

中性子線及びガンマ線人体吸収線量計測技術の開発と その臨界事故影響評価への応用に関する研究 (学位論文)

Studies on Development of Dosimetry Technique for Neutron and Gamma-Ray Absorbed Doses in Human Body and Its Applications to Effect Assessment of Criticality Accidents (Thesis)

曽野 浩樹

Hiroki SONO

東海研究開発センター 原子力科学研究所 安全試験施設管理部

Department of Criticality and Fuel Cycle Research Facilities
Nuclear Science Research Institute
Tokai Research and Development Center

- Review

June 2007

Japan Atomic Energy Agency

日本原子力研究開発機構

本レポートは日本原子力研究開発機構が不定期に発行する成果報告書です。 本レポートの入手並びに著作権利用に関するお問い合わせは、下記あてにお問い合わせ下さい。 なお、本レポートの全文は日本原子力研究開発機構ホームページ(http://www.jaea.go.jp/index.shtml) より発信されています。このほか財団法人原子力弘済会資料センター*では実費による複写頒布を行っ ております。

〒319-1195 茨城県那珂郡東海村白方白根 2 番地 4 日本原子力研究開発機構 研究技術情報部 研究技術情報課 電話 029-282-6387, Fax 029-282-5920

*〒319-1195 茨城県那珂郡東海村白方白根2番地4 日本原子力研究開発機構内

This report is issued irregularly by Japan Atomic Energy Agency
Inquiries about availability and/or copyright of this report should be addressed to
Intellectual Resources Section, Intellectual Resources Department,
Japan Atomic Energy Agency
2-4 Shirakata Shirane, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-1195 Japan
Tel +81-29-282-6387, Fax +81-29-282-5920

© Japan Atomic Energy Agency, 2007

中性子線及びガンマ線人体吸収線量計測技術の開発と その臨界事故影響評価への応用に関する研究 (学位論文)

日本原子力研究開発機構 東海研究開発センター 原子力科学研究所 安全試験施設管理部 曽野 浩樹

(2007年4月2日受理)

1999 年に我が国で発生した臨界事故を契機に、原子力施設が持つ潜在的危険性を考慮し、事故対応能力の向上が強く求められるようになった。臨界事故など不測の事態において応急対策を迅速かつ的確に行うためには、事故状況及び放射線影響を発災後早期に評価できる新技術の導入が不可欠であった。このため、既存の評価法の迅速化及び高精度化を図る新たな方法として、放射線感度が人体筋肉と等価なアラニン線量計及びホウ酸リチウム線量計を用いた「中性子線及びガンマ線人体吸収線量計測技術」を開発するとともに、その計測技術の「臨界事故時個人線量計」及び「臨界事故状況の遡及的評価」への応用に関する研究を行った。過渡臨界実験装置 TRACY で模擬した臨界事故条件下における線量計測実験とその解析計算の結果、本計測技術及びその応用技術が、応急対策の検討に十分な精度で、臨界事故の規模(核分裂数)や放射線影響(人体吸収線量)を推定できることを実証した。本計測技術及びその応用技術によって、緊急被ばく医療など応急対策の迅速かつ的確な実施に貢献できるものと期待される。

本報告書は、日本原子力研究開発機構の施設等を利用して得られた著者の研究成果を取りまとめ、2007 年 3 月 23 日付で名古屋大学より学位論文(工学)として認定されたものである。

原子力科学研究所: 〒319-1195 茨城県那珂郡東海村白方白根 2-4

Studies on Development of Dosimetry Technique for Neutron and Gamma-Ray Absorbed Doses in Human Body and Its Applications to Effect Assessment of Criticality Accidents (Thesis)

Hiroki SONO

Department of Criticality and Fuel Cycle Research Facilities

Nuclear Science Research Institute, Tokai Research and Development Center

Japan Atomic Energy Agency

Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken

(Received April 2, 2007)

The criticality accident in Japan which occurred in 1999 led to recognition of the necessity of further improvement of capabilities, in consideration of potential risk of nuclear facilities, to deal with nuclear accidents. A new technique for effect assessment of radiation incidents was required for effective implementation of emergency measures in the early phase of unforeseen circumstances such as criticality accidents. In the present study, a new dosimetry technique for rapid and precise estimation of neutron and gamma-ray absorbed doses in human bodies was developed using two kinds of tissue-equivalent dosimeters: an alanine dosimeter and a lithium tetra borate dosimeter. The applications of this technique to personal dosimetry under criticality accident conditions and to retrospective assessment of criticality accident situations were also studied. The experiments and analyses under criticality accident conditions simulated at the Transient Experiment Critical Facility (TRACY) demonstrated that the dosimetry technique and its applications could estimate the magnitude (the number of fissions) and radiological consequence (absorbed doses in human bodies) of criticality accidents precisely enough to plan emergency measures. This dosimetry technique and its applications are expected to be able to contribute to early and effective implementation of emergency measures such as radiation emergency medicine.

Keywords: Human Dosimetry, Neutron, Gamma-Ray, Absorbed Dose, Effect Assessment, Criticality Accident, Alanine, Lithium Tetra Borate, TRACY

This report, based on the author's research works using facilities of Japan Atomic Energy Agency, was accepted as a doctoral dissertation by the Graduate School of Engineering at Nagoya University on March 23, 2007.

目 次

第1	章 序	論			1
1.1	本研	発の	背景		1
1.2	臨界	事故	応急	対策を実施する上での課題	5
1.3	本研	ぞの でんり かいりゅう かいりゅう かいしゅう かいしゅ かいしゅ かいしゅ かいしゅ かいしゅ かいしゅ かいしゅ かいしゅ	目的		8
1.4	本論	文の	構成		11
参	考文献				11
第2	章 過	渡臨	界実験	験装置 TRACY ······	·· 14
2.1					
2.2					
2.3					
2.4	まと	め・			24
参	考文献	•••••			26
第3				量計による人体吸収線量計測技術の検討	
3.1					
3.2				計及びホウ酸リチウム線量計の特徴	
3.3				計及びホウ酸リチウム線量計の線量応答	
í.				度特性	
				節囲	
<u> </u>				チウム線量計の中性子線量対ガンマ線量感度比	
3.4				合せ使用による人体吸収線量計測の手順	
3.5					
参	考文献	•••••			40
***		m 	Liberto L		
第4:				放射線放出特性の定量的評価	
4.1				크리 Nul 라프스	
4.2				量計測実験 ····································	
4.3				グロス線量の評価	
				とグロス線量の関係	
				量の空間分布	
4.4				放射線成分の線量評価	
				後のガンマ線空間線量率の時間変化	
				マ線成分の空間線量分布	
4.5				放射線成分の線量評価	
				ーション解析の方法	
4	4.5.2	臨界	継続日	中の放射線成分の空間線量分布	65

JAEA-Review 2007-025

4.6 放射線成分別線量割合の評価	69
4.7 まとめ	74
参考文献	76
第5章 臨界事故時個人線量計としての応用	
5.1 はじめに	78
5.2 人体模型を用いた線量計測実験とそのシミュレーション解析	79
5.3 シミュレーション解析の検証	82
5.4 臨界事故時個人線量計としての線量評価精度	88
5.4.1 人体吸収線量に対する体表線量測定値の正確性	88
5.4.2 体内線量に対する体表線量測定値の代表性	91
5.5 まとめ	92
参考文献	94
第6章 臨界事故状況の遡及的評価に関する応用	95
6.1 はじめに	
6.2 臨界事故状況の遡及的評価法	96
6.3 遡及的評価法の検証	102
6.3.1 エリア線量計による線量計測	102
6.3.2 線源中心の探査	105
6.3.3 空間線量分布の推定	108
6.3.4 核分裂数の推定	110
6.4 まとめ	112
参考文献	114
第7章 結 論	116
謝 辞	120
付 録	122
me dank to Mile	
発表論文一覧	139

Contents

1. Inti	roduction ·····	
1.1	Background	1
1.2	Practical problems of emergency measures in criticality accidents	5
1.3	Objectives of study	8
1.4	Structure of dissertation	11
Ref	Perences	11
2. Tra	nnsient Experiment Critical Facility (TRACY)	14
2.1	Overview of facility	
2.2	System structure ····	
2.3	Operation procedure ····	21
2.4	Summary	24
Ref	Perences	26
3. Exa	amination of human dosimetry technique using tissue-equivalent dosimeters	
3.1		
3.2		
3.3	1	
	3.1 Radiation sensitivity	
3	3.2 Dose measuring range	35
3	3.3.3 Dose response ratio of neutrons to gamma-rays for lithium tetra borate	36
3.4	Procedure of human dosimetry by combined use of dosimeters	38
3.5	Concluding summary	39
Ref	Perences	40
4. Qua	antitative evaluation of radiation emission characteristics	
	under criticality accident conditions	
4.1		
4.2	Dosimetry experiment under criticality accident conditions	44
4.3		
4	Relation between the number of fissions and gross doses	
4	3.2 Spatial distribution of gross doses	50
4.4	Evaluation of dose components after the termination of criticality	
	.4.1 Variation of gamma-ray dose rates with time after the termination of criticality	
4	.4.2 Spatial distribution of residual dose component	
4.5	Evaluation of dose components during the persistence of criticality	
	4.5.1 Method of simulation analyses	
	5.5.2 Spatial distribution of dose components during the persistence of criticality	
4.6		
4.7	Concluding summary	
	erences	

JAEA-Review 2007-025

5. Application	n to personal dosimetry under criticality accident conditions	78
5.1 Introd	luction	78
5.2 Dosin	netry experiment using human phantom and its simulation analysis	79
5.3 Valida	ation of simulation analysis	82
5.4 Accur	racy evaluation of personal dosimetry in criticality accidents	88
5.4.1 Acc	curacy of dose measurements as absorbed doses in human bodies	88
5.4.2 Rep	presentativeness of surface doses to internal doses	91
	uding summary	
References		94
6. Application	n to retrospective assessment of criticality accident situations	95
	luction	
	spective effect assessment of criticality accidents	
	ation of retrospective effect assessment1	
	osimetry using area dosimeters1	
	earch for the center of radiation source 1	
	stimation of spatial dose distribution1	
	stimation of the number of fissions1	
6.4 Concl	uding summary ······1	12
References	······································	14
7. Conclusion	ns1	16
Acknowledgr	nents1	20
Appendixes	1	22
List of related	d publications ······1	39

表目次

第1章	
表 1.1	核燃料取扱施設における臨界事故事例
表 1.2	原子炉施設における臨界事故事例
第2章	
表 2.1	TRACY の主要な仕様
表 2.2	JCO 臨界事故の事故条件と TRACY の実験条件との比較 25
第3章	
表 3.1	放射線被ばくによる急性障害の症状とその経過 28
表 3.2	中性子線量対ガンマ線量感度比の評価結果 37
第4章	
表 4.1	臨界事故時に観測される放射線成分 43
表 4.2	TRACY の過渡出力運転条件
表 4.3	線量計測実験の結果
第5章	
表 5.1	シミュレーション解析に基づく体表線量と体内平均線量の相関 91
表 5.2	アラニン線量計及びホウ酸リチウム線量計の測定に基づく
	体表線量とシミュレーション解析に基づく体内平均線量の相関 91
第6章	
表 6.1	エリア線量計による線量計測結果104
表 6.2	空間線量分布の係数 a 及び b の推定結果 ······109
付録 A	
表 A.1	TRACY 炉心タンクの原子個数密度122
表 A.2	構造材の原子個数密度123
表 A.3	ガンマ線に対するカーマ係数127
表 A.4	中性子線に対するカーマ係数128

図目次

第1章		
図 1.1	臨界事故応急対策を実施する上での課題とその要点	8
図 1.2	本研究の目的及び過程	10
第2章		
図 2.1	TRACY 炉心タンクの構造	
図 2.2	TRACY 炉室内の機器配置	
図 2.3	TRACY 系統構成の模式図	18
第3章		
図 3.1	代表的なガンマ線検出材料のエネルギー感度特性	29
図 3.2	代表的な中性子線検出材料のエネルギー感度特性	29
図 3.3	アラニン線量計とホウ酸リチウム線量計	32
図 3.4	アラニン, ホウ酸リチウム及び人体筋肉のカーマ係数	34
図 3.5	ホウ酸リチウム線量計の線量応答	36
第4章		
図 4.1	溶液系臨界事故時における放射線放出状況の模式図	43
図 4.2	炉室内における線量計の配置	46
図 4.3	核分裂数とグロス線量の関係	49
図 4.4	グロス線量の空間分布	51
図 4.5	1 核分裂当たりのグロス線量の空間分布	52
図 4.6	過渡出力運転終了後の炉室内ガンマ線空間線量率の時間変化	53
図 4.7	過渡出力運転終了後の炉室内ガンマ線積算線量の時間変化	54
図 4.8	残留ガンマ線用線量計配置図	56
図 4.9	1核分裂当たりの残留ガンマ線成分線量の空間分布	57
図 4.10	核分裂数と臨界継続中の線量の関係	59
図 4.11	TRACY 炉室解析モデル	61
図 4.12	1核分裂当たりの遅発ガンマ線強度の時間変化	63
図 4.13	遅発ガンマ線エネルギースペクトルの時間変化	64
図 4.14	臨界継続中の放射線成分の空間線量分布	66
図 4.15	ガンマ線エネルギースペクトルの空間変化	67
図 4.16	中性子線エネルギースペクトルの空間変化	68
図 4.17	アラニン線量計で測定された成分別線量の空間変化	70
図 4.18	ホウ酸リチウム線量計で測定された成分別線量の空間変化	71
図 4.19	臨界継続中における正味の線量の実験値と解析値との比較	72

JAEA-Review 2007-025

第5章		
図 5.1	ファントムと TRACY 炉心タンクの位置関係	80
図 5.2	炉室内におけるファントムの配置	81
図 5.3	ファントムの表面及び内部における線量分布	83
図 5.4	ファントム内部におけるガンマ線成分の線量分布及び線量割合	85
図 5.5	ファントムに入射した中性子線のエネルギースペクトルの変化	86
図 5.6	臨界継続中における正味のガンマ線吸収線量分布	87
図 5.7	ファントム内外における線量分布の比較	89
第6章		
図 6.1	Apollonius の円	98
図 6.2	Apollonius 円の交点または近接点	
図 6.3	空間線量分布の推定手順の模式図1	00
図 6.4	容器肉厚の変化に対する単位線量強度の依存性1	
図 6.5	炉室内におけるエリア線量計の配置1	03
図 6.6	探査された予想線源中心の分布1	06
図 6.7	推定された空間線量分布1	
図 6.8	推定された核分裂数1	11
付録 B		
図 B.1	3 定点と Apollonius 円の中心1	
図 B.2	Apollonius 円の共通交点,接点及び近接点1	
図 B.3	3 定点と Apollonius 円の中心の位置座標	37
図 B.4	線源中心と測定平面の位置関係1	38

This is a blank page.

第1章 序 論

1.1 本研究の背景

Fermiを中心とする研究チームは、1942 年 12 月 2 日、世界初となる原子炉CP-1 (Chicago Pile No. 1) を用いて、ウランと中性子の相互作用で生じる核分裂反応を制御し、中性子を補給することなしに核分裂連鎖反応を持続させることに成功した[1]。核分裂連鎖反応により体系内の中性子の生成と消失の均衡が保たれている状態、すなわち「臨界」の達成は、今日の原子力発電を始めとする原子力平和利用や原子炉を利用した研究開発の起端となった。ウランやプルトニウム等核分裂性物質(以下、「核燃料」という。)の核分裂連鎖反応は、原子炉などにおいて適切に制御されることにより、核分裂で生じるエネルギーを安定的に取り出すことができる。その反面、核燃料が予期しない原因によって臨界となる量(質量、寸法、濃度等)を超えて集中すると、核分裂連鎖反応が制御不能な状態で爆発的に進行し、いわゆる「臨界事故」を引き起こす。臨界事故では、核分裂連鎖反応に伴う出力暴走によってごく短時間*1のうちに大量の中性子線やガンマ線が発生し、事故現場近傍に居合わせた作業員に深刻な放射線障害を及ぼすことがある。このため、核燃料を取り扱う場合には、原子炉以外でそれらが臨界とならないような安全対策、つまり「臨界安全性」が確保されなければならない。

我が国の原子力施設に係る規制関係法令^[2]及び安全審査指針^[3]では、原子力事業者に対し、設計・施工(ハード)及び運転・保守管理(ソフト)の両面から、核燃料の臨界安全性に係る対策を講じるよう配慮を求めている。それにもかかわらず、1999 年 9 月 30 日、株式会社ジェイ・シー・オーのウラン加工施設において、我が国最初の臨界事故(以下、「JCO臨界事故」という。)が発生した^[4]。この事故を含め、1945 年頃から 1999 年までの間に、世界の原子力施設において 60 件の臨界事故*2が発生している^[5]。その内訳は、核燃料取扱施設において 22 件、原子炉施設において 38 件であり、うち 14 件において 21 名の作業員がそれらの臨界事故に関連して死亡している。過去の臨界事故事例を、核燃料取扱施設について表 1.1 に、原子炉施設について表 1.2 に要約する。

^{*1} 核分裂と同時に放出される中性子(即発中性子)だけで核分裂連鎖反応が進行する,いわゆる即発臨界となった場合,出力暴走による第一出力パルスは,おおむね 1 秒程度の間に完了する。

^{*2 60} 件の中には、反応度事故(原子炉や臨界実験装置において、誤操作あるいは誤確認による制御棒の引抜き、または核燃料の過剰装荷などによって、想定以上の反応度が印加され、出力暴走に至る事象)も含まれる。

表 1.1 核燃料取扱施設における臨界事故事例[5]

発生年月日	発生国	体 系	核分裂数(注)	人 的 被 害
1953年3月15日	ロシア	Pu 溶液	約 2×10 ¹⁷	2名被ばく
1957年4月21日	ロシア	U溶液	約 1.0×10 ¹⁷	6名被ばく(1名死亡)
1958年1月2日	ロシア	U溶液	約 2×10 ¹⁷	4 名被ばく(3 名死亡)
1958年6月16日	米 国	U 溶液	1.3×10^{18}	8名被ばく
1958年12月30日	米 国	Pu 溶液	1.5×10^{17}	3 名被ばく(1 名死亡)
1959年10月16日	米 国	U 溶液	4×10^{19}	19 名被ばく
1960年12月5日	ロシア	Pu 溶液	約 2.5×10 ¹⁷	5 名被ばく
1961年1月25日	米 国	U 溶液	6×10^{17}	僅少
1961年7月14日	ロシア	U 溶液	約 1.2×10 ¹⁵	1名被ばく
1962年4月7日	米 国	Pu 溶液	8×10^{17}	3名被ばく
1962年9月7日	ロシア	Pu 溶液	2×10^{17}	なし
1963年1月30日	ロシア	U溶液	7.9×10^{17}	4名被ばく
1963年12月2日	ロシア	U 溶液	約 6×10 ¹⁶	僅少
1964年7月24日	米 国	U 溶液	1.3×10^{17}	3 名被ばく(1 名死亡)
1965年11月3日	ロシア	U酸化物	約 1×10 ¹⁶	1名被ばく
1965年12月16日	ロシア	U 溶液	約 5.5×10 ¹⁷	27 名被ばく
1968年12月10日	ロシア	Pu 溶液	約 1.3×10 ¹⁷	8名被ばく(1名死亡)
1970年8月24日	英 国	Pu 溶液	約 1×10 ¹⁵	2名被ばく
1978年10月17日	米 国	U溶液	2.7×10^{18}	なし
1978年12月13日	ロシア	Pu 金属	3×10^{15}	8名被ばく
1997年5月15日	ロシア	U酸化物	約 5.5×10 ¹⁵	20 名被ばく
1999年9月30日	日本	U溶液	約 2.5×10 ¹⁸	3 名被ばく(2 名死亡)

⁽注) 核分裂数は、文献 [5] の本文中における記載値を基に整理した。なお、小数点以下 2 桁目を丸めている。次頁の表 1.2 についても同様である。

表 1.2 原子炉施設における臨界事故事例[5]

