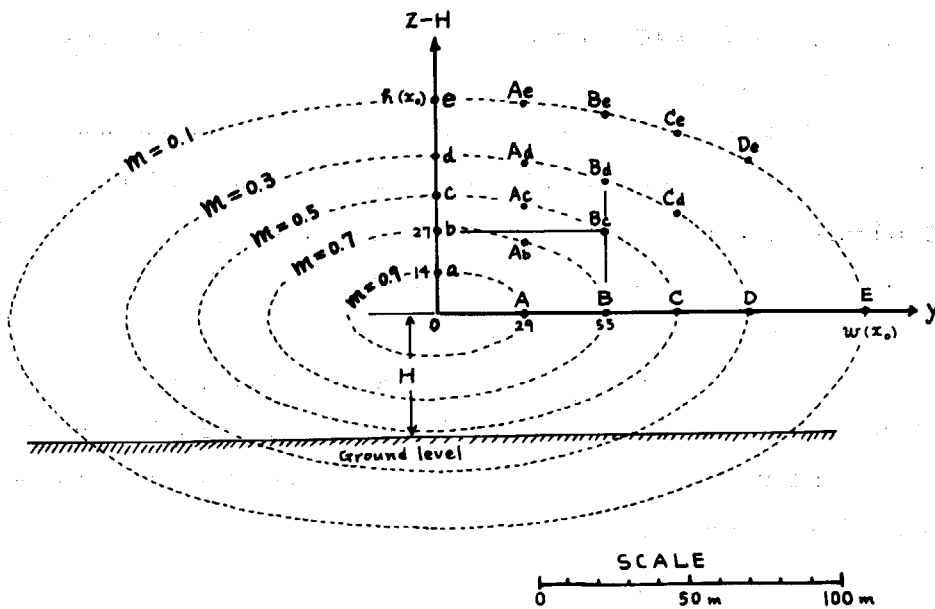


Fig.A1-2a Construction of the crosswind distribution curves of cloud concentration ratio

Notes: Reproduced from Fig.A1-1

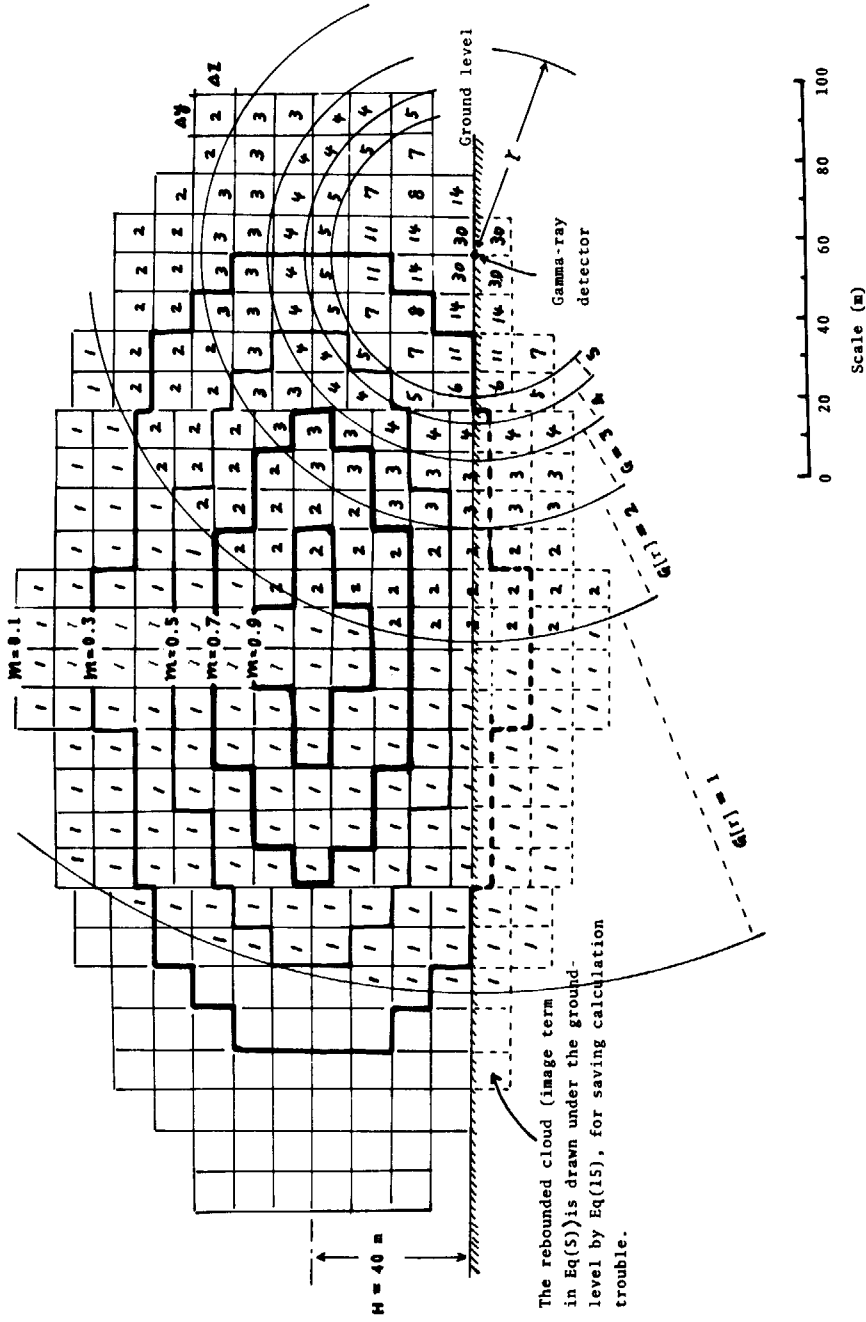


Fig.A1-2b Graphical calculation method of ^{41}Ar cloud gamma exposure rate $D_{\text{cloud}}(x_0, y_0)$ (Preliminary for Table A1-1)

Notes : $S = D$, $H = 10 \text{ m}$; $x_0 = 1 \text{ km}$, $y_0 = 100 \text{ m}$

Table A1-1 Example calculation of the ^{41}Ar cloud gamma exposure rate, $D_{\text{cloud}}(x_0, y_0)$

Condition : $S = D, H = 10 \text{ m}$
 $X_0 = 1 \text{ km}, Y_0 = 100 \text{ m}$

$m_{x_0}(y_i, z_j)$		$\sum_{ij} G[r(y_i, z_j)]$		$\bar{m} \cdot \sum G[r]$
Range	\bar{m}	$G[r] \times \text{Mesh number}$	Sum	
1.0 ~ 0.9	1.0	1*8=8, 2*2=4	12	12
0.9 ~ 0.7	0.8	1*19=19, 2*12=24, 3*3=9	52	42
0.7 ~ 0.5	0.6	1*25=25, 2*7=14, 3*6=18, 4*4=16, 5*1=5	78	47
0.5 ~ 0.3	0.4	1*37=37, 2*13=26, 3*7=21, 4*4=16 5*4=20, 6*1=6, 7*2=14, 8*1=8 11*2=22	169	68
0.3 ~ 0.1	0.2	1*46=46, 2*14=28, 3*11=33, 4*7=28, 5*6=30, 6*1=6 7*3=21, 8*1=8, 11*2=22, 14*5=70, 30*4=120	303	60

Total=229

Notes:

$$\sum m_{x_0} \cdot \sum G[r] = 229 \quad (\text{R} \cdot \text{hr}^{-1} / \text{Ci} \cdot \text{m}^{-3})$$

$$\text{Now, } C'(x_0, 0, H) = 2.2 \times 10^{-8} \quad (\text{Ci} \cdot \text{m}^{-3})$$

$$\therefore \dot{D}_{\text{cloud}} = (2.2 \times 10^{-8}) \times 229 = 5.0 \times 10^{-6} \quad (\text{R} \cdot \text{hr}^{-1})$$

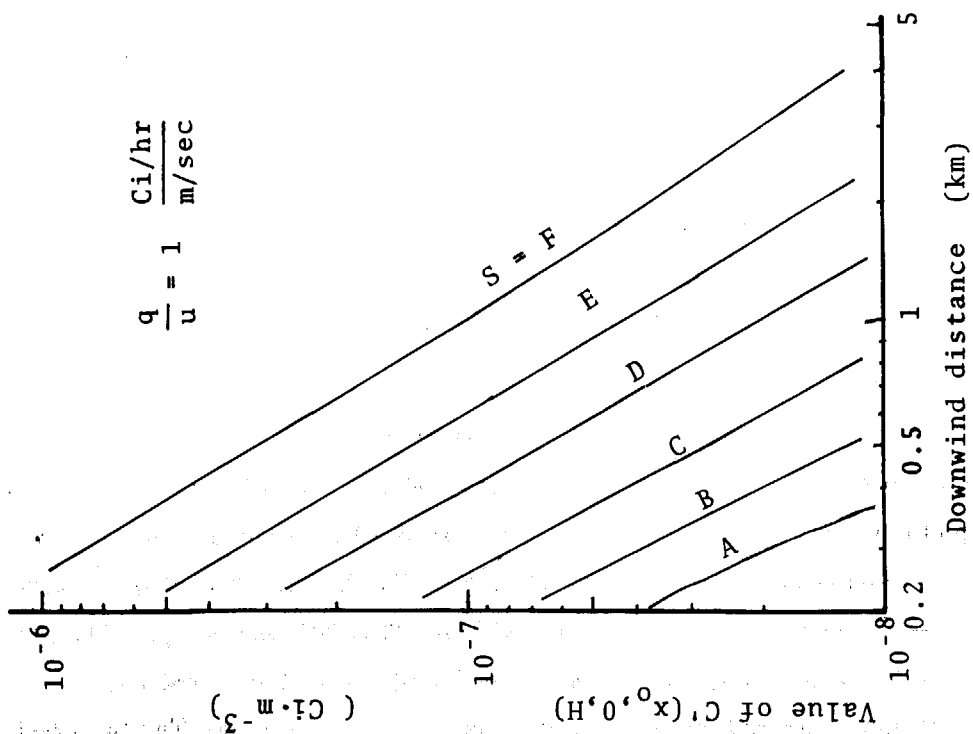


Fig.A1-4 The value of $C'(x_0, 0, H)$ as a function of meteorological stability S

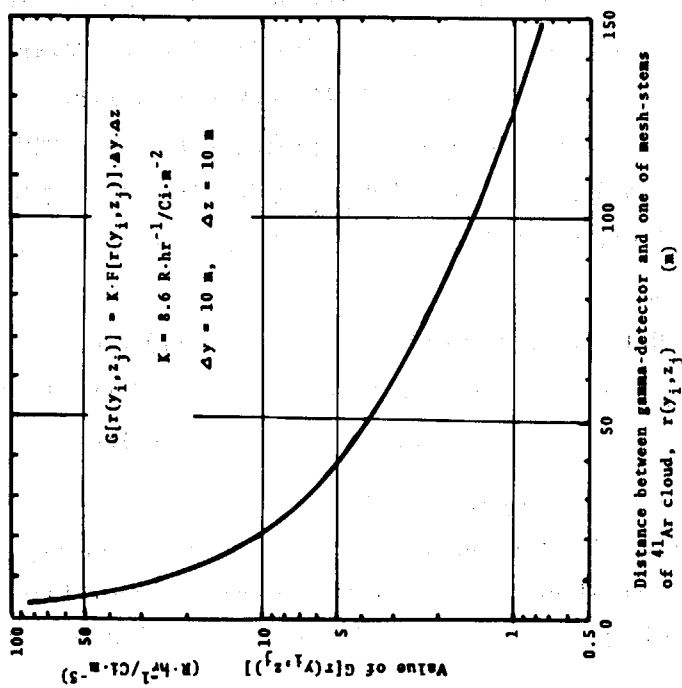


Fig.A1-3 The value of $G[r]$ for ^{41}Ar cloud

APPENDIX 2.

監視所候補地点の最適選択問題に関する補足説明

説明の都合上、6.2.2節に出た式を再掲する。

$$\text{(制約条件)} \quad \sum_{i=1}^U x_i c_i \leq C_{\max} \quad (5-54)$$

$$\sum_{i=1}^U x_i m_i \leq M_{\max} \quad (5-55)$$

$$x_i = 0, 1, 2, \dots \text{ (正整数)}$$

$$\text{(目的関数)} \quad \text{Maximize} \left\{ \sum_{i=1}^U W_i g(x_i) \right\} \quad (5-56)$$

(Bellmanの「最適性の原理^{*}」による漸化式)

$$f_U(C_{\max}) = \max [W_U g(x_U) - \lambda x_U m_U + f_{U-1}(C_{\max} - x_U c_U)] \quad (5-61)$$

$$0 \leq x_U \leq \left\lfloor \frac{C_{\max}}{c_U} \right\rfloor$$

(1) (5-61)式の計算過程をフローチャートに示したものをFig.A2-1に示す。変数 x_i は0から始まり $\left\lfloor \frac{C_{\max}}{c_i} \right\rfloor$ (すなわち $\frac{C_{\max}}{c_i}$ を越えない最大整数)までの値をとる。このうち $\alpha(x_i)$ すなわち $W_i g(x_i) - \lambda x_i m_i + f_{i-1}(C - x_i c_i)$ の値を最大ならしめるものを \hat{x}_i とするが、それが求むる状態(policy)を表わすことになる。なお(5-55)式の制約限界値 M_{\max} は(5-61)の中に明白(explicit)な形で記載されていないが、このことは、計算の結果得られる $\sum_{i=1}^U \hat{x}_i m_i$ (フローチャート内では $M_U(C_{\max})$ の値)が式外の判定基準 M_{\max} に等しくなるように試行錯誤的にラグランジュの乗数 λ を見付けてゆく方法であることを意味する。

(2) 計算方法をさらに具体的に説明するために、簡単な問題についての計算例をTable A2-1~Table A2-3に示した。ここでは各観測所ごとに重要度 W_i 、購入設置費 c_i および保守管理費 m_i がTable A2-1の上欄のように異なり、購入設置の予算枠 C_{\max} 、保守管理の予算枠 M_{\max} および観測施設の故障の確率(稼働を必要とする時に故障である確率)の推定値 P はTable A2-1の下欄のような場合に、5個の候補地点の中からどのような選択を行えば最大の効果が得られるかの問題を考えている。5個程度の候補地点からの選択ならば、わざわざ面倒な計算を施す必要の無いこともあるが、現実には候補地点の数がもっと沢山あって長所短所が複雑に入り組んでいることが多い。そのような場合に思考の合理化と客観性を保つためには、ここに述べる方法がかなり役立つであろう。なお、この計算例は電子計算機用のテストランニングの資料として使用できる。

Table A2-2は、 $\lambda = 0.01$ とした場合の各段階における $\alpha(x_i)$ を求める方法を示したものである。 $\alpha(x_i)$ の値を i および C の各段階ごとに比較して、最大すなわち $f_i(C)$ となるものを太い数字で示した。この値は次の段の計算表における $f_{i-1}(C - c_i x_i)$ の欄に使用(転送)さ

* Bellmanの「最適性の原理」は次のように定義されている⁽²⁾。

The Principle of Optimality: An optimal policy has the property that whatever the initial state and initial decision are, the remaining decisions must constitute an optimal policy with regard to the state resulting from the first decision.

れることとなるが、このうちの一部(後述の最適 policy の導出に役立ったもの)に矢印付点線を付した。なお $i = 1$ の段では $f_0(C) = 0$ の定義により 0 を記入する。

このようにして計算を進め $i = 5 (= U)$ の段まで完了すると、次は、最適選択の policy すなわち \hat{x}_i を読みとることを行なう。まず $i = 5$, $C = 23 (= C_{\max})$ の段の中から $f_5(23) = \max(0.19, 0.155, 0.07) = 0.19$ を生み出す x_i の値を読みとると 0 を得る。すなわち $\hat{x}_5 = 0$ となる。次にそのときの $C - \hat{x}_5 c_5$ の値は $23 - 0 \times 8 = 23$ であるから、1つ上 ($i = 4$) の $C = 23$ に対応する段の中から $f_4(23)$ を生み出す x_i の値を読みとると 1 を得る。すなわち $\hat{x}_4 = 1$ となる。順次このようにして求めた x_i および $C - \hat{x}_i c_i$ (すなわち次の段で用いる C の値) を Table A2-3 の 1st trial ($\lambda = 0.01$) の欄に集録した。ここで得た \hat{x}_i の値を用いて $\sum_{i=1}^5 \hat{x}_i m_i$ の値を試算すると $1 \times 1 + 1 \times 3 + 1 \times 2 = 6$ となり $\sum \hat{x}_i m_i \leq M_{\max}$ の条件を満足しないので、つぎは $\lambda = 0.03$ として前 (Table A2-2) と同様な計算を行なってみると Table A2-3 の 2nd trial のような結果となる。すなわち $\sum \hat{x}_i m_i < M_{\max}$ となるがまだ若干改良の余地があるように考えられる。このようにして trial and error 的な λ の決定を行なうが、前二者の内挿値として $\lambda = 0.02$ をとり前と同様な計算を行なうと Table A2-3 第 3 欄のような結果を得た。査定を行なってみると今度は $\sum \hat{x}_i m_i = 5.5 = M_{\max}$ となり最適解に到達したことになる。したがって最適 policy としては $\hat{x}_2 = 1$, $\hat{x}_3 = 1$, $\hat{x}_4 = 1$ となり、その時の目的関数の値は

$$\begin{aligned} \sum W_i g(x_i) &= 0.031g(1) + 0.12g(1) + 0.09g(1) \\ &\approx 0.24 \text{ となる。} \end{aligned}$$

Table A2-1 Example input data in the optimal selection problem

Item	Symbol	Value
No. of proposed sites	i	1 2 3 4 5
Degree of importance	W_i	0.04 0.031 0.12 0.09 0.05
Unit cost of installation	C_i	6 6 8 8 8
Annual expenses of maintenance	m_i	1 0.5 3 2 0.5
Maximum appropriation for installation of the monitoring system	C_{max}	23
Maximum annual appropriation for maintenance	M_{max}	5.5
Estimated mission unsuccess rate of monitoring system	P	0.01