発生年月日 発生国 体系 核分裂数 人的被害 1945年6月6日 米国 U企属 約4×10 ¹⁶ 3名被ばく 1945年6月6日 米国 U金属 約4×10 ¹⁶ 3名被ばく 1945年8月21日 米国 Pu金属 3×10 ¹⁵ 8名被ばく (1名死亡) 1945年8月21日 米国 Pu金属 3×10 ¹⁵ 8名被ばく (1名死亡) 1949年12月頃 米国 U溶液 約3×10 ¹⁶ 1名被ばく 1950年頃 カナグ U金属 不明 3名被ばく 1951年11月16日 米国 U金属 8×10 ¹⁶ なし 1952年4月18日 米国 U金属 1.5×10 ¹⁶ なし 1952年4月18日 米国 U金属 1.5×10 ¹⁶ なし 1952年1月12日 カナグ U金属 1.5×10 ¹⁶ なし 1952年1月12日 カナグ U金属 1.5×10 ¹⁶ なし 1953年4月9日 ロンア Pu金属 約1×10 ¹⁶ 2名被ばく 1954年2月3日 米国 U金属 1.5×10 ¹⁶ なし 1954年5月26日 米国 U合金 4.7×10 ¹⁸ なし 1954年7月22日 米国 U合金 4.7×10 ¹⁸ なし 1955年1月29日 米国 U合金 4.7×10 ¹⁸ なし 1955年1月29日 米国 U合金 4.7×10 ¹⁸ なし 1956年7月3日 米国 U密属 1.2×10 ¹⁷ なし 1956年7月3日 米国 U密属 1.2×10 ¹⁷ なし 1956年7月3日 米国 U密属 1.2×10 ¹⁷ なし 1958年11月18日 米国 U密属 1.2×10 ¹⁷ なし 1956年6月17日 米国 U酸化物 3×10 ¹⁸ なし 1960年6月17日 米国 U酸化物 3×10 ¹⁸ なし 1960年6月17日 米国 U金属 6×10 ¹⁶ なし 1960年1月3日 米国 U金属 6×10 ¹⁶ なし 1960年1月3日 米国 U金属 6×10 ¹⁶ なし 1961年1月5日 米国 U金属 6×10 ¹⁶ なし 1962年12月11日 米国 U金属 6×10 ¹⁶ なし 1963年3月15日 米国 U金属 6×10 ¹⁶ なし 1963年3月15日 米国 U金属 6×10 ¹⁶ なし 1964年1月3日 米国 U金属 6×10 ¹⁶ なし 1965年5月28日 米国 U金属 801×10 ¹⁸ なし 1965年5月28日 米国 U金属 801×10 ¹⁸ なし 1965年5月28日 米国 U金属 801×10 ¹⁸ なし 1968年4月5日 ロンア U金属 6×10 ¹⁶ なし 1968年4月5日 ロンア U金属 6×10 ¹⁶ なと 14を被ばく (2名死亡) 1968年9月6日 米国 U合金 61×10 ¹⁷ なと 10×10 ¹⁶ なし 10×10 ¹⁶ 10×10 ¹⁶					
1945年6月6日 米国 U金属 約4×10 ¹⁶ 3名被ばく 1945年8月21日 米国 Pu金属 約1×10 ¹⁶ 2名被ばく (1名死亡) 1946年5月21日 米国 Pu金属 3×10 ¹⁶ 1名被ばく (1名死亡) 1949年12月頃 米国 U容液 約3×10 ¹⁶ 1名被ばく 1950年頃 カナダ U金属 杯耳 3名被ばく 1951年2月1日 米国 U金属 秋1×10 ¹⁷ なし 1951年11月16日 米国 U金属 1.5×10 ¹⁶ なし 1952年4月18日 米国 U金属 1.5×10 ¹⁶ なし 1952年12月12日 カナダ U金属 1.5×10 ¹⁶ なし 1952年12月12日 カナダ U金属 1.5×10 ¹⁶ なし 1952年12月12日 カナダ U金属 1.5×10 ¹⁶ なし 1953年4月19日 ロシア Pu金属 約1×10 ¹⁶ なと 1954年5月26日 米国 U密液 1×10 ¹⁷ 僅少 1954年7月22日 米国 U金属 5.6×10 ¹⁶ なし 1954年7月22日 米国 U合金 4.7×10 ¹⁸ なし 1955年11月29日 米国 Uお Uを 4.7×10 ¹⁸ なし 1956年7月3日 米国 Uを 1.6×10 ¹⁷ 僅少 1956年7月3日 米国 U密 1.6×10 ¹⁷ 位少 1956年7月3日 米国 U強 1.6×10 ¹⁸ なし 1957年2月12日 米国 U金属 1.2×10 ¹⁷ なし 1958年11月18日 米国 U強 1.2×10 ¹⁷ なし 1958年11月18日 米国 U金属 1.2×10 ¹⁸ なし 1960年6月17日 米国 U金属 6×10 ¹⁸ なし 1961年1月3日 米国 U金属 6×10 ¹⁸ なし 1961年1月3日 米国 U金属 6×10 ¹⁸ なし 1961年1月3日 米国 U金属 1.1×10 ¹⁶ なし 1961年1月3日 米国 U金属 1.1×10 ¹⁶ なし 1961年1月3日 米国 U金属 1.1×10 ¹⁸ なし 1962年12月1日 米国 U金属 1.1×10 ¹⁸ なし 1963年3月1日 米国 U金属 1.1×10 ¹⁸ なし 1964年1月3日 米国 U金属 1.1×10 ¹⁸ なし 1965年5月28日 米国 U金属 1.1×10 ¹⁸ なし 1965年5月28日 米国 U金属 1.1×10 ¹⁶ なし 1965年5月28日 米国 U金属 1.1×10 ¹⁶ なし 1965年12月30日 米国 U合金 1.1×10 ¹⁶ なし 1968年4月5日 ロシア U酸化物 4.3×10 ¹⁷ 4.2 被ばく 1968年9月6日 米国 U合金 6.1×10 ¹⁷ なし 1968年9月6日 米国 U合金 6.1×10 ¹⁷ なし 1968年9月6日 米国 U合金 6.1×10 ¹⁷ なし 1968年1月5日 ロシア U酸化物 1.1×10 ¹⁶ なし 1.1×10 ¹⁶	発生年月日	発生国	体 系	核分裂数	人的被害
1945年8月21日 米国 Pu金属 約1×10 ¹⁶ 2名被ばく (1名死亡) 1946年5月21日 米国 Pu金属 3×10 ¹⁵ 8名被ばく (1名死亡) 1949年12月頃 米国 U溶液 約3×10 ¹⁶ 1名被ばく 1名がばく 1950年頃 カナゲ U金属 不明 3名被ばく 1951年2月1日 米国 U金属 不明 3名被ばく 1951年2月1日 米国 U金属 1.5×10 ¹⁶ なし 1952年4月18日 米国 U金属 1.5×10 ¹⁶ なし 1952年4月18日 米国 U金属 1.5×10 ¹⁶ なし 1952年12月12日 カナゲ U金属 1.2×10 ¹⁷ 4名被ばく 1953年4月9日 ロシア Pu金属 約1×10 ¹⁶ 2名被ばく 1953年2月3日 米国 U金属 1.6×10 ¹⁷ 位少 1954年2月3日 米国 U金属 1.6×10 ¹⁷ 位少 1955年11月29日 米国 U合金 4.7×10 ¹⁸ なし 1955年11月29日 米国 U容液 1.6×10 ¹⁷ 位少 1956年2月1日 米国 U溶液 1.6×10 ¹⁷ なし 1958年10月15日 x-□²/x/t²/ U金属 1.2×10 ¹⁸ なし 1958年10月15日 x-□²/x/t²/ U金属 1.2×10 ¹⁸ なし 1960年6月17日 米国 U金属 1.2×10 ¹⁸ なし 1960年6月17日 米国 U金属 1.2×10 ¹⁸ なし 1960年6月17日 米国 U金属 6×10 ¹⁸ なし 1961年11月10日 米国 U金属 6×10 ¹⁸ なし 1962年11月5日 米国 U金属 6×10 ¹⁸ なし 1962年11月5日 米国 U金属 6×10 ¹⁸ なし 1963年3月11日 米国 U金属 6×10 ¹⁸ なし 1965年5月28日 米国 U金属 3.8×10 ¹⁷ なし 1965年5月28日 米国 U金属 3.8×10 ¹⁷ 4名被ばく 1965年1月30日 米国 U金属 3.8×10 ¹⁷ 4名被ばく 1968年1月30日 米国 U金属 3.8×10 ¹⁷ 42æばく 1968年9月6日 米国 U金属 6×10 ¹⁶ なし 1968年9月6日 米国 U金属 3.8×10 ¹⁷ 42æばく 1968年9月6日 米国 U金属 6×10 ¹⁶ なし 1968年9月6日 米国 U金属 6×10 ¹⁶ なし 1968年9月6日 米国 U金融 4.3×10 ¹⁷ 4.2æばく 2.2æばく 1968年9月6日 10シア U酸化物 4.3×10 ¹⁷ 4.2æばく 2.2æばく 1968年9月6日 10シア Uœk 4.3×10 ¹⁷ 4.2æばく 2.2æばく 1971年5月26日 ロシア Uœk 4.3×10 ¹⁷ 1.2æばく 2.2æばく 1971年5月26日 ロシア Uœk 4.2ætil 1.1×10 ¹⁶ 4.2ætil 1.	1945年2月11日	米 国	U 化合物	約 6×10 ¹⁵	なし
1946年5月21日 米国 Pu金属 3×10 ¹⁵ 8名被ばく (1名死亡) 1949年12月頃 米国 U溶液 約3×10 ¹⁶ 1名被ばく 1950年頃 カナダ U金属 不明 3名被ばく 1951年2月1日 米国 U金属 約1×10 ¹⁷ なし 1951年11月16日 米国 U金属 1.5×10 ¹⁶ なし 1952年4月18日 米国 U金属 1.5×10 ¹⁶ なし 1952年6月2日 米国 U酸化物 1.2×10 ¹⁷ 4名被ばく 1953年4月9日 ロシア Pu金属 約1×10 ¹⁶ 2名被ばく 1954年2月3日 米国 U密液 1×10 ¹⁷ 僅少 1954年5月26日 米国 U溶液 1×10 ¹⁷ 位基少 1956年2月1日 米国 U溶液 1×10 ¹⁷ 位基少 1956年2月1日 米国 U溶液 1.6×10 ¹⁷ なし 1956年2月1日 米国 U溶液 1.6×10 ¹⁷ なし 1956年2月1日 米国 U金属 1.2×10 ¹⁷ なし 1956年2月1日 米国 U密底 1.6×10 ¹⁷ なし 1958年11月18日 米国 U金属 1.2×10 ¹⁷ なし 1958年11月18日 米国 U金属 1.2×10 ¹⁷ なし 1958年11月18日 米国 U金属 1.2×10 ¹⁷ なし 1958年11月18日 米国 U破化物 2.5×10 ¹⁹ なし 1960年6月17日 米国 U金属 6×10 ¹⁸ なし 1961年1月3日 米国 U金属 6×10 ¹⁸ なし 1962年11月5日 米国 U金属 6×10 ¹⁸ なし 1962年12月11日 米国 U金属 6×10 ¹⁸ なし 1963年3月11日 米国 U金属 6×10 ¹⁸ なし 1963年3月11日 米国 U金属 3.8×10 ¹⁷ なし 1965年12月30日 米国 U金属 3.8×10 ¹⁷ なし 1965年1月30日 米国 U金属 3.8×10 ¹⁷ なし 1968年1月30日 米国 U金属 6×10 ¹⁶ なし 1968年1月30日 米国 U金属 3.8×10 ¹⁷ なし 1968年1月30日 米国 U金属 6×10 ¹⁶ なし 1968年1月30日 米国 U金属 1.5×10 ¹⁷ なし 1968年1月30日 米国 U金属 6×10 ¹⁶ なし 1968年1月30日 米国 U合金 1.5×10 ¹⁷ なし 1968年1月30日 北欧 10×10 ¹⁸	1945年6月6日	米 国	U金属	約 4×10 ¹⁶	3名被ばく
1949年12月頃 米国	1945年8月21日	米 国	Pu 金属		2 名被ばく(1 名死亡)
1950年頃 カナダ	1946年5月21日	米 国	Pu 金属	3×10^{15}	8名被ばく(1名死亡)
1951年2月1日 米国 U金属 約1×10 ¹⁷ なし 1951年11月16日 米国 Pu溶液 8×10 ¹⁶ なし 1952年4月18日 米国 U金属 1.5×10 ¹⁶ なし 1952年12月12日 カナダ U金属 約1×10 ¹⁶ 2名被ばく 1953年4月9日 ロシア Pu金属 約1×10 ¹⁶ 2名被ばく 1954年2月3日 米国 U溶液 1×10 ¹⁶ なし 1954年5月26日 米国 U溶液 1×10 ¹⁸ なし 1955年11月29日 米国 U溶液 1.6×10 ¹⁷	1949年12月頃	米 国	U 溶液	約 3×10 ¹⁶	1名被ばく
1951年11月16日 米国 Pu 溶液 8×10 ¹⁶ なし 1952年4月18日 米国 U金属 1.5×10 ¹⁶ なし 1952年6月2日 米国 U酸化物 1.2×10 ¹⁷ 4名被ばく 1952年12月12日 カナダ U金属 約1.2×10 ²⁰ なし 1953年4月9日 ロシア Pu金属 約1.2×10 ²⁰ なし 1954年2月3日 米国 U金属 5.6×10 ¹⁶ なし 1954年2月3日 米国 U金属 5.6×10 ¹⁶ なし 1955年11月29日 米国 U合金 4.7×10 ¹⁸ なし 1955年11月29日 米国 U溶液 1×10 ¹⁷ 僅少 1956年2月1日 米国 U溶液 1.6×10 ¹⁷ なし 1958年10月15日 ユーゴースラビーア U金属 1.2×10 ¹⁷ なし 1958年11月18日 米国 U愈化物 3×10 ¹⁸ なし 1960年3月15日 米国 U金属 5.6×10 ¹⁸ 6名被ばく (1名死亡) 1958年11月1日 米国 U愈化物 3×10 ¹⁸ なし 1960年3月15日 米国 U金属 6×10 ¹⁸ なし 1960年3月15日 米国 U金属 6×10 ¹⁶ なし 1961年1月3日 米国 U金属 6×10 ¹⁶ なし 1962年11月5日 米国 U金属 約1×10 ¹⁶ なし 1962年12月11日 米国 U金属 約1×10 ¹⁶ なし 1962年12月11日 米国 U金属 3×10 ¹⁶ なし 1965年2月1日 米国 U金属 10金金 4.4×10 ¹⁸ 3名死亡(主因は障害) 1965年5月28日 米国 U金属 3.8×10 ¹⁷ なし 1965年12月30日 ベルギー U酸化物 4.3×10 ¹⁷ なし 1968年4月5日 ロシア U酸化物 4.3×10 ¹⁷ なし 1968年4月5日 ロシア U酸化物 約2×10 ¹⁹ なし 1968年9月6日 米国 U合金 6.1×10 ¹⁷ なし 1968年9月6日 米国 U仓金 6.1×10 ¹⁷ なし 1971年2月15日 ロシア U酸化物 約2×10 ¹⁹ 2名被ばく (2名死亡) 1971年2月15日 ロシア U酸化物 約5×10 ¹⁸ 4名被ばく (2名死亡) 1971年5月26日 ロシア U酸化物 約5×10 ¹⁸ 4名被ばく (1名死亡)	1950 年頃	カナダ	U 金属		3名被ばく
1952年4月18日 米国 U金属 1.5×10 ¹⁶ なし 1952年6月2日 米国 U酸化物 1.2×10 ¹⁷ 4名被ばく 1952年12月12日 カナダ U金属 約1.2×10 ²⁰ なし 1953年4月9日 ロシア Pu金属 約1×10 ¹⁶ 2名被ばく 1954年2月3日 米国 U金属 5.6×10 ¹⁶ なし 1954年7月22日 米国 U合金 4.7×10 ¹⁸ なし 1955年11月29日 米国 U冷液 1×0 ¹⁷ 僅少 1956年2月1日 米国 U溶液 1.6×10 ¹⁷ なし 1956年2月1日 米国 U密磁 1.2×10 ¹⁷ なし 1957年2月12日 米国 U強属 1.2×10 ¹⁷ なし 1958年11月18日 米国 U酸化物 3×10 ¹⁸ なし 1960年3月15日 米国 U酸化物 3×10 ¹⁸ なし 1960年6月17日 米国 U金属 6×10 ¹⁶ なし 1961年1月3日 米国 U金属 6×10 ¹⁶ なし 1962年11月5日 米国 U金属 3.2×10 ¹⁶ なし 1963年3月15日 北国 U砂化物 3×10 ¹⁸ なし 1965年5月28日 米国 U金属 6×10 ¹⁶ なし 1965年12月10日 米国 U金属 6×10 ¹⁶ なし 1965年12月10日 米国 U金属 3.8×10 ¹⁷ なし 1965年12月30日 米国 U金属 3.8×10 ¹⁷ なし 1965年12月30日 米国 U金属 3.8×10 ¹⁷ なし 1965年1月30日 米国 U金属 3.8×10 ¹⁷ なし 1968年4月5日 ルンア U酸化物 4.3×10 ¹⁷ なし 1968年9月6日 米国 U金属 6×10 ¹⁶ なし 1968年9月6日 米国 U金属 3.8×10 ¹⁷ なし 1968年9月6日 米国 U金属 3.8×10 ¹⁷ なし 1968年9月6日 米国 U金属 6×10 ¹⁶ なし 1968年9月6日 米国 U金属 3.8×10 ¹⁷ なし 1968年9月6日 米国 U金属 6×10 ¹⁷ なし 1968年9月6日 米国 U合金 6.1×10 ¹⁷ なし 1971年2月15日 ロシア U酸化物 約2×10 ¹⁹ 2名被ばく (2名死亡) 1971年2月15日 ロシア U酸化物 約5×10 ¹⁸ 4名被ばく (2名死亡) 1983年9月23日 7½・ゲン U金属 6×10 ¹⁹ 18名被ばく (1名死亡)	1951年2月1日	米 国	U 金属	約 1×10 ¹⁷	なし
1952年6月2日 米国 U酸化物 1.2×10 ¹⁷ 4名被ばく 1952年12月12日 カナダ U金属 約1.2×10 ²⁰ なし 1953年4月9日 ロシア Pu金属 約1.×10 ¹⁶ 2名被ばく 1954年2月3日 米国 U金属 5.6×10 ¹⁶ なし 1954年7月22日 米国 U合金 4.7×10 ¹⁸ なし 1955年11月29日 米国 U合金 4.7×10 ¹⁸ なし 1956年2月1日 米国 U溶液 1.6×10 ¹⁷ 僅少 1956年7月3日 米国 U密液 1.6×10 ¹⁷ なし 1958年10月15日 2ーゴスデビア U金属 約2.6×10 ¹⁸ 6名被ばく (1名死亡) 1958年11月18日 米国 U酸化物 3×10 ¹⁸ なし 1960年3月15日 米国 U金属 6×10 ¹⁶ なし 1960年6月17日 米国 U金属 6×10 ¹⁶ なし 1961年11月16日 米国 U金属 約1×10 ¹⁶ なし 1962年11月5日 米国 U金属 約1×10 ¹⁸ なし 1962年12月11日 米国 U金属 約1×10 ¹⁶ なし 1963年3月15日 米国 U金属 1.5×10 ¹⁷ なし 1963年3月16日 米国 U金属 1.5×10 ¹⁷ なし 1963年3月26日 米国 U金属 3.8×10 ¹⁷ 4名被ばく 1965年12月30日 米国 U金属 1.5×10 ¹⁷ なし 1968年4月5日 アシア U金属 6×10 ¹⁶ なし 1968年4月5日 ロシア U金属 6×10 ¹⁶ なし 1968年4月5日 ロシア U酸化物 4.3×10 ¹⁷ なし 1968年9月6日 米国 U合金 6.1×10 ¹⁷ なし 1971年2月15日 ロシア U酸化物 約2×10 ¹⁹ 2名被ばく 1971年2月15日 ロシア U酸化物 約2×10 ¹⁹ 2名被ばく 1971年2月15日 ロシア U酸化物 約5×10 ¹⁸ 4名被ばく (2名死亡) 1983年9月23日 7ルビンナ U金属 約4×10 ¹⁷ 18名被ばく (1名死亡)	1951年11月16日	米 国	Pu 溶液	8×10^{16}	なし
1952年12月12日 カナダ U金属 約1.2×10 ²⁰ なし 1953年4月9日 ロシア Pu金属 約1×10 ¹⁶ なし 1954年2月3日 米国 U金属 5.6×10 ¹⁶ なし 1954年7月22日 米国 U合金 4.7×10 ¹⁸ なし 1955年11月29日 米国 U合金 4.7×10 ¹⁸ なし 1956年2月1日 米国 U溶液 1.6×10 ¹⁷ なし 1956年2月1日 米国 U金属 1.2×10 ¹⁶ なし 1957年2月12日 米国 U金属 1.2×10 ¹⁷ なし 1958年11月18日 米国 U酸化物 3×10 ¹⁸ なし 1960年3月15日 米国 U酸化物 3×10 ¹⁸ なし 1960年6月17日 米国 U金属 6×10 ¹⁶ なし 1961年11月10日 米国 U金属 約1×10 ¹⁶ なし 1961年11月5日 米国 U金属 約1×10 ¹⁶ なし 1962年12月11日 米国 U金属 約1×10 ¹⁶ なし 1963年3月11日 米国 U金属 約1×10 ¹⁶ なし 1963年3月11日 米国 U金属 約1×10 ¹⁶ なし 1963年3月11日 米国 U金属 約1×10 ¹⁶ なし 1965年5月28日 米国 U金属 約1×10 ¹⁶ なし 1965年12月30日 米国 U金属 3.8×10 ¹⁷ 4名被ばく 1965年12月30日 米国 U金属 3.8×10 ¹⁷ なし 1968年1月30日 米国 U金属 1.5×10 ¹⁷ なし 1968年1月30日 米国 U金属 1.5×10 ¹⁷ なし 1968年4月5日 ロシア U金属 6×10 ¹⁶ なし 1968年4月5日 ロシア U酸化物 4.3×10 ¹⁷ 1名被ばく 1968年9月6日 米国 U合金 6.1×10 ¹⁷ なし 1971年2月15日 ロシア U酸化物 約2×10 ¹⁹ 2名被ばく (2名死亡) 1968年9月6日 ロシア U酸化物 約5×10 ¹⁸ 4名被ばく (2名死亡) 1971年5月26日 ロシア U酸化物 約5×10 ¹⁸ 4名被ばく (2名死亡) 1983年9月23日 7ルゼンナ	1952年4月18日	米 国	U 金属	1.5×10^{16}	なし
1953 年 4 月 9 日 ロシア Pu 金属	1952年6月2日	米 国	U酸化物	1.2×10^{17}	4名被ばく
1954年2月3日 米 国 U金属	1952年12月12日	カナダ	U 金属	約 1.2×10 ²⁰	なし
1954年5月26日 米国 U溶液	1953年4月9日	ロシア	Pu 金属		2名被ばく
1954年7月22日 米国 U合金 4.7×10 ¹⁸ なし	1954年2月3日	米 国	U金属		なし
1955年11月29日 米国 U+NaK 4.6×10 ¹⁷ なし 1956年2月1日 米国 U溶液 1.6×10 ¹⁷ 僅少 1956年7月3日 米国 U密底 1.2×10 ¹⁷ なし 1957年2月12日 米国 U金属 1.2×10 ¹⁷ なし 1958年10月15日 ユーブ・スラビ・ア U金属 約2.6×10 ¹⁸ 6名被ばく(1名死亡) 1958年11月18日 米国 U酸化物 2.5×10 ¹⁹ なし 1960年3月15日 米国 U金属 6×10 ¹⁶ なし 1961年1月3日 米国 U金属 6×10 ¹⁶ なし 1961年1月1日日 米国 U金属 6×10 ¹⁶ なし 1961年1月5日 米国 U金属 9約1×10 ¹⁶ なし 1962年11月5日 米国 U金属 約1×10 ¹⁸ なし 1962年12月11日 米国 U+黒鉛 3×10 ¹⁸ なし 1963年3月11日	1954年5月26日	米 国	U 溶液		僅少
1956年2月1日 米国 U溶液	1954年7月22日	米 国	U合金		なし
1956年7月3日 米国 U箔 3.2×10 ¹⁶ なし 1957年2月12日 米国 U金属 1.2×10 ¹⁷ なし 1958年10月15日 ユーゴスラビア U金属 約2.6×10 ¹⁸ 6名被ばく(1名死亡) 1958年11月18日 米国 U酸化物 2.5×10 ¹⁹ なし 1960年3月15日 仏国 U酸化物 3×10 ¹⁸ なし 1960年6月17日 米国 U金属 6×10 ¹⁶ なし 1961年1月3日 米国 U金属 6×10 ¹⁶ なし 1961年1月1月10日 米国 U金属 約1×10 ¹⁶ なし 1962年11月5日 米国 U金属 約1×10 ¹⁸ なし 1962年12月11日 米国 U+黒鉛 3×10 ¹⁶ なし 1963年3月11日 中シア Pu金属 約5×10 ¹⁵ 6名被ばく 1963年3月11日 ロシア Pu金属 3.8×10 ¹⁷ 4名被ばく 1965年5月28日 米国 U合金 1.5×10 ¹⁷ なし 1965年12月30日 ベルギー U酸化物 4.3×10 ¹⁷ なし 1968年4月5日 中シア U金属 6×10 ¹⁶ なし 1968年9月6日 米国 U合金 6.1×10 ¹⁷ なし 1968年9月6日 米国 U合金 6.1×10 ¹⁷ なし 1968年9月6日 米国 U合金 6.1×10 ¹⁷ なし 1971年2月15日 ロシア U酸化物 約2×10 ¹⁹ 2名被ばく (2名死亡) 1971年5月26日 ロシア U酸化物 約2×10 ¹⁹ 2名被ばく (1名死亡) 1983年9月23日 7ルビンチン U金属 約4×10 ¹⁷ 18名被ばく (1名死亡)	1955年11月29日	米 国	U+NaK		なし
1957年2月12日 米国 U金属	1956年2月1日	米 国	U 溶液	1.6×10^{17}	僅少
1958年10月15日 ユーゴ スラビ ア U金属 約 2.6×10 ¹⁸ 6名被ばく (1名死亡) 1958年11月18日 米 国 U酸化物 2.5×10 ¹⁹ なし 1960年3月15日 仏 国 U酸化物 3×10 ¹⁸ なし 1960年6月17日 米 国 U金属 6×10 ¹⁶ なし 1961年1月3日 米 国 U金属 約1×10 ¹⁸ 3名死亡 (主因は障害) 1961年11月10日 米 国 U金属 約1×10 ¹⁸ なし 1962年11月5日 米 国 U合金 約1×10 ¹⁸ なし 1962年12月11日 米 国 U+黒鉛 3×10 ¹⁶ なし 1963年3月11日 ロシア Pu金属 約5×10 ¹⁵ 6名被ばく 1963年3月26日 米 国 U金属 3.8×10 ¹⁷ 4名被ばく 1965年5月28日 米 国 U金属 3.8×10 ¹⁷ なし 1965年1月30日 ベルギー U酸化物 4.3×10 ¹⁷ 1名被ばく 1968年1月30日 米 国 U溶液 1.1×10 ¹⁶ なし 1968年4月5日 ロシア U金属 6×10 ¹⁶ なると 1968年9月6日 米 国 U合金 6.1×10 ¹⁷ なし 1971年2月15日 ロシア U酸化物 約2×10 ¹⁹ 2名被ばく (2名死亡) 1971年5月26日 ロシア U酸化物 約5×10 ¹⁸ 4名被ばく (2名死亡) 1983年9月23日 アルビンナン U金属 約4×10 ¹⁷ 18名被ばく (1名死亡)	1956年7月3日	米 国	U箔	3.2×10^{16}	なし
1958年11月18日 米国 U酸化物 2.5×10 ¹⁹ なし 1960年3月15日 仏国 U酸化物 3×10 ¹⁸ なし 1960年6月17日 米国 U金属 6×10 ¹⁶ なし 1961年1月3日 米国 U金属 約1×10 ¹⁸ 3名死亡(主因は障害) 1961年11月10日 米国 U金属 約1×10 ¹⁸ なし 1962年12月11日 米国 U+黒鉛 3×10 ¹⁶ なし 1963年3月11日 中シア Pu金属 約5×10 ¹⁵ 6名被ばく 1963年3月26日 米国 U金属 3.8×10 ¹⁷ 4名被ばく 1965年5月28日 米国 U合金 1.5×10 ¹⁷ なし 1965年1月30日 米国 U溶液 1.1×10 ¹⁶ なし 1968年1月30日 米国 U溶液 1.1×10 ¹⁶ なし 1968年4月5日 ロシア U金属 6×10 ¹⁶ なし 1968年9月6日 米国 U合金 6.1×10 ¹⁷ なし 1971年2月15日 ロシア U酸化物 約2×10 ¹⁹ 2名被ばく 1971年5月26日 ロシア U酸化物 約5×10 ¹⁹ 2名被ばく 1971年5月26日 ロシア U酸化物 約5×10 ¹⁸ 4名被ばく (2名死亡) 1983年9月23日 アルビンチン U金属 約4×10 ¹⁷ 18名被ばく (2名死亡)	1957年2月12日	米 国	U 金属	1.2×10^{17}	なし
1960年3月15日 仏国 U酸化物 3×10 ¹⁸ なし 1960年6月17日 米国 U金属 6×10 ¹⁶ なし 1961年1月3日 米国 U金属 約1×10 ¹⁸ 3名死亡(主因は障害) 1961年11月10日 米国 U金属 約1×10 ¹⁸ なし 1962年12月11日 米国 U金属 約1×10 ¹⁸ なし 1963年3月11日 米国 U+黒鉛 3×10 ¹⁶ なし 1963年3月26日 米国 U金属 3.8×10 ¹⁷ 4名被ばく 1965年5月28日 米国 U金属 3.8×10 ¹⁷ なし 1965年12月30日 ベルギー U酸化物 4.3×10 ¹⁷ なし 1968年4月5日 ロシア U金属 6×10 ¹⁶ なし 1968年9月6日 米国 U合金 6.1×10 ¹⁷ なし 1971年2月15日 ロシア U酸化物 約2×10 ¹⁹ 2名被ばく 1971年5月26日 ロシア U酸化物 約2×10 ¹⁹ 2名被ばく 1971年5月26日 ロシア U酸化物 約5×10 ¹⁸ 4名被ばく (2名死亡) 1983年9月23日 アルビンチン U金属 約4×10 ¹⁷ 18名被ばく (1名死亡)	1958年10月15日	ユーコ゛スラヒ゛ア	U 金属		6名被ばく(1名死亡)
1960年6月17日 米国 U金属 6×10 ¹⁶ なし 1961年1月3日 米国 U合金 4.4×10 ¹⁸ 3名死亡(主因は障害) 1961年11月10日 米国 U金属 約1×10 ¹⁶ なし 1962年11月5日 米国 U合金 約1×10 ¹⁸ なし 1962年12月11日 米国 U十黒鉛 3×10 ¹⁶ なし 1963年3月11日 ロシア Pu金属 約5×10 ¹⁵ 6名被ばく 1963年3月26日 米国 U合金 1.5×10 ¹⁷ なし 1965年5月28日 米国 U合金 1.5×10 ¹⁷ なし 1968年1月30日 ベルギー U酸化物 4.3×10 ¹⁷ 1名被ばく 1968年4月5日 ロシア U金属 6×10 ¹⁶ 2名被ばく (2名死亡) 1968年9月6日 米国 U合金 6.1×10 ¹⁷ なし 1971年2月15日 ロシア U酸化物 約2×10 ¹⁹ 2名被ばく 1971年5月26日 ロシア U酸化物 約5×10 ¹⁸ 4名被ばく (1名死亡) 1983年9月23日 7ルビンナン U金属 約4×10 ¹⁷ 18名被ばく (1名死亡)	1958年11月18日	米 国	U酸化物	2.5×10^{19}	なし
1961年1月3日 米国 U合金 4.4×10 ¹⁸ 3名死亡(主因は障害) 1961年11月10日 米国 U金属 約1×10 ¹⁶ なし 1962年11月5日 米国 U合金 約1×10 ¹⁸ なし 1962年12月11日 米国 U十黒鉛 3×10 ¹⁶ なし 1963年3月11日 ロシア Pu金属 約5×10 ¹⁵ 6名被ばく 1963年3月26日 米国 U合金 1.5×10 ¹⁷ なし 1965年5月28日 米国 U合金 1.5×10 ¹⁷ なし 1965年12月30日 ベルギー U酸化物 4.3×10 ¹⁷ 1名被ばく 1968年1月30日 米国 U溶液 1.1×10 ¹⁶ なし 1968年4月5日 ロシア U金属 6×10 ¹⁶ 2名被ばく (2名死亡) 1968年9月6日 米国 U合金 6.1×10 ¹⁷ なし 1971年2月15日 ロシア U酸化物 約2×10 ¹⁹ 2名被ばく 1971年5月26日 ロシア U酸化物 約5×10 ¹⁸ 4名被ばく (1名死亡) 1983年9月23日 アルゼンチン U金属 約4×10 ¹⁷ 18名被ばく (1名死亡)	1960年3月15日	仏 国	U酸化物		なし
1961年11月10日 米国 U金属 約1×10 ¹⁶ なし 1962年11月5日 米国 U合金 約1×10 ¹⁸ なし 1962年12月11日 米国 U+黒鉛 3×10 ¹⁶ なし 1963年3月11日 ロシア Pu金属 約5×10 ¹⁵ 6名被ばく 1963年3月26日 米国 U金属 3.8×10 ¹⁷ 4名被ばく 1965年5月28日 米国 U合金 1.5×10 ¹⁷ なし 1965年12月30日 ベルギー U酸化物 4.3×10 ¹⁷ 1名被ばく 1968年1月30日 米国 U溶液 1.1×10 ¹⁶ なし 1968年4月5日 ロシア U金属 6×10 ¹⁶ 2名被ばく (2名死亡) 1968年9月6日 米国 U合金 6.1×10 ¹⁷ なし 1971年2月15日 ロシア U酸化物 約2×10 ¹⁹ 2名被ばく 1971年5月26日 ロシア U酸化物 約5×10 ¹⁸ 4名被ばく (2名死亡) 1983年9月23日 アルゼンチン U金属 約4×10 ¹⁷ 18名被ばく (1名死亡)	1960年6月17日	米 国	U 金属		なし
1962年11月5日 米国 U合金 約1×10 ¹⁸ なし 1962年12月11日 米国 U+黒鉛 3×10 ¹⁶ なし 1963年3月11日 ロシア Pu金属 約5×10 ¹⁵ 6名被ばく 1963年3月26日 米国 U金属 3.8×10 ¹⁷ 4名被ばく 1965年5月28日 米国 U合金 1.5×10 ¹⁷ なし 1965年12月30日 ベルギー U酸化物 4.3×10 ¹⁷ 1名被ばく 1968年1月30日 米国 U溶液 1.1×10 ¹⁶ なし 1968年4月5日 ロシア U金属 6×10 ¹⁶ 2名被ばく (2名死亡) 1968年9月6日 米国 U合金 6.1×10 ¹⁷ なし 1971年2月15日 ロシア U酸化物 約2×10 ¹⁹ 2名被ばく (1名死亡) 1983年9月23日 アルゼンチン U金属 約4×10 ¹⁷ 18名被ばく (1名死亡)	1961年1月3日	米 国	U合金		3 名死亡(主因は障害)
1962年12月11日米国U+黒鉛3×1016なし1963年3月11日ロシアPu金属約5×10156名被ばく1963年3月26日米国U金属3.8×10174名被ばく1965年5月28日米国U合金1.5×1017なし1965年12月30日ベルギーU酸化物4.3×10171名被ばく1968年1月30日米国U溶液1.1×1016なし1968年4月5日ロシアU金属6×10162名被ばく(2名死亡)1968年9月6日米国U合金6.1×1017なし1971年2月15日ロシアU酸化物約2×10192名被ばく1971年5月26日ロシアU酸化物約5×10184名被ばく(2名死亡)1983年9月23日アルゼンチンU金属約4×101718名被ばく(1名死亡)	1961年11月10日	米 国	U金属		なし
1963年3月11日 ロシア Pu 金属 約5×10 ¹⁵ 6名被ばく 1963年3月26日 米国 U金属 3.8×10 ¹⁷ 4名被ばく 1965年5月28日 米国 U合金 1.5×10 ¹⁷ なし 1965年12月30日 ベルギー U酸化物 4.3×10 ¹⁷ 1名被ばく 1968年1月30日 米国 U溶液 1.1×10 ¹⁶ なし 1968年4月5日 ロシア U金属 6×10 ¹⁶ 2名被ばく (2名死亡) 1968年9月6日 米国 U合金 6.1×10 ¹⁷ なし 1971年2月15日 ロシア U酸化物 約2×10 ¹⁹ 2名被ばく 1971年5月26日 ロシア U酸化物 約5×10 ¹⁸ 4名被ばく (2名死亡) 1983年9月23日 アルゼンチン U金属 約4×10 ¹⁷ 18名被ばく (1名死亡)	1962年11月5日	米 国	U合金	約 1×10 ¹⁸	なし
1963年3月26日米国U金属3.8×10¹¹4名被ばく1965年5月28日米国U合金1.5×10¹¹なし1965年12月30日ベルギーU酸化物4.3×10¹¹1名被ばく1968年1月30日米国U溶液1.1×10¹⁶なし1968年4月5日ロシアU金属6×10¹⁶2名被ばく(2名死亡)1968年9月6日米国U合金6.1×10¹¹なし1971年2月15日ロシアU酸化物約2×10¹९2名被ばく1971年5月26日ロシアU酸化物約5×10¹৪4名被ばく(2名死亡)1983年9月23日アルゼンチンU金属約4×10¹¹18名被ばく(1名死亡)	1962年12月11日	米 国	U+黒鉛		なし
1965年5月28日米国U合金1.5×1017なし1965年12月30日ベルギーU酸化物4.3×10171名被ばく1968年1月30日米国U溶液1.1×1016なし1968年4月5日ロシアU金属6×10162名被ばく(2名死亡)1968年9月6日米国U合金6.1×1017なし1971年2月15日ロシアU酸化物約2×10192名被ばく1971年5月26日ロシアU酸化物約5×10184名被ばく(2名死亡)1983年9月23日アルゼンチンU金属約4×101718名被ばく(1名死亡)	1963年3月11日	ロシア	Pu 金属		6名被ばく
1965年12月30日 ベルギー U酸化物 4.3×10 ¹⁷ 1名被ばく 1968年1月30日 米国 U溶液 1.1×10 ¹⁶ なし 1968年4月5日 ロシア U金属 6×10 ¹⁶ 2名被ばく(2名死亡) 1968年9月6日 米国 U合金 6.1×10 ¹⁷ なし 1971年2月15日 ロシア U酸化物 約2×10 ¹⁹ 2名被ばく 1971年5月26日 ロシア U酸化物 約5×10 ¹⁸ 4名被ばく(2名死亡) 1983年9月23日 バルビンチン U金属 約4×10 ¹⁷ 18名被ばく(1名死亡)	1963年3月26日	米 国	U 金属	3.8×10^{17}	4名被ばく
1968年1月30日 米国 U溶液 1.1×10 ¹⁶ なし 1968年4月5日 ロシア U金属 6×10 ¹⁶ 2名被ばく(2名死亡) 1968年9月6日 米国 U合金 6.1×10 ¹⁷ なし 1971年2月15日 ロシア U酸化物 約2×10 ¹⁹ 2名被ばく 1971年5月26日 ロシア U酸化物 約5×10 ¹⁸ 4名被ばく(2名死亡) 1983年9月23日 アルゼンチン U金属 約4×10 ¹⁷ 18名被ばく(1名死亡)	1965年5月28日	米 国	U合金	1.5×10^{17}	なし
1968年4月5日 ロシア U金属 6×10 ¹⁶ 2名被ばく(2名死亡) 1968年9月6日 米国 U合金 6.1×10 ¹⁷ なし 1971年2月15日 ロシア U酸化物 約2×10 ¹⁹ 2名被ばく 1971年5月26日 ロシア U酸化物 約5×10 ¹⁸ 4名被ばく(2名死亡) 1983年9月23日 アルビンチン U金属 約4×10 ¹⁷ 18名被ばく(1名死亡)	1965年12月30日	ベルギー	U酸化物	4.3×10^{17}	1名被ばく
1968年9月6日 米 国 U合金 6.1×10 ¹⁷ なし 1971年2月15日 ロシア U酸化物 約2×10 ¹⁹ 2名被ばく 1971年5月26日 ロシア U酸化物 約5×10 ¹⁸ 4名被ばく (2名死亡) 1983年9月23日 アルゼンチン U金属 約4×10 ¹⁷ 18名被ばく (1名死亡)	1968年1月30日	米 国	U溶液	1.1×10^{16}	なし
1971年2月15日ロシアU酸化物約2×10 ¹⁹ 2名被ばく1971年5月26日ロシアU酸化物約5×10 ¹⁸ 4名被ばく(2名死亡)1983年9月23日アルゼンチンU金属約4×10 ¹⁷ 18名被ばく(1名死亡)	1968年4月5日	ロシア	U 金属	6×10^{16}	2名被ばく (2名死亡)
1971年5月26日ロシアU酸化物約5×10184名被ばく(2名死亡)1983年9月23日アルゼンチンU金属約4×101718名被ばく(1名死亡)	1968年9月6日	米 国	U合金		なし
1983 年 9 月 23 日 アルゼンチン U 金属 約 4×10 ¹⁷ 18 名被ばく (1 名死亡)	1971年2月15日	ロシア	U酸化物		2名被ばく
	1971年5月26日	ロシア	U酸化物	約 5×10 ¹⁸	4名被ばく(2名死亡)
1997年6月17日 ロシア U金属 約1×10 ¹⁹ 1名被ばく(1名死亡)	1983年9月23日	アルセ゛ンチン	U 金属	約 4×10 ¹⁷	18 名被ばく (1 名死亡)
	1997年6月17日	ロシア	U金属	約 1×10 ¹⁹	1 名被ばく(1 名死亡)

これらの事故の中でも特に JCO 臨界事故は、我が国で初めて周辺住民の避難を要する原子力災害となったことから、一般公衆のみならず原子力産業に関係する従事者及び規制当局にも大きな衝撃を与えた。この事故を契機に、我が国の原子力防災の仕組みは大幅に見直され、原子力災害対策特別措置法[6]の制定及び原子力防災指針[7]の改訂が図られた。それらの中では、原子力災害の特殊性及び原子力施設が持つ潜在的危険性を考慮し、原子力事業者及び関係機関に対して、事故発生時における緊急事態応急対策のための準備(避難措置、緊急被ばく医療の実施等)に関する特段の配慮を求めている。

このような臨界事故の想定に対して十分かつ合理的な応急対策を講じるためには、臨界 事故事象の科学的な解明が不可欠である。臨界事故事象を対象にした実験的研究は,これ まで国内外において、反応度パルス運転が可能な臨界実験装置を用いて行われてきた。世 界で初めての本格的な実験は、1968年から 1971年にかけて仏国原子力庁のヴァルデュッ ク研究センターにおいて行われたCRAC (Consequences Radiologiques d'un Accident de Criticité) 実験[8]である。この実験は、その後、1974 年から同センターで開始したSILENE (Source d'Irradiation à Libre Evolution Neutronique) 実験^[9]に引き継がれた。いずれの実験も、 高濃縮硝酸ウラニル水溶液(²³⁵U濃縮度約 93 wt%)を用いて臨界事故を模擬した出力暴走 実験を行い,溶液系臨界事故時の反応度フィードバック機構に関するデータの取得^[10],放 射線量計測^[11]などが行われている。また,米国のロスアラモス国立研究所においては, 1980年からSHEBA (Solution High-Energy Burst Assembly) 実験[12]を行っている。この実験 では、硝酸ウラニル水溶液よりも粘度の大きいフッ化ウラニル水溶液*3(235U濃縮度約5 wt%) を用い, 出力暴走を伴わない比較的穏やかな過渡出力実験が実施され, 溶液中の放 射線分解ガスの発生機構に関するデータの取得[12]や放射線量計測[14]などが行われている。 一方,我が国では,日本原子力研究開発機構*4(以下,「原子力機構」という。)において, 1996 年からTRACY (Transient Experiment Critical Facility) 実験^[15,16]を行っている。この実験 では、商用湿式再処理工程*5を想定した低濃縮硝酸ウラニル水溶液(²³⁵U濃縮度約 10 wt%) を用いて出力暴走実験を行い、溶液系臨界事故時の反応度フィードバック機構^[17-19]及び放 射性物質の放出挙動^[20,21]に関するデータの取得,放射線分解ガスによる圧力発生に伴う溶 液挙動の観察^[22]、光子電離箱を用いた出力履歴の評価^[23,24]及び放射線量計測^[25]などが行わ れている。これらの実験的研究によって、臨界事故事象に係る様々な知見が系統的に蓄積 され、それらを基に改良が加えられた計算コード[26,27]を用いることで、臨界事故時の出力 履歴などを精度よく再現することが可能となりつつある。

一方,臨界事故応急対策の実施に関しては,前述のとおり,JCO 臨界事故以降,避難措置,緊急被ばく医療等の仕組み及び判断基準が示された^[6,7]。しかしながら,それら応急対策を実施する上で必要となる情報を取得する方法の高度化に係る具体的な検討は,近年,

^{*3} SHEBA で用いられている溶液の粘度は, 0.0185 Pa·s (=18.5 cp, centipoise) と報告されて おり^[12], 硝酸ウラニル水溶液 (400 gU/l, 遊離硝酸 1 N) の粘度^[13]のおよそ 10 倍である。

^{*4 2005} 年 10 月 1 日に日本原子力研究所と核燃料サイクル開発機構が統合し、独立行政法人日本原子力研究開発機構として発足した。

^{*5} 使用済燃料の商用再処理は、英国、仏国、日本などで行われている。使用済燃料を硝酸に溶かし、リン酸トリブチルを主成分とする抽出溶媒を用いて分離・抽出するピューレックス 法[13]が主流である。

始められたばかりである^[28]。

1.2 臨界事故応急対策を実施する上での課題

多重の防止対策が講じられているにもかかわらず発生する臨界事故は、総じて、想定外の状況下での緊急事態となる。このため、発災後早期の段階では、事故状況や放射線影響の把握が難しく、事故終息及び事後における応急対策の検討・実施が困難なものとなる場合が少なくない。実際、過去に発生した臨界事故では、以下のような事例があった。

(1) 臨界事故を起した機器が当初不明であった事例

核燃料加工施設,ホットラボ施設,使用済燃料再処理施設等の核燃料取扱施設では,核燃料は,性状,形態等を変化させつつ,工程間を移動していくことが一般的である。したがって,室内に配置された複数の機器の中から臨界事故を起こした機器を特定しなければならない場合もあり得る。例えば,1965年12月16日,ロシアの生産合同マヤークのウラン回収施設で発生した臨界事故では,事故の発生は既設の放射線エリアモニタによって検知されたものの,可搬型線量率計を用いて残留ガンマ線*6をサーベイするまで,臨界事故を起した機器を特定することができなかった[5]。

(2) 一度に多数の被ばく者が発生した事例

臨界事故による被ばく者数については、27 名 (上記(1)で例示したロシアのウラン回収施設での事故)^[5]、20 名 (1997 年 5 月 15 日、ロシアのウラン燃料加工施設での事故)^[5]、19 名 (1959 年 10 月 16 日、米国の再処理施設での事故)^[5]、18 名 (1983 年 9 月 23 日、アルゼンチンの臨界集合体での事故)^[5]など、一度に多数の作業員が被ばくした事例が報告されている。放射線障害は、被ばく線量に応じた潜伏期をもって発症するため、個人の被ばく線量を推定して、予想される障害に対しその症状を緩和するための治療方針を可及的速やかに決定することが重要である。また、重篤な被ばく患者もしくは被ばくしたおそれのある者が多数発生した場合には、緊急被ばく医療を要する者とそうでない者とを選別しなければならない場合もあり得る。その選別に当たっては、被ばく線量を正確かつ速やかに評価することが求められる。

(3) 核分裂数の特定が困難であった事例

臨界事故で生じた核分裂数は、事故規模の指標となるだけでなく、核分裂生成物(特に放射性希ガス、放射性ヨウ素等)の環境放出があった場合の一般公衆に対する放射線リスクと密接に関係するため、速やかに推定されることが望ましい。核分裂数の推定法は、直接法と間接法に分けられる。前者は、臨界事故を起した核燃料の一部を採取し、その中に含まれる核分裂生成物の放射能濃度及び核分裂収率並びに核燃料の総量から核

^{*6} 臨界事故終息後も、機器内に残存する核分裂生成物や中性子捕獲により放射化した機器から、長期間にわたりガンマ線が放出され続ける。

分裂数を推定する方法である。後者は、事故現場近傍の構造材等の放射化量からその位置での中性子線フルエンスを求め、それを基に放射線源(つまり臨界事故を起した機器)との位置関係を考慮して核分裂数を推定する方法である。例えばJCO臨界事故では、両方による推定が試みられたが、臨界事故を起こしたウラン溶液の総量が不明瞭であったこと、分析試料を採取するまでに時間が掛かったこと*7など、核分裂数を特定することが容易ではなかった^[29]。JCO臨界事故を始め溶液系核燃料による臨界事故では、一般に、臨界終息または再臨界防止のための応急対策(例えば、当該溶液の移送、中性子吸収材の注入など)や当該溶液の流出、蒸発等によって、核燃料の総量が不明瞭となってしまうおそれがある。さらに、事故で放出された放射性物質による汚染や事故後も放出され続ける残留ガンマ線のため事故現場に長期間近寄れない場合、試料採取が遅れ、その放射能が時間減衰した結果、核分裂数の推定精度が著しく低下することも考えられる。

上記のような状況下であっても、事後の応急対策(緊急被ばく医療の実施、周辺住民の避難措置の解除等)を的確に実施するためには、事故の状況及び放射線影響を正確かつ速やかに把握することが重要である。事後応急対策の中でも人命に関わる急務なものとして、重篤な被ばく患者に対する緊急被ばく医療の実施、事故現場近傍の空間線量分布の推定、及び一般公衆に対する放射線リスク評価のための核分裂数の推定の3つがあげられるが、それぞれ以下の課題がある。

① 重篤な被ばく患者に対する緊急被ばく医療の実施

緊急被ばく医療を実施するに当たっては、被ばく患者の線量情報は、治療方針に係る判断に不可欠であるので、速やかに医療機関に提供されることが望ましい。作業員の外部被ばく線量は、まず、各自装着していた個人線量計の測定値を基に推定される。しかし、一般に用いられている個人線量計(例えば、ガラス線量計、金属箔など)の放射線に対する感度は人体組織の感度と異なる。このため、線量計測定値から人体吸収線量を正確に推定するには、放射線エネルギーを考慮して両者の感度差を補正する必要がある*8。また、個人線量計測定値は、その装着部位での体表線量を示したものであり、必ずしも体内線量と一致しない。そのような感度補正並びに体表及び体内における線量分布の評価は主としてシミュレーション解析[30]によって行われるが、その解析に必要な情報(核燃料の組成、幾何学的配置等)を発災直後の時点で入手することは難しく、それら評価の遅延は避けられない。

次に、被ばく患者が搬送された医療機関において、臨床症状、血中 ²⁴Na *9の放射能分析及びリンパ球数などの成分分析、染色体分析等により、被ばく線量が推定される^[31]。 しかし、これら生物学的線量評価法に基づく推定値は、全身の平均的な吸収線量を示す

^{*7} JCO 臨界事故では、溶液燃料の試料採取は事故発生から 20 日後、放射化試料の採取は事 故発生から 5 日後(事故現場隣室)及び 7 日後(事故現場)であった^[29]。

^{*8} 放射線感度は、放射線エネルギーに依存する質量エネルギー吸収係数によって決定付けられる。

^{*9} 赤血球の主成分であるヘモグロビンに含まれる ²³Na が中性子捕獲により放射化したもの。

ものであり、その中の中性子線とガンマ線の寄与の内訳を推し量ることは難しい。

その他,補助的な線量推定法として,事故現場となった室内に設置されている放射線エリアモニタ(電離箱,BF₃計数管など)の指示値から,その室内に居合わせた作業員の外部被ばく線量を推定することも試みられる。しかしながら,この方法も,放射線エリアモニタの時間応答が臨界事故時の出力暴走に追従できない*10ことなどから,線量を正確に推定することは難しい。

② 事故現場近傍の空間線量分布の推定

被ばく患者の線量評価値に大きな不確かさが含まれる場合、または、被ばく患者もしくは被ばくしたおそれのある者が多数発生した場合には、それら個人の線量評価値を裏付けるため、事故現場近傍の空間線量分布を速やかに推定することが望ましい。空間線量分布の推定に当たっては、臨界事故を起こした機器を特定した上で、室内機器による局所的な線量減弱を考慮する必要がある。

③ 一般公衆に対する放射線リスク評価のための核分裂数の推定

核分裂生成物(特に放射性希ガス,放射性ョウ素等)が環境に放出されるおそれがある場合には、それによる一般公衆の放射線リスクを評価するため、臨界事故で生じた核分裂数を早期に把握する必要がある。核分裂数の推定に当たっては、上述のとおり、事後において核分裂生成物や放射化物の放射能分析が行われることとなるが、発災後早期の段階では、核分裂数の概数ですら見積もることは困難である。

以上で指摘した臨界事故応急対策を実施する上での課題とその要点を**図 1.1** に整理する。 予期せぬ臨界事故の発生に備え,事後応急対策を的確に実施するためにも,事故状況及び 放射線影響を正確かつ速やかに把握することができる新たな評価技術の導入が求められて いる。

^{*10} 一般に、1 秒程度もしくはそれ以上の時間間隔で監視される放射線エリアモニタでは、即発臨界時の第一出力パルスの出力変化を正しく記録することができない。

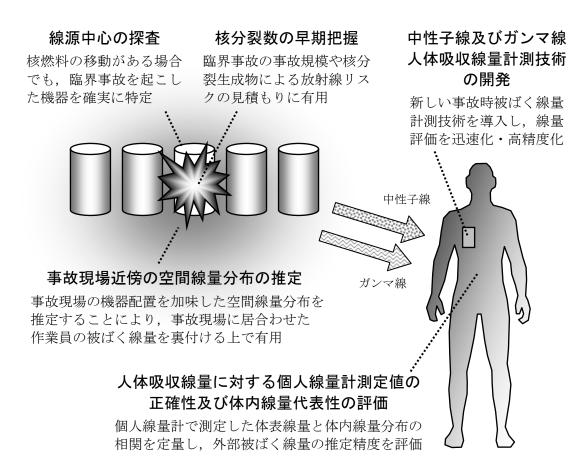


図 1.1 臨界事故応急対策を実施する上での課題とその要点

1.3 本研究の目的

第 1.1 節及び第 1.2 節で述べたとおり、JCO 臨界事故を契機に、原子力施設が持つ潜在的危険性を考慮し、事故対応能力の向上が強く求められるようになった。臨界事故など不測の事態において事後応急対策を的確かつ迅速に行うためには、事故状況及び放射線影響を正確かつ速やかに評価できる新技術の導入が不可欠である。このため、本研究では、既存の評価法の迅速化及び高精度化を図る新たな方法として、放射線感度が人体組織と等価な線量計(以下、「組織等価線量計」という。)のうち、アラニン線量計[32]及びホウ酸リチウム線量計[33]を用いた放射線計測技術を導入する。そして、(I) それら組織等価線量計の組合せ使用による「中性子線及びガンマ線人体吸収線量計測技術」を開発するとともに、(II) その計測技術の「臨界事故影響評価への応用」に関する研究を行い、もって臨界事故応急対策に係る対応能力の向上に資することを目的とする。

本研究の目的及び過程を整理した模式図を**図 1.2** に示す。同図に示すとおり、まず、(I) 中性子線及びガンマ線人体吸収線量計測技術の開発に当たっては、

- ①「組織等価線量計による人体吸収線量計測技術の検討」
- ②「臨界事故時放射線放出特性の定量的評価」

を行い、臨界事故時線量評価の迅速化及び高精度化を図る。次いで、(II) その臨界事故影

響評価への応用に当たっては,(i)「臨界事故時個人線量計としての応用」という観点から

- ③「人体吸収線量に対する体表線量測定値の正確性の評価」
- ④「体内線量に対する体表線量測定値の代表性の評価」

について、また、(ii)「臨界事故状況の遡及的評価に関する応用」という観点から

- ⑤「線源中心の探査」
- ⑥「事故現場近傍の空間線量分布の推定」
- ⑦「核分裂数の推定」

について検討を行い、事故状況及び放射線影響の早期把握に資する。

これら一連の研究を通して上述の研究目的が成就されると、緊急被ばく医療の適切かつ効果的な実施、及び事故状況の早期把握と事後応急対策の的確な実施に貢献できるものと期待される。臨界事故など原子力事故の発生を未然に防止することは言うまでもないが、万一事故が発生した場合にも応急対策を的確に実施できる準備を講じておくことも、原子力施設の立地及び運転管理に対する一般公衆の理解を得る上で重要である。

なお、本研究で提案する中性子線及びガンマ線人体吸収線量計測技術は、高線量環境下での被ばく影響に係る実験研究を行う上で有用であり、今後、保健物理に関する研究分野等でその利用が見込まれる。例えば、人体を忠実に再現した物理模型^[34]と併用することにより、各臓器や部位における吸収線量を個別に評価することも可能となる。さらに、その計測技術の事故影響評価への応用に関しては、臨界事故のみならず放射線事故全般に、また、平常時においても計画被ばく措置を要するような高線量環境下の放射線管理に適用することも可能である。したがって、本計測技術の確立と応用を図ることにより、放射線計測、保健物理、放射線管理、原子力防災など多岐にわたる分野への広範な波及効果が期待できる。

本研究の背景にある課題

JCO 臨界事故を契機に、事故対応能力の向上が強く求められるようになった 事故状況及び放射線影響を正確かつ速やかに評価できる新技術の導入が不可欠



(1) 中性子線及びガンマ線人体吸収線量計測技術の開発

(第3章)

吸収線量計測技術の検討

① 組織等価線量計による人体

(第4章)

② 臨界事故時放射線放出 特性の定量的評価

臨界事故時線量評価の迅速化及び高精度化を図る



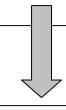
(Ⅱ) 新計測技術の臨界事故影響評価への応用に関する研究

(第5章)

- (i) 臨界事故時個人線量計 としての応用
- ③ 人体吸収線量に対する 体表線量測定値の正確性 の評価
- ④ 体内線量に対する体表線量測定値の代表性の評価

(第6章)

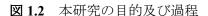
- (ii) 臨界事故状況の遡及的評価 に関する応用
 - ⑤ 線源中心の探査に関する 検討
 - ⑥ 事故現場近傍の空間線量 分布の推定に関する検討
 - ⑦ 核分裂数の推定に関する 検討



本研究の目的と寄与

臨界事故応急対策に 係る対応能力の向上

緊急被ばく医療の適切かつ 効果的な実施に貢献 事故状況の早期把握と事後応急対策の的確な実施に貢献



1.4 本論文の構成

本論文は、7 つの章より構成される。本章では、研究の背景、臨界事故応急対策を実施する上での課題、及び研究の目的について述べた。次章以降では、以下の研究成果を記す。第 2 章では、臨界事故事象を模擬するために使用した TRACY の装置概要、系統構成及び運転手順について概説する。

第3章では、臨界事故時線量評価の迅速化に資するため、組織等価線量計のアラニン線量計及びホウ酸リチウムの組合せ使用による人体吸収線量計測技術を開発する。その計測技術を臨界事故時における中性子線及びガンマ線混在・高線量環境下へ適用するに当たり、両線量計の放射線感度特性、線量計測範囲及び線量応答について評価した結果を記す。

第 4 章では、臨界事故時線量評価の高精度化に資するため、TRACY で模擬した臨界事故状況下において、両線量計の組合せ使用に基づく線量計測実験とそのシミュレーション解析を行い、溶液系臨界事故時の放射線放出特性を定量的に評価した結果について述べる。その評価に当たっては、放射線計測上考慮すべき放射線成分に分類し、それら成分別線量について考察する。

第 5 章では、両線量計の組合せ使用による人体吸収線量計測技術の臨界事故時個人線量計としての応用に関する研究成果を記述する。その応用に当たっては、人体模型を用いた線量計測実験とそのシミュレーション解析に基づき、人体吸収線量に対する体表線量測定値の正確性及び体内線量に対する体表線量測定値の代表性を評価することによって、臨界事故時個人線量計としての実用性を明らかにする。

第6章では、両線量計をエリア線量計として用い、それらの線量測定値から臨界事故状況を遡及的に評価するための応用に関する研究成果をまとめる。その応用に当たっては、エリア線量計の配置、臨界事故を起こした機器(線源中心)の探査、事故現場近傍の空間線量分布の推定、及び核分裂数の推定に係る具体的方法について述べ、その実用性をTRACYで模擬した臨界事故状況下において検証することによって、遡及的評価に関する実用性を実証する。

第7章では、本研究で得られた成果を結論として総括し、その波及効果と今後の展望を まとめる。

参考文献

- [1] A. E. Profio, Experimental Reactor Physics, John Wiley & Sons, pp. 12-26 (1976).
- [2] 原子力規制関係法令研究会(編), *原子力規制関係法令集(2006 年版)*, 大成出版社, 東京, pp. 25-259(2005).
- [3] 内閣府原子力安全委員会事務局(監修), *原子力安全委員会指針集(第 11 版)*, 大成出版社, 東京, pp. 700-795 (2003).
- [4] ウラン加工工場臨界事故調査委員会, *ウラン加工工場臨界事故調査委員会報告書*, 原子力安全委員会 (2003).
- [5] T. P. McLaughlin, S. P. Monahan, N. L. Pruvost, et al., A Review of Criticality Accidents

- (2000 Revision), LA-13638, Los Alamos National Laboratory (2000).
- [6] 原子力規制関係法令研究会(編), *原子力規制関係法令集 (2006 年版)*, 大成出版社, 東京, pp. 1561-1615 (2005).
- [7] 内閣府原子力安全委員会事務局(監修), *原子力安全委員会指針集(第 11 版)*, 大成 出版社, 東京, pp. 1313-1444 (2003).
- [8] P. Lécorché, R. L. Seale, A Review of the Experiments Performed to Determine the Radiological Consequences of a Criticality Accident, Y-CDC-12, Criticality Data Center, Oak LidgeY-12 Plant (1973).
- [9] F. Y. Barbry, "A Review of the SILENE Criticality Excursions Experiments," *Proc. Topl. Mtg. Physics and Methods in Criticality Safety*, Nashville, USA, Sep. 19–23, 1993, p. 34 (1993).
- [10] F. Y. Barbry, "Fuel Solution Criticality Accident Studies with the SILENE Reactor: Phenomenology, Consequences and Simulated Intervention," *Proc. Int. Seminar Criticality Safety Studies Programs and Needs*, Dijon, France, Sep. 19–22, 1983, p. 36 (1983).
- [11] R. Médioni, B. Asselineau, B. Verrey, *et al.*, "Criticality Accident Dosimetry Systems: An International Intercomparison at the SILENE Reactor in 2002," *Radiat. Prot. Dosim.*, **110**, 429 (2004).
- [12] C. C. Cappiello, K. B. Butterfied, R. G. Sanchez, et al., Solution High-Energy Burst Assembly (SHEBA) Results from Subprompt Critical Experiments with Uranyl Fluoride Fuel, LA-13373-MS, Los Alamos National Laboratory (1997).
- [13] J. O. Maare, R. L. Walser, J. J. Fritch (ed.), *Purex Technical Manual*, RHO-MA-116, Rockwell Hanford Operations Energy Systems Group (1980).
- [14] D. E. Hankins, "Neutron and Gamma-Ray Dose Measurements at the Los Alamos Critical Assembly SHEBA," *Trans. Am. Nucl. Soc.*, **39**, 559 (1981).
- [15] H. Yanagisawa, K. Nakajima, K. Ogawa, *et al.*, "Experiments on Transient Behavior of a Low-Enriched Uranyl Nitrate Solution System with TRACY to Study Hypothetical Criticality Accidents in Reprocessing Plants," *Proc. 6th Int. Conf. Nuclear Criticality Safety (ICNC '99)*, Versailles, France, Sep. 20–24, 1999, Vol. II, p. 900 (1999).
- [16] Y. Miyoshi, "Accomplishment of 10-year Research in NUCEF and Future Development, Criticality Safety Research," *Proc. Int. Symp. NUCEF2005*, Tokai-mura, Ibaraki, Feb. 9–10, 2005, JAERI-Conf 2005-007, Japan Atomic Energy Research Institute, p. 19 (2005).
- [17] K. Nakajima, Y. Yamane, K. Ogawa, et al., TRACY Transient Experiment Data Book, 1) Pulse Withdrawal Experiment, JAERI-Data/Code 2002-005, Japan Atomic Energy Research Institute (2002).
- [18] K. Nakajima, Y. Yamane, K. Ogawa, et al., TRACY Transient Experiment Data Book, 2) Ramp Withdrawal Experiment, JAERI-Data/Code 2002-006, Japan Atomic Energy Research Institute (2002).
- [19] K. Nakajima, Y. Yamane, K. Ogawa, et al., TRACY Transient Experiment Data Book, 3) Ramp Feed Experiment, JAERI-Data/Code 2002-007, Japan Atomic Energy Research Insti-

- tute (2002).
- [20] 阿部仁,田代信介,永井斉,他,溶液燃料の過渡臨界事象に伴う放射性ヨウ素及び 希ガス等の放出挙動の検討(受託研究),JAERI-Tech 99-067,日本原子力研究所 (1999).
- [21] 阿部仁,田代信介,小池忠雄,他,溶液燃料過渡臨界事故時における放射性希ガス の放出挙動の検討(受託研究), JAERI-Research 2001-027, 日本原子力研究所 (2001).
- [22] K. Ogawa, T. Morita, H. Yanagisawa, *et al.*, "Development of Solution Behavior Observation System under Criticality Accident Conditions in TRACY," *J. Nucl. Sci. Technol.*, **37**[12], 1088 (2000).
- [23] H. Yanagisawa, A. Ohno, K. Ogawa, *et al.*, "Time Delay of Thermal Neutron Detection during Power Burst in TRACY," *J. Nucl. Sci. Technol.*, **38**[8], 591 (2001).
- [24] H. Yanagisawa, A. Ohno, E. Aizawa, "Determination of Gamma-Ray Exposure Rate from Short-Lived Fission Products under Criticality Accident Conditions," *J. Nucl. Sci. Technol.*, 39[5], 499 (2002).
- [25] H. Yanagisawa, A. Ohno, "Evaluation of Power History during Power Burst Experiments in TRACY by Combination of Gamma-Ray and Thermal Neutron Detectors," *J. Nucl. Sci. Technol.*, **39**[6], 597 (2002).
- [26] C. C. Pain, Y. Yamane, C. R. E. de Oliveila, *et al.*, "Status of the FETCH Transient Criticality Code and Application to TRACY Data and Dosimetry Applications," *Proc. Int. Symp. NUCEF2001*, Tokai-mura, Ibaraki, Oct. 31–Nov. 2, 2001, JAERI-Conf 2002-004, Japan Atomic Energy Research Institute, p. 155 (2002).
- [27] 中島健, 山根祐一, 三好慶典, *溶液燃料体系の臨界事故解析コード:AGNES2*, JAERI-Data/Code 2002-004, 日本原子力研究所 (2002).
- [28] 原子力安全委員会, *安全研究年次計画(平成13 年度~平成17 年度*), 12 年 7 月 6 日 原子力安全委員会決定, 原子力安全委員会 (2002).
- [29] JCO 臨界事故調査支援原研タスクグループ, *JCO 臨界事故における原研の活動*, JAERI-Tech 2000-074, 日本原子力研究所 (2000).
- [30] 例えば, A. Endo, Y. Yamaguchi, "Analysis of Dose Distribution for Heavily Exposed Workers in the First Criticality Accident in Japan," *Radiat. Res.*, **159**, 535 (2003).
- [31] 明石真言,石榑信人,「特集 ウラン燃料加工施設における臨界事故,〔V〕高線量被ば く作業員に対する緊急時対応とその被ばく線量評価」,日本原子力学会誌,42[8], 720 (2000).
- [32] T. Kojima, R. Tanaka, "Polymer-Alanine Dosimeter and Compact Reader," *Int. J. Appl. Radiat. Isot.*, **40**, 851 (1989).
- [33] N. Soramasu, Y. Yasuno, "Perfectly Tissue-Equivalent TLD Phosphor Li₂B₄O₇ (Cu, Pb)," *Proc. 9th Int. Congr. Radiation Protection (IRPA)*, Vienna, Austria, April 14–19, 1996, Austrian Association for Radiation Protection, Vol. 4, p. 312 (1996).
- [34] 例えば, S. Tsuda, A. Endo, Y. Yamaguchi, "Synthesis and Characterization of a Soft-Tissue Substitute for Neutron Dosimetry," *J. Nucl. Sci. Technol.*, **40**[12], 1027 (2003).

第2章 過渡臨界実験装置 TRACY

本章では, 臨界事故状況を模擬するために用いた過渡臨界実験装置 TRACY (<u>Transient</u> Experiment <u>Critical Facility</u>) の装置概要 (第 2.1 節), 系統構成 (第 2.2 節) 及び運転手順 (第 2.3 節) について述べる。

2.1 装置概要

TRACY は、商用核燃料サイクル施設における溶液系臨界事故事象の実験的解明を目的として、原子力機構東海研究開発センター原子力科学研究所に設置されたパルス型原子炉施設である^[1]。TRACY は、1995 年 12 月 20 日に初臨界を達成し、1996 年 11 月より臨界事故事象を模擬した出力暴走実験を開始した。

TRACYは、臨界実験装置*11の範疇に属し、炉心構成、燃料条件等の変更が比較的容易な構造となっている。炉心は、運転の都度、炉心タンクに溶液燃料を給液することで構成し、反射体水槽の使用の有無により裸条件もしくは水反射条件とすることができる。使用する燃料は、低濃縮硝酸ウラニル水溶液(²³⁵U濃縮度約 10 wt%)であり、実験目的に応じて、溶液燃料のウラン濃度、遊離硝酸濃度及び温度を調整する。炉心タンク及び反射体水槽のほか、原子炉の運転制御機器、実験機器及びそれらの支持構造物などが、厚さ約 2 mの鉄筋コンクリート壁で囲まれた炉室内(幅 12.4 m、奥行き 12.6 m、高さ 11.7 m)に設置されている。TRACYの主要な仕様を表 2.1 に、炉心タンクの構造を図 2.1 に、炉室内の機器配置を図 2.2 に示す。主要な設備・機器の詳細については、次節で述べる。

TRACY の運転には、当該炉心の臨界量等の核特性を測定するための「定出力運転」と、臨界事故事象を模擬するための「過渡出力運転」の 2 つのモードがある。定出力運転モードでは、炉心タンクに給液した溶液燃料の液位(以下、「燃料液位」という。)の高さ調整によって反応度制御を行う。一方、過渡出力運転モードでは、調整トランジェント棒の圧縮空気駆動による引抜き(以下、「パルス引抜き」という。)、調整トランジェント棒の電動駆動による引抜き(以下、「ランプ引抜き」という。)、または溶液燃料の連続給液(以下、「ランプ給液」という。)のいずれか一つの方法を選択して、炉心に最大 3 \$ までの反応度を添加することができる。

TRACYの熱出力は、定出力運転モードでは最大 10~kWに、過渡出力運転モードでは最大 5~GWに制限される。いずれの運転モードも、積分出力が運転 1~D 回当たり 32~MW・s(核分裂 数 1×10^{18} 個に相当)を超えないように運転制御される。このため、運転時の発熱量 *12 は小さく、炉心冷却系設備を要しない。また、週間 18~kW・h、年間 230~kW・hの制限が設けられており、溶液燃料の燃焼に伴う反応度低下が無視できることから、燃焼度に係る制限は設

^{*11} 炉心構造を容易に変更することができる原子炉であって、核燃料物質の臨界量等当該原子 炉の核特性を測定する用に専ら供するもの。(核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に 関する法律施行令第17条より)

^{*12} 過渡出力運転時の溶液燃料の温度は、炉心中央で瞬間的に 100 °C に達することもあるが (パルス引抜きによる添加反応度 3 \$ の場合)、その直後に溶液燃料が攪拌され、溶液燃料 全体としては 80 °C 程度までの温度上昇にとどまる^[2]。

けられていない。

表 2.1 TRACY の主要な仕様

		種 類 硝酸ウラニル水溶液 ²³⁵ U 濃縮度 約 10 wt%		
	燃料体	ウラン濃度 最大 500 gU/ <i>l</i>		
		遊離硝酸濃度 特に制限はない (約 0.6 mol/l に調整)		
		材 質 オーステナイト系ステンレス鋼		
		形 状 円筒型(ただし、中心軸に直径約7.6 cm の 調整トランジェント棒案内管を装備)		
炉心		内 径 約 50 cm		
	炉心タンク	胴部肉厚 約1cm		
		上部肉厚 約9cm(凹面加工天板を体積平均して算出)		
		底部肉厚 約8cm		
		内法高さ 約 200 cm		
		(ただし、臨界炉心の構成範囲は 40~100 cm)		
	三	1. 裸		
	反射条件	2. 水反射(水を満たした可動型反射体水槽を設置)		
最大添加	定出力運転	0.2 \$		
反応度	過渡出力運転	3.0 \$		
	定出力運転	溶液燃料の給排液による炉心タンク内液位調整		
反応度	過渡出力運転	1. 調整トランジェント棒の圧縮空気駆動による引抜き (パルス引抜き)		
制御方法		2. 調整トランジェント棒の電動駆動による引抜き (ランプ引抜き)		
		3. 溶液燃料の連続給液 (ランプ給液)		
		・安全棒及び調整トランジェント棒の落下挿入		
安 仝 /	保護動作	(スクラム発生後 1.5 秒以内に挿入完了)		
女 土	木 受 刬 干	・溶液燃料の急速排液		
		(スクラム発生から 1.5 秒後の排液流量が 15 <i>l/</i> min 以上)		
 最大出力	定出力運転	10 kW		
ж/\ш//	過渡出力運転	5 GW		
		32 MW·s/運転(核分裂数 1×10 ¹⁸ 個に相当)		
最大	積分出力	18 kW·h/週		
		230 kW·h/年		
		1		

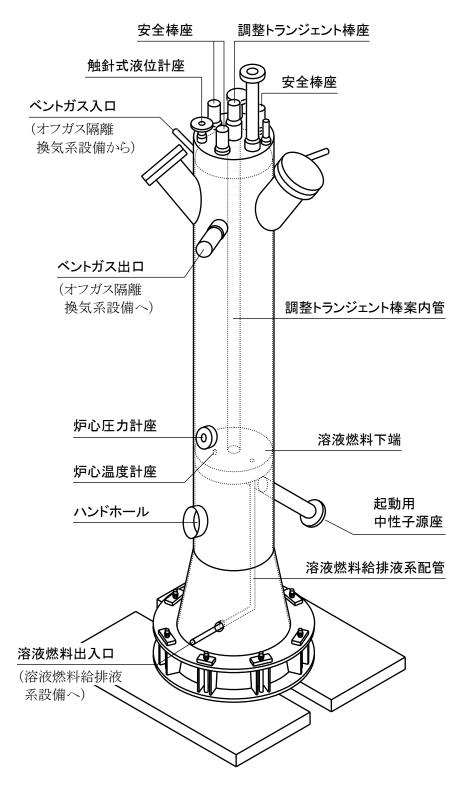


図 2.1 TRACY 炉心タンクの構造

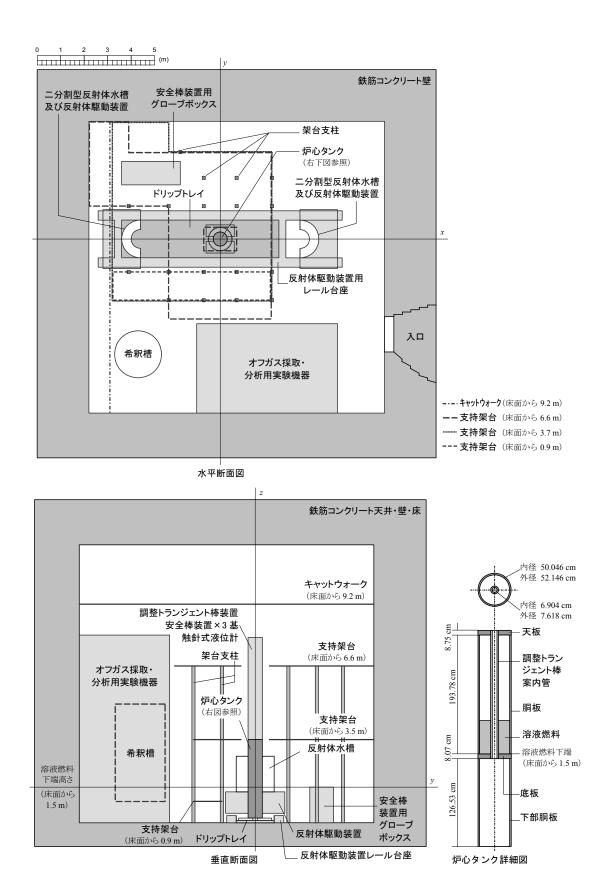


図 2.2 TRACY 炉室内の機器配置

2.2 系統構成

TRACYを構成する主要な設備としては, (1) 原子炉本体, (2) 反応度制御設備, (3) オフガス隔離換気系設備*¹³, 及び(4) 計測制御系設備が挙げられる。TRACYの系統構成の模式図を**図 2.3** に示す。