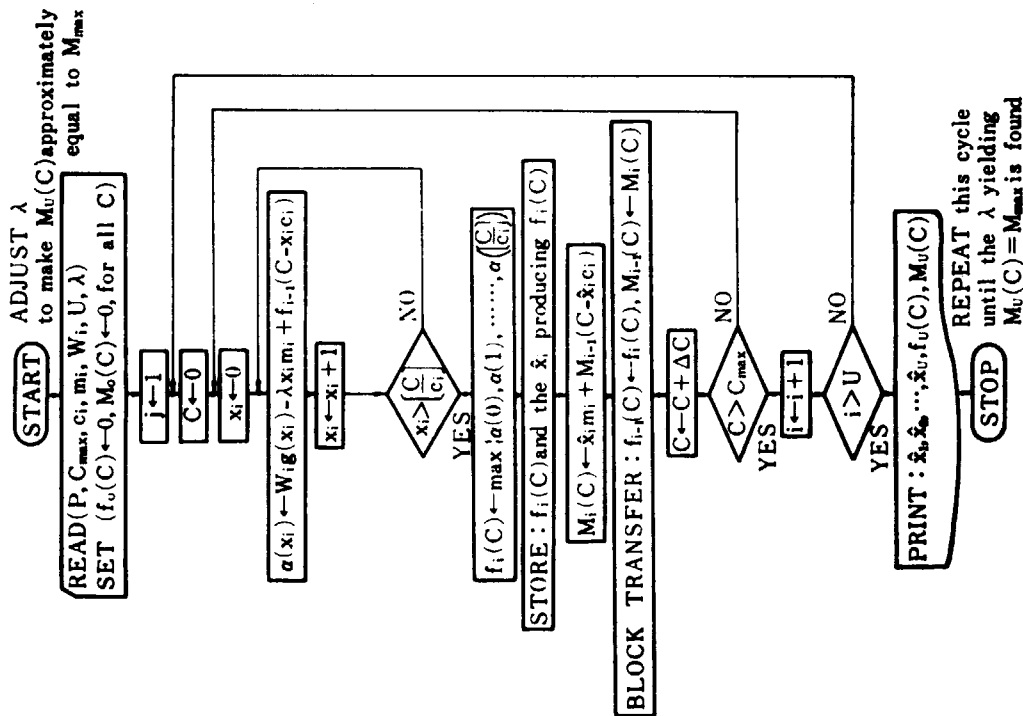


Fig. A2-1 Flow chart for selecting the optimal monitoring-post location

Table A2-2 Example calculation in the optimum selection problem ($\lambda = 0.01$)

和									
i	C	x_i	$W_i(x_i)$	$\lambda x_i m_i$	$W_i(x_i) - \lambda x_i m_i$	$x_i c_i$	$C - x_i c_i$	$f_{i-1}(C - x_i c_i)$	$\alpha(x_i)$
$i = 1$ $(w_1=0.04)$ $(m_1=1)$ $(c_1=6)$	0-5	0	0	0	0	0	0	0	0
	6-11	0	0	0	0	0	0	0	0
		1	0.04	0.01	0.03	6	0-5	0	0.03
		2	0.04	0.02	0.02	12	0-5	0	0.02
	12-17	1	0.04	0.01	0.03	6	6-11	0	0.03
		2	0.04	0.02	0.02	12	0-5	0	0.02
		3	0.04	0.03	0.01	18	0-5	0	0.01
	18-23	1	0.04	0.01	0.03	6	12-17	0	0.03
		2	0.04	0.02	0.02	12	6-11	0	0.02
		3	0.04	0.03	0.01	18	0-5	0	0.01
$i = 2$ $(w_2=0.031)$ $(m_2=0.5)$ $(c_2=6)$	0-5	0	0	0	0	0	0-5	0	0
	6-11	0	0	0	0	0	6-11	0.03	0.03
		1	0.031	0.005	0.026	6	0-5	0	0.026
		2	0.031	0.01	0.021	12	0-5	0	0.021
	12-17	1	0.031	0.005	0.026	6	6-11	0.03	0.03
		2	0.031	0.01	0.021	12	0-5	0	0.021
		3	0.031	0.015	0.016	18	0-5	0	0.016
	18-23	1	0.031	0.005	0.026	6	12-17	0.03	0.03
		2	0.031	0.01	0.021	12	6-11	0.03	0.051
		3	0.031	0.015	0.016	18	0-5	0	0.016
$i = 3$ $(w_3=0.02)$ $(m_3=0.5)$ $(c_3=6)$	0-5	0	0	0	0	0	0-5	0	0
	6-7	0	0	0	0	0	6-7	0.03	0.03
	8-11	0	0	0	0	0	8-11	0.03	0.03
		1	0.12	0.03	0.09	6	0-3	0	0.09
		2	0.12	0.06	0.06	12	0-3	0	0.06
	12-15	1	0.12	0.03	0.09	6	12-15	0.056	0.056
		2	0.12	0.06	0.06	12	4-7	0.03	0.12
	16-19	1	0.12	0.03	0.09	6	16-19	0.056	0.056
		2	0.12	0.06	0.06	12	8-11	0.03	0.12
		3	0.12	0.09	0.03	18	0-3	0	0.06
	20-21	1	0.12	0.03	0.09	6	20-21	0.056	0.056
		2	0.12	0.06	0.06	12	12-13	0.056	0.146
		3	0.12	0.09	0.03	18	4-5	0	0.06
$i = 4$ $(w_4=0.09)$ $(m_4=2)$ $(c_4=8)$	0-5	0	0	0	0	0	0-5	0	0
	6-7	0	0	0	0	0	6-7	0.03	0.03
	8-11	0	0	0	0	0	8-11	0.08	0.08
		1	0.09	0.02	0.07	8	0-3	0	0.05
		2	0.09	0.04	0.05	16	0-3	0	0.05
	12-15	1	0.09	0.02	0.07	8	12-15	0.11	0.11
		2	0.09	0.04	0.05	16	4-7	0.03	0.075
	16-19	1	0.09	0.02	0.07	8	16-19	0.11	0.15
		2	0.09	0.04	0.05	16	8-11	0.08	0.15
		3	0.09	0.06	0.03	24	0-3	0	0.05
	20-21	1	0.09	0.02	0.07	8	20-21	0.146	0.146
		2	0.09	0.04	0.05	16	12-13	0.11	0.18
		3	0.09	0.06	0.03	24	4-5	0	0.05
	22-23	1	0.09	0.02	0.07	8	22-23	0.146	0.146
		2	0.09	0.04	0.05	16	14-15	0.12	0.19
		3	0.09	0.06	0.03	24	6-7	0.03	0.08
$i = 5$ $(w_5=0.05)$ $(m_5=0.5)$ $(c_5=8)$	0-5	0	0	0	0	0	0-5	0	0
	6-7	0	0	0	0	0	6-7	0.03	0.03
	8-11	0	0	0	0	0	8-11	0.08	0.08
		1	0.05	0.005	0.045	8	0-3	0	0.045
		2	0.05	0.01	0.04	16	0-3	0	0.04
	12-15	1	0.05	0.005	0.045	8	12-15	0.11	0.11
		2	0.05	0.01	0.04	16	4-7	0.03	0.075
	16-19	1	0.05	0.005	0.045	8	16-19	0.15	0.15
		2	0.05	0.01	0.04	16	8-11	0.08	0.125
		3	0.05	0.015	0.035	24	0-3	0	0.04
	20-21	1	0.05	0.005	0.045	8	20-21	0.18	0.18
		2	0.05	0.01	0.04	16	12-13	0.11	0.155
		3	0.05	0.015	0.035	24	4-5	0	0.04
	22-23	1	0.05	0.005	0.045	8	22-23	0.19	0.19
		2	0.05	0.01	0.04	16	14-15	0.11	0.155
		3	0.05	0.015	0.035	24	6-7	0.03	0.07

ブロック転送

Table A2-3 Example process of calculation of the optimal selection problem

Step	1st trial		2nd trial		Optimum	
λ	0.01		0.03		0.02	
Policy i	\hat{x}_i	$C - \hat{x}_i c_i$	\hat{x}_i	$C - \hat{x}_i c_i$	\hat{x}_i	$C - \hat{x}_i c_i$
5	0	23	1	15	0	23
4	1	15	0	15	1	15
3	1	7	1	7	1	7
2	0	11	1	1	1	1
1	1	(5)	0	(1)	0	(1)
Assessment of expenses of maintenance	$\Sigma \hat{x}_i m_i = 6 \not\leq M_{max}$ (Unfit)		$\Sigma \hat{x}_i m_i = 5 < M_{max}$ (Too small)		$\Sigma \hat{x}_i m_i = 5.5 = M_{max}$ (Optimum)	
Total return	$\Sigma W_i g(\hat{x}_i) = 0.25$		$\Sigma W_i g(\hat{x}_i) = 0.12$		$\Sigma W_i g(\hat{x}_i) = 0.24$	

APPENDIX 3.

サブシステム冗長方式を考慮した最適設計法に関する補足説明

説明の都合上、6.2.3節に出た式を再掲する。

$$\text{(制約条件)} \quad \sum_{i=1}^N \sum_{j=1}^V x_{ij} c_{ij} \leq C_{\max} \quad (5-69)$$

$$x_{ij} = 0, 1, 2, \dots \quad (\text{正整数})$$

$$\text{(目的関数)} \quad \sum_{i=1}^N w_i \cdot \prod_{j=1}^V g_{ij} \rightarrow \max \quad (5-68)$$

$$\text{ここで } g_{ij} \equiv g(x_{ij}; \nu_{ij} T) \quad (A3-1)$$

(1) flow chart に関する補足説明

第5章(5-84)式の計算手順を具体化した flow chart を Fig.A3-1に示した。

Appendix 2の flow chart (Fig.A2-1)に較べて異なる点について若干の説明を補足しよう。

(i) 漸化式の index は j 、したがって flow chart の一番外側の loop の parameter は j とした。(i なる parameter は、すでに vector 要素を示す index に使用している。)

(ii) 各 j 段階における C の配分対象が $(x_{1j}, x_{2j}, \dots, x_{Nj})$ なる N 次元 vector の各成分に分散されることとなった。そして各成分のあらゆる組合せを作り出す subroutine L_1 が付加された。Appendix 2の flow chart, Fig.A2-1では、状態の変化が scalar 量の増分 $x_i \leftarrow x_i + 1$ で表わせたが、ここでは状態の変化を vector 空間で表したために、 L_1 を付加する必要が生じている。

(iii) 各種演算は vector の各成分ごとに行うが、最適状態 $(\hat{x}_{1j}, \hat{x}_{2j}, \dots, \hat{x}_{Nj})$ の判定は、各成分の和 α_i の大小判別によって行う。これを L_2 のブロックで示している。これは Fig. A2-1の flow chart における次の procedures に相当している。

$$f_i(C) \leftarrow \max \left\{ \alpha(0), \alpha(1), \dots, \alpha \left[\frac{C}{c_i} \right] \right\}$$

$$\text{STORE : } f_i(C) \text{ and the } \hat{x}_i \text{ producing } f_i(C)$$

(2) 計算例

いま一例として、 $N=8$ 、 $V=5$ ($V-v=3$, $v=2$)、 $C_{\max}=1, 2, \dots, 10$ とし、 w_i 、 c_{ij} および $\nu_{ij} T$ の値は Fig.A3-2 のような場合について計算した結果の一部を Table A3-1 に示した*。

この表には、 j および C を小さな値から大きな値へと順次増加してゆく各段階 ($j: 1 \rightarrow 5$, $C: 0 \rightarrow C_{\max}$) における $\hat{x}_{1j}(C)$, $\hat{x}_{2j}(C)$, \dots , $\hat{x}_{8j}(C)$ の値および、そこに生じた $C - \sum_{i=1}^8 \hat{x}_{ij} c_{ij}$ の値を示してある。

* C_{ij} および C の単位は、 $\times 10^5$ yen とするのが現実的であるが、ここでは記述を簡略化するために、この単位を省略した。

いずれの単位を用いても内容には変りがない。

Table A3-1 から最適配分状態を求めるには次の手順に従う。

(i) $j = V$ の段階

まず $C_{\max} = 8$ とすると、同表から $j = 5$ 、 $C = 8$ に対応する値として $\hat{x}_{i5} = 2$ 、 $C - \sum_{i=1}^8 \hat{x}_{i5} c_{i5} = 4$ を得る。

(ii) $j = V - 1$ の段階

同表の $j = 4 (= V - 1)$ の欄から、前に得た予算の残額 ($C - \sum_{i=1}^8 \hat{x}_{i4} c_{i4}$) = 4 を参考として、 $C = 4$ に対応する行を読み出して $\hat{x}_{i4} = 0$ 、 $C - \sum_{i=1}^8 \hat{x}_{i4} c_{i4} = 4$ を得る。

(iii) $j = V - 2$ の段階

同表の $j = 3 (= V - 2)$ の欄から、前に得た予算の残額 4 を参考として、 $C = 4$ に対応する行を読み出すと、 $\hat{x}_{13} = 0$ 、 $\hat{x}_{23} = 0$ 、 $\hat{x}_{43} = 0$ 、 $\hat{x}_{53} = 0$ 、 $\hat{x}_{63} = 0$ 、 $\hat{x}_{73} = 0$ 、 $\hat{x}_{83} = 1$ および $C - \sum_{i=1}^8 \hat{x}_{i3} c_{i3} = 0$ を得る。

(iv) $j = V - 3, \dots, j = 1$ の段階

上と同様に、 $j = 2$ 、 $j = 1$ に対する $\{\hat{x}_{ij}\}$ の値を求める。結論として、 $\hat{x}_{i5} = 2$ 、 $\hat{x}_{83} = 1$ となり、他の i 、 j についてはすべて $x_{ij} = 0$ となる。これを図に示すと Fig. A3-3 のようになる。

もし、 $C_{\max} = 10$ とした場合には、Table A3-1 における $j = V$ の欄の出発点を $C = 10$ として、以降は上記(i)、(ii)、(iii)、(iv)と同様な手順を繰返すと $\hat{x}_{i5} = 1$ 、 $\hat{x}_{33} = 1$ および $\hat{x}_{83} = 1$ を得る。これを図に表すと、Fig. A3-4 のようになる。