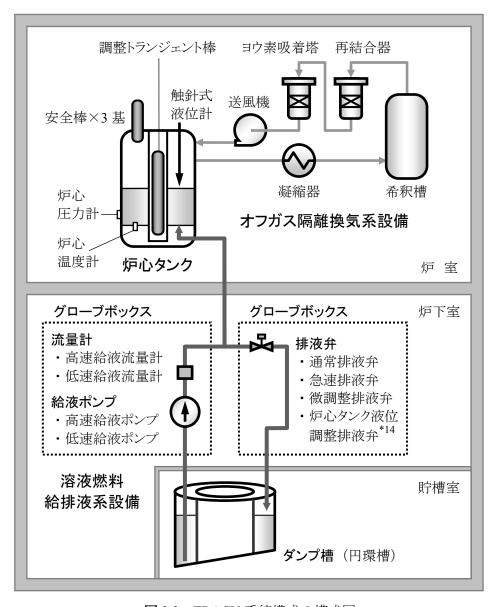


図2.3 TRACY系統構成の模式図

^{*13} 設備名については、便宜上TRACY原子炉設置許可書上と異なる名称を用いた。

^{*14} 炉心タンク液位調整弁は、流量計による積算給液(排液)流量を計測するため、流量計及び給液ポンプ側のグローブボックスに収納されている。

(1) 原子炉本体

原子炉本体は、a) 炉心タンク、並びに b) 反射体水槽及び反射体駆動装置から構成される。

- a) 炉心タンクは、ステンレス鋼製で、胴部内径約50 cm、胴部肉厚約1 cm、内法高さ約200 cm の円筒形状である。炉心タンク中心軸には直径約7.6 cm の調整トランジェント棒案内管が設けられている。炉心タンクの上部には調整トランジェント棒装置、安全棒装置及び触針式液位計が、下部には溶液燃料給排液系配管及び炉心温度計が、胴部側面には炉心圧力計が取付けられる。
- b) 反射体水槽は、ステンレス鋼製の二分割型円環タンクで、反射体駆動装置に据付けられている。反射体部の系方向厚さは50 cm、高さは150 cm である。反射体水槽及び反射体駆動装置は、専用架台レールに沿って移動することができ、炉心タンクにほぼ密着した最近接位置(間隙 0.68 cm)から250 cm 離れた位置まで25 cm 間隔で配置するか、あるいは最遠位置(炉心タンクから340 cm 離れた位置)に固定する。水反射条件での炉心を構成する場合は、給水した反射体水槽を炉心タンク近傍に移動させ固定する。一方、裸条件での炉心を構成する場合は、反射体水槽の水を排出して空にし、最遠位置に移動させ固定する。なお、原子炉運転中に反射体水槽を移動することはできない。

(2) 反応度制御設備

反応度制御設備には, a) 溶液燃料給排液系設備, b) 調整トランジェント棒装置, 及び c) 安全棒装置がある。

a) 溶液燃料給排液系設備は、ダンプ槽、給液ポンプ、排液弁及びそれらをつなぐ配管 から構成される。これらの主要機器は、グローブボックス内に収納され、炉室の直下 に位置する炉下室及び貯槽室に設置されている。

ダンプ槽は、核燃料調製設備^[3]においてウラン濃度、遊離硝酸濃度等を調製した溶液燃料を貯留するためのタンクであり、全濃度臨界安全設計がなされた円環形状となっている。

給液ポンプには、高速給液ポンプ (流量 $5\sim65$ l/min) 及び低速給液ポンプ (流量 $0.7\sim10$ l/min) があり、いずれか一方を用いて溶液燃料を炉心タンクに給液する。

排液弁には、通常排液弁(口径 2.14 cm)、急速排液弁(口径 2.14 cm, 2 系統)、微調整排液弁(口径 1.27 cm)及び炉心タンク液位調整排液弁(口径 1.27 cm)があり、前二者は運転終了時もしくはスクラム時の燃料ダンプ用として、後二者は燃料液位の微調整用として用いられる。

ダンプ槽及び給液系配管には、電気ヒーター及び保温材が取り付けられており、溶液燃料の温度を室温(約 25 °C) から最大 40 °C の範囲で調節・維持することが可能である。

b) 調整トランジェント棒装置は、調整トランジェント棒及びその駆動装置で構成される。調整トランジェント棒は、ペレット状に成型した中性子吸収体 (B₄C) をステンレス鋼で被覆したもので、炉心タンクの案内管内に装備される。調整トランジェント棒

駆動装置は、パルス引抜き時の圧縮空気駆動とランプ引抜き時の電動駆動の二種類の 駆動機構を有している。調整トランジェント棒は、過渡出力運転モードでの反応度添加を目的とした制御棒であり、定出力運転モードでは炉心に落下挿入する以外の駆動 (すなわち、引抜きによる正の反応度添加) はできない。

c) 安全棒装置は、原子炉の緊急停止用として装備されているものであり、安全棒 3 基及びそれらの駆動装置で構成される。安全棒の構造は、調整トランジェント棒と同様に、ペレット状に成型された中性子吸収体 (B₄C) をステンレス鋼で被覆したものとなっている。安全棒は、運転開始時に、安全棒駆動装置のシリンダ内部を真空にすることで炉心タンク上部に引き上げられ、電磁石により上限位置で吸着・保持される。スクラム時には、電磁石の励磁電流が遮断され、自重落下により炉心タンク内の溶液燃料中に挿入される*15。

(3) オフガス隔離換気系設備

オフガス隔離換気系設備は、過渡出力運転時に溶液燃料から発生する放射性オフガス (希ガス、ハロゲン、エアロゾル等)及び溶液燃料の放射線分解に伴って生じる水素ガス を処理するための系統であり、凝縮器、希釈槽、再結合器、ヨウ素吸着塔及び送風機から構成される。運転に伴い発生したオフガスは、凝縮器によって気液分離され、希釈槽 で水素濃度が下げられる。次に、再結合器においてオフガス中の水素を燃焼させて水に 戻し、ヨウ素吸着塔により放射性ヨウ素を回収する。

また、オフガス隔離換気系設備には、オフガス中の放射性物質濃度及び水素ガス濃度 を測定するためのオフガス採取・分析用実験機器^[4,5]が接続されている*¹⁶。

(4) 計測制御系設備

計測制御系設備は, a) 核計装, 及びb) プロセス計装から構成される。

a) 核計装は、定出力運転用と過渡出力運転用に大別される。

定出力運転用の核計装は、起動系(¹⁰B 比例計数管 2 系統),運転系線型出力系(ガンマ線補償型電離箱 2 系統),運転系対数出力系(ガンマ線補償型電離箱 2 系統)及び安全出力系(ガンマ線補償型電離箱 2 系統)から構成され、中性子源領域から 20 kWまでの出力を計測・監視する。

過渡出力運転用の核計装は、過渡線型出力系(²³⁵U核分裂電離箱 2 系統)と過渡対数出力系(²³⁵U核分裂電離箱 1 系統)から構成され、1 kW程度から 10 GWまでの出力を計測・監視する。即発臨界時の急激な出力暴走*¹⁷を含む出力履歴を計測するために、過渡出力運転用の核計装は高速応答の電流増幅器に接続され、そのアナログ出力信号は、サンプリング周期 10 kHzのデータロガーでデジタル値に変換して記録される。

起動系,運転系線型出力系及び運転系対数出力系の検出器は,炉心タンク中心から水平方向に約1 m 離れた位置に設置されている。一方,安全出力系,過渡線型出力系

^{*15} このとき、調整トランジェント棒が炉心から引抜かれた状態にある場合は、同棒も落下挿入される。

^{*16} オフガス採取・分析用実験機器を用いた試験は、2003年3月に完了した。

^{*17} 数十ミリ秒~数百ミリ秒程度の極めて短い時間範囲に出力が4~5桁上昇する。

及び過渡対数出力系の検出器は、炉心タンク上方約 10 m に位置する炉室天井に設置されている。

核計装の較正は,運転終了後にダンプ槽から溶液燃料のサンプルを採取し $^{[6]}$,運転で生じた核分裂生成物 (99 Mo, 103 Ru, 143 Ce 等) の放射能分析 $^{[7]}$ によって評価された核分裂数に照らして行われる。このとき,放射能分析における核分裂数評価値の誤差 (18 標準偏差相当) は,約 6 %である $^{[8]}$ 。

b) プロセス計装のうち主要な設備としては、触針式液位計、給液流量計、炉心圧力計 及び炉心温度計が挙げられる。

触針式液位計は、炉心タンク上部に設置され、触針駆動装置とこれにより上下駆動される軸先に給液停止触針 1 本及び給液制限触針 2 本を装備した構造となっている。給液停止触針には、溶液燃料接液時の電導度変化を検知して、給液ポンプを停止させ炉心タンクへの燃料給液を停止させる機能と、炉心タンクに給液された燃料液位を測定 (精度±0.2 mm*18) する機能の 2 つがある。溶液燃料の給液は、あらかじめ位置を設定した給液停止触針への接液によって停止されるが、何らかの原因により燃料液位が給液停止触針を超え、その 4.8 mm上方に位置する給液制限触針に達した場合は、スクラム信号を発する。

過渡出力運転モードでは、出力暴走時に発生する圧力により溶液燃料が炉心タンク 内で飛散する可能性があることから、触針式液位計を炉心タンクから完全に引抜いて 触針駆動装置内部に格納する。触針式液位計が格納されている間は液位測定ができな いため、給液流量計で計測された積算流量により、炉心タンクへの燃料給液量を監視 する。

炉心圧力計(ひずみゲージ式)及び炉心温度計(アルメル・クロメル熱電対)は,過渡出力運転時の炉心タンク内の圧力及び溶液温度の時間変化を計測・監視し,過渡出力運転用の核計装と同様に,各々のアナログ出力信号をデータロガーでデジタル値に変換して記録する。

2.3 運転手順

TRACY は、炉心タンクに給液した溶液燃料の液位調整によって臨界近接及び反応度制御を行う原子炉である。このため、運転に当たっては、固体燃料及び制御棒を用いる一般的な原子炉にはない特別の操作が必要である。以下では、その運転手順について概説する。

(1) 原子炉起動の措置

原子炉を運転する前に、ダンプ槽から溶液燃料のサンプルを採取し、ウラン濃縮度、ウラン濃度、遊離硝酸濃度、溶液密度、代表的な核分裂生成物の放射能濃度、及び不純物濃度のうち必要な項目について分析を行う^[6-8]。その分析結果を基に、当該溶液燃料

^{*18} この精度は、触針式液位計の炉心タンクへの据付精度に基づくものであり、液位測定時の再現性(相対液位差)の精度は±0.02 mm 程度である。

の予想臨界液位を推定する。

原子炉の運転を開始しようとするときは、起動前点検を実施した後、a) 溶液燃料給排液系設備の液張り、b) オフガス隔離換気系設備の循環ライン形成、及び c) 安全棒の引抜きを行う。

- a) 溶液燃料給排液系設備の液張りは、溶液燃料給排液系設備の各系統配管を順次真空 引きして溶液燃料で満たし、ダンプ槽 ― 給液ポンプ ― 排液弁 ― ダンプ槽の循環ライ ンを形成する工程である。液張りした後、すべての排液弁を閉じることによって、炉 心タンクへの燃料給液が可能な状態となる。
- b) オフガス隔離換気系設備の循環ライン形成は、排気筒に通じる配管の隔離弁を閉じて系統を隔離し、送風機を起動して、炉心タンク一凝縮器一希釈槽一再結合器一ヨウ素吸着塔一送風機一炉心タンクの循環ラインを形成する工程である。
- c) 安全棒の引抜きは、原子炉の緊急停止に備え、安全棒を炉心タンク上部で保持・待機させる工程である。安全棒の待機状態は、起動インターロック条件の項目となっており、安全棒が待機状態になければ、通常排液弁及び急速排液弁を閉じることができず、また、給液ポンプを起動することもできない。

(2) 定出力運転モード

TRACY の運転は、定出力運転モードを経て、過渡出力運転モードに移行する。定出力運転モードでは、まず a) 調整トランジェント棒が全引抜きされた状態の臨界液位を測定し、次いで b) 調整トランジェント棒が全挿入された状態の臨界液位を測定する。

- a) 炉心タンクに溶液燃料を給液する前に、調整トランジェント棒を電動駆動により全 引抜き状態とする。臨界近接に当たっては、触針式液位計による給液停止液位の設定、 高速給液ポンプによる給液、給液停止触針の接液検知による高速給液ポンプの停止、 中性子逆増倍率の測定などを繰り返し、臨界液位を予想しながら、予想臨界液位の半 分の液位(高速給液制限液位)まで段階的に溶液燃料を炉心タンクに給液する。高速 給液制限液位を超える液位への給液は、低速給液ポンプにより行う。段階的に給液し ていくことは、高速給液ポンプの場合と同様である。臨界到達後、臨界液位を測定し、 燃料給液による液位微分反応度係数*19、反応度添加率*20等を算出する。
- b) 臨界状態の炉心に調整トランジェント棒を落下挿入し、一旦未臨界状態とする。臨 界近接は、低速給液ポンプにより、調整トランジェント棒全引抜き状態の場合と同様 に、段階的に行う。臨界到達後、調整トランジェント棒の全引抜き状態と全挿入状態 との臨界液位差と液位微分反応度係数を基に調整トランジェント棒の反応度価値を算 出する。

^{*19} 臨界近傍において, 炉心タンクに給液された燃料液位 1 mm 当たりの反応度(単位 cent/mm)。実測する場合は, 臨界液位を僅かに超えた液位(倍増時間測定液位)においてペリオド法により求められた反応度を, 倍増時間測定液位と臨界液位の液位差で除して算出する。

^{*20} 臨界近傍において,燃料給液 1 秒当たりの反応度(単位 cent/s)。別途実測された燃料給液 時の液位上昇速度(単位 mm/s)と液位微分反応度係数(単位 cent/mm)の積として求めら れる。

(3) 過渡出力運転モード

定出力運転モードにおいて臨界液位,調整トランジェント棒の反応度価値等を測定した後,過渡出力運転モードに移行し,反応度添加条件に応じて a)パルス引抜きモード,b)ランプ引抜きモード,またはc)ランプ給液モードを選択する。

- a) パルス引抜きモードでは、調整トランジェント棒を瞬時(駆動ストローク 150 cmを 0.2 秒以内) に引抜くことにより、ステップ状の反応度を炉心に添加する。反応度添加前の初期燃料液位を設定するため、炉心タンク液位調整排液弁を開いて溶液燃料の一部を排液する*21。触針式液位計により燃料液位を測定した後、触針式液位計を触針駆動装置内部に格納する。燃料液位はそのままに調整トランジェント棒の位置を電動駆動により調整することによって、反応度添加前の初期炉心条件(臨界状態もしくは未臨界状態)を設定する。準備が整ったら、調整トランジェント棒を圧縮空気駆動によって引抜き、炉心に反応度を添加する。核計装により出力変化を監視し、目標とする積分出力または反応度添加時間に達したら、調整トランジェント棒を落下挿入し、過渡出力運転を終了する。
- b) ランプ引抜きモードでは、調整トランジェント棒を一定速度(駆動速度 15 cm/s 以下の範囲で可変)で引抜くことにより、ランプ状の反応度を炉心に添加する。ランプ引抜きモードも、反応度添加前の初期炉心条件(臨界状態もしくは未臨界状態)を設定するまでは、パルス引抜きモードと同様の操作を行う。準備が整ったら、調整トランジェント棒を電動駆動によって引抜き、炉心に反応度を添加する。核計装により出力変化を監視し、目標とする積分出力または反応度添加時間に達したら、調整トランジェント棒を落下させ、過渡出力運転を終了する。
- c) ランプ給液モードでは、溶液燃料を一定流量(流量 65 1/min以下の範囲で可変)で 給液することにより、ランプ状の反応度を炉心に添加する。反応度添加前の初期燃料 液位*22を設定するため、炉心タンク液位調整排液弁を開いて溶液燃料の一部を排液し、 炉心を一旦未臨界状態とする。触針式液位計により燃料液位を測定した後、触針式液 位計を触針駆動装置内部に格納する。調整トランジェント棒を電動駆動により全引抜 き状態とする。溶液燃料の給排液操作により反応度添加前の初期炉心条件(臨界状態 もしくは未臨界状態)を設定する。準備が整ったら、給液ポンプを起動することに よって、反応度添加量に相当する燃料液位まで溶液燃料を連続給液し*23、炉心に反応 度を添加する。核計装により出力変化を監視し、目標とする積分出力または反応度添 加時間に達したら、調整トランジェント棒を落下させ、過渡出力運転を終了する。

^{*21} 初期燃料液位が調整トランジェント棒全挿入状態での臨界液位と同一の場合(つまり,調整トランジェント棒反応度価値の全量を添加しようとする場合),この排液操作は省略される。

^{*22} ランプ給液モードにおける初期燃料液位は、調整トランジェント棒全引抜き状態での臨界液位未満とする。

^{*23} このとき、触針式液位計が使用できないため、給液停止積算流量によって溶液燃料の給液量を監視する。

(4) 原子炉停止の措置

実験終了時には通常排液弁を開いて、炉心タンク内の溶液燃料をダンプ槽に排液する。溶液燃料の全量がダンプ槽に回収されたことを確認した後、安全棒を落下挿入し、原子炉を停止する。このとき、オフガス隔離換気系設備の循環ラインは、原子炉停止後も 24時間以上運転状態を維持し、オフガス中の放射性物質濃度の低減を図る。原子炉停止から 2~3 日経過した後、a)オフガス隔離換気系設備の隔離解除、及びb)溶液燃料給排液系設備の残液回収工程を実施する。

- a) オフガス隔離換気系設備の隔離を解除すると、系統内のオフガスは排気筒まで導かれる。排気筒に設置されたガスモニタ及びダストモニタにより放射性物質濃度を監視しつつ、オフガスを環境に放出する。
- b) 溶液燃料給排液系設備の残液回収は,溶液燃料給排液系設備の各系統配管に残存する溶液燃料を順次真空引きしてダンプ槽に回収する工程である。

(5) 運転終了後の炉室内への立入り

過渡出力運転終了直後は、放射線量率が高く、炉室内に立入ることはできない。しかし、放射能インベントリの最も高い溶液燃料は炉心タンクから排液されるため、炉室内の放射線量率は、比較的短期間のうちに減衰する。原子炉の停止後点検などで炉室に入域する際には通常 3 日程度の冷却期間をおくが、照射した線量計などの試料を回収する場合には、炉室放射線エリアモニタの線量率から判断して*24、炉室内に早期に立入ることも可能である。

2.4 まとめ

臨界事故事象の実験的解明に当たっては、核燃料取扱施設等において実際に使用される核燃料を対象とすることが望ましい。TRACYでは、第 2.1 節で述べたとおり、商用核燃料サイクル施設を対象として、燃料に ²³⁵U 濃縮度約 10 wt%の硝酸ウラニル水溶液を用いている。このような低濃縮硝酸ウラニル溶液を燃料とし、かつ反応度パルス運転を行うことができる原子炉は、世界的に見ても TRACY が唯一の存在である。すなわち、TRACY は、商用核燃料サイクル施設で想定される溶液系臨界事故に最も近い状況を模擬することができる実験装置であり、したがって、そこで取得される実験データは、実際の臨界事故事象の解明に直結する信頼性の高いものであると言える。事実、1999 年に発生した JCO 臨界事故では、臨界となった核燃料の性状、機器の形状等が、表 2.2 に示すとおり、TRACYの実験条件とよく似たものであったことから、その事故調査に当たっては、TRACY 実験で得られた知見が大いに役立てられた[9]。

また、溶液燃料を使用する TRACY では、実験終了後に炉心タンク内の溶液燃料を排液 することで、炉室内の放射線量率を大きく低減することができる。このため、炉室コンク

^{*24} 過渡出力運転時の積分出力にもよるが、運転終了後 2 日程度待つことにより、炉室に入域可能な線量率まで減衰する。

リート壁のほかには炉心タンク近傍に生体遮へいを有しておらず、炉心タンク周辺への接近が容易である。このことは、空気空間中での放射線照射を可能とし、外部被ばくを対象とする線量計測実験を行うには都合がよい。なお、炉室内には、図 2.2 に示したとおり、様々な設備・機器が設置されているが、それらを避けて試料を配置・照射できる空間があり、線量計測実験を実施する上で支障とはならない。逆に、それらの設備・機器を一般的な核燃料取扱機器または遮へい物などに見立て、核燃料取扱施設の室内空間を想定した照射場として利用することも可能である。

以上のことから、商用核燃料サイクル施設における溶液系臨界事故を想定した線量計測 実験を行うに当たり、TRACY は最も適した実験装置であると言える。

表 2.2 JCO 臨界事故の事故条件 $^{[9]}$ と TRACY の実験条件 $^{[8]}$ との比較

	条件	JCO 臨界事故	TRACY 実験		
	化学形態	硝酸ウラニル水溶液	硝酸ウラニル水溶液		
溶液燃	ウラン 同位体比	²³⁴ U 0.15 wt% ²³⁵ U 18.8 wt% ²³⁶ U 0.002 wt% ²³⁸ U 81.0 wt%	²³⁴ U 0.08 wt% ²³⁵ U 9.98 wt% ²³⁶ U 0.01 wt% ²³⁸ U 89.93 wt%		
料	ウラン濃度	約 <u>370</u> gU/ <i>l</i>	約 <u>370</u> ~430 gU/ <i>l</i>		
	遊離硝酸 濃度	約 0.1 mol/ <i>l</i>	約 0.6 mol/ <i>l</i>		
	形状及び	円筒形状	円筒形状		
	寸法	<u>直径</u> 45 cm	<u>直径</u> 50 cm		
容		高さ 約 61 cm	高さ 約2m		
器	器 側壁肉厚 3 mm		側壁肉厚 10 mm		
		外周に厚さ約 2 cm の冷却水 ジャケットを有する。	中心軸に直径約 7.6 cm の調整トランジェント棒案内管を有する。		
そのは	溶液燃料 液位	約30 cm (投入量から推定される液位)	約 50~65 cm		
他の条件	反応度添加	溶液燃料の注ぎ込み	調整トランジェント棒のパルス 引抜きもしくはランプ引抜き, または <u>溶液燃料の連続給液</u>		

(注) 下線は、比較対象とするパラメータを強調するために引いた。

参考文献

- [1] H. Yanagisawa, K. Nakajima, K. Ogawa, *et al.*, "Experiments on Transient Behavior of a Low-Enriched Uranyl Nitrate Solution System with TRACY to Study Hypothetical Criticality Accidents in Reprocessing Plants," *Proc. 6th Int. Conf. Nuclear Criticality Safety (ICNC'99)*, Versailles, France, Sep. 20–24, 1999, Vol. II, p. 900 (1999).
- [2] K. Nakajima, Y. Yamane, K. Ogawa, et al., TRACY Transient Experiment Data Book, 1) Pulse Withdrawal Experiment, JAERI-Data/Code 2002-005, Japan Atomic Energy Research Institute (2002).
- [3] 杉川進,梅田幹,石仙順也,他,*燃料サイクル安全工学研究施設(NUCEF)核燃料調製設備の概要(受託研究)*, JAERI-Tech 97-007,日本原子力研究所(1997).
- [4] 阿部仁,田代信介,永井斉,他,溶液燃料の過渡臨界事象に伴う放射性ヨウ素及び 希ガス等の放出挙動の検討(受託研究),JAERI-Tech 99-067,日本原子力研究所 (1999).
- [5] 阿部仁,田代信介,小池忠雄,他,溶液燃料過渡臨界事故時における放射性希ガス の放出挙動の検討(受託研究), JAERI-Research 2001-027,日本原子力研究所(2001).
- [6] 広瀬秀幸, 櫻庭耕一, 小野寺清二, 他, *STACY 及び TRACY 用燃料サンプリング装置 の改良*, JAERI-Tech 98-015, 日本原子力研究所 (1998).
- [7] 宮内正勝, 岡本久人, 深谷洋行, 他, *NUCEF 分析設備*, JAERI-Tech 96-007, 日本原子力研究所 (1996).
- [8] 會澤栄寿,小川和彦,櫻庭耕一,他, *TRACY の運転記録*, JAERI-Tech 2002-031,日本原子力研究所 (2002).
- [9] JCO 臨界事故調査支援原研タスクグループ, *JCO 臨界事故における原研の活動*, JAERI-Tech 2000-074, 日本原子力研究所 (2000).

第3章 組織等価線量計による人体吸収線量計測技術の検討

本章では、臨界事故時線量評価の迅速化に資するため、組織等価線量計のアラニン線量計及びホウ酸リチウム線量計の組合せ使用による人体吸収線量計測技術について検討する。以下では、はじめに、事故時人体吸収線量計測に係る技術開発の要点(第3.1節)について概説する。そして、本計測技術の臨界事故状況下への適用を検討するに当たり、本計測技術で使用するアラニン線量計とホウ酸リチウム線量計の特徴(第3.2節)及び線量応答(第3.3節)、並びに両線量計の組合せ使用による人体吸収線量計測の手順(第3.4節)について述べる。

3.1 はじめに

臨界事故など中性子線及びガンマ線混在・高線量環境下において,人体吸収線量を対象とする線量計の要件としては,

- (1) 物理的及び化学的に安定で、線量情報を長期間保持できること
- (2) 小型で、線量計の設置に伴う放射線場の乱れが小さいこと
- (3) 軽量で、携帯性に優れること

といった線量計としての成立性に加え,

- (4) 線質の異なる中性子線及びガンマ線を弁別して検出できること
- (5) 高線量環境下での使用に耐えること
- (6) 放射線感度特性が人体組織の感度に近いこと

が挙げられる。このうち (4) \sim (6) すべての要件を満たす線量計は、現在のところ実用化されていない。このため、(4) 及び (5) について計測用途や使用環境に応じて線量計を使い分け、(6) についてシミュレーション解析により線量計と人体組織の放射線に対する感度補正を行っているのが現状である。

人命優先の観点から迅速性と正確性が求められる事故時人体吸収線量計測に関しては, 以下の点が重要となる。

放射線被ばくによる急性障害は、表 3.1 に示すとおり、被ばく線量に応じた潜伏期をもって発症する。このため、被ばく線量を推定して、予想される障害に対しその症状を緩和するための治療方針を可及的速やかに決定することが重要である。したがって、上記(5)の高線量環境下での使用に係る要件に関しては、少なくとも、何らかの症状が発現する 1 Gy 以上から延命の可能性がある数十 Gy までの線量範囲を、迅速(事故発生から数時間以内)かつ正確(±1 Gy 程度の精度)に計測できることが要求される。

線量域 (Gy)	悪心・嘔吐発現 までの時間	主要症状	被ばくから最重症 期までの期間	死亡時期
0~1	_	_	_	_
1~2	3 時間	軽度の白血球減少	_	_
2~6	2 時間	白血球減少症,	4~6 週間	2ヶ月以内
6~10	1 時間	出血,感染	4,000间	
10~15	30 分~ 1 時間	下痢,発熱, 電解質平衡の異常	5~14 日間	2 週間以内
50 以上	30分	運動失調,嗜眠	1~48 時間	2 目以内

表 3.1 放射線被ばくによる急性障害の症状とその経過^[1]

とりわけ臨界事故の場合,第 1.2 節で述べたとおり,事故条件の特定が困難であることから,感度補正に係る解析結果が出るまでに時間を要し,また,その精度が十分でないおそれもある。このため,人体吸収線量を迅速かつ正確に評価するためには,上記(6)の放射線感度に係る要件も重要となる。

放射線感度は、放射線と物質の相互作用によって関係付けられる。ガンマ線の物質へのエネルギー付与は、主として電子との相互作用(光電効果、コンプトン散乱及び電子対生成)によるものである。このため、ガンマ線に対する感度特性は、物質の電子密度、すなわち実効原子番号に強く依存する。代表的なガンマ線検出材料のエネルギー感度特性を図3.1 に示す。ガンマ線検出材料の多くは、その実効原子番号が筋肉等人体軟組織のそれよりも大きい。このため、それらガンマ線検出材料の放射線感度は、人体筋肉の感度と比べて大きく、特に200 keV 以下のガンマ線に対し2~10 倍程度の過大応答となる。

一方、中性子検出材料として一般的に用いられている金属(Au箔等)または化合物(Li,B等を含有)は、主に熱中性子の捕獲反応を利用したもの*25であるのに対し、中性子線の人体筋肉へのエネルギー付与は、主として高速中性子による水素原子核(陽子)等の反跳反応によるものである。このように中性子検出材料と人体筋肉とでは中性子検出に係るエネルギー領域が異なるため、両者の感度補正に当たっては、中性子エネルギースペクトルの評価が不可欠である。特に臨界事故など放射線エネルギースペクトルが不詳な場合、そのスペクトル解析に必要な事故条件が特定されない限り、不正確なものとなってしまう。

^{*25} 金属の中には、高速中性子に対しエネルギー閾値をもって (n, p) 反応等を生じるものもあるが、反応率が小さく、人体を対象にする線量計測には適さない。

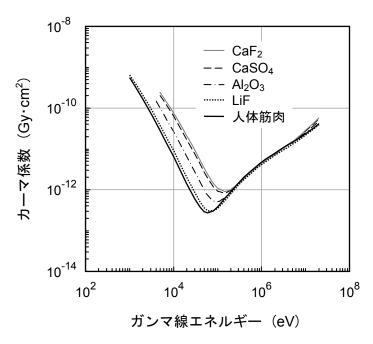


図3.1 代表的なガンマ線検出材料のエネルギー感度特性*26,[2]

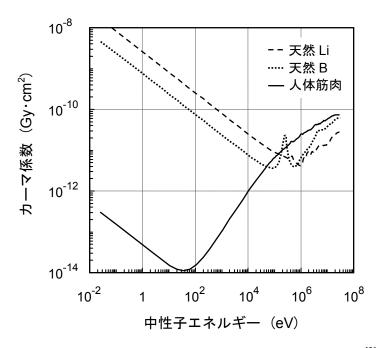


図3.2 代表的な中性子線検出材料のエネルギー感度特性[3]

^{*26} ここに示したエネルギー感度特性は、第3.3.1節で述べるカーマ係数(放射線フルエンスから吸収線量への換算係数)である。

上述のような感度補正を要しない線量計として、放射線に対する感度が人体組織の感度に近い組織等価線量計がいくつか開発されている。その中から、アラニンとホウ酸リチウムを検出材料とする線量計に着目した。両者は、人体筋肉に近い放射線感度をもち、しかも、中性子線とガンマ線に対する感度に差がある。そこで、これら 2 つの組織等価線量計を組合せて使用することによって、中性子線とガンマ線を弁別し、これらの総和としての人体吸収線量を計測する技術を着想した。その具現化に向けた検討について、次節以降で詳しく述べる。

3.2 アラニン線量計及びホウ酸リチウム線量計の特徴

アラニン線量計及びホウ酸リチウム線量計の放射線検出原理,線量読取り方法,主な仕様等を以下に記す。

(1) アラニン線量計[4,5]

アラニン線量計は,アミノ酸の一種であるアラニン($CH_3CH(NH_2)COOH$)を放射線検出素子として利用する線量計である。アラニンは,放射線との相互作用により付与された放射線エネルギーによって分子結合の一部が切断され,線種を問わずその吸収線量に比例した濃度でラジカル($CH_3CHCOOH \cdot$)*27を生じる $^{[6,7]}$ 。このラジカルは,室温で安定であり,線量情報の減退率は約2%/年である。ラジカル濃度の測定には,電子スピン共鳴装置*28を使用し,ラジカル濃度に比例する一次微分スペクトル波高を計測する。そして,そのスペクトル波高と,別途用意した既知線量で照射済みのアラニン線量計*29のスペクトル波高の比から,アラニン線量計の吸収線量を求めることができる。なお,アラニン結晶中のラジカルは,電子スピン共鳴計測を行っても消失することはない。したがって,照射前後のラジカル濃度の差分を取ることによって,その照射で受けた正味の吸収線量を測定する。

^{*27} 化学式中の「・」は、不対電子を表す。

^{*28} 静磁場に置いた試料にマイクロ波を当て、不対電子が共鳴したときに起こる吸収エネルギーを測定することにより、その試料中の不対電子に関する情報を調べる装置。

^{*29} 本研究に係る線量計測においては、原子力機構高崎量子応用研究所の較正用 ⁶⁰Co ガンマ線源 [8]により照射したアラニン線量計 (人体筋肉 1,000 Gy 相当) を基準として用いた。

^{*30} アラニンには、分子構造の違いにより α -体及び β -体、また旋光性の違いにより α -型、 α -2、 α -3、 α -4、 α -3、 α -4、 α -4、 α -4、 α -4、 α -4、 α -4 α

グレイの検出素子は、被照射時に荷電粒子平衡*31を成立させるため、ポリスチレン製の容器(外径12 mm, 長さ50 mm, 厚さ4 mm)に収納されている。アミノグレイの線量読取りには、日本電子株式会社製の電子スピン共鳴装置JES-RE2Xを用いた。

(2) ホウ酸リチウム線量計[9-11]

ホウ酸リチウム線量計は、四ホウ酸リチウム($\text{Li}_2\text{B}_4\text{O}_7$)に Cu を活性体として添加し 蛍光体とした熱蛍光線量計(TLD; thermoluminescence dosimeter)である。TLD は,放射線を受けると自由電子を生じ、この電子が蛍光体内に捕捉される。この蛍光体を加熱昇温すると,捕捉電子が解放され,それと同時に蛍光を発する。そして,その蛍光量と入射した放射線量との比例関係を利用して,吸収線量を測定することができる。ホウ酸リチウム線量計の素子には,天然同位体比の $^n\text{Li}_2^n\text{B}_4\text{O}_7$ のほか,Li 及び B の同位体比を調製した $^6\text{Li}_2^{10}\text{B}_4\text{O}_7$ と $^7\text{Li}_2^{11}\text{B}_4\text{O}_7$ の 3 種類が用いられている。熱中性子に対し大きな感度を有する ^6Li 及び ^{10}B を含む $^n\text{Li}_2^n\text{B}_4\text{O}_7$ と $^6\text{Li}_2^{10}\text{B}_4\text{O}_7$ は中性子線・ガンマ線用線量計として,一方, ^6Li 及び ^{10}B を除去した $^7\text{Li}_2^{11}\text{B}_4\text{O}_7$ はガンマ線用線量計として使用される。

本研究で用いたホウ酸リチウム線量計は、松下産業情報機器株式会社製の TLD バッジ「UD-813PQ15」である。この線量計は、 n Li2 n B4O7素子 2 個及び 7 Li2 11 B4O7素子 2 個の 4 つの素子(いずれもフィルタ無し)を有している。これらの素子は、被照射時に荷電粒子平衡を成立させるため、ABS (Acrylonitrile Butadiene Styrene) 樹脂製のケース(幅 49 mm、高さ 23 mm、厚さ 5.6 mm)に収納されている。本研究では、これら 4 素子のうちガンマ線用検出素子 7 Li2 11 B4O7素子 2 個を使用した。この 7 Li2 11 B4O7素子は、 7 Li及び 11 Bの同位体比をいずれも約 99.95 wt%に濃縮したもので、残留物として約 0.05 wt%の 6 Li及び 10 B を含む。ホウ酸リチウム線量計の吸収線量の読取りには、松下産業情報機器株式会社製の TLD リーダ UD-710P を用いた。なお、当該線量計の線量情報の減退率は、室温(20 $^{\circ}$ C 前後)において約 8 %/3 ヶ月の緩やかなものである。

アラニン線量計 (アミノグレイ) 及びホウ酸リチウム線量計 (UD-813PQ15) を**図 3.3** に示す。本章以降,「アラニン線量計」及び「アラニン」はアミノグレイとその素子を,「ホウ酸リチウム線量計」及び「ホウ酸リチウム」は UD-813PQ15 とその 7 Li₂ 11 B₄O₇ 素子を指すものとする。また,特に断りがない限り,「線量」は吸収線量を指すものとする。

なお、JCO 臨界事故における作業員の被ばく線量評価においては、中性子線とガンマ線に基づく線量評価値を比較・合算するために、中性子線に対して 1.7 という暫定的な生物効果比(RBE; Relative Biological Effect)の値が採用された^[12]。しかし、急性障害に対する確定的影響について RBE を定めるには、線量、線量率、エネルギー及び臓器・部位に対する考慮が必要であり、一義的に求めることは困難である^[12-14]。また、発災直後に緊急被ばく医療機関へ線量情報を伝える段階においては、急性障害の発現時期及びその重篤度を推量できる RBE に依らない物理線量(吸収線量)が重要とされる。このため、本論文では、中性子線及びガンマ線それぞれの線量を吸収線量(Gy 単位)として求めることとした。

^{*31} 放射線照射により物質の微小要素に発生した荷電粒子のうち、当該微小要素において流出及び流入する荷電粒子の種類及びエネルギーの均衡が保たれる状態。

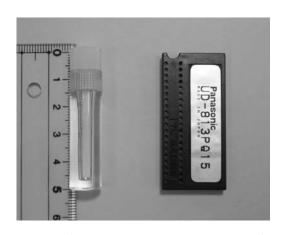


図3.3 アラニン線量計(左)とホウ酸リチウム線量計(右)

3.3 アラニン線量計及びホウ酸リチウム線量計の線量応答

アラニン線量計及びホウ酸リチウム線量計の線量応答に関し、放射線感度特性(第 3.3.1 節)、線量計測範囲(第 3.3.2 節)、及びホウ酸リチウム線量計の中性子線量対ガンマ線量感度比(第 3.3.3 節)について述べる。

3.3.1 放射線感度特性

中性子線,ガンマ線等非荷電放射線に対する感度特性は,「カーマ」(kerma;kinetic energy released in materials)により議論することができる。カーマは,放射線の照射によって,物質の単位質量当たりに生じる荷電粒子の運動エネルギーの総和を表し,単位には吸収線量と同じ Gy (=J/kg) が用いられる。このカーマから二次電子の制動エックス線放出に伴うエネルギー損失を除いたものを「衝突カーマ」といい,物質中において荷電粒子平衡が成立する場合には,吸収線量に等しくなる[15]。この吸収線量の評価に当たっては,「物質中において荷電粒子平衡が成立し,かつ放射線により発生した荷電粒子の運動エネルギーのすべてがその場で吸収される」という仮定がよく用いられる。この仮定は,「カーマ近似」と呼ばれ,臨界事故時に放出される中性子線及びガンマ線のエネルギー領域(いずれも数 MeV 以下)では十分に成立する[15]。以下では,「カーマ」は衝突カーマを指すものとする。

カーマ係数は、放射線フルエンスから吸収線量への換算係数であり、次式で表される[15]。

$$K(E) = 1.602 \times 10^{-10} \times \frac{\mu_{\rm en}(E)}{\rho} \times E$$
 (3.1)

ただし、K(E) はカーマ係数(単位 $Gy \cdot cm^2$)、 $\mu_{en}(E)/\rho$ は質量エネルギー吸収係数(単位 cm^2/g)、E は放射線エネルギー(単位 MeV)である。吸収線量は、このカーマ係数を用いて、次式から求めることができる^[15]。

$$D = \int K(E) \, \Phi(E) \, dE \tag{3.2}$$

ただし,D は吸収線量(単位 Gy), $\Phi(E)$ は放射線フルエンス(単位 cm^{-2})である。

アラニン, ホウ酸リチウム及び人体筋肉のカーマ係数を図 3.4 に示す。同図 (a) に示し たガンマ線に対するカーマ係数は、アラニン、ホウ酸リチウム及び筋肉組織の間で極めて 近い値(人体筋肉に対するアラニン線量計とホウ酸リチウム線量計のカーマ係数の比は, それぞれ $0.83\sim1.02$ 及び $0.92\sim0.96$) *32となっている。これは、これら三者の実効原子番号 がそれぞれ 6.2, 7.26 及び 7.42 と互いに近いためである。一方, 同図 (b) に示した中性子 線に対するカーマ係数は、線量吸収が支配的となる 10 keVから核分裂中性子エネルギー (数MeV) までのエネルギー範囲において、アラニンの値は人体筋肉の値に近い値(カーマ 係数の比で 0.8 程度) *32 であるのに対し、ホウ酸リチウムの値はそれらの 20 分の 1 ないし 10分の1程度である。したがって、これらの放射線感度に係る類似性及び相違性を利用す ることにより、中性子線及びガンマ線に対する吸収線量を弁別して計測することができる。 ただし、図 3.4 (b) において、10 eV以下の熱中性子に対するホウ酸リチウムのカーマ係 数は、ガンマ線用素子 (6 Li 及び 10 B を 0.05 wt%含有) であっても、人体筋肉の値の約 40倍,アラニンの値の約 10 倍もあり,人体筋肉やアラニンの高速中性子に対するカーマ係 数と比較しても小さい値ではない。この中性子捕獲に起因する線量成分は、ホウ酸リチウ ム線量計の線量読取り上、ガンマ線吸収線量と区別されないため、ガンマ線吸収線量の不 確かさの要因となることに留意する。

^{*32} カーマ係数の数値については、付録 A.2 を参照されたい。

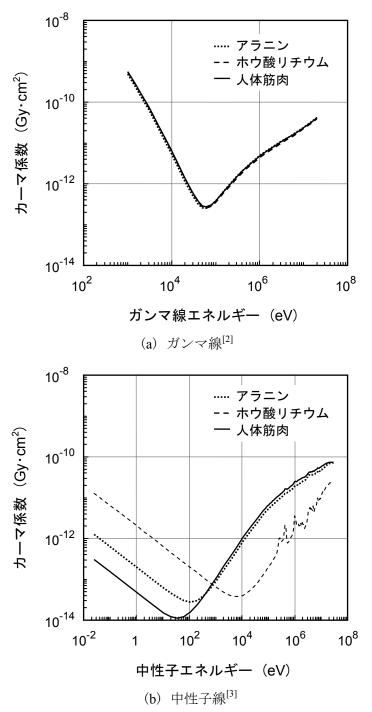


図3.4 アラニン、ホウ酸リチウム及び人体筋肉のカーマ係数

3.3.2 線量計測範囲

本研究で使用するアラニン線量計(アミノグレイ)及びホウ酸リチウム線量計(UD-813PQ15)は市販されているものであり、仕様上、アラニン線量計について $1\sim10^5$ Gyの線量範囲で約 $\pm1~\%^{[5],*33}$ 、ホウ酸リチウム線量計について $10^{-5}\sim10$ Gyの線量範囲で約 $\pm5~\%^{[11]}$ の良好な線型性が保証されている。アラニン線量計については、高線量環境下での使用に十分耐える計測範囲となっている。一方、ホウ酸リチウム線量計の計測限界は、TLDリーダの線量読取り範囲(最大数十Gy程度)[9,11]を超える計測範囲については未確認であった。そこで、ホウ酸リチウム線量計の計測範囲を、次の手順により較正・評価した。

- ① 原子力機構高崎量子応用研究所の 60 Co 第二照射棟第五照射室 $^{[8]}$ において,較正用 60 Co ガンマ線源を用い,完全にアニールしたホウ酸リチウム線量計を照射した。この とき,人体筋肉吸収線量相当で $25\sim1,000$ Gy の範囲となるよう,線源からの距離を $80\sim170$ cm 及び照射時間を $0.1\sim1$ 時間の範囲で調整した。
- ② TLD リーダの蛍光計測部 (フォトマル入射窓) に有効厚さ 3 mm の光学フィルタを装着して, 蛍光強度を約65分の1に減弱させた。
- ③ ①のホウ酸リチウム線量計の線量を②の TLD リーダを用いて読取り、その値を約65 倍して吸収線量を求めた。

以上の手順により較正・評価されたホウ酸リチウム線量計の線量応答を図 3.5 に示す。なお、図中の誤差棒は 1 標準偏差相当を示している。ホウ酸リチウム線量計は、25 Gyから1,000 Gyまでの基準線量に対し、最大 30 %程度*34の過大応答を示した。また、ごくわずかながら飽和傾向も見られた。しかし、この線量応答は、適当な近似式(例えば 2 次多項式など)を用いることによって、数%程度以内の精度で補間することができる。

^{*33} アラニン線量計には、未照射の状態でも、およそ 1~2 Gy に相当するラジカルが存在し、 それが背景線量となる。しかし、あらかじめ測定しておいた背景線量を差し引き、正味の 吸収線量として評価することで、1 Gy までの線量計測が可能となる。

^{*34} この中には、光学フィルタによる蛍光減弱補正の誤差(1 標準偏差相当で±5 %程度)も含まれる。

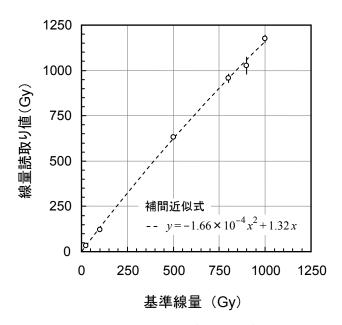


図3.5 ホウ酸リチウム線量計の線量応答

以上により、ホウ酸リチウム線量計の線量計測範囲は、読取り線量範囲に応じて TLD リーダに光学フィルタを装着することによって、 $10^{-5}\sim10^3$ Gy の範囲の線量を 5 %程度以内の精度で計測できることを示した。

3.3.3 ホウ酸リチウム線量計の中性子線量対ガンマ線量感度比

TLD は、線種を問わず放射線分解で生じたラジカル量を直接的に測定するアラニンとは異なり、その発光効率が、荷電粒子の阻止能もしくは線エネルギー付与(LET; Linear Energy Transfer)に依存する。このため、仮に TLD に同量の吸収線量が与えられたとしても、アルファ粒子のような重荷電粒子による発光量と電子による発光量には差が生じる。ホウ酸リチウムの中性子検出は、主として 6 Li 及び 10 B の (n,α) 反応によるものである。したがって、アルファ粒子を介する中性子吸収線量と電子を介するガンマ線吸収線量との感度比(以下、「中性子線量対ガンマ線量感度比」という。)を評価する必要があった。そこで、ホウ酸リチウム線量計の中性子線量対ガンマ線量感度比を、次の手順により較正・評価した。

① 原子力機構東海研究開発センター原子力科学研究所の放射線標準施設棟^[16]において、 黒鉛パイル(幅 150 cm, 奥行き 164 cm, 高さ 150 cm)の中心に較正用 ²⁵²Cf中性子源 を装荷し、黒鉛パイルの表面から 40 cm離れた 2 箇所の較正場で、完全にアニールし たホウ酸リチウム線量計を 48 時間照射した。なお、較正基準とする吸収線量率は、 両較正場の熱中性子束に、室温における熱中性子の最確エネルギー(0.0253 eV)での 当該素子のカーマ係数(1.28×10⁻¹¹ Gy·cm²)^{[3],*35}を乗じて求めた。

^{*35} このカーマ係数の値の算出に当たっては、付録 A.2 も参照のこと。

- ② 別途,較正用 60 Co ガンマ線源で照射した同型ホウ酸リチウム線量計により較正済みの TLD リーダを用いて,①で照射した線量計の吸収線量を読取り,その値から照射前の背景線量(多数回アニール時の線量値)を差し引いて,較正照射による正味の吸収線量を求めた。
- ③ ①の較正場におけるガンマ線及び熱外中性子の寄与を、モンテカルロ計算 $^{[17]}$ 及び文献値 $^{[18]}$ を基に評価したところ、線量応答換算(フルエンス×カーマ係数)で、総中性子線吸収線量の 13 %程度 *36 と見積もられた。このため、この寄与を、②で求めた正味の中性子吸収線量から差し引いた。

較正・評価の結果を表 3.2 に示す。なお,表中の誤差は 1 標準偏差相当を示している。正味の吸収線量を較正基準と比較した結果,当該線量計の中性子線量対ガンマ線量感度比は,2 つの較正場における評価値の平均で 0.84 ± 0.29 と見積もられた。その誤差は,主に素子間のばらつきによるものである。中性子線量対ガンマ線量感度比が 1 に近い値となった解釈としては,次の事由が考えられる。同位体濃縮した当該素子の中性子巨視的吸収断面積 $(0.076~{\rm cm}^{-1})$ は,天然同位体組成のホウ酸リチウムのそれの 1,000 分の 3 と小さい $^{[19]}$ 。このため,当該素子の自己遮へい効果は小さく, (n,α) 反応が素子の表面付近だけでなくその内部で均一に起こっており,巨視的に見ると,アルファ粒子の大部分のエネルギーが素子に付与されているものと推察される。

本章以降,ホウ酸リチウム線量計の中性子捕獲に起因する線量成分に関し,この中性子線量対ガンマ線量感度比 0.84±0.29 を考慮する。

照射位置	熱中性子 束 ^(注1) (cm ⁻² ·s ⁻¹)	基準吸収 線量 ^(注2) A (mGy)	正味の線量 読取値 <i>B</i> (mGy)	正味の熱中性 子線量 ^(注3) <i>C</i> (mGy)	中性子線量対 ガンマ線量 感度比 ^(注3) D (=C/A)
西側 較正場	344	0.76	0.75 ± 0.24	0.65 ± 0.21	0.86 ± 0.28
南側 較正場	275	0.60	0.57 ± 0.20	0.49 ± 0.17	0.82 ± 0.29

表 3.2 中性子線量対ガンマ線量感度比の評価結果

(注3)
$$C = B \times \frac{1 \times D}{1 \times D + 0.13}.$$

ただし、分母の係数 0.13 は熱外中性子及びガンマ線による線量の寄与、並びに D はこれから算出すべき中性子線量対ガンマ線量感度比であり、

$$D = \frac{C}{A} = \frac{B}{A} \times \frac{D}{D+0.13}$$
 より、 $D = \frac{B}{A} - 0.13$ で求められる。

⁽注1) 2005年11月3日現在の値 (照射期間:2005年11月2日17時18分~11月4日17時18分の48時間)。

^(注2) 基準吸収線量=(熱中性子束 cm⁻²·s⁻¹)×(1.28×10⁻¹¹ Gy·cm²)×(48 h×3,600 s) として算出。

^{*36} その内訳は、ガンマ線の寄与が6%程度、熱外中性子の寄与が7%程度である。

3.4 両線量計の組合せ使用による人体吸収線量計測の手順

第 3.3.1 節で述べた,アラニン線量計とホウ酸リチウム線量計の放射線に対する人体組織等価性並びに感度応答の類似点及び相違点を利用して,中性子線とガンマ線を簡便に弁別し,人体筋肉に対する吸収線量を計測することが可能となる。すなわち,アラニン線量計及びホウ酸リチウム線量計を同じ位置で照射し,アラニン線量計から中性子線及びガンマ線合算の吸収線量を,ホウ酸リチウム線量計からガンマ線吸収線量を計測する。そして,両線量計で計測した吸収線量の差分として,中性子線吸収線量を推定することができる。このとき,アラニン線量計とホウ酸リチウム線量計の計測範囲は,第 3.3.2 節で述べたとおり,それぞれ $1\sim10^5$ Gy 及び $10^{-5}\sim10^3$ Gy である。したがって,両線量計を組合せて使用する場合は,それらの共通範囲である $1\sim10^3$ Gy が計測範囲となる。

線量計の線量読取り及び線量評価に当たっては、両線量計の特徴を踏まえ、先にアラニン線量計、次いでホウ酸リチウム線量計を計測するのが望ましい。具体的には、以下の手順を推奨する。

① アラニン線量計に吸収された中性子線及びガンマ線合算の線量を,電子スピン共鳴装置を用いて読取る。アラニン線量計に蓄積された線量情報(結晶中のラジカル量)は,第3.2節(1)で述べたとおり,電子スピン共鳴計測を行っても消失しない。このため,未知の線量に対しても確実に読取ることが可能である。なお,電子スピン信号の読取りに掛かる時間は,信号調整を含め1素子当たり数分程度である。

アラニン線量計の線量測定値は、第3.3.1節で述べた線量計測上の不確かさ(中性子捕獲に起因する偽りのガンマ線吸収線量)を含んでいないため、信頼性が高い。また、アラニン線量計から有意な線量が計測されなければ、この時点で直ちに、緊急被ばく医療が必要となる1Gv以上の被ばくはなかったと判定することができる。

② ホウ酸リチウム線量計のガンマ線吸収量を,TLD リーダを用いて読取る。なお,熱 蛍光信号の読取りは,TLD リーダに線量計をセットすると自動的に行われ,その所要 時間は,線量計1個(4素子)当たり1分程度である。

このとき,①の測定値が 10 Gy 以上であった場合には、TLD リーダの計測範囲を超えてしまうため、蛍光計測部(フォトマル入射窓)に減弱性能の分かった光学フィルタを装着する。ホウ酸リチウム線量計は、一度線量読取りを行うと線量情報が失われてしまうため、このような措置が必要である。一方、アラニン線量計では検出されない 1 Gy 未満の線量に対しては、光学フィルタを装着せずに線量読取りを行う。この線量範囲では、直ちに緊急被ばく医療を処置する必要はないが、被ばくの程度を把握する上で有用である。

③ ①の中性子線及びガンマ線合算吸収線量から②のガンマ線吸収線量を差引き、中性子線吸収線量を評価する。

ここで、②で求めたガンマ線吸収線量の評価値には、第 3.3.1 節で述べたとおり、ホウ酸リチウム線量計の中性子捕獲に起因する不確かさが含まれており、したがって、③で求めた中性子線吸収線量の評価値にもその不確かさが伝播していることに留意する。この不

確かさの程度については第 4 章で定量する。また、人体吸収線量に対するアラニン線量計及びホウ酸リチウム線量計による線量測定値の正確性については第5章で議論する。

3.5 まとめ

臨界事故時線量評価の迅速化に資するため、既存の事故時線量計測技術に代わるものとして、組織等価線量計のアラニン線量計及びホウ酸リチウム線量計の組合せ使用による人体吸収線量計測技術を導入した。その計測技術の臨界事故状況下への適用を検討するため、両線量計の特徴、放射線感度特性、線量計測範囲及び線量応答について評価した結果、以下の点が明らかとなった。

(1) アラニン及びホウ酸リチウムの放射線感度特性

臨界事故時に放出されるガンマ線及び中性子線を対象に、アラニン、ホウ酸リチウム及び人体筋肉の放射線感度(カーマ係数)を比較した。これら三者のガンマ線に対するカーマ係数は、互いに実効原子番号が近いことから、極めて近い値である。一方、中性子線に対する三者のカーマ係数は、線量吸収が支配的となる 10 keV から核分裂中性子エネルギーまでの範囲において、アラニンの値は人体筋肉の値に近いのに対し、ホウ酸リチウムの値はそれらの 20 分の 1 ないし 10 分の 1 程度である。したがって、これらの放射線感度に係る類似性及び相違性を利用することにより、中性子線及びガンマ線に対する吸収線量を弁別計測できることを示した。

ただし、ホウ酸リチウムは、ガンマ線用線量計として同位体濃縮した $^7\text{Li}_2{}^{11}\text{B}_4\text{O}_7$ 素子であっても、それに残留する ^6Li 及び ^{10}B (いずれも約 0.05 wt%) によって、熱中性子に対しいくらか感度を有する。この中性子捕獲に起因する線量成分は、ホウ酸リチウム線量計の線量読取り上、ガンマ線吸収線量と区別されないため、ガンマ線吸収線量の不確かさの要因となることに留意する。

(2) アラニン線量計及びホウ酸リチウム線量計の線量計測範囲

本研究で使用するアラニン線量計(アミノグレイ)及びホウ酸リチウム線量計(UD-813PQ15)は、市販されているものであり、仕様上、アラニン線量計について $1{^\circ}$ Gy の線量範囲で約±1%、ホウ酸リチウム線量計について 10^{-5} \sim 10 Gy の線量範囲で約±5%の良好な線型性が保証されている。臨界事故状況下への適用に当たっては、アラニン線量計は高線量環境下での使用に十分耐える計測範囲となっているが、ホウ酸リチウム線量計の計測限界については未確認であった。そこで、ホウ酸リチウム線量計の計測限界について較正・評価したところ、ホウ酸リチウム線量計の線量読取り時に蛍光減弱用光学フィルタを用いることによって、少なくとも1,000 Gy までの線量を計測できることを示した。

(3) ホウ酸リチウム線量計の中性子線対ガンマ線感度比 ホウ酸リチウムの中性子検出は、主として 6 Li 及び 10 B の (n,α) 反応によるものであ

る。このため、アルファ粒子を介する中性子吸収線量と電子を介するガンマ線吸収線量の感度比(中性子線量対ガンマ線量感度比)を評価する必要があった。そこで、ホウ酸リチウム線量計の中性子線量対ガンマ線量感度比を較正・評価したところ、0.84±0.29 と見積もられた。ホウ酸リチウム線量計の中性子捕獲に起因する線量成分の評価に当たっては、この中性子線量対ガンマ線量感度比 0.84±0.29 を考慮しなければならない。

(4) 両線量計の組合せ使用による中性子線及びガンマ線人体吸収線量計測

上記(1)で述べた、アラニン線量計とホウ酸リチウム線量計の放射線に対する人体組織等価性並びに感度応答の類似性及び相違性を利用して、中性子線とガンマ線を簡便に弁別し、人体筋肉に対する吸収線量を計測することが可能となる。すなわち、アラニン線量計及びホウ酸リチウム線量計を同じ位置で照射し、アラニン線量計から中性子線及びガンマ線合算の吸収線量を、ホウ酸リチウム線量計からガンマ線吸収線量を計測する。そして、両線量計で計測した吸収線量の差分として、中性子線吸収線量を推定することができる。ただし、ガンマ線吸収線量の評価値には、上記(1)で述べたホウ酸リチウム線量計の中性子捕獲に起因する不確かさが含まれており、したがって、中性子線吸収線量の評価値にもその不確かさが伝播していることに留意する。なお、この不確かさの程度については第4章で、また、人体吸収線量に対する両線量計測定値の正確性については第5章で議論される。

なお,アラニン線量計とホウ酸リチウム線量計の計測範囲は,上記(2)で述べたとおり,それぞれ $1\sim10^5$ Gy 及び $10^{-5}\sim10^3$ Gy である。したがって,両線量計を組合せて使用する場合は,それらの共通範囲である $1\sim10^3$ Gy が線量計測範囲となる。

参考文献

- [1] 国連科学委員会 (UNSCEAR), (日本語訳) 放射線の線源,影響及びリスク 原子放射線の影響に関する国連科学委員会総会への1988年報告書,実業公報社,東京,p. 669 (1990).
- [2] J. H. Hubbell, "Photon Mass Attenuation and Energy-Absorption Coefficients from 1 keV to 20 MeV," *Int. J. Appl. Radiat. Isot.*, **33**, 1269 (1982).
- [3] R. S. Caswell, J. J. Coyne, M. L. Randolph, "Kerma Factors of Elements and Compounds for Neutron Energies below 30 MeV," *Int. J. Appl. Radiat. Isot.*, **33**, 1227 (1982).
- [4] T. Kojima, R. Tanaka, "Polymer-Alanine Dosimeter and Compact Reader," *Int. J. Appl. Radiat. Isot.*, **40**, 851 (1989).
- [5] 小嶋拓治, 田中隆一, 「電子スピン共鳴 (ESR) 法を用いた大線量測定」, Radio-isotopes, 41, 320 (1992).
- [6] J. W. Sinclair, M. W. Hanna, "Electron Paramagnetic Resonance Study of L-Alanine Irradiated at Low Temperatures," *J. Phys. Chem.*, **71**[1], 84 (1967).
- [7] F. Bermann, H. De Choudens, S. Descours, "Dosimetric Applications of Electronic Paramagnetic Resonance Measurements of Free Radicals Formed in Amino Acids: Construction of

- a Tissue-Equivalent Dosimeter Based on Alanine," STI/PUB/269, International Atomic Energy Agency (IAEA), 311 (1971).
- [8] T. Kojima, H. Tachibana, N. Haneda, *et al.*, "Uncertainty Estimation in ⁶⁰Co Gamma-ray Dosimetry at JAERI Involving a Two-Way Dose Intercomparison Study with NPL in the Dose Range 1–50 kGy," *Radiat. Phys. Chem.*, **54**, 619 (1999).
- [9] O. Yamamoto, Y. Yasuno, S. Minamide, *et al.*, "Construction of a Composite Thin-Element TLD Using an Optical-Heating Method," *Health Phys.*, **43**[3], 383 (1982).
- [10] N. Soramasu, Y. Yasuno, "Perfectly Tissue-Equivalent TLD Phosphor Li₂B₄O₇(Cu, Pb)," *Proc. 9th Int. Congr. Radiation Protection (IRPA)*, Vienna, Austria, April 14–19, 1996, Austrian Association for Radiation Protection, Vol. 4, p. 312 (1996).
- [11] 空増昇, 私信, TL バッジ技術資料, 松下産業機器株式会社 (1985).
- [12] 藤元憲三(編), ウラン加工工場臨界事故患者の線量推定(最終報告書), NIRS-M-153, 放射線医学総合研究所 (2002).
- [13] International Commission on Radiological Protection (ICRP), *ICRP Publication 58: RBE for Deterministic Effects*, International Commission on Radiological Protection (1990).
- [14] International Commission on Radiological Protection (ICRP), *ICRP Publication 60: 1990 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection*, International Commission on Radiological Protection (1991).
- [15] 平山英夫,「光子の線量概念と実効線量への換算係数との関係 ICRP90 年勧告の実施にあたって」, 日本原子力学会誌, **43**[5], 427 (2001).
- [16] 内田芳昭,三枝純,梶本与一,他,*黒鉛パイルを用いた熱中性子校正場の特性評価*,JAERI-Tech 2005-012,日本原子力研究所(2005).
- [17] Y. Nagaya, K. Okumura, T. Mori, et al., MVP/GMVP II: General Purpose Monte Carlo Codes for Neutron and Photon Transport Calculations Based on Continuous Energy and Multigroup Methods, JAERI 1348, Japan Atomic Energy Research Institute (2005).
- [18] (財)原子力安全技術センター(編), *放射線施設のしゃへい計算実務マニュアル* 2000, (財)原子力安全技術センター (2000).
- [19] ラマーシュ (武田充司, 仁科浩二郎訳), *原子炉の初等理論*, 吉岡書店, 東京, pp. 449-453 (1991).