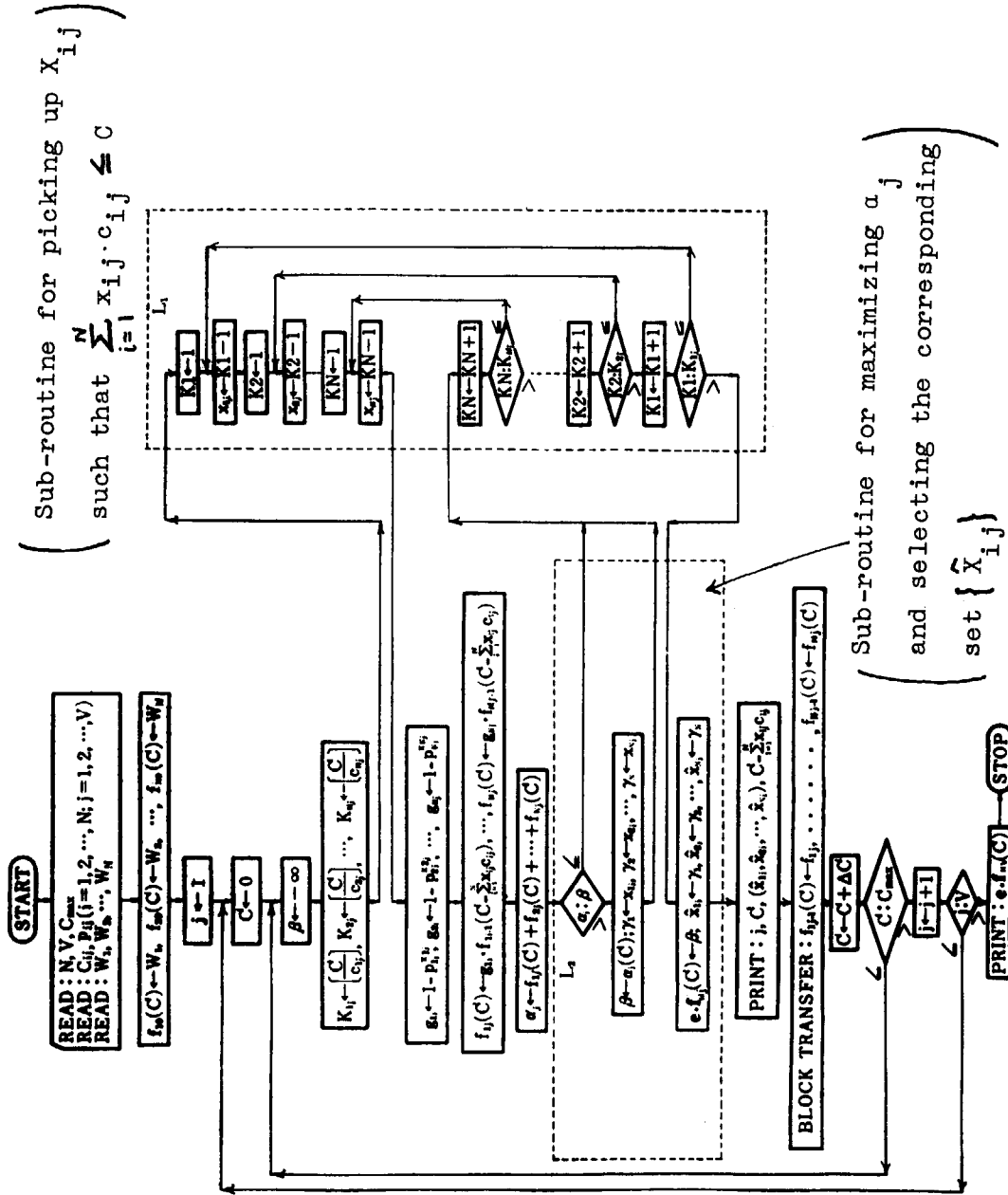


Fig.A3-1 Flow chart for giving the optimal redundancy in monitoring system

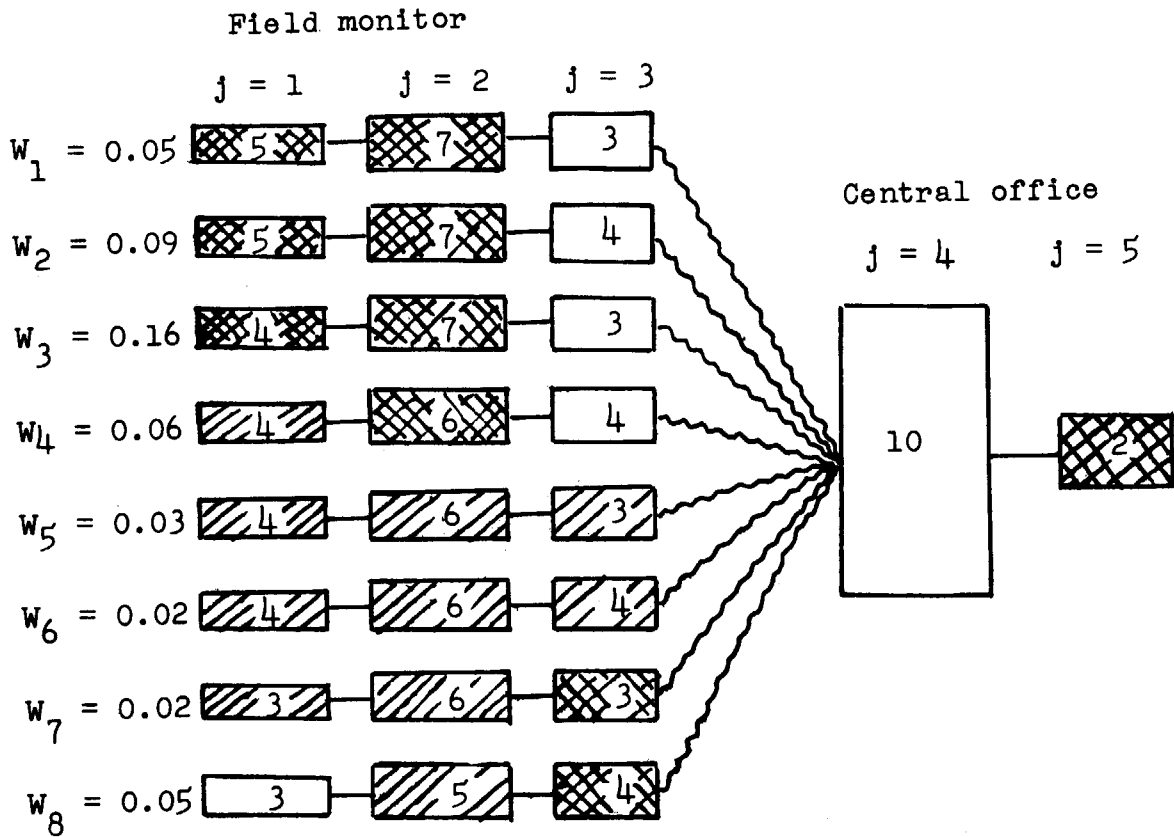


Fig.A3-2 Example input data for the optimal redundancy design in a monitoring system

Notes:

- (1) Frame indicates the subsystem of the monitoring system.
- (2) The figures in frames mean the unit cost of the subsystem.
- (3) Shading in the frame indicates the probability of failure per day, that is,

0.0001
 0.001
 0.01

Table A3-1 Example output data calculated by the method of Fig.A3-1 with the input data of Fig.A3-2

j	C	\hat{x}_{1j}	\hat{x}_{2j}	\hat{x}_{3j}	\hat{x}_{4j}	\hat{x}_{5j}	\hat{x}_{6j}	\hat{x}_{7j}	\hat{x}_{8j}	$C - \sum_{i=1}^8 \hat{x}_{ij} c_{ij}$
1	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
	1	0	0	0	0	0	0	0	0	1
	2	0	0	0	0	0	0	0	0	2
	3	0	0	0	0	0	0	1	0	0
	4	0	0	1	0	0	0	0	0	0
	5	0	0	1	0	0	0	0	0	1
2	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
	1	0	0	0	0	0	0	0	0	1
	2	0	0	0	0	0	0	0	0	2
	3	0	0	0	0	0	0	0	0	3
	4	0	0	0	0	0	0	0	0	4
	5	0	0	0	0	0	0	0	0	5
	6	0	0	0	0	0	0	0	0	6
	7	0	0	1	0	0	0	0	0	7
	8	0	0	1	0	0	0	0	0	8
3	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
	1	0	0	0	0	0	0	0	0	1
	2	0	0	0	0	0	0	0	0	2
	3	0	0	1	0	0	0	0	0	0
	4	0	0	0	0	0	0	0	1	0
	5	0	0	0	0	0	0	0	1	1
	6	0	0	0	0	0	0	0	1	2
	7	0	0	1	0	0	0	0	1	0
8	0	0	1	0	0	0	0	1	1	
4	4	Common		0						4
	5	Common		0						5
	6	Common		0						6
	7	Common		0						7
	8	Common		0						8
5	7	Common		1						5
	8	Common		2						4
	9	Common		1						7
	10	Common		1						8

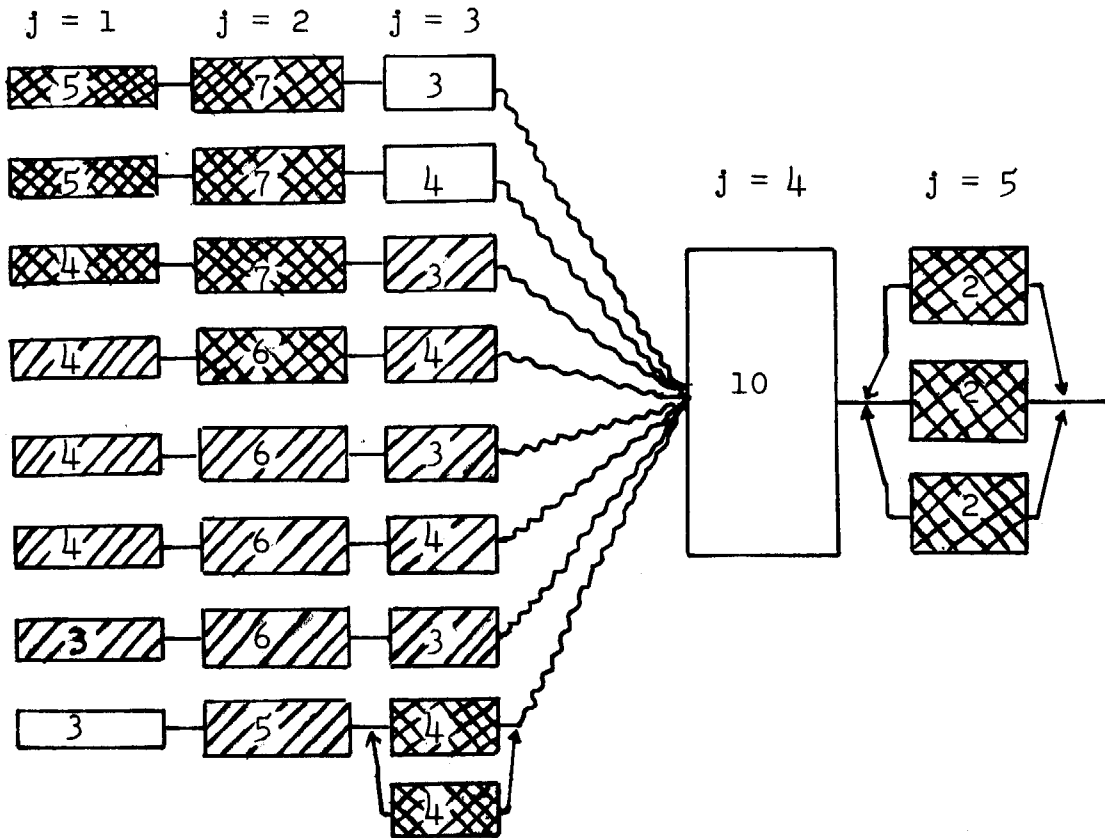


Fig.A3-3 Example fitting of redundancy in the monitoring system; reproduced from Table A3-1, with $C_{\max} = 8 \times 10^5$ yen

Notes:

- (1) The frame with two arrow lines means the redundancy to be fitted in the system, which is determined by the values of x_{ij} in Table A3-1.
- (2) The other marks are the same as in Fig.A3-2