第4章 臨界事故時放射線放出特性の定量的評価

本章では、臨界事故時線量評価の高精度化に資するため、アラニン線量計及びホウ酸リチウム線量計の組合せ使用に基づく線量計測を対象に、溶液系臨界事故時の放射線放出特性を定量的に評価する。以下では、はじめに、臨界事故時線量計測の要点(第4.1節)について概説する。そして、TRACYにおいて実施した臨界事故時線量計測実験(第4.2節)、臨界事故時のグロス線量の評価(第4.3節)、臨界停止後の放射線成分の線量評価(第4.4節)、臨界継続中の放射線成分の線量評価(第4.5節)、及び放射線成分別線量割合の評価(第4.6節)について述べる。

4.1 はじめに

溶液系臨界事故では、即発臨界を超える反応度添加(1 \$ 超)を起端として、数十ミリ秒~数百ミリ秒程度の極めて短い時間範囲に出力が 4~5 桁上昇する出力暴走が発生する。そして、出力急昇に伴う溶液燃料の温度上昇及び放射線分解ガスの発生が反応度を抑制する効果*37(以下、「反応度フィードバック効果」という。)をもたらし、出力は、上昇から下降に転じてパルス波形を形成する。その出力パルスの時間幅は、添加された反応度及びその添加率に依存するが、おおむね 1 秒以内、かろうじて即発臨界を超えるような穏やかな反応度添加の場合でも数秒~数十秒程度の範囲[1-3],*38である。第一出力パルスに続き、添加された反応度が反応度フィードバック効果によって補償された状態で、出力が緩やかに推移する準定常的な臨界状態が観測される。この臨界状態は、当該体系の物理的損壊(溶液燃料の突出、溢流、蒸発等を含む。)もしくは人為操作などによって、添加された反応度が取り除かれない限り継続する。

準定常的な臨界状態が継続している間(以下,「臨界継続中」という。),核分裂に伴う中性子線*39及びガンマ線,核燃料及び構造材の中性子捕獲に伴うガンマ線,核分裂生成物や放射化物の崩壊に伴うガンマ線が放出される。また,臨界を停止させた後も,核分裂生成物や放射化物からガンマ線が放出され続ける。臨界事故時に観測される中性子線及びガンマ線の線量成分は,放射線計測の観点から,表4.1及び図4.1に示すように分類できる。

^{*37} 核分裂連鎖反応を抑制する効果としては、(1) 温度上昇に伴う ²³⁸U 他の中性子共鳴吸収量の増加、(2) 温度上昇による溶液燃料の密度変化に伴う中性子漏えい量の増加、及び(3) 放射線分解ガス生成による溶液燃料の密度変化に伴う中性子漏えい量の増加が主なものである。このうち、(3) の効果ついては、分解ガスが溶液燃料から離脱することによって、速やかに減少する。

^{*38} 添加反応度が 1 \$ をわずかに超える場合には、反応度出力暴走に伴う反応度フィードバック効果によってすぐさま 1 \$ 未満(遅発臨界状態)となり、出力上昇が比較的緩慢なものとなる。

^{*39} 核分裂中性子については、核分裂と同時に放出される「即発中性子」と核分裂生成物の崩壊により時間遅れをもって放出される「遅発中性子」があるが、後者は、前者の 1 %にも満たないため^[4]、放射線計測の観点からは無視できる。

表 4.1	臨界事故時に観測される放射線成分
2X T-1	

	放射線計測上の線量成分の区分					
臨界事故時に 放出される 放射線の区分	臨界	臨界停止後 も観測され る線量成分				
,,,,,,,,,,,,,,,,,,,,,,,,,,,,,,,,,,,,,,	中性子線 成分	擬似ガン マ線成分	即発ガン マ線成分	遅発ガン マ線成分	残留ガン マ線成分	
核分裂と同時に放出 される中性子線	0	○(注1)				
核分裂と同時に放出 されるガンマ線			0			
中性子捕獲と同時に 放出されるガンマ線			0			
核分裂生成物の崩壊 に伴うガンマ線				0	0	
放射化物の崩壊に 伴うガンマ線				○(注2)	0	

⁽注1) ガンマ線用線量計の中性子捕獲による中性子線吸収線量で、ガンマ線吸収線量と区別 されずに線量計に蓄積されるもの。

⁽注2) 臨界継続中に観測される核分裂ガンマ線,捕獲ガンマ線及び核分裂生成物ガンマ線の 三者と比べれば,無視できる。

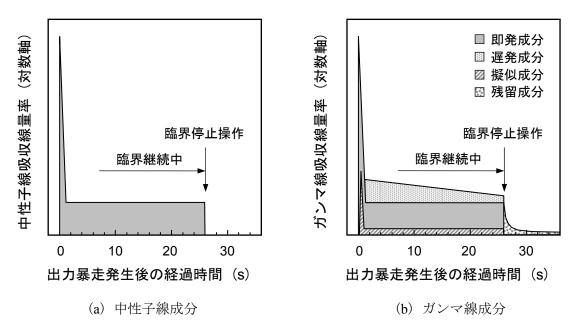


図 4.1 溶液系臨界事故時における放射線放出状況の模式図*40

^{*40} 実際の臨界継続中の線量率の時間変化には、出力変動に伴う反応度フィードバック効果に

従前の臨界事故時線量評価においては、核分裂や中性子捕獲に起因する中性子線成分及び即発ガンマ線成分が支配的であるとみなして、その他の成分にはほとんど注意が向けられていなかった。しかし、Yanagisawa ら(2002 年)は、TRACY における光子電離箱照射実験によって、即発ガンマ線成分と遅発ガンマ線成分の線量比がおよそ 84:16 であり、遅発ガンマ線成分が無視できないことを指摘した^[5]。遅発ガンマ線成分は、臨界停止後も残留ガンマ線成分の一部として放出され続けるため、残留ガンマ線成分についてもその寄与を定量しておかなければならない。これらのことから、臨界事故時の線量評価を正確に行うためには、図 4.1 に示した放射線放出特性を踏まえ、表 4.1 に示した放射線成分の区分に従って計測及び解析を行う必要がある。

4.2 臨界事故時線量計測実験

臨界事故時放射線放出特性の定量的評価を目的として,TRACY の過渡出力運転により 模擬した臨界事故状況下において,以下の線量計測実験を行った。

(1) 過渡出力運転

臨界事故の模擬に当たっては、ほぼ同一の燃料条件(ウラン同位体比は、²³⁴U、²³⁵U、²³⁶U 及び ²³⁸U がそれぞれ 0.08、9.98、0.01 及び 89.93 wt%)とし、反応度添加条件(反応度添加方法、添加反応度、反応度添加率及び出力暴走後の臨界継続時間)、並びに臨界停止後に炉心タンク内に溶液燃料を保持した時間(以下、「燃料保持時間」という。)を変化させた。TRACY の過渡出力運転条件を表 4.2 に示す。

より、長短様々な周期の緩やかなうねりが観測される。

臨界停止後もしばらくの間は、遅発中性子によって核分裂連鎖反応が持続するが、臨界停止後の核分裂数の寄与は、出力暴走を含む臨界継続中の核分裂数に比べ無視できる。このため、放射線計測の観点からは、臨界停止操作をした時点で核分裂が終了したとみなしても差し支えない。

•	_		, <u>, , , , , , , , , , , , , , , , , , </u>		
ケース ^(注1)	1	2	3	4	5
ウラン濃度 (gU/ <i>l</i>)	396.6	397.2	396.2	396.0	402.7
遊離硝酸濃度(mol/l)	0.61	0.61	0.62	0.60	0.61
溶液密度(g/cm³)	1.5519	1.5519	1.5498	1.5495	1.5574
溶液温度 (°C)	25.4	25.4	25.4	25.4	25.3
初期燃料液位(cm)	54.71	58.07	56.49	58.65	55.85
反応度添加方法	パルス 引抜き	ランプ 引抜き	パルス 引抜き	パルス 引抜き	パルス 引抜き
添加反応度(\$)	2.01	2.88	2.40	2.89	2.83
反応度添加率(\$/s) ^(注2)	step	0.50	step	step	step
第一ピーク出力(MW)	530	91	895	1405	1330
臨界継続時間 (s)	48	49	55	19	64
核分裂数(×10 ¹⁷ 個)	3.43	3.74	4.60	5.84	6.52
燃料保持時間(h)	0	2	5	0	10

表 4.2 TRACY の過渡出力運転条件

(2) 線量計測実験

過渡出力運転時の空間線量分布を評価するため,表 4.2 に示した各ケースにおいて,アラニン線量計 $^{[0]}$ 及びホウ酸リチウム線量計 $^{[7]}$ を TRACY 炉室内に配置した。線量計配置を**図 4.2** に示す。線量計の設置位置は,炉心タンク表面(図中 P_0)並びに炉心中心から水平方向に 1.26 m (同 P_1), 2.49 m (同 P_2) 及び 4.26 m (同 P_3) 離れた 4 箇所である。それらの設置高さはいずれも,ほぼ炉心中心高さとなる,炉心燃料下端から 25 cm 上方(炉室床面から 1.75 m 上方)とした。炉心タンクから離れた位置 $P_1 \sim P_3$ への設置に際しては,アルミニウム製スタンドを用いた。各測定位置には,アラニン線量計及びホウ酸リチウム線量計をそれぞれ 3 個ずつ装着した。

⁽注1) 各ケースは、核分裂数を基に昇順とした。

 $^{^{(}i2)}$ step とは、調整トランジェント棒のパルス引抜きによるステップ状の反応度添加 (およそ 0.1 秒以内に完了)を意味する。

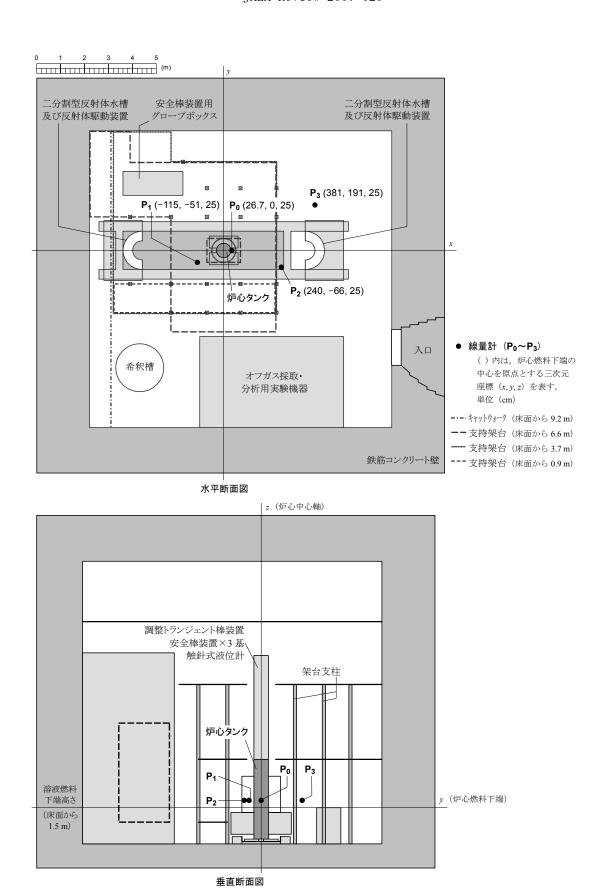


図4.2 炉室内における線量計の配置

線量の測定結果(アラニン線量計及びホウ酸リチウム線量計のグロス線量)を表 4.3 に示す。なお、測定値は、線量計 3 個で計測した線量を平均したものである。また、測定値の誤差(1 標準偏差相当)には、アラニン線量計について電子スピン共鳴信号の読取り誤差(1 標準偏差相当で 1 %程度)、ホウ酸リチウム線量計について線量読取り誤差(1 標準偏差相当で 5 %程度)が含まれている。以下、表 4.3 に示した測定結果を基に、臨界事故時放射線放出特性について考察する。

表 4.3 線量計測実験の結果

ケース		1	2	3	4	5
核分裂数 (×10 ¹⁷ 個)		3.43	3.74	4.60	5.84	6.52
燃料保持時間(h)		0	2	5	0	10
アラニン線量	P_0	1029 ±11	1177 ±12	1445 ±35	1609 ±37	(注)
ナノーン豚里計のグロス線	P ₁	50.6±1.1	58.5±1.0	71.1 ± 1.5	85.4±2.7	99.4±1.2
量 (Gy)	P ₂	14.0 ± 0.3	16.5 ± 0.3	20.4 ± 0.3	22.9 ± 0.9	28.6±0.4
(dy)	P ₃	5.5 ± 0.1	6.6 ± 0.3	7.6 ± 0.2	9.0 ± 0.1	11.3 ± 0.8
ホウ酸リチウ	P_0	601 ±38	719 ±44	877 ±58	929 ±64	(注)
かり酸サブリ ム線量計のグ	\mathbf{P}_1	31.3 ± 2.0	37.3 ± 2.6	45.2±2.9	53.1 ± 4.2	62.2±3.9
ロス線量 (Gy)	P ₂	8.7±0.6	10.4 ± 0.7	13.4±1.1	14.4±0.9	17.8±1.1
(Uy)	P ₃	3.3±0.2	4.1 ± 0.2	4.9±0.3	5.6±0.5	7.0±0.5

⁽注) 炉心タンク表面に保温材(放射線計測上はほとんど影響しない)を取り付けたため、 線量計を設置していない。

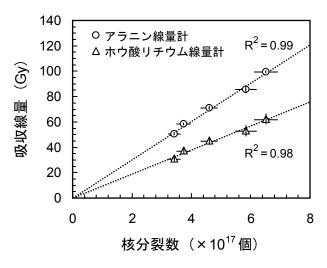
4.3 臨界事故時のグロス線量の評価

臨界事故時に観測される放射線成分別の議論を始める前に、臨界事故事象の理解を目的として、各成分線量の総和としてのグロス線量について評価する。以下では、アラニン線量計及びホウ酸リチウム線量計で測定したグロス線量を対象に、核分裂数と線量の関係(第4.3.1節)、及び空間線量分布(第4.3.2節)について調査した。

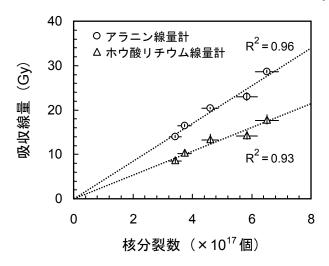
4.3.1 核分裂数とグロス線量の関係

表 4.3 に示した核分裂数とグロス線量の関係を測定位置毎に図示すると、**図 4.3** のとおりとなる。なお、同図には、直線性を示す補助線(点線)とその補間近似式の決定係数 (R²) も示した。また、図中の誤差棒は 1 標準偏差相当を示している。各測定位置におけるグロス線量は、臨界事故時の反応度添加条件に依らず、核分裂数におおむね比例していることが分かる。この結果は、放射線放出の線源となるすべての事象(核分裂、核分裂生成物、中性子捕獲及び放射化)が核分裂及び核分裂中性子によって関係付けられるという物理的描像と矛盾しない。

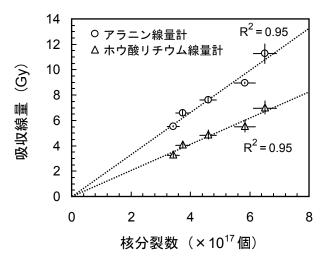
図 4.3 において、直線性を示す補助線よりも高めの線量となったものはいずれも、過渡出力運転終了後も溶液燃料を炉心タンク内に保持し続けたケースでの計測値である。この系統的な差異は、臨界停止後に放出される残留ガンマ線成分のうち、溶液燃料中に存在する核分裂生成物からのガンマ線の寄与によるものと考えられる。この残留ガンマ線成分の放出特性については、第 4.4 節で詳しく議論する。



(a) 炉心中心から水平方向に 1.26 m 離れた位置 P1



(b) 炉心中心から水平方向に $2.49\,\mathrm{m}$ 離れた位置 P_2

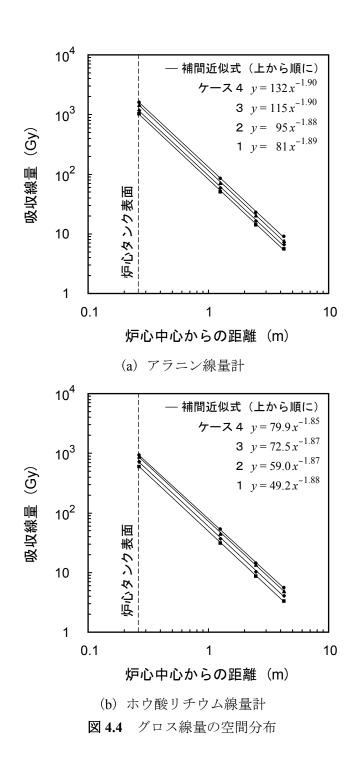


(c) 炉心中心から水平方向に 4.26 m 離れた位置 P₃図 4.3 核分裂数とグロス線量の関係

4.3.2 グロス線量の空間分布

表 4.3 に示したグロス線量の空間分布をケース毎に図示すると,図 4.4 のとおりとなる。いずれの空間分布も,横軸を線源中心からの距離,縦軸を吸収線量とする両対数グラフにおいてほぼ直線状に図示された。これは,TRACYのような体積源の近傍など一般に距離の逆二乗則が成立しない場合であっても *41 ,その空間線量分布を線源中心からの距離の累乗関数(例えば $y=ax^b$ など)によって補間近似できることを意味している。同図に示された補間近似直線の傾きを表す次数は,アラニン線量計について $-1.88\sim-1.90$ 乗,ホウ酸リチウム線量計について $-1.85\sim-1.88$ 乗の範囲にあり,各ケースの空間分布形状はほぼ同じであることが分かる。

^{*41} 空間線量分布に関し、線源からの距離の逆二乗則が成立するには、線源が点源とみなせ、かつ、床、天井、壁等からの散乱線が無視できる場合に限られる。



グロス線量が核分裂数と良好な比例関係にあること(図 4.3),また,グロス線量の空間 分布形状にほとんど差がないこと(図 4.4)から,臨界事故時に観測される線量を単位核分 裂数当たりに規格化しても一般性を失わない。表 4.3 に示したグロス線量を 1 核分裂当た りに規格化し、それらの平均線量の空間分布を図示すると,図 4.5 のとおりとなる。なお, 図中の誤差棒は 1 標準偏差相当を示している。このとき,1 核分裂当たりのグロス線量の 変動係数(平均値に対する標準偏差の比)は 3~8 %であり,核分裂数の評価誤差(1 標準 偏差相当で約 6 %)と比べても妥当な値である。

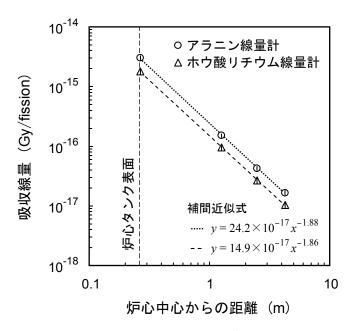


図 4.5 1核分裂当たりのグロス線量の空間分布

4.4 臨界停止後の放射線成分の線量評価

第 4.3.1 節において、過渡出力運転終了後も溶液燃料を炉心タンク内に保持し続けたケースでは、グロス線量が系統的に高めの値を取る傾向が見られた。この傾向は、残留ガンマ線成分のうち、溶液燃料中に存在する核分裂生成物からのガンマ線の寄与によるものと予想された。そこで、残留ガンマ線成分の放出特性を把握するため、臨界停止後のガンマ線空間線量率の時間変化(第 4.4.1 節)、残留ガンマ線成分の空間線量分布(第 4.4.2 節)について調査した。

4.4.1 臨界停止後のガンマ線空間線量率の時間変化

残留ガンマ線成分線量は、表 4.1 に示したとおり、核分裂生成物からのガンマ線と放射化物からのガンマ線の合算線量である。両ガンマ線の線量比を見積もるため、過渡出力運転終了後における TRACY 炉室内のガンマ線空間線量率の時間変化を調査した。調査に当たっては、過渡出力運転終了直後に炉心タンク内の溶液燃料を排液した運転(以下、「燃料排液運転」という。)と、過渡出力運転終了後も 10 時間にわたり溶液燃料を炉心タンク内に保持し続けた運転(以下、「燃料保持運転」という。)の 2 つのケースについて、ガンマ線空間線量率を比較した。ガンマ線空間線量率は、炉室壁に設置されている電離箱型放射線エリアモニタ(図 4.8 参照)により 1 分間隔で計測した。過渡出力運転終了後の炉室内ガンマ線線量率の時間変化を図 4.6 に示す。なお、ガンマ線空間線量率は、1×10¹⁷核分裂当たりに規格化してある。

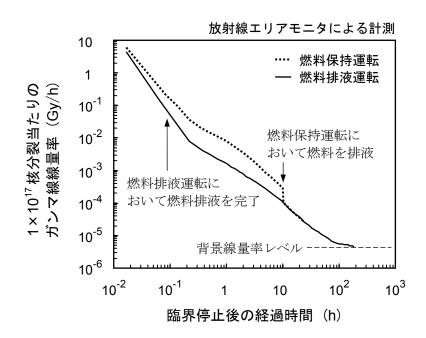


図 4.6 過渡出力運転終了後の炉室内ガンマ線空間線量率の時間変化

燃料保持運転において、炉心タンクから溶液燃料を排液すると、燃料排液運転の同時間帯における線量率に等しくなる。したがって、図 4.6 に示された臨界停止から 10 時間以内の時間帯における両運転の線量率の差は、溶液燃料中に存在する核分裂生成物からのガンマ線の寄与であることが分かる。なお、臨界停止から数分間の時間帯における両運転の線量率の差は、その時間帯以降における線量率の差と比べて小さいが、これは、炉心タンクから溶液燃料の全量(およそ 100~120 I)を排液するまでに数分間を要するためである。つまり、臨界停止から数分経過した以降の両運転の線量率の差が、核分裂生成物からのガンマ線と放射化物からのガンマ線の線量比*42を示している。この線量比から、核分裂生成物からのガンマ線は、放射化物からのガンマ線の 2~4 倍程度の線量比と見積もられた。

臨界停止後のガンマ線空間線量率の時間積分,すなわち残留ガンマ線成分線量の時間変化を図 4.7 に示す。燃料排液運転及び燃料保持運転ともに,残留ガンマ線成分線量は,臨界停止から数分の間に急激に増加する。そして,燃料排液運転時の線量増加率は,溶液燃料の排液完了後(臨界停止から数分後),極めて小さくなる。また,燃料保持運転時の線量増加率も,臨界停止から 1 時間経過後には鈍化する。つまり,残留ガンマ線成分線量は,臨界停止後数分間ないし 1 時間程度の間に核分裂生成物から放出されるガンマ線の寄与が支配的であることが分かる。したがって,臨界停止直後に溶液燃料が別の場所に移送された(あるいは,移送されたことにより臨界停止となった)としても,移送途中の線量率の

^{*42} 燃料保持運転時と燃料排液運転時の線量率の比は、核分裂生成物からのガンマ線(x)及び放射化物からのガンマ線(y)と次の関係にある。

燃料保持運転時の線量率 = $\frac{x+y}{v} = \frac{x}{v} + \frac{x+y}{v}$

寄与が大きいため、残留ガンマ線成分線量は大きく変わらない。図 4.7 によると、臨界停止から 1 時間以上経過した後の燃料保持運転時と燃料排液運転時の線量比は約 2.2 倍であり、燃料移送を行ったとしても、残留ガンマ線成分の積算線量は半分程度にしかならない。また、溶液燃料が臨界停止後 1 時間以上保持されれば、もはや燃料保持時間は、残留ガンマ線成分線量にほとんど影響しなくなる。

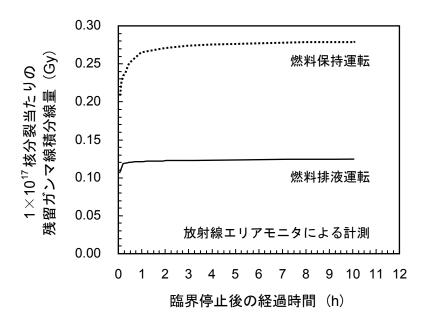


図 4.7 過渡出力運転終了後の炉室内ガンマ線積算線量の時間変化

4.4.2 残留ガンマ線成分の空間線量分布

図 4.2 に示した各測定位置における残留ガンマ線成分線量を見積もるため、残留ガンマ線成分の空間線量分布を調査した。その調査に当たっては、炉室内構造物の放射化量の見積もりがシミュレーション解析では困難であることから、実測によることとした。残留ガンマ線成分の空間線量分布を実測するためには、過渡出力運転終了直後に線量計を炉室内に配置する必要がある。しかし、過渡出力運転終了後は、炉室内構造物の放射化によって高線量率となり、炉室への入域が一時制限される。このため、線量計の設置は、早くても過渡出力運転終了から 2~3 日後となる。そこで、以下の手順により、残留ガンマ線成分の空間線量分布を推定した。

① 炉室内の線量率が入域可能なレベルにまで低下した後、過渡出力運転で照射した線量計(以下、「照射済み線量計」という。)を回収するとともに、別途、残留ガンマ線計測用の線量計(以下、「残留ガンマ線用線量計」という。)を配置した。なお、残留ガンマ線成分の線量レベルはアラニン線量計の検出下限以下であるため、残留ガンマ線用線量計にはホウ酸リチウム線量計のみを使用した。

② 図 4.6 に示したガンマ線空間線量率の時間変化が、炉室内の任意の場所において不変であると仮定*43し、次式により残留ガンマ線成分線量を求めた。

$$\begin{split} D_{\text{res}} &= D_{\text{bg}} \times \frac{\int_{t_{1}}^{t_{2}} D_{\gamma}(t) \, dt}{\int_{t_{2}}^{t_{3}} D_{\gamma}(t) \, dt} \\ &= D_{\text{bg}} \times \begin{cases} 1.5 \times 10^{2} & (燃料排液運転時)\\ 3.3 \times 10^{2} & (燃料保持運転時) \end{cases} \end{split} \tag{4.1}$$

ただし,

Dres: 照射済み線量計に蓄積された残留ガンマ線成分線量(Gy)

 D_{bg} : 残留ガンマ線用線量計で測定したガンマ線量 (Gy) $D_{\text{v}}(t)$: 時刻 t における炉室内ガンマ線空間線量率 (Gy/h)

t₁ : 臨界停止時刻

t₂: 照射済み線量計を回収し、残留ガンマ線用線量計を設置した時刻

(臨界停止から46.2 時間後)

t3 : 残留ガンマ線用線量計を回収した時刻(臨界停止から185.2 時間後)

ここで、(4.1) 式中の積分面積比 $(1.5\times10^2$ 及び 3.3×10^2)は、臨界停止直後の線量率評価値に大きく左右され、その誤差は 1 標準偏差相当でおよそ 30 %と見積もられた。この評価精度に比べ、アラニンとホウ酸リチウムとのガンマ線カーマ係数の差 $(\pm 10$ %程度*44)は小さいことから、以下では、アラニン線量計に対する残留ガンマ線成分についても、ホウ酸リチウム線量計の評価値を用いることとした。また、この線量計交換時の被ばく量を低減させるため、短時間で作業ができるよう、残留ガンマ線用線量計の設置位置を**図 4.8** に示す位置とした。

^{*43} この仮定は、当該臨界事故の放射線影響が残る時間帯、すなわちガンマ線空間線量率が背景線量率よりも大きい時間帯 (TRACY の場合、臨界停止から数日間程度) において妥当である。

^{*44} カーマ係数の数値については、付録 A.2 を参照されたい。

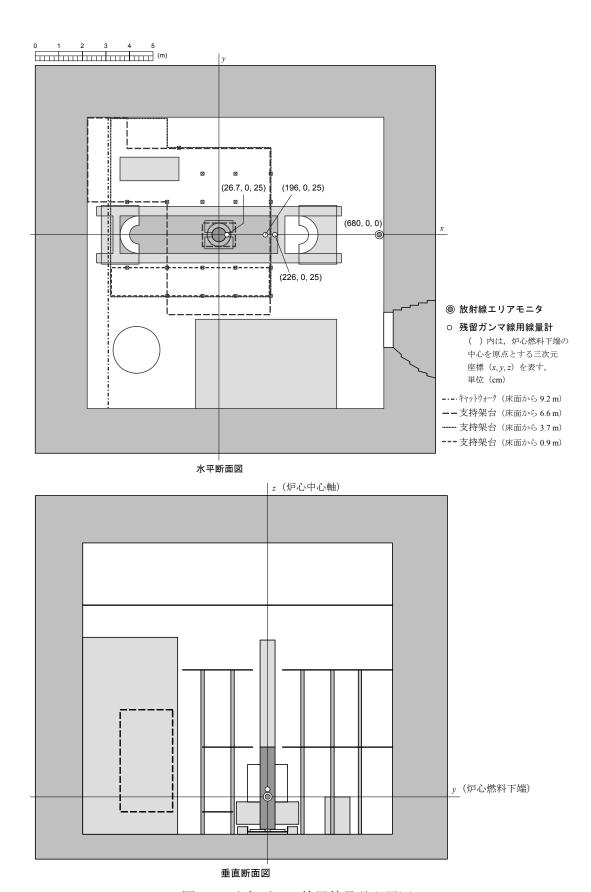


図4.8 残留ガンマ線用線量計配置図

図 4.9 に 1 核分裂当たりの残留ガンマ線成分線量の空間分布を示す。同図には、比較のため、ホウ酸リチウム線量計で計測したグロス線量の空間分布も示した。また、図中の誤差棒は 1 標準偏差相当を示している。なお、燃料保持運転時の残留ガンマ線成分線量は、燃料排液運転時のそれを 2.2 倍(図 4.7 参照)したものである。

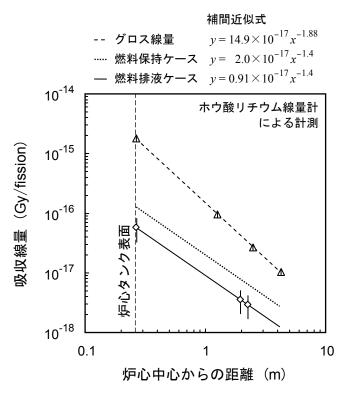
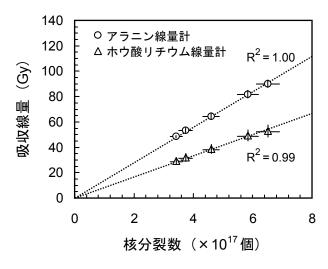


図4.9 1核分裂当たりの残留ガンマ線成分線量の空間分布

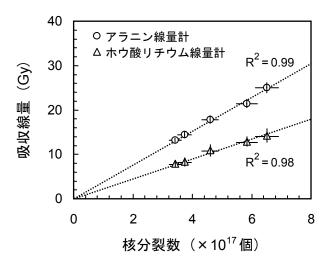
上図に示された残留ガンマ線成分線量の空間分布の傾きを表す次数は、グロス線量のそれと異なっている。残留ガンマ線成分には、第 4.4.1 節で述べたとおり、溶液燃料を排液するまでの間、溶液燃料中に存在する核分裂生成物からのガンマ線の寄与が含まれ、しかも、その線量が残留ガンマ線成分の線量の大部分を占める。それにもかかわらず、残留ガンマ線成分線量とグロス線量の空間分布の傾きに差が見られることは、一見すると矛盾するように思われるが、次のように解釈することができる。溶液燃料を排液した後は、炉心タンクからの直達ガンマ線の寄与が減少し、放射化した周辺構造材からのガンマ線の寄与が相対的に大きくなる。放射化物からのガンマ線の寄与は、臨界停止直後においては遅発ガンマ線成分の2分の1ないし4分の1程度であるが、線量計回収までの時間が長いため、時間積分された線量としては小さくない。すなわち、残留ガンマ線成分の空間線量分布の傾きを緩やかにさせた要因は、溶液燃料の排液後に炉心タンクからの直達線の寄与が減少し、放射化した周辺構造材からのガンマ線の寄与が相対的に大きくなったことによるものと推察される。

以上の考察は定性的なものであり、定量的な検証も必要である。そこで、推定された残

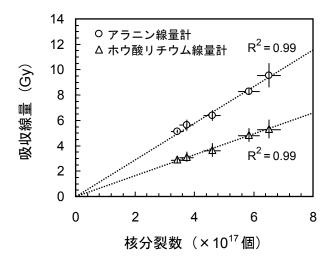
留ガンマ線成分線量の空間分布を基に、各測定位置におけるグロス線量から残留ガンマ線成分線量の寄与を差し引いて、臨界継続中における線量を算出した。核分裂数と臨界継続中の線量の関係を図 4.10 に示す。なお、同図には、直線性を示す補助線(点線)とその補間近似式の決定係数 (R²) も示した。また、図中の誤差棒は 1 標準偏差相当を示している。図 4.3 に示したグロス線量と図 4.10 に示した臨界継続中の線量を比較すると、決定係数から判断されるとおり、すべて測定位置において核分裂数に対する線量の直線性が改善されることが分かる。この極めて良好な比例関係は、臨界継続中の放射線放出の線源となるすべての事象(核分裂、核分裂生成物、中性子捕獲及び放射化)が核分裂及び核分裂中性子とによって関係付けられるという物理的描像と整合する。以上の定量的検証の結果、推定された残留ガンマ線成分の線量評価値は十分信頼できるものであると結論できる。



(a) 炉心中心から水平方向に 1.26 m 離れた位置



(b) 炉心中心から水平方向に 2.49 m 離れた位置



(c) 炉心中心から水平方向に 4.26 m 離れた位置 図 4.10 核分裂数と臨界継続中の線量の関係

4.5 臨界継続中の放射線成分の線量評価

アラニン線量計及びホウ酸リチウム線量計に吸収・蓄積された放射線成分線量を分離して計測する手段がないため、臨界継続中の成分別線量評価はシミュレーション解析に拠った。その解析に当たっては、連続エネルギーモンテカルロ法に基づく粒子輸送計算コード MVP version $II^{[8]}$ (以下、IMVP) という。)を用いた。

MVPは,原子力機構で開発された中性子・光子・電子を対象とする汎用粒子輸送計算コードである。MVPは,三次元空間を詳細にモデル化できるコンビネーション・ジオメトリ機能 $^{[8]}$ を有し,解析対象となるTRACY炉室内構造物を忠実にモデル化することができる。また,MVPのモンテカルロ粒子輸送は,ベクトル型計算機に適した事象駆動型アルゴリズム *45 を採用しており,従前のスカラー型計算機で採用されていたヒストリ駆動型アルゴリズム *46 と比べ,格段の高速化が図られている $^{[9]}$ 。この高速化による計算時間の短縮は,粒子フルエンスの統計精度の向上を図る上で有用である。特に,水分を多く含み中性子線の遮へい物としての一面を持つ人体を解析対象とする場合,体内深部の中性子線フルエンスを精度よく評価するためには欠かせない要件である。

4.5.1 シミュレーション解析の方法

MVPによるシミュレーション解析に基づき,臨界継続中の中性子線及びガンマ線成分別の線量を評価する。このとき,溶液系臨界事故時の中性子線及びガンマ線輸送を厳密に取扱うには,出力上昇に伴う溶液燃料の熱流動及び溶液燃料中に生成する放射線分解ガスの空間的・時間的変化を考慮した動特性解析が必要とされる。ただし,この溶液燃料の温度上昇及び放射線分解ガスの生成に伴う密度変化によっても,炉心平均及び炉心タンク表面平均の中性子線及びガンマ線のエネルギースペクトルには有意な差が見られないことが確認されている[10]。そこで,臨界継続中の線量解析に当たっては,TRACYの過渡出力運転時の初期条件(反応度添加直後の状態)を維持した定常モデルに拠った。

シミュレーション解析では、中性子反応断面積及び光子反応断面積として、評価済み核データライブラリ JENDL-3.3^[11]に基づく MVP 用中性子断面積ファイル^[8]及び MVP 標準添付の光子断面積ファイル^[8]をそれぞれ用いた。また、粒子フルエンスから吸収線量への換算係数として、図 3.4 に示したカーマ係数を MVP 用にテーブル化したデータファイルを作成し、それをドシメトリファイルとして使用した。さらに、TRACY 炉室内の機器配置を、図 4.11 に示すとおり、詳細にモデル化した。その他、硝酸ウラニル水溶液の原子個数密度は、Sakurai と Tachimori の密度式^[12]を用いて、燃料分析時(25 °C)と過渡出力運転時の温度差に基づく密度補正を行い、算出した。ただし、溶液燃料を除く構造材の温度条件は 25 °C に設定した。シミュレーション解析に用いた構造材の原子個数密度及びカーマ係数については、付録 A に示す。

^{*45} 多数の粒子を同時に追跡し、それら粒子の反応を事象単位で一括して処理する方式。

^{*46}一つの粒子が起こす事象を逐次追跡する方式。対象とする粒子のヒストリが終了するまで、次の粒子の追跡は行われない。

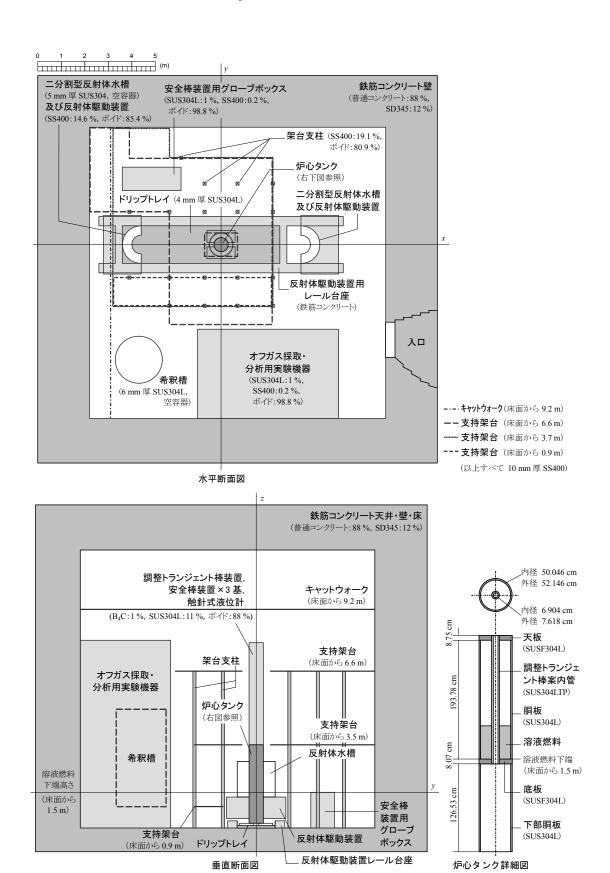


図 4.11 TRACY 炉室解析モデル

(図中の "SUS", "SS"及び "SD"は、日本工業規格に基づく鉄鋼材[13]を表す。)

粒子輸送に当たっては、対象とする放射線成分によって MVP の 2 つの計算オプションを使い分けた。一つは、中性子線成分及び即発ガンマ線成分を対象とする「中性子及び光子結合・臨界固有値計算」オプション^[8]、他方は、遅発ガンマ線成分を対象とする「光子固定源輸送計算」オプション^[8]である。以下、この 2 つの計算オプションでの解析方法について詳述する。

(1) 中性子及び光子結合・臨界固有値計算

中性子線成分及び即発ガンマ線成分を対象とする臨界固有値計算においては,500 万ヒストリの中性子輸送を追跡した。また、中性子及び光子結合オプションの指定により、核分裂及び中性子捕獲により発生したガンマ線の輸送についても中性子と同様に追跡された。統計処理に当たっては、1 バッチ当たりのヒストリ数を 2 万個として全 300 バッチの輸送追跡を行い、そのうち核分裂源分布が十分収束していないと思われる最初の 50 バッチ分の寄与を除いた。このとき、分散低減法にはロシアンルーレット法(MVP のデフォルト条件)[8]を用いた。なお、中性子源は、溶液燃料領域に位置する体積源とし、その密度分布は水平方向について一様分布、垂直方向について余弦分布を仮定した。

線量計の反応率応答については,各測定位置に配置した point-detector estimator $^{[8]}$ により求められた中性子線フルエンスとガンマ線フルエンスに,アラニンもしくはホウ酸リチウムのカーマ係数を乗じ,それをエネルギー積分して,中性子線及びガンマ線それぞれの吸収線量を求めた。また,track-length estimator $^{[8]}$ により求めた溶液燃料領域の中性子フルエンスに当該溶液燃料の核分裂反応断面積を乗じたものをエネルギー積分し,核分裂数を求めた。これら反応率の積分計算は,MVP内で自動的に行われ,いずれの反応率も中性子1ヒストリ当たりの統計量として出力される。そこで,出力された中性子1ヒストリ当たりの吸収線量を核分裂数で除して,1核分裂当たりの吸収線量を算出した。

(2) 光子固定源輸送計算

遅発ガンマ線成分を対象とする固定源輸送計算に先立ち、その光子源として、核分裂生成物から放出される遅発ガンマ線の強度及びエネルギースペクトルを求めておく必要があった。このため、 235 U を対象に、燃焼計算コード ORIGEN2 $^{[14]}$ 及び光子データライブラリ JENDL FP Decay Data File $2000^{[15]}$ を用いて、核分裂生成物からのガンマ線強度及びエネルギースペクトルを求めた $^{[16]}$ 。 TRACY の過渡出力運転における臨界継続状態は、積分出力に係る運転上の制限(最大 32 MW·s)により、通常、第一出力パルスを観測してからおおむね $20\sim100$ 秒間の範囲で終了させる。そこで、核分裂後 100 秒間に放出される遅発ガンマ線を評価した。1 核分裂当たりの遅発ガンマ線強度率の時間変化及びその時間積分値を図 4.12 に示す。なお、このガンマ線強度率は、実験値との比較により、その妥当性が確認されているものである $^{[16]}$ 。

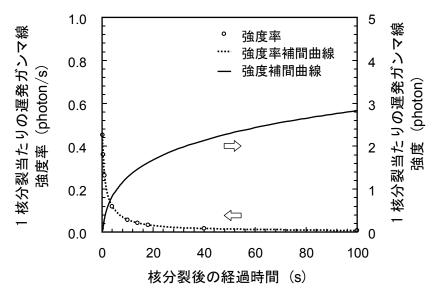


図 4.12 1 核分裂当たりの遅発ガンマ線強度の時間変化

上図によると、遅発ガンマ線の強度率は、核分裂後数秒間のうちに速やかに減少する。 その時間積分値(図中の実線で示される遅発ガンマ線強度)を任意の経過時間において 補間できるよう、次の簡易近似式を用意した。

$$N_{\rm d} = 0.057 (\ln T)^2 + 0.28 \ln T + 0.33 \tag{4.2}$$

ただし、 $N_{\rm d}$ は 1 核分裂当たりのガンマ線強度(単位 光子数),T は核分裂後の経過時間(単位 秒)である。この簡易近似式による補間精度は, $T=5\sim100$ 秒の範囲において ± 2 %程度である。このとき,過渡出力運転で生じた核分裂のすべてが第一出力パルスで生じたと仮定すると,T を臨界継続時間に置き換えることができる。つまり,第一出力パルス以降に生じる核分裂数を無視することで,出力履歴を問わず,核分裂数と臨界継続時間から遅発ガンマ線強度を求める簡易評価式となる。この大胆な仮定は,数十秒間程度の積分線量を評価対象とする場合に限れば妥当である[16]。ただし,臨界継続時間が数分間以上となるなどして,全積分出力に占める第一出力パルスの割合が小さい(もはや過渡出力運転とみなすことができない)出力履歴の場合には適用できないので,注意が必要である。

次に、遅発ガンマ線のエネルギースペクトルの時間変化を図 4.13 に示す。なお、各スペクトルはその面積が 1 となるように規格化されている。遅発ガンマ線強度率は、図 4.12 に示したとおり、核分裂後数秒間のうちに速やかに減衰することから、20 秒以上にわたって時間積分されたエネルギースペクトルにほとんど差は見られない。そこで、遅発ガンマ線成分の代表的なエネルギースペクトルとして、20~100 秒間の中間値となる 60 秒間の時間積分値を用いることとした。

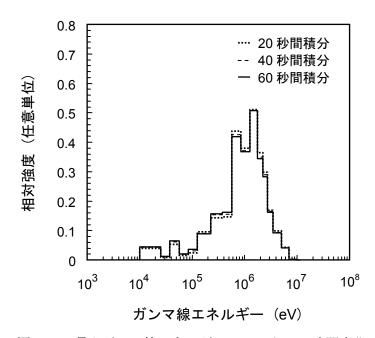


図 4.13 遅発ガンマ線エネルギースペクトルの時間変化

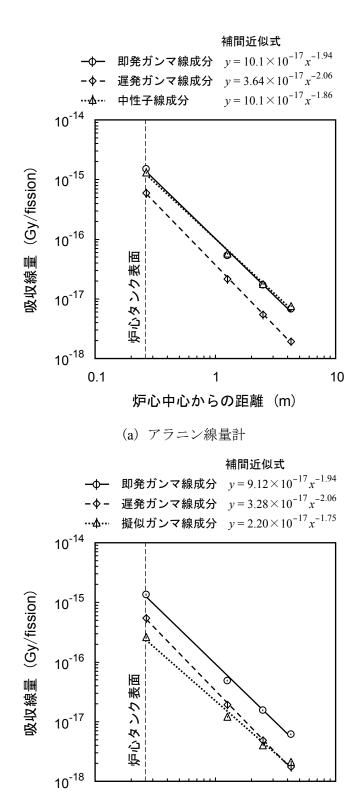
以上のとおり求められた遅発ガンマ線源を固定源として、500 万ヒストリの光子輸送を追跡した。この統計処理に当たっては、1 バッチ当たりのヒストリ数を 2 万個とし、全 250 バッチの輸送追跡を行った。このとき、分散低減法としてロシアンルーレット法 (MVP のデフォルト条件)を用いた。なお、光子源は、溶液燃料領域に位置する体積源とし、その密度分布は水平方向について一様分布、垂直方向について余弦分布を仮定した。光子フルエンスからガンマ線吸収線量への換算は、上記 (1) の処理と同様に、MVP内で自動的に処理された。そして、光子 1 ヒストリ当たりの統計量として出力された吸収線量に、(4.2) 式で補間される 1 核分裂当たりの遅発ガンマ線強度 N_d を乗じ、1 核分裂当たりの吸収線量を算出した。

4.5.2 臨界継続中の放射線成分の空間線量分布

前節で述べたシミュレーション解析によって,臨界継続中における中性子線成分(または擬似ガンマ線成分),即発ガンマ線成分及び遅発ガンマ線成分の空間線量分布を評価した。シミュレーション解析は,表 4.2 に示した全 5 ケースについて,溶液燃料の初期条件を維持した定常モデルとして実施した。線量評価値は,各ケースにおける解析値を平均し,1 核分裂当たりの値として算出した。また,ホウ酸リチウム線量計の中性子線成分(すなわち擬似ガンマ線成分)の線量評価に当たっては,第3.3.3 節で求めた中性子線量対ガンマ線量感度比0.84±0.29 を考慮した*47。

臨界継続中の中性子線成分及びガンマ線各成分の空間線量分布を図 4.14 に示す。なお、図中の誤差棒は 1 標準偏差相当を示している。アラニン線量計及びホウ酸リチウム線量計ともに、即発ガンマ線成分及び遅発ガンマ線成分の空間線量分布の傾きを示す次数は、それぞれ-1.94 乗及び-2.06 乗となった。このことから、ガンマ線成分の空間線量分布については距離の逆二乗則がおおむね成立していることが分かった。一方、中性子線成分(または擬似ガンマ線成分)の傾きについては、アラニン線量計の場合は約-1.86 乗と若干緩やかとなり、ホウ酸リチウム線量計の場合は-1.75 乗とさらに緩やかな傾向を示した。

^{*47} 本論文の第二副論文においては、ホウ酸リチウム線量計の擬似ガンマ線成分の線量評価に際し、中性子線量対ガンマ線量感度比 0.84±0.29 が考慮されていない。しかし、このガンマ線対中性子感度比の評価値は、誤差範囲において 1 を含んでいるため(すなわち、中性子線量対ガンマ線量感度比が1であれば、感度補正は不要)、第二副論文で報告された擬似ガンマ線成分の線量評価値を否定するものではない。



(b) ホウ酸リチウム線量計 図 4.14 臨界継続中の放射線成分の空間線量分布

炉心中心からの距離 (m)

10

0.1

この空間線量分布の傾きの違いを理解するため、ガンマ線及び中性子線各成分フルエンスのエネルギースペクトルの空間変化を調査した。シミュレーション解析により計算されたエネルギースペクトルを、ガンマ線成分について図 4.15 に、中性子線成分について図 4.16 に示す。これらのスペクトルは、表 4.2 に示した全 5 ケースにおける解析値を平均し、その面積が 1 となるように規格化したものである。

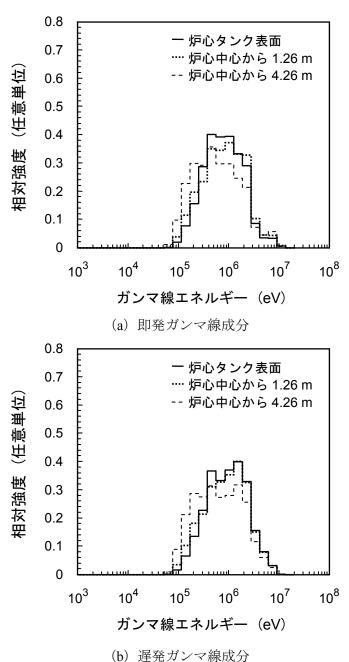


図 4.15 ガンマ線エネルギースペクトルの空間変化

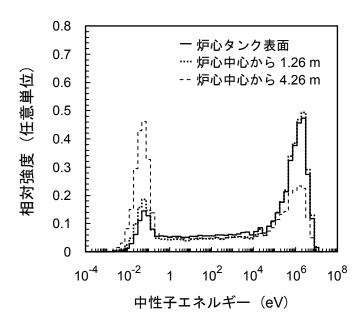


図 4.16 中性子線エネルギースペクトルの空間変化

図 4.15 によると、即発ガンマ線成分及び遅発ガンマ線成分ともに、エネルギースペクトルは、炉心タンクから遠ざかるにつれて低エネルギー側にシフトするが、その変化は緩やかなものである。一方、図 4.16 に示した中性子線成分のエネルギースペクトルは、炉心タンクから遠ざかるにつれて低エネルギー側に大きくシフトする。これは、中性子線の場合、炉室壁などコンクリート中に含まれる軽元素との衝突・散乱によって大きくエネルギーが低下し(つまり熱中性子になりやすく)、その散乱線(熱中性子)の寄与が、炉室壁に近づくにつれて相対的に大きくなるためと考えられる。このとき、アラニンは、図 3.4 (第 3.3.1 節)に示したとおり、熱中性子に対するカーマ係数が小さいため、このエネルギーシフトの影響をあまり受けないが、ホウ酸リチウムは、熱中性子に対するカーマ係数が大きく、エネルギーシフトの影響を大きく受ける。以上考察した中性子線成分の低エネルギー側へのシフト及び熱中性子に対する感度特性の違いによって、中性子線成分の空間線量分布の傾きがガンマ線成分のそれよりも緩やかとなること、また、その傾きがアラニン線量計の場合とホウ酸リチウム線量計の場合とで異なることを矛盾なく説明することができる。図 4.14 のとおり評価された各放射線成分のうち、即発ガンマ線成分と遅発ガンマ線成分の妥当性については、第 4.1 節で言及したYanagisawaらの実験に基づく評価値^[5]と比較する

ことによって *48 , 次のとおり検証することができる。Yanagisawaらの実験では、TRACYの 炉心タンク表面から 2 m離れた位置における線量比として、即発ガンマ線成分:遅発ガンマ線成分=84:16 と見積もられた。この線量比は、第一出力パルス後の臨界継続時間が

^{*48} Yanagisawa らの実験で使用した光子電離箱(乾燥空気)と、本研究で使用するアラニン線量計及びホウ酸リチウム線量計のガンマ線に対するカーマ係数は、同値ではない。しかし、即発ガンマ線成分と遅発ガンマ線成分の主要なエネルギー範囲(図 4.15 参照)においては、それら三者のカーマ係数の比はほぼ一定である。したがって、ガンマ線成分線量の線量比として相対的に比較する場合には、カーマ係数の差は考慮しなくてもよい。

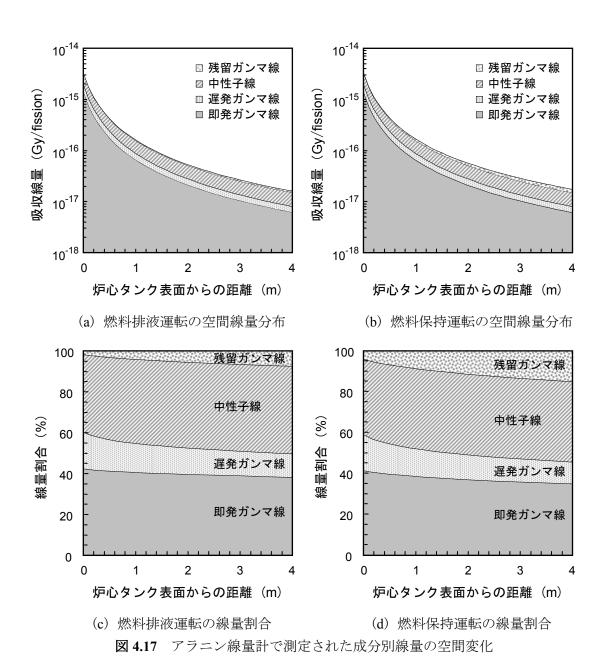
18 秒間の値として算出されたものである。一方,図 4.14 に示された即発ガンマ線成分と遅発ガンマ線成分の補間近似式から,炉心タンク表面から 2 mの位置における両者の線量比を算出すると,即発ガンマ線成分:遅発ガンマ線成分=75:25 となる。これに,Yanagisawaらの実験における臨界継続時間 (18 秒間)と本実験における臨界継続時間 (全 5 ケースの平均で約 50 秒間)を (4.2)式に代入し,それぞれの遅発ガンマ線成分の強度を求めると,後者は前者の 1.4 倍であることが分かる。そこで,本実験の遅発ガンマ線成分線量を 1.4 で除して臨界継続時間 18 秒間相当の線量比に換算すると,即発ガンマ線成分:遅発ガンマ線成分=81:19 となり,Yanagisawaらの評価値と同程度となった。このことから,図 4.14 に示された即発ガンマ線成分及び遅発ガンマ線成分については,十分信頼できる評価値であることが示された。

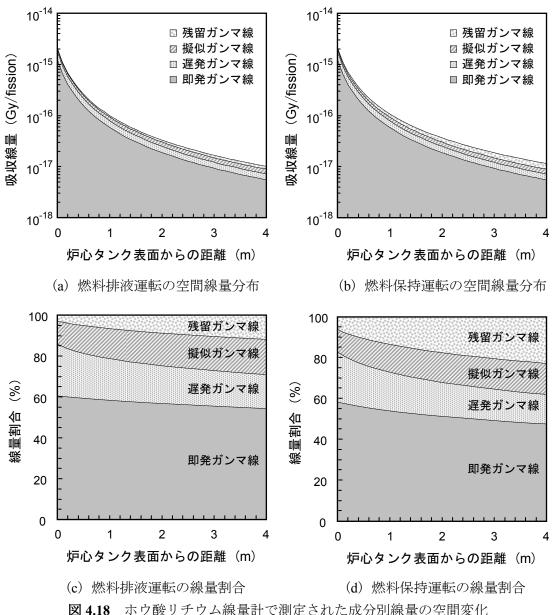
各放射線成分の総和としての線量評価値の妥当性については,次節において,実験値 (グロス線量)との比較により検証する。

4.6 放射線成分別線量割合の評価

第 4.3 節で議論したグロス線量は, 第 4.5 節で評価した臨界継続中の中性子線成分, 即 発ガンマ線成分及び遅発ガンマ線成分, 並びに第 4.4 節で評価した臨界停止後の残留ガンマ線成分の合算線量である。つまり, 図 4.14 に示した臨界継続中の 3 成分, 並びに図 4.9 に示した臨界停止後の残留ガンマ線成分それぞれの補間近似式からグロス線量の内訳を見積もり, それに基づいて臨界事故時に放出される放射線成分の正味の線量を評価することが可能となる。

臨界事故時に観測される 1 核分裂当たりの放射線成分別線量及びその線量割合の空間変化を、アラニン線量計について図 4.17 に、ホウ酸リチウム線量計について図 4.18 に示す。なお、残留ガンマ線成分が燃料排液運転と燃料保持運転とで異なるため、両図はそれら 2 つの運転ケースに分けて図示した。

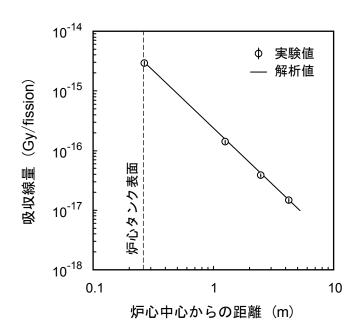




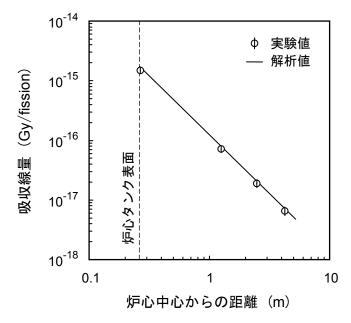
凶 4.18 かり酸サブリム線里計で側足された成分別線里の空间変化

図 4.17 及び図 4.18 に示したとおり、グロス線量に占める各放射線成分の線量割合は、各成分の空間線量分布の傾きの違いにより、空間的に変化する。これらの評価の結果、臨界継続中の正味の線量を求めるためにグロス線量から除くべき放射線成分の線量割合は、燃料排液運転の場合、アラニン線量計について残留ガンマ線成分の 2~8 %、ホウ酸リチウム線量計について残留ガンマ線成分の 3~12 %及び擬似ガンマ線成分の 11~17 %と見積もられた。燃料保持運転の場合には、残留ガンマ線成分が燃料排液運転時の値の約 2.2 倍(第4.4.1 節参照)となるため、上記 3 成分の割合はそれぞれ 4~15 %、6~23 %及び 11~15 %となる。

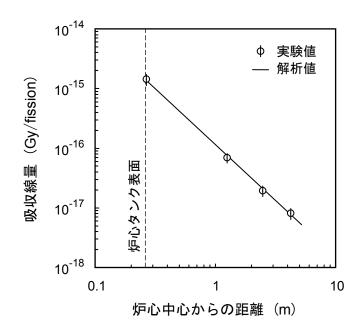
評価された放射線成分別線量割合の妥当性を検証するため、臨界継続中の正味の線量を 対象に、実験値とシミュレーション解析値とを比較した。その比較に当たっては、実験値 として、アラニン線量計ではグロス線量から残留ガンマ線成分の寄与を除いたもの、ホウ酸リチウム線量計ではグロス線量から残留ガンマ線成分及び擬似ガンマ線成分の寄与を除いたものとした。また、解析値として、アラニン線量計では中性子線成分、即発ガンマ線成分及び遅発ガンマ線成分の合算線量、ホウ酸リチウム線量計では即発ガンマ線成分及び遅発ガンマ線成分の合算線量とした。これら実験値と解析値に基づく空間線量分布の比較を図4.19に示す。なお、図中の誤差棒は1標準偏差相当を示している。



(a) アラニン線量計による正味の中性子線及びガンマ線合算吸収線量



(b) ホウ酸リチウム線量計による正味のガンマ線吸収線量 図 4.19 臨界継続中における正味の線量の実験値と解析値との比較 (次頁につづく)



(c) 両線量計による線量の差分として算出される中性子線吸収線量 図 4.19 (つづき) 臨界継続中における正味の線量の実験値と解析値との比較

上図から、アラニン線量計の中性子線及びガンマ線の合算吸収線量、ホウ酸リチウム線量計のガンマ線吸収線量、並びに両線量計による線量の差分として算出される中性子線吸収線量はいずれも、実験値と解析値が誤差範囲内(2標準偏差相当の95%信頼度)で一致した。この良好な一致は、中性子線成分(または擬似ガンマ線成分)、即発ガンマ線成分、遅発ガンマ線成分及び残留ガンマ線成分の総和としての評価値が正しいことを示すものである。これらの放射線成分のうち、即発ガンマ線成分及び遅発ガンマ線成分については第4.5節で、残留ガンマ線成分については第4.4節で検証済みであることから、残る中性子線成分(または擬似ガンマ線成分)についても、十分信用に足りる評価値であると結論付けられる。

以上のとおり、臨界継続中における中性子線成分(または擬似ガンマ線成分)、即発ガンマ線成分及び遅発ガンマ線成分、並びに臨界停止後の残留ガンマ線成分の線量評価値の妥当性を検証することができた。この線量評価値によると、ホウ酸リチウム線量計の中性子捕獲に起因する擬似ガンマ線成分の寄与は、そのグロス線量の 11~17 % (燃料排液運転時)または 11~15 % (燃料保持運転時)であり、この程度の不確かさであれば、発災後早期において初期推定値として評価する限りにおいては十分許容される精度である*49。このことから、第 3.4 節で述べた両線量計の組合せ使用による人体吸収線量計測技術が、十分実用に耐える精度で、溶液系臨界事故時の中性子線及びガンマ線による吸収線量を弁別計測できることを確認した。

^{*49} 個人線量情報として許容される精度は,発災後 48 時間以内で±50 %程度, 1 週間以内で ±25 %程度である[17]。

4.7 まとめ

臨界事故時線量評価の高精度化に資するため、アラニン線量計及びホウ酸リチウム線量計の組合せ使用に基づく線量計測を対象に、溶液系臨界事故時の放射線放出特性を定量的に評価した。評価対象としたのは、放射線計測上考慮すべきものとして、臨界継続中の中性子線成分(または擬似ガンマ線成分)、即発ガンマ線成分及び遅発ガンマ線成分、並びに臨界停止後の残留ガンマ線成分である。その評価に当たっては、TRACYで模擬した臨界事故状況下における線量計測実験とそのシミュレーション解析を行った。その結果、以下の点が明らかとなった。

(1) 臨界事故時のグロス線量

各放射線成分の線量評価に先立ち,臨界事故事象の理解を目的として,各成分線量の総和としてのグロス線量について調査した。その結果,各測定位置におけるグロス線量は,臨界事故時の反応度添加条件に依らず,核分裂数におおむね比例することが分かった。また,グロス線量の空間分布は,横軸を線源中心からの距離,縦軸を吸収線量とする両対数グラフにおいてほぼ直線状に図示された。これは,TRACY のような体積源の近傍など一般には距離の逆二乗則が成立しない場合であっても,その空間線量分布を線源中心からの距離の累乗関数(例えば $y=ax^b$ など)によって補間近似できることを意味している。グロス線量が核分裂数と良好な比例関係にあること,また,グロス線量の空間分布の形状にほとんど差がないことから,臨界事故時に観測される線量を単位核分裂数当たりに規格化しても一般性を失わないことが示された。

(2) 臨界停止後の放射線成分線量

臨界停止後に放出される残留ガンマ線成分線量は、核分裂生成物からのガンマ線と放射化物からのガンマ線の合算線量である。両ガンマ線の線量比を臨界停止後のガンマ線空間線量率の時間変化を基に評価したところ、核分裂生成物からのガンマ線は、放射化物からのガンマ線の2~4倍程度の線量比と見積もられた。次に、この残留ガンマ線成分線量の時間変化を調査したところ、臨界停止後数分間ないし1時間程度の間に核分裂生成物から放出されるガンマ線の寄与が支配的であることが分かった。

残留ガンマ線成分線量の空間分布は、グロス線量の空間分布と比べ、傾きが緩やかなものとなった。これは、溶液燃料の排液後は、炉心タンクからの直達線の寄与が減少し、放射化した周辺構造材からのガンマ線の寄与が相対的に大きくなったことによるものと推察された。この残留ガンマ線成分線量の空間分布の妥当性を検証するため、各測定位置におけるグロス線量から残留ガンマ線成分線量の寄与を差し引いて、臨界継続中における線量を算出し、それと核分裂数との関係について調査した。その結果、すべて測定位置において核分裂数に対する線量の直線性が改善され、両者は、極めて良好な比例関係にあることが示された。これは、臨界継続中の放射線放出の線源となるすべての事象(核分裂、核分裂生成物、中性子捕獲及び放射化)が核分裂及び核分裂中性子によって関係付けられるという物理的描像と整合する。この定量的検証により、推定された残留ガンマ線成分の線量評価値は十分信頼できるものであると結論付けられた。

(3) 臨界継続中の放射線成分線量

アラニン線量計及びホウ酸リチウム線量計に吸収・蓄積された放射線成分線量を分離して計測する手段がないため、臨界継続中の成分別線量評価はシミュレーション解析に拠った。シミュレーション解析に当たっては、中性子線成分(または擬似ガンマ線成分)、即発ガンマ線成分及び遅発ガンマ線成分を考慮した。シミュレーション解析の結果、即発ガンマ線成分及び遅発ガンマ線成分と中性子線成分(または擬似ガンマ線成分)とでは、空間線量分布の傾きが異なることが分かった。そして、この空間線量分布の傾きの差が、中性子線及びガンマ線各成分フルエンスのエネルギースペクトルの空間変化、並びにアラニン及びホウ酸リチウムの中性子線に対する感度特性(カーマ係数)の違いに起因したものであることを指摘した。

また、即発ガンマ線成分と遅発ガンマ線成分の線量比については、Yanagisawa ら (2002 年)が TRACY で行った光子電離箱照射実験に基づく評価値との比較により、その妥当性が示された。

(4) 放射線成分別線量割合

上記(3)で評価した臨界継続中の中性子線成分(または擬似ガンマ線成分),即発ガンマ線成分及び遅発ガンマ線成分,並びに上記(2)で評価した臨界停止後の残留ガンマ線成分を基に,上記(1)で議論したグロス線量の内訳を評価した。グロス線量に占める各放射線成分の線量割合は,各成分の空間線量分布の傾きの違いにより,空間的に変化する。臨界継続中の正味の線量を求めるためにグロス線量から除くべき放射線成分の線量割合は,臨界停止後直ちに溶液燃料を排液した場合(燃料排液運転時),アラニン線量計について残留ガンマ線成分の2~8%,ホウ酸リチウム線量計について残留ガンマ線成分の3~12%及び擬似ガンマ線成分の11~17%と見積もられた。臨界停止後も溶液燃料を保持し続けた場合(燃料保持運転時)には、残留ガンマ線成分が燃料排液運転時の値の約2.2倍となるため、上記3成分の割合はそれぞれ4~15%,6~23%及び11~15%となる。

評価された放射線成分別線量割合の妥当性を検証するため、臨界継続中の正味の線量を対象に、実験値とシミュレーション解析値とを比較した。その結果、アラニン線量計の中性子線及びガンマ線合算の吸収線量、ホウ酸リチウム線量計のガンマ線吸収線量、並びに両線量計による線量の差分として求められた中性子線吸収線量はいずれも、実験値と解析値が誤差範囲内(2標準偏差相当の95%信頼度)で一致することを確認した。この良好な一致は、中性子線成分(または擬似ガンマ線成分)、即発ガンマ線成分、遅発ガンマ線成分及び残留ガンマ線成分の総和としての評価値が正しいことを示すものである。これら放射線成分のうち、即発ガンマ線成分及び遅発ガンマ線成分については上記(3)で、残留ガンマ線成分については上記(2)でそれぞれ検証済みであることから、残る中性子線成分(または擬似ガンマ線成分)についても十分信用に足りる評価値であると結論付けられた。

(5) 人体吸収線量計測技術における擬似ガンマ線成分に起因する不確かさ

アラニン線量計及びホウ酸リチウム線量計の組合せ使用により人体吸収線量を推定する場合,ガンマ線用線量計として用いるホウ酸リチウム線量計の中性子捕獲に起因する擬似ガンマ線成分が,中性子線及びガンマ線弁別上の不確かさの要因となる。上記(4)で評価された線量割合によると,擬似ガンマ線成分の割合は,ホウ酸リチウム線量計のグロス線量の11~17%(燃料排液運転時)または11~15%(燃料保持運転時)と見積もられた。この程度の不確かさであれば,発災後早期の段階において初期推定値として評価する限りにおいては十分許容される精度である。このことから,両線量計の組合せ使用による人体吸収線量計測技術が,十分実用に耐える精度で,溶液系臨界事故時の中性子線及びガンマ線による人体吸収線量を弁別計測できることを確認した。

参考文献

- [1] K. Nakajima, Y. Yamane, K. Ogawa, et al., TRACY Transient Experiment Data Book, 1) Pulse Withdrawal Experiment, JAERI-Data/Code 2002-005, Japan Atomic Energy Research Institute (2002).
- [2] K. Nakajima, Y. Yamane, K. Ogawa, et al., TRACY Transient Experiment Data Book, 2) Ramp Withdrawal Experiment, JAERI-Data/Code 2002-006, Japan Atomic Energy Research Institute (2002).
- [3] K. Nakajima, Y. Yamane, K. Ogawa, et al., TRACY Transient Experiment Data Book, 3) Ramp Feed Experiment, JAERI-Data/Code 2002-007, Japan Atomic Energy Research Institute (2002).
- [4] ラマーシュ (武田充司,仁科浩二郎訳),*原子炉の初等理論*,吉岡書店,東京,pp. 138-144 (1991).
- [5] H. Yanagisawa, A. Ohno, E. Aizawa, "Determination of Gamma-Ray Exposure Rate from Short-Lived Fission Products under Criticality Accident Conditions," *J. Nucl. Sci. Technol.*, 39[5], 499 (2002).
- [6] T. Kojima, R. Tanaka, "Polymer-Alanine Dosimeter and Compact Reader," *Int. J. Appl. Radiat. Isot.*, **40**, 851 (1989).
- [7] N. Soramasu, Y. Yasuno, "Perfectly Tissue-Equivalent TLD Phosphor Li₂B₄O₇ (Cu, Pb)," *Proc. 9th Int. Congr. Radiation Protection (IRPA)*, Vienna, Austria, April 14–19, 1996, Austrian Association for Radiation Protection, Vol. 4, p. 312 (1996).
- [8] Y. Nagaya, K. Okumura, T. Mori, et al., MVP/GMVP II: General Purpose Monte Carlo Codes for Neutron and Photon Transport Calculations Based on Continuous Energy and Multigroup Methods, JAERI 1348, Japan Atomic Energy Research Institute (2005).
- [9] 長家康展,「連続エネルギー法及び多群法に基づく汎用中性子・光子輸送計算モンテカルロコード MVP/GMVP II」, *RIST ニュース*, No. 40, p. 9 (2005).
- [10] H. Yanagisawa, A. Ohno, K. Ogawa, *et al.*, "Time Delay of Thermal Neutron Detection during Power Burst in TRACY," *J. Nucl. Sci. Technol.*, **38**[8], 591 (2001).
- [11] K. Shibata, T. Kawano, T. Nakagawa, et al., "Japanese Evaluated Nuclear Data Library

- Version 3 Revision-3: JENDL-3.3," J. Nucl. Sci. Technol., 39[11], 1125 (2002).
- [12] S. Sakurai, S. Tachimori, "Density Equation of Aqueous Solution Containing Plutonium (IV), Uranium (VI) and Nitric Acid," *J. Nucl. Sci. Technol.*, **33**[2], 187 (1996).
- [13] 日本規格協会(編), JIS ハンドブック (鉄鋼 I 及び鉄鋼 II), 日本規格協会 (2001).
- [14] A. G. Croff, "ORIGEN2: A Versatile Computer Code for Calculating the Nuclide Compositions and Characteristics of Nuclear Materials," *Nucl. Technol.*, **62**, 335 (1983).
- [15] J. Katakura, H. Yanagisawa, *Photon and Decay Data Libraries for ORIGEN2 Code Based on JENDL FP Decay Data File 2000*, JAERI-Data/Code 2002-021, Japan Atomic Energy Research Institute (2002).
- [16] H. Yanagisawa, H. Sono, J. Katakura, "Re-evaluation of Gamma-Ray Exposure Rates during TRACY Power Burst Experiments Based on the Latest JENDL Files," *Proc. 7th Int. Conf. Nuclear Criticality Safety (ICNC2003)*, Tokai-mura, Ibaraki, Oct. 20–24, 2003, JAERI-Conf 2003-019, Vol. II, p. 797, Japan Atomic Energy Research Institute (2003).
- [17] International Atomic Energy Agency (IAEA), Dosimetry for Criticality Accidents—A Manual, Technical Report Series No. 211, (1982).