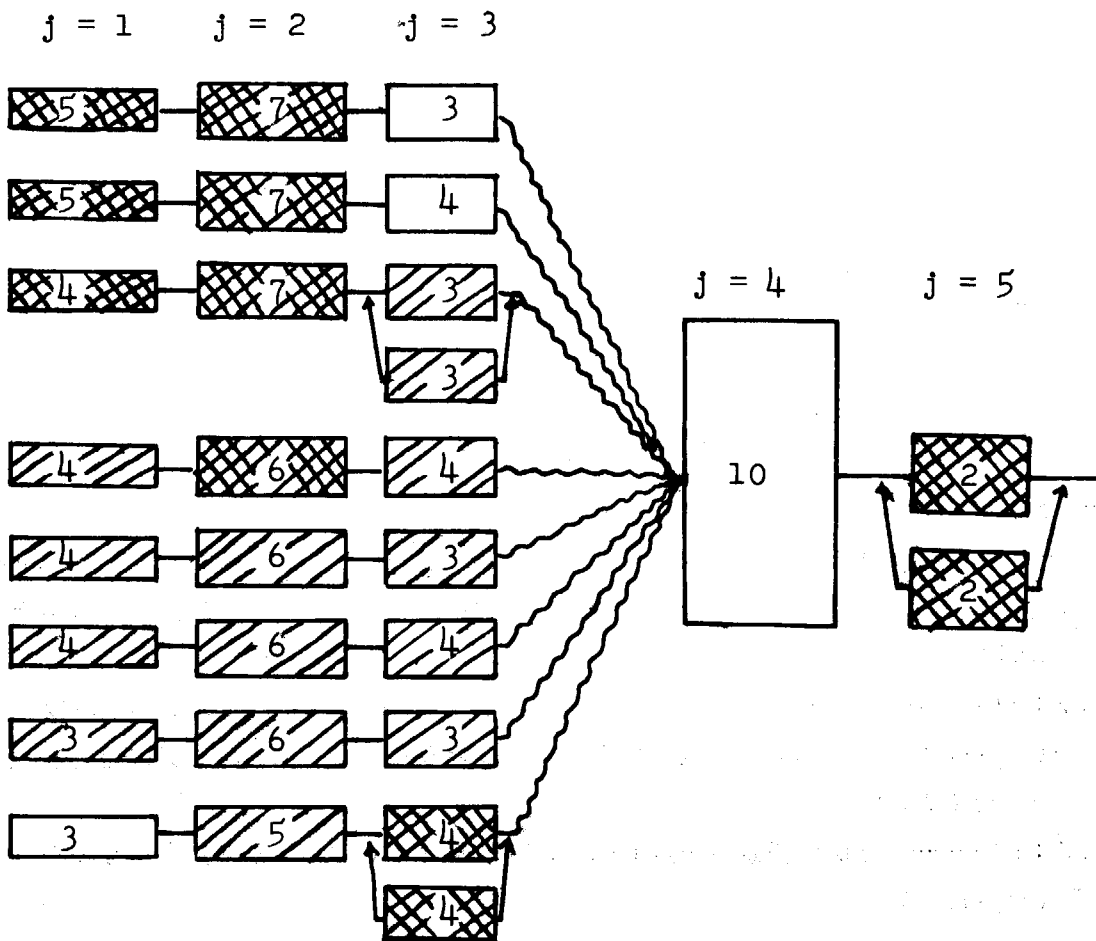


Fig.A3-4 Example fitting of redundancy in the monitoring system, produced from Table A3-1, with $C_{\max} = 1 \times 10^6$ yen

Notes:

- (1) The frame with two arrow lines means the redundancy to be fitted in the system, which is determined by the value of x_{ij} .
- (2) The other marks are the same as in Fig.A3-2.

記 号 表

- (1) この記号表は、本論文の全体を通してまとめたものである。
- (2) 記号は、原則としてアルファベットの太文字、小文字の順とし、その中で本文中の出現順位を考慮に入れて整理した。ギリシャ文字の記号は末尾に記載した。
- (3) 使用した記号は、従来からの慣例にしたがって選択しているが、本論文は異なる分野の学問領域の結合を試みたものでもあるので、同一記号に別々の意味をもつものも生じた。たとえば h, m, n, v, x, ξ, μ などがそれであるが、説明欄にはその使用範囲を明記している。
- (4) 説明文中の特殊用語は「 \square 」で囲んで、その定義を括弧内に付記した。

$A_1 A_2 A_3$ …… 監視装置の Availability, 添字 1, 2, 3 は 1 + (予備機の数)。118~119頁参照。

a_i …… 大気 α 放射能の i 番目の観測値 (2-1)式参照

\bar{a} …… 上記 a_i ($i=1, 2, \dots, n$) の標本平均 (2-1)式参照

$B(\mu\rho)$ …… FP雲から放射する r 線の照射線量率を評価する場合の Build-up factor.

$B(\mu_{1i}t, \mu_{3i}d)$ …… 事故の原子炉から直接に到達する r 線の照射線量率を評価する場合の Build-up factor. 添字 i は r 線スペクトル

$C(x, y, z; u(t), S(t))$ …… 空間の任意の一点 (x, y, z) における F.P. 雲の濃度 ($C_i \cdot m^{-3}$)。(時刻 t の関数であるが、その時の風速を $u(t)$, 大気安定度を $S(t)$ としたものの。)

$C(\xi, \eta, \zeta; t)$ …… 空間の任意の一点 (ξ, η, ζ) における F.P. 雲の時刻 t における濃度 ($C_i \cdot m^{-3}$)。

$C(x, y, z)$ …… 上記の $C(x, y, z; u(t), S(t))$ を略式表示したもの。

$C'(x, y, z)$ …… (3-17)式参照(計算の便宜上、仮に定めた濃度)

$\frac{C_1}{N}, \frac{C_2}{N}, \dots, \frac{C_v}{N}$: 監視システムの最適設計法を考える際に導入した擬似変数。(5-72)式参照

C_{max} …… 監視 system の最適設計法を考える場合に与えられる予算枠。

c_i …… i 番目の監視所の購入設置費。(yen/set)

c_{ij} …… i 番目の監視所の j 番 sub-system に関する購入設置費。(yen/part)

\dot{D}_{cloud} または $\dot{D}_{cloud}(x_0, y_0)$ …… 放射性雲 (F.P. 雲または ^{41}Ar 雲) から放射する r 線の照射線量率 ($\mu R \cdot hr^{-1}$)。 (x_0, y_0) は観測場所を示す。

$D_{cloud}(x, y; u, S, T)$ …… 地上の任意の一点 (x, y) に居る人が放射性雲から発する r 線によって時間 T の間に受ける被曝線量 (rem)。その間の平均風速, 安定度を u, S とする。

$\dot{D}_{direct}(d, Q_i)$ …… 事故の原子炉建家内に閉じこめられた F.P. から放射する r 線の照射線量率 ($\mu R \cdot hr^{-1}$)

\dot{D}_{direct} …… 上記 $\dot{D}_{direct}(d, Q_i)$ の略式表示

$\dot{D}_{sky}(d, Q_i)$ …… \dot{D}_{direct} の中の sky-shine 成分 ($\mu R \cdot hr^{-1}$)

- $\dot{D}_{obstacle}(d, Q_i)$ …… \dot{D}_{direct} の中で、地物等の遮蔽効果を受けながら水平方向に到達する成分 ($\mu R \cdot hr^{-1}$)
- $D_{inh}(x, y; u, S, T)$ …… 地上の任意の地点 (x, y) に居る人が、FP雲を T 時間吸入して体内に沈着する放射性物質のために、受ける内部被曝線量の一生涯における積算値 (rem)。T 時間中の平均風速と安定度を u, S とする。
- D_{inh} …… 上記 $D_{inh}(x, y; u, S, T)$ の略式表示
- $D_{grnd}(x, y; u, S, T)$ …… 地上の任意の地点 (x, y) の上を FP雲が T 時間通過した場合に、それによって汚染した地面上に住民が滞在することによって受ける外部被曝線量 (rem)
- D_{grnd} …… 上記 $D_{grnd}(x, y; u, S, T)$ の略式表示
- $D(x, y)$ …… 風下の一般居住区域における任意の地点 (x, y) に住む住民が不可避的に受ける総合的な被曝線量 (rem)。すなわち $D_{inh} + D_{grnd} + D_{cloud}$ の値。(ここでは $D_{inh}, D_{grnd}, D_{cloud}$ のいずれも甲状腺に対する値を意味する)。
- $\dot{D}(x, y; t)$ …… 時刻 t において FP雲を単位時間吸入した場合の総合的な被曝線量 ($rem \cdot hr^{-1}$)。すなわち $\frac{d}{dt} D(x, y)$ の値。
- $\dot{D}(x_0, \theta_0; \theta)$ …… ^{41}Ar 雲が θ の方向へ流れたときに、地点 (x_0, θ_0) に居る人が受ける γ 線照射線量率 ($\mu R \cdot hr^{-1}$) (北の方位を $\theta = 0$ とする)
- $D(x_m, 0)$ …… 「原子炉災害の規模」前記 $D(x, y)$ の最大値 (rem)
- d …… 事故の原子炉からモニタリング・ポストまでの距離 (m)
- d_i …… 事故の原子炉から i 番モニタリング・ポストまでの距離 (m)
- (d_p, φ_p) …… p 番モニタリング・ポストの位置 (極座標表示)
- E …… γ 線の光子エネルギー ($MeV \cdot dis^{-1}$)
- e …… N次元列ベクトル $e = (1, 1, \dots, 1)$
- $F(\frac{\pi}{2}, \xi)$ …… 線状放射線源から放射する γ 線の照射線量率を評価する時に使用する関数 (3-13) 式参照
- $\tilde{F}(r)$ …… $F(\frac{\pi}{2}, \xi)$ に 2 項指数関数表示の Build-up 関数を組みこんだ関数 (3-12) 式参照
- $F(\mu h)$ …… 無限平面状線源から放射する γ 線の照射線量率を評価する時に使用する関数 (5-12) 式参照
- $F_S(x, y)$ …… 1 Ci の F.P. を $1m/sec$ の風速のもとで放出した場合に、風下の任意の地点 (x, y) に居る住民の甲状腺が受ける総合的被曝線量 ($rem/Ci \cdot m^{-1} \cdot sec$)。大気安定度 S によって異なる値である。(5-20) 式参照
- $F(x_m, 0)$ …… 最大濃度地点 $(x_m, 0)$ における $F_S(x, y)$ の値。(最大濃度地点では、大気安定度 S の影響が小さいが、比較的大きな値をもつ状態 ($S = A$) における値をとることとする。)
- $f(x_0, \theta_0 - \theta; S)$ …… 大気安定度 S と風下方向 θ をある値に定めたときに、風下に流れた ^{41}Ar 雲から放射する γ 線によって、観測地点 (x_0, θ_0) の受ける被曝線量率を算出するための関数。(この関数の値に「 ^{41}Ar 放出率 ($Ci \cdot hr^{-1}$) / 風速 ($m \cdot sec^{-1}$)」

の値を乗ずると求むる値が得られる)。($\frac{\text{rad} \cdot \text{hr}^{-1}}{\text{Ci} \cdot \text{hr}^{-1} / \text{m} \cdot \text{sec}^{-1}}$) (4-1),

(4-2)式参照

$f(x_0, \theta_0)$ …… 前記 $f(x_0, \theta_0 - \theta; S)$ と同じ意味の関数であるが、座標を定める際に原
 縁の位置を雲の軸と定めたので変数 θ が消えている。

f_a …… 呼吸によって摂取した放射性核種が問題の臓器に達する割合

$f_{N0}, f_{N1}, \dots, f_{NV}$: 監視システムの最適設計を行う際に、動的計画法の観点から導入した列
 ベクトルの集合 (5-84), (5-85), (5-86)式参照

$G(r(y_i, z_j))$ …… \dot{D}_{cloud} を計算する時に使用する関数 (3-20)式

$G(\theta_j, S_k; x_0, \theta_0)$ …… 前記 $f(x_0, \theta_0 - \theta; S)$ において $S = S_k$ とした時の値を、次の方
 位区分内で積分した値

(すなわち、 $j = 0$ のときは ^{41}Ar 雲の流れの中心を含む方位 ($-\frac{\pi}{16} \sim \frac{\pi}{16}$) の内
 部。 $j = 1$ のときは ^{41}Ar 雲の流れの中心から $\frac{2\pi}{16}$ だけ外れた方位を中心とする方位
 の内部。 $j = 2$ のときは $2\frac{2\pi}{16}$ だけ外れた方位を中心とする方位の内部。以下同様。

Table 4-1 参照。)

$[G_N(1, \ell)]$ …… 監視システムの最適設計を行う際に、動的計画法の観点から導入した
 (N, N)行列。 (5-81)式参照

$g(n)$ …… (n-1)コの予備機を持った監視システムの「動作即応性」に関する確率(原子
 炉事故のときに、要求される時間Tだけ監視装置が故障を起すことなく機能を保ち
 続ける確率)。 (5-50)式参照

$g(x_i)$ …… i番地点に x_i コの監視所を配置したときに、それが監視システム全体の性能に
 寄与する効果。($x_i = n$ とすれば上記の $g(n)$ と同じものになる。)

$g(x_{i1}, x_{i2}, \dots, x_{iv-v})$ …… i番地点の監視所の $v-v$ コのサブシステムの予備機の数が
 それぞれ $x_{i1}-1, x_{i2}-1, \dots, x_{iv-v}-1$ のときにおける、i番監視所の「動作即応
 性」。 (5-66)式参照

$g(x_{ij}; \nu_{ij}T)$ …… i番地点の監視所のj番サブシステムの「動作即応性」に関する確率
 (T時間における故障の発生確率を $\nu_{ij}T$ とする)

$g(X_1, X_2, \dots, X_v)$ …… 中央監視装置のvコのサブシステムの予備機の数がそれぞれ $X_1-1,$
 X_2-1, \dots, X_v-1 であるときの、中央監視装置の「動作即応性」。 (5-67)式
 参照

$g(X_k; \Upsilon_k T)$ …… 中央監視装置のk番サブシステムの「動作即応性」(T時間における故
 障の発生確率を $\Upsilon_k T$ とする)

h …… 放射性雲の実効放出高度 (m)

$h(x; S)$ …… 放射性雲の垂直方向の拡がり幅(Pasquillの定義によるもの) (m)

h …… 人体の最も放射性感受性の高い部分の地面からの高さ。(K_{ground} の計算とぎのみに
 使用する) (m)

$K_i(d)$ …… 原子炉事故現場に存在するFPの中のi番機種から放射するr線のsky-shine
 現象を評価する際に、地面の散乱効果を考慮した境界面補正係数(無次元)。

(5-3)式参照

- K_{inh} F.P. 雲の吸入による内部被曝線量を評価する際に用いる換算係数 ($rem/Ci \cdot hr \cdot m^{-3}$) (5-9)式参照
- K_{grnd} F.P. 雲の地面沈着の結果受ける外部被曝線量を評価する際に用いる換算係数 ($rem/Ci \cdot hr \cdot m^{-3}$) (5-11)式と(5-13)式参照
- k F.P. 雲から放射する γ 線による外部被曝線量率を評価する際に用いる係数 ($rem \cdot hr^{-1}/Ci \cdot m^{-2}$) (5-16a)式参照
- k' 比 γ 線放射率 ($R \cdot hr^{-1}/Ci \cdot m^{-2}$) (5-16b)式参照
- L 監視装置のアラーム・レベル ($\mu R \cdot hr^{-1}$) または ($Ci \cdot m^{-3}$)
- L_i i 番監視装置のアラーム・レベル(測定器の種類および監視位置によって異なることを前提としている) ($\mu R \cdot hr^{-1}$ または $Ci \cdot m^{-3}$)
- $M(T)$ 平常時の T 期間における, 住民の最大許容被曝線量。(rem)
- M_{max} 監視systemの最適設計法を考える場合に与えられる制約条件の枠。
- $m_{x_0}(y_i, z_j)$ 放射性雲の濃度分布における「濃度比」(風下 x_0 における任意の点(y_i, z_j)における濃度を雲の中心($y=0, z=h$)における濃度と比較した値)
- m 上記 $m_{x_0}(y_i, z_j)$ の略式表示
- \tilde{m} 上記 m を大きさの順に分類した場合の中央値
- m 前記 K_{inh} の値を計算する場合における「問題の臓器」の質量。(5-9)式でのみ使用する。
- m_i 監視systemの最適設計法を考える場合に, 前記 M_{max} に対応して i 番監視所のもつ特性。(たとえば, 年間維持費など)
- N 監視systemに配置する観測点の数
- n 管理図作成に使用したデータの数。(2-1)式のみ適用。
- n 監視装置の信頼性を評価する場合における, set数。(n-1は冗長度に相当する)
- n_i i 番候補地に設置する監視装置のset数。
- $P(S)$ 大気安定度 S の出現確率。
- P_i 原子炉災害の発生時に i 番監視所が故障している確率。
- $p(u, \theta, S)$ 風速 u , 風下方向 θ , 大気安定度 S の出現に関する確率密度関数
- $p_S(\varphi)$ 大気安定度 S のもとで, 風下方位が φ である事象の確率密度関数
- \bar{Q}_i 事故の原子炉屋内に閉じこめられたFPの量。(γ線エネルギーで分類した場合の i 番移種について考える) (Ci)
- Q 原子炉から環境へ放出される放射性物質の量 (Ci)
- q 原子炉から環境へ放出される放射性物質の放出率 ($Ci \cdot hr^{-1}$)
- q_{max} ^{41}Ar の放出率の最大許容限度 ($Ci \cdot hr^{-1}$)
- $q(t - \frac{x}{u})$ 時刻 $t - \frac{x}{u}$ における放出率 ($Ci \cdot hr^{-1}$)
- $R_1(T), R_2(T), R_3(T)$ 監視装置の「信頼度」(原子炉事故直後から T 時間だけ監視機能が生き続けうる確率)。
添字1, 2, 3はその装置のset数を意味する。

- r …… 放射性雲を cross-wind 方向に切った面上における、雲の体積素分と観測点との距離 (m)
- S …… 大気安定度 (Pasquill の分類による)。
- T_e …… 放射性核種の「問題の臓器」中における実効半減期 (day)
- T_r …… 地面に沈着した FP の物理的半減期 (hr)
- T …… FP 雲の放出時間。または、住民が FP 雲を吸入した時間 (hr)
- $t_{n-2}(\xi)$ …… 自由度 $n-2$ の t 分布の値 (危険率 ξ)
- t …… 原子炉の貯納容器の壁厚 (cm)
- u …… 風速 ($m \cdot sec^{-1}$)
- V …… 監視システムのサブ・システムの種類 (このうち v 種類のサブシステムが他の系統の監視システムと共用するもの、たとえば主電源、警報装置などである)。
- v …… 前記 K_{inh} の値を計算する場合における呼吸率 ($m^3 \cdot hr^{-1}$) (5-9) 式でのみ使用する。
- v_g …… F.P. の地面に対する沈着速度
- v …… 監視システムの共用部分におけるサブシステムの種類
- W_i …… i 番候補地点の監視上の重要度
- W'_i …… 複数の原子炉が所在する地域における、 i 番候補地点の監視上の重要度
- W_p …… p 番候補地点の監視上の重要度 (人口分布を考慮して定義したもの)
- W …… 監視システムの最適設計を行う際に、動的計画法の観点から導入した列ベクトル。
(5-82) 式参照
- $w(x; S)$ …… FP 雲の y 軸方向の拡がり幅 (Pasquill の定義によるもの) (m)
- w_r …… r 線検出器を用いた監視所の配置間隔 (m)
- \hat{w}_r …… 上記 w_r が設計指針 (5.4.2 節) を満たす範囲内における最大値 (m)
- w_c …… 放射性ヨウ素の捕集が可能なダストモニタを用いた監視所の配置間隔 (m)
- \hat{w}_c …… 上記 w_c が設計指針 (5.4.2 節) を満たす範囲内における最大値 (m)
- X_1, X_2, \dots, X_v : 監視システムの最適設計を行う際に導入した擬似変数 (5-70) 式
- x …… 管理図作成の場合の横座標 (α 放射能) の変数。 (2-1) 式の場合。
- (x, y, z) …… 放射性雲の濃度分布を扱う場合における空間の任意の一点の座標。 (x : 風下方向, y : 風と直角な水平方向, z : 垂直方向)
- (x, y) …… 住民の被曝を評価する場合における住民の所在位置。
- $(x_0, y_0, 0)$ または (x_0, y_0) …… FP 雲を観測する地点の座標
- (x_0, θ_0) …… 極座標で表した観測点の座標。 (北の方角を $\theta_0 = 0$ とする)
- $(x_m, 0)$ …… 最大濃度地点の座標
- x_i …… i 番候補地点に監視所を設置すべきか否かを示す未知の変数 (0 または正整数) で次のような意味をもたす。 $x_i = 0$: 設定せず, $x_i = 1$: 設定する, $x_i \geq 2$: 冗長的配置。
- x_{ij} …… i 番監視所の j 番サブシステムについて、冗長方式の採択数を示す未知の変数 (0 または正整数) で、次のような意味をもたす。 $x_{ij} = 0$: 冗長方式をとらない,

- $x_{ij} \geq 1$: 冗長方式をとる(数字は冗長度)。
- $\hat{\Lambda}_{x_{ij}}$ 監視システムとして最適に配分した状態における x_{ij} の値。
- X_k k 番の共用サブシステムの冗長度
- ε 放射性核種の衰変が「問題の臓器」に与える有効エネルギー ($\text{MeV} \cdot \text{dis}^{-1}$)。前記 K_{inh} の計算の時に用いる。(5-9)式参照
- Γ 原子炉群を一定の距離を保ちながら取囲む監視所群の位置を結んで出来上る図形の周の長さ。
- (ξ, η, ζ) 住民の所在位置として前記 (x, y) を用いた場合に、放射性雲の濃度分布を表わすための座標。(前記 (x, y, z) と同じ意味で使用する)
- ξ 前記 K_{grnd} の値を計算する時に用いる水平方向の座標 (Fig. 5-11 参照)
- θ $= \sec^{-1}(\rho/r)$ (3-9)式参照
- Λ 原子炉事故に対する「対策レベル」(すなわち、周辺住民の critical organ (甲状腺) が緊急時に受ける被曝量に関する耐容量。この値を越えたときに、緊急活動 (action) 体制をとるものとする) (rem)
- $\dot{\Lambda}$ $= \Lambda/T$ ($\text{rem} \cdot \text{hr}^{-1}$)
- λ Lagrange の乗数
- ρ 観測点(または人間)と放射性雲の体積素分の間の距離 (m)
- μ_{air} γ 線の空気中におけるエネルギー吸収係数 ($\text{m}^2 \cdot \text{g}^{-1}$)
- μ γ 線の空気中における全吸収係数 (m^{-1})
- μ_{li} γ 線の格納容器壁材中における全吸収係数 (m^{-1})
(FPの成分を γ 線エネルギー別に分類したときの i 番核種について考えている)
- $\mu_{2i}d$ γ 線が地物の所在する場所を距離 d だけ通過する際に受ける吸収の割合。(i 番核種について考えている)
- μ_{3i} γ 線の空気中における全吸収係数。前記 μ と同じ。 (m^{-1})
- μ_{tis} γ 線の人体組織中における質量吸収係数 ($\text{m}^2 \cdot \text{g}^{-1}$)
- μ 監視装置の信頼性を考える場合における「回復率」。(すなわち、故障の状態が修理等によって終る確率を単位時間について表わしたもの) (event/hr)
(5-41)式参照
- ν 監視装置の信頼性を考える場合における「故障率」。(すなわち、単位時間内に故障の発生する確率) (5-41)式参照。 (event/hr)
- ν_i i 番候補地に設置する監視装置の故障率 (event/hr)
- $\Upsilon_1, \Upsilon_2, \dots, \Upsilon_v$: 監視システムの最適設計法を考えるとときに導入した擬似変数。
(5-71)式
- Ω_N N 個の監視所で構成された監視システムの「性能」(すなわち、 N 個の監視所のうちのいずれかによってFP雲の通過を把握しうる確率)
- π_y 人口密度(年齢 y によって分類した値) (man/km^2)
- σ_a 前記 a_i の標準偏差の最大推定量
- σ_y 放射性雲(正規分布型)の y 軸方向の拡がり(標準偏差) (m)

- (前記 $w(x; S)$ との間には $\sigma_y = w(x; S) / \sqrt{\ln 1.0}$ の関係がある。)
- σ_z 放射性雲 (正規分布型) の z 軸方向の拡がり (標準偏差) (m)
 (前記 $h(x; S)$ との間には $\sigma_z = h(x; S) / \sqrt{\ln 1.0}$ の関係がある。)
- σ ^{41}Ar 放出率の最大許容限度を算出する際の安全係数
- τ_1 汚染雰囲気吸入後の経過時間 (day)
 (前記 K_{inh} を算出するとき使用する。) (5-9') 式参照
- τ_2 汚染地域に住民が滞在する期間 (day)
 (前記 K_{grnd} を算出するとき使用する。) (5-11') 式参照
- Φ_i i 番監視所の把握可能領域に関する方位角の範囲 (radian) (Fig. 5-21 参照)
- Φ_{ij} j 番原子炉の事故時における i 番監視所の把握可能領域 (radian)
- φ 北の方位を基準として時計回りに測った方位角。(原子炉を中心とする)。
- φ_c FP雲の流れの方向
- φ_i i 番監視所または i 番候補地の所在する方位
- φ_p p 番監視所または p 番候補地の所在する方位。(w_p の算出の時にのみ使用する表現)
- Ψ 原子炉から見て、監視を必要とする角度範囲 (radian) (5-31) 式。
- $\chi(x, y, 0; S, H)$ 放出率 $1 \text{ Ci} \cdot \text{hr}^{-1}$, 風速 $1 \text{ m} \cdot \text{sec}^{-1}$ のときの放射性雲の濃度
 (5-8) 式参照
- $\chi_s(x, y)$ 上記 $\chi(x, y, 0; S, H)$ を略式表示したもの。
- $\sigma(x, \theta)$ 地点 (x, θ) における環境汚染の程度 (第6章でのみ使用する)

謝 辞

本論文作成にあたり、有益な助言と種々の御指導をいただいた京都大学工学部・井上頼輝教授に心から感謝いたします。また京都大学工学部・岩井重久教授、京都大学原子炉実験所・筒井天尊教授ならびに京都大学原子エネルギー研究所・高橋幹二教授には、種々の貴重な討論と御指導をいただいたことを深く感謝いたします。

なお、本研究を遂行するために、種々の御援助・御配慮をいただいた日本原子力研究所・山崎文男理事、日本原子力研究所安全監理室・山崎弥三郎次長 および丸山吉三氏、ならびに日本原子力研究所保健物理安全管理部・宮永一郎部長および伊藤直次次長に深く感謝いたします。

また、本研究に着手の機会を与えて下さった関西電力株式会社・青木敏男氏（当時、日本原子力研究所保健物理部長）、日本原子力研究所・石原豊秀氏（当時、保健物理安全管理部野外管理班長）を始め、環境放射線と大気放射能の測定に協力された日本原子力研究所保健物理安全管理部・森内茂氏、片桐浩氏に厚くお礼申し上げます。さらに、LINAQ周辺とAHR周辺の放射線測定ならびに ^{41}Ar ガスの野外放出実験について御支援と御協力をされた日本原子力研究所、日本原子力発電株式会社および原子燃料公社の各位、とくに日高丘平氏（当時、日本原子力研究所・保健物理部研究室管理班長）、福田整司氏（当時、保健物理部研究室理班第3係長）、立田初巳氏（当時、保健物理部管理計測技術班校正担当）に心から感謝いたします。