第5章 臨界事故時個人線量計としての応用

本章では、アラニン線量計及びホウ酸リチウム線量計の組合せ使用による人体吸収線量計測技術の臨界事故時個人線量計としての応用について検討する。以下では、はじめに、臨界事故時個人線量計としての応用に関する技術開発の要点(第 5.1 節)について概説する。そして、本計測技術の臨界事故時個人線量計としての実用性の検証に当たり、人体模型を用いた線量計測実験とそのシミュレーション解析(第 5.2 節)、シミュレーション解析の検証(第 5.3 節)、及び臨界事故時個人線量計としての線量評価精度(第 5.4 節)について述べる。

5.1 はじめに

臨界事故など放射線事故時における作業員の外部被ばく線量は、第 1.2 節で述べたとおり、第一に、各自装着していた個人線量計による体表線量測定値を基に推定される。この線量推定に当たっては、その体表線量測定値が人体吸収線量としてどの程度正確に測定されているか、また、その体表線量測定値が体内線量をどの程度正確に代表しているかによって推定精度が大きく変わり得る。このため、人体吸収線量に対する体表線量測定値の正確性及び体内線量に対する体表線量測定値の代表性をあらかじめ評価しておくことが重要である。第 3 章で述べたアラニン線量計^[1]及びホウ酸リチウム線量計^[2]の組合せ使用による人体吸収線量計測技術は、第 4 章における評価・検証によって、臨界事故状況下へ適用できることを示した。ただし、その計測技術を臨界事故時個人線量計として応用するに当たっては、人体吸収線量に対する体表線量測定値の正確性及び体内線量に対する体表線量測定値の代表性が未評価であるため、本章での議論を待たなければならない。

人体吸収線量に対する体表線量測定値の正確性については、次の点を確認する必要がある。人体筋肉、アラニン及びホウ酸リチウムの放射線に対する感度は、図 3.4 (第 3.3.1 節)に示したとおり、類似してはいるものの完全に一致している訳ではない。また、第 4.6 節で述べたとおり、ホウ酸リチウム線量計によるガンマ線吸収線量には、中性子捕獲に起因する擬似ガンマ線成分が 11~17 %程度含まれており、その寄与が中性子線及びガンマ線の弁別性能を左右する。特に、含水率の高い人体にホウ酸リチウム線量計を装着した状態では、人体で散乱され熱化した中性子(熱中性子)の影響を受け、擬似ガンマ線成分が増加することが予想される。したがって、人体吸収線量に対する体表線量測定値の正確性を評価するためには、臨界事故状況下での人体装着時において、上述の放射線感度差に起因する線量差及びホウ酸リチウム線量計の擬似ガンマ線成分線量の寄与を定量しておかなければならない。

また、体内線量に対する体表線量測定値の代表性については、次の点を確認する必要がある。線質が異なる中性子線とガンマ線の体内線量分布は、一般に異なることが知られている。そのような体内線量分布の評価は、主にシミュレーション解析^[3]によって行われてきた。しかしながら、その解析結果の妥当性については、人体吸収線量を対象とする実験値との直接比較がなされておらず、十分に検証されているとは言えない。したがって、体

内線量分布の評価に当たっては、人体を対象とするシミュレーション解析の精度検証を行 う必要がある。そして、その検証済みシミュレーション解析により評価された体内線量分 布を基に、体内線量に対する体表線量測定値の代表性を定量しておかなければならない。

そこで、上述の人体吸収線量に対する体表線量測定値の正確性及び体内線量に対する体表線量測定値の代表性を評価するため、TRACYで模擬した臨界事故状況下において、人体模型を用いた線量計測実験とそのシミュレーション解析を行った。そして、まず、その実験結果と解析結果との比較により、人体を対象とするシミュレーション解析の妥当性を検証する。次いで、シミュレーション解析により評価された体表及び体内の線量分布を基に、人体吸収線量に対する体表線量測定値の正確性及び体内線量に対する体表線量測定値の代表性を評価する。以上により、本計測技術の臨界事故時個人線量計としての実用性について議論する。

5.2 人体模型を用いた線量計測実験とそのシミュレーション解析

TRACY での人体模型を用いた線量計測実験とそのシミュレーション解析の概要を以下に記す。

(1) 過渡出力運転

臨界事故を模擬するために行った TRACY 過渡出力運転の条件及び状況は,以下のとおりである。溶液燃料組成は,ウラン濃度 $405.2~{\rm gU/l}$,遊離硝酸濃度 $0.63~{\rm mol/l}$,密度 $1.5619~{\rm g/cm}^3$ (いずれも $25~{\rm °C}$ における値),並びにウラン同位体比 $^{234}{\rm U}$, $^{235}{\rm U}$, $^{236}{\rm U}$ 及び $^{238}{\rm U}$ がそれぞれ 0.08 , 9.98 , $0.01~{\rm g}$ 及び $89.93~{\rm wt}$ %である。反応度添加条件は,炉心タンク 内溶液燃料の初期液位 $52.58~{\rm cm}$ (添加反応度 $1.5~{\rm s}$ 相当),溶液燃料の初期温度 $35.3~{\rm °C}$ において,調整トランジェント棒のパルス引抜きによるステップ状の反応度添加とした。この反応度添加により,第一出力パルスは,瞬時に $170~{\rm MW}$ に達し,反応度添加から約 $0.2~{\rm pl}$ のうちに完了した。引き続き,準定常的な臨界状態が $330\sim550~{\rm kW}$ の出力範囲で $22~{\rm pl}$ 間継続した後,調整トランジェント棒を炉心に再挿入して過渡出力運転を終了させ,それと同時に炉心タンク内の溶液燃料を排液した。この過渡出力運転で生じた核分裂数は 2.10×10^{17} 個であった。

(2) 線量計測

上記(1)の臨界事故状況下で被ばくした場合における体表及び体内の線量分布を推定するために、人体胸部の模型(ファントム)を用いた。ファントムは、1 cm 厚のポリメチルメタクリレート (PMMA) 製の板を箱型 (幅 30 cm, 奥行き 15 cm, 高さ 30 cm) に組立て、その中を純水で満たしたものである。なお、PMMA と水で構成するスラブファントムは、ICRU (国際放射線単位測定委員会)と ISO (国際標準化機構)が個人線量計較正用として推奨しているものである^[4]。このファントムの表面及び内部の各測定位置にアラニン線量計とホウ酸リチウム線量計を 3 個ずつ装着し、それを TRACY 炉心タンクから水平方向に約 2 m 離れた位置に設置した。このとき、ファントムの中心と炉心タ

ンク内に装荷される溶液燃料の中心とがほぼ同じ高さとなるように、ファントムの高さを調節した。なお、このファントム設置位置は、ファントムの吸収線量がおおよそ半致死線量(数 Gy 程度)となるように決定したものである。ファントムと炉心タンクの位置関係及び炉室内におけるファントムの配置をそれぞれ図 5.1 及び図 5.2 に示す。

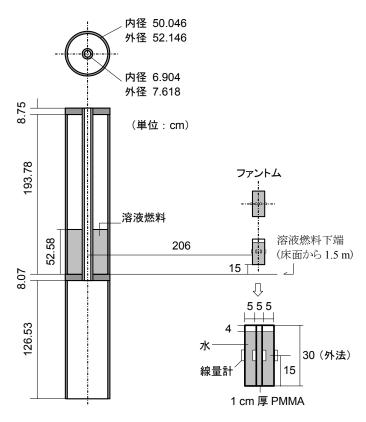


図 5.1 ファントムと TRACY 炉心タンクの位置関係

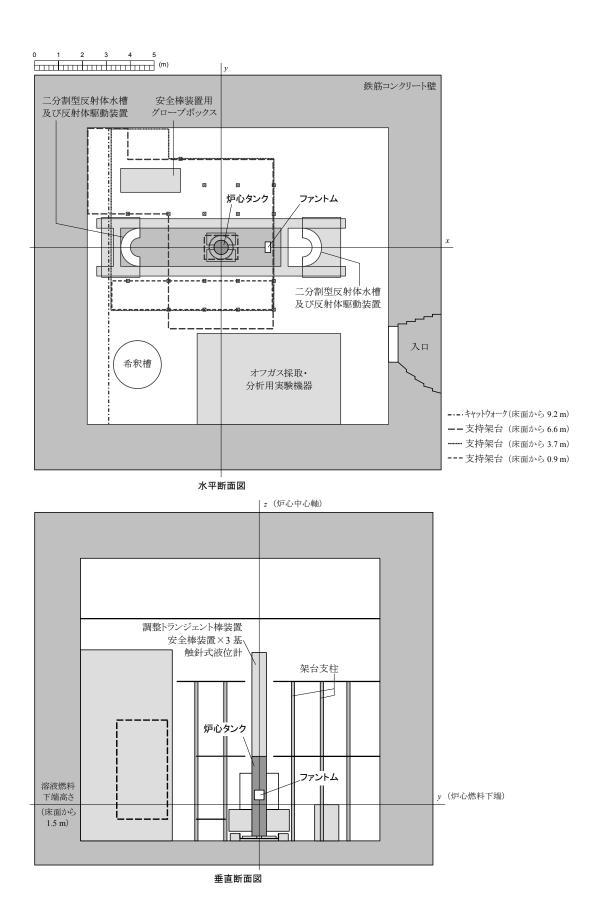


図 5.2 炉室内におけるファントムの配置

(3) 線量計測実験のシミュレーション解析

シミュレーション解析によるファントム内外の線量分布の評価方法は、第 4.5.1 節で 述べた方法と同様である。すなわち、連続エネルギーモンテカルロコードMVP^[5]を用い て、中性子及び光子結合・臨界固有値計算オプション^[5]並びに光子固定源輸送計算オプ ション^[5]による粒子輸送計算を行った。ただし、TRACY炉室解析モデルは、MVPのコン ビネーション・ジオメトリ機能 $^{[5]}$ により、図 5.1 及び図 5.2 に示したファントム *50 及びそ の他の機器配置を忠実に再現した。また、ファントム内部における粒子フルエンス(特 に中性子線フルエンス) を精度よく評価するため、分散低減法 (ロシアンルーレット法 のMVPデフォルト条件^[5])及び 1 バッチ当たりのヒストリ数 (2 万個) はそのままに、統 計処理に使用する有効バッチ数を 2,500 バッチとする計 5,000 万ヒストリとした。その 他、ファントムの内部及びその前後の空間では線量分布の大きな変化が予想されたため、 point-detector estimator^[5]の配置に当たっては、図 5.1 に示した線量計装着位置 4 箇所に加 え,ファントム内部に2箇所(ファントム前面から2cm及び13cmの深さ),ファントム 前面空間に 1 箇所 (ファントム前面から 5 cm前方),並びにファントム背後空間に 3 箇 所 (ファントム背面から 5 cm, 12 cm及び 19 cm後方) の計 6 箇所を追加した。また,以 上の解析とは別に、ファントムが存在することによる空間線量分布の歪みを見積もるた め、ファントムを設置しない状態での空間線量分布(ファントムに装着した線量計と同 一高さの平面)も、第4.5.1節で述べた方法と同様に計算した。シミュレーション解析に 用いた構造材の原子個数密度等各種データについては、付録Aに示す。

5.3 シミュレーション解析の検証

体表及び体内の線量分布の評価に先立ち、含水率の高い人体を対象とするシミュレーション解析の妥当性を調査するため、実験値と解析値とを比較検証した。この比較に当たっては、アラニン線量計及びホウ酸リチウム線量計の実験値はいずれも、グロス線量から残留ガンマ線成分線量の寄与を除き、臨界継続中の線量とした。また、アラニン線量計の解析値は中性子線成分、即発ガンマ線成分及び遅発ガンマ線成分合算の吸収線量を、ホウ酸リチウム線量計の解析値は即発ガンマ線成分及び遅発ガンマ線成分合算の吸収線量とした。なお、実験値(グロス線量から残留ガンマ線成分線量を差し引いたもの)は 1 標準偏差相当で 9~17 %の誤差を持ち、そのうち核分裂数の評価誤差として 1 標準偏差相当で 6 %の統計誤差が含まれる。一方、解析値(合算吸収線量)は 1 標準偏差相当で 1~7 %の誤差を持ち、その大部分は中性子線フルエンスの統計誤差に起因するものである。

ファントムの表面及び内部における線量分布を**図 5.3** に示す。なお、線量評価値はすべて 1 核分裂当たりの値に規格化されている。また、図中の誤差棒は 1 標準偏差相当を示している。

^{*50} ただし、ファントムのモデル化に当たっては、線量計及びファントム内部線量計固定用板 (2枚)を省略した。

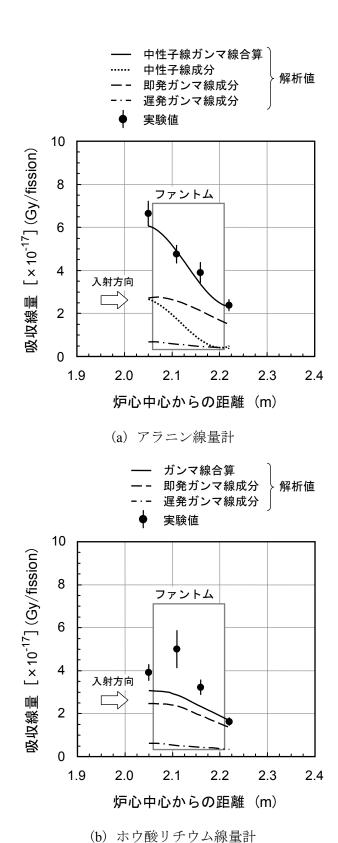
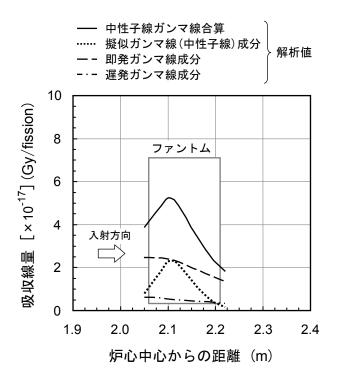


図 5.3 ファントムの表面及び内部における線量分布

図 5.3 によると、アラニン線量計に対する解析値は誤差範囲内(2 標準偏差相当の 95 %信頼度)で実験値と一致したのに対し、ホウ酸リチウム線量計に対する実験値はファントムの前面及び内部において解析値よりも大きな値となった。この差は、ホウ酸リチウム線量計の擬似ガンマ線成分の寄与によるものと考えられるため、ホウ酸リチウム線量計のガンマ線各成分の線量割合について調査した。

ホウ酸リチウム線量計の即発ガンマ線成分,遅発ガンマ線成分,擬似ガンマ線成分の各線量及びそれらの合算線量の空間分布,並びに各成分線量の合算線量に占める割合を図5.4 に示す。同図(a)によると,擬似ガンマ線成分線量は,ファントム前面からおよそ5cmの位置で最大となり,入射深さとともに減少する。また,同図(b)によると,臨界継続中の全ガンマ線吸収線量に対する擬似ガンマ線成分の線量割合は,ファントム前面において25%程度,最大線量となるファントム前面から5cmの位置で50%程度,ファントム背面で10%程度である。



(a) 線量分布

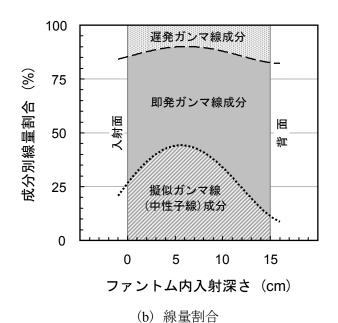


図 5.4 ファントム内部におけるガンマ線成分の線量分布及び線量割合

図 5.4 (a) に示した擬似ガンマ線成分の線量分布 (図中の点線) は、ファントムに入射した中性子線のエネルギーシフトによって、次のとおり理解することができる。ファントムに入射した中性子線のエネルギースペクトルの変化を図 5.5 に示す。なお、この中性子線フルエンスは、MVPにより計算されたもので、1 核分裂当たりに規格化されている。図 5.5 によると、ファントムに入射した高速中性子は、ファントム前面から 5 cmの深さに達する間に急激に熱化される。なお、この 5 cmという深さは、高速中性子 (核分裂中性子)が熱エネルギー領域まで減速される間の平均移動距離*51 (水中において約 5.2 cm) [6] と整合する。そして、熱化された中性子 (熱中性子) は、入射深さとともに減少する。このとき、ホウ酸リチウムは、図 3.4 (第 3.3.1 節) に示したとおり、熱中性子に対するカーマ係数が大きく、このエネルギーシフトの影響を大きく受ける。つまり、ファントムに入射した高速中性子は熱化されて急減するが、その結果急増した熱中性子がホウ酸リチウムに捕獲され、擬似ガンマ線成分線量として線量計に吸収される。以上のことから、擬似ガンマ線成分線量がファントム前面から深さ 5 cmの位置で最大値を取ることを矛盾なく説明できる。

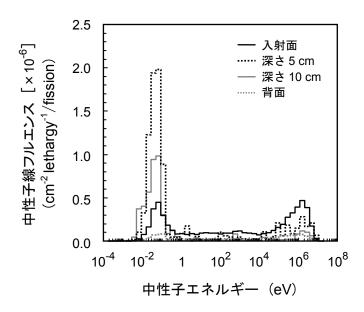


図 5.5 ファントムに入射した中性子線のエネルギースペクトルの変化

図 5.4 (b) に示したガンマ線各成分の線量割合を基に,実験値から擬似ガンマ線成分線量の寄与を除いて臨界事故時の正味のガンマ線吸収線量を算出し,それと解析値(即発ガンマ線成分及び遅発ガンマ線成分合算の吸収線量)とを比較すると,図 5.6 のとおりとなる。実験値と解析値は,誤差範囲内(2 標準偏差相当の 95 %信頼度)で一致し,両者の空間分布も極めて近いものとなった。以上から,図 5.3 (b)で見られたホウ酸リチウム線量計に関する実験値と解析値の差は,ホウ酸リチウム線量計の擬似ガンマ線成分の寄与によるものであることが裏付けられた。

^{*51} Fermi の年令理論に基づく中性子年令 τ (単位 cm²) の平方根として表される。

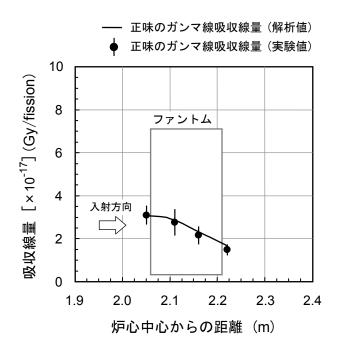


図 5.6 臨界継続中における正味のガンマ線吸収線量分布

図 5.3 (a) に示したアラニン線量計及び図 5.6 に示したホウ酸リチウム線量計のそれぞれについて、ファントムの表面及び内部における線量分布(臨界継続中における正味の中性子線吸収線量及びガンマ線吸収線量)の実験値と解析値とが誤差範囲内(2 標準偏差相当の95 %信頼度)で一致することを確認した。このことから、含水率の高い人体を解析対象とする場合においても、第 5.2 節(3)で述べたシミュレーション解析が妥当であることが示された。

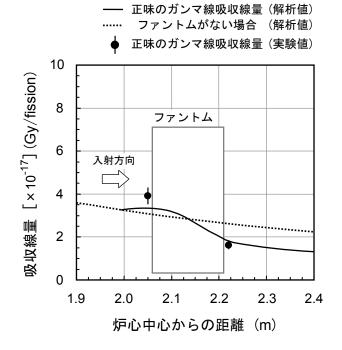
5.4 臨界事故時個人線量計としての線量評価精度

アラニン線量計及びホウ酸リチウム線量計の組合せ使用による人体吸収線量計測技術を臨界事故時個人線量計として応用した場合の測定精度を見積もるため、人体吸収線量に対する体表線量測定値の正確性及び体内線量に対する体表線量測定値の代表性を評価した。その評価に当たっては、第5.3節で検証されたシミュレーション解析に基づき、ファントム内外における人体吸収線量分布を求め、その線量分布と両線量計の組合せ使用によって測定した体表線量とを比較した。なお、人体筋肉に対する中性子線吸収線量及びガンマ線吸収線量は、第5.2節(3)で述べた解析方法において、アラニン及びホウ酸リチウムの代わりに、図3.4(第3.3.1節)に示した人体筋肉のカーマ係数を用いて評価した。以下、人体吸収線量に対する体表線量測定値の正確性(第5.4.1節)、及び体内線量に対する体表線量測定値の代表性(第5.4.2節)の評価結果について記す。

5.4.1 人体吸収線量に対する体表線量測定値の正確性

人体吸収線量に対する体表線量測定値の正確性を評価するに当たり、測定値は、実際の個人線量計としての使用状況(すなわち、発災後、臨界継続中に事故現場からの退避行動があり、作業員から回収された個人線量計の測定値には残留ガンマ線成分の寄与が含まれない。)を考慮した。つまり、ガンマ線吸収線量の測定値は、ホウ酸リチウム線量計のグロス線量から残留ガンマ線成分の寄与を除いたもの、また、中性子線吸収線量の測定値は、アラニン線量計で計測された中性子線及びガンマ線合算のグロス線量からホウ酸リチウム線量計のグロス線量を差し引いて*52算出したものである。ファントム内外における線量分布と、両線量計により測定された体表線量との比較を図 5.7 に示す。同図には、ファントムが存在しない場合の空間線量分布も示した。なお、線量評価値はすべて1核分裂当たりの値に規格化されている。また、図中の誤差棒は1標準偏差相当を示している。

^{*52} 第 4.4 節で述べたとおり、アラニン線量計とホウ酸リチウム線量計の残留ガンマ線成分線量を同一としているため、両線量計のグロス線量の差し引きでもって、残留ガンマ線成分の寄与を除いた中性子吸収線量の評価値とみなすことができる。



(a) ガンマ線吸収線量

- 正味の中性子線吸収線量(解析値)

ファントムがない場合 (解析値) 正味の中性子線吸収線量(実験値) 10 吸収線量 [×10⁻¹⁷] (Gy/fission) 8 ファントム 6 入射方向 4 2 0 1.9 2.0 2.1 2.2 2.3 2.4 炉心中心からの距離 (m)

(b) 中性子線吸収線量

図 5.7 ファントム内外における線量分布の比較

図 5.7 において、まず、シミュレーション解析に基づくファントム内外の線量分布を比較すると、ガンマ線及び中性子線のいずれも、ファントムが存在することによって線量分布が歪むことが分かる。また、ファントム内部では、中性子線とガンマ線の線量分布が大きく異なる。中性子線吸収線量については、ファントムの内部において急激な単調減少となるのに対し、ガンマ線吸収線量については、ファントム内部での熱中性子捕獲に伴う二次ガンマ線の寄与が加算され、緩やかに変化する。その他、ファントム前面では、人体からの反射を受けて、線量値が若干増加することも視認できる。以上の分布傾向は、ガンマ線及び中性子線と人体との相互作用により生じる物理的描像から理解することができる。

次に、両線量計で測定したファントム前面の体表線量とシミュレーション解析に基づく線量分布を比較すると、ガンマ線吸収線量の測定値は擬似ガンマ線成分の寄与により過大評価となり、その過大評価となったガンマ線吸収線量を差し引いた結果として、中性子線吸収線量の測定値は過小評価となった。その差は、ガンマ線吸収線量について+18%程度、中性子線吸収線量について-16%程度である。このガンマ線吸収線量の差は、残留ガンマ線成分の寄与(+25%程度、図5.4参照)と、人体筋肉に対するホウ酸リチウムのガンマ線カーマ係数の比に起因する線量差(-8%程度*53,第3.3.1節参照)の加減結果として説明できる。また、その中性子線吸収線量の差は、人体筋肉に対するアラニンの中性子線カーマ係数の比に起因する線量差(-20%程度以下*54,第3.3.1節参照)、ホウ酸リチウムに対するアラニンのガンマ線カーマ係数の比に起因する線量差(+11%程度*53,第3.3.1節参照)、及び上述の18%程度過大評価されたガンマ線吸収線量評価値の差分(-18%程度)の加減結果としておおむね説明できる。一方、ファントム背面では、擬似ガンマ線成分の寄与が、ファントム前面での寄与より約15ポイント低い+10%程度であることから(図5.4参照)、両線量計による体表線量測定値とシミュレーション解析に基づく線量分布との差異が±10%程度にまで改善される。

以上のとおり、アラニン線量計及びホウ酸リチウム線量計の組合せ使用による人体吸収線量計測技術は、擬似ガンマ線成分の寄与や人体筋肉との放射線感度差に起因する線量差があるものの、それらが相殺する方向に働き、結果として、体表線量を±20 %程度以内の精度で測定できることが分かった。この測定精度は、緊急被ばく医療への情報提供において許容される評価精度(発災後 48 時間以内で±50 %程度、1 週間以内で±25 %程度^[7])と比べても十分実用に耐えるものである。

^{*53} 臨界事故状況下において支配的となるガンマ線エネルギー範囲, すなわち 100 keV~数 MeV (第 4.5.2 節の図 4.15 参照) におけるカーマ係数の比。

^{*54} 臨界事故状況下において支配的となる中性子線エネルギー範囲, すなわち 10 keV~数 MeV (第 4.5.2 節の図 4.16 参照) におけるカーマ係数の比。なお,「以下」としたのは, アラニンの熱中性子に対するカーマ係数が人体筋肉のそれの約 4 倍(第 3.3.1 節の図 3.4 参照) あり, 線量差として+数%に相当する寄与があることを考慮した。

5.4.2 体内線量に対する体表線量測定値の代表性

体内線量に対する体表線量測定値の代表性は、シミュレーション解析に基づくファントム内部の線量分布と両線量計で測定した体表線量との比較により評価することができる。この代表性を定量的に議論するため、ファントム内部の平均線量に対するファントム表面の線量の比を「体内線量代表係数」として導入する。つまり、個人線量計により体表線量が評価されたとき、それを体内線量代表係数で除することによって、体内平均の吸収線量を簡便に推定することが可能となる。このとき、図 5.7 に示された体内線量分布は中性子線とガンマ線とで大きく異なるため、中性子線とガンマ線それぞれについて体内線量代表係数を評価する必要がある。その上で、体表線量から体内線量を推定する際には、放射線源と人体及び個人線量計の位置関係を考慮しなければならない。

シミュレーション解析に基づく体表線量及び体内線量の相関を**表 5.1** に、両線量計の 測定に基づく体表線量とシミュレーション解析に基づく体内平均線量との相関を**表 5.2** に示す。

-			
	人体筋肉に対する吸収線量(×10 ⁻¹⁷ Gy/fission)		
	ファントム前面 (A)	ファントム背面 (B)	ファントム内部 平均 (C)
ガンマ線	3.3 (A/C=1.2)	1.8 (B/C=0.6)	2.8
中性子線	3.2 (A/C=2.1)	0.7 (B/C=0.5)	1.5

表5.1 シミュレーション解析に基づく体表線量と体内平均線量の相関

表5.2 アラニン線量計及びホウ酸リチウム線量計の測定に基づく 体表線量とシミュレーション解析に基づく体内平均線量の相関

	人体筋肉に対する吸収線量(×10 ⁻¹⁷ Gy/fission)		
	ファントム前面 (A)	ファントム背面 (B)	ファントム内部 平均 (C)
ガンマ線	3.9 (A/C=1.4)	1.6 (B/C=0.6) ^(注)	2.8
中性子線	2.7 (A/C=1.8)	0.7 (B/C=0.5)	1.5

⁽注)四捨五入により数値を丸めた結果、表 5.1 の値と同値となった。

表 5.1 によると、体内線量代表係数は、ガンマ線についておよそ 1.2 (前面) \sim 0.6 (背面)、中性子線についておよそ 2.1 (前面) \sim 0.5 (背面)の範囲と見積もられた。この範囲は、上記 (1) で述べた人体吸収線量に対する体表線量測定値の正確性を加味すると、表 5.2 に示すとおり、ガンマ線についておよそ 1.4 (前面) \sim 0.6 (背面)、中性子線についておよそ 1.8 (前面) \sim 0.5 (背面) となる。

実際の臨界事故においては、体内線量代表係数は、事故現場から退避した作業員からの聴き取り調査を踏まえ、臨界事故となった機器(放射線源)に対する人体の向きなどを勘案して決定される。しかし、退避中においては、放射線源、人体及び個人線量計の位置関係が常に変化する。また、聴き取り調査の段階では、放射線源の位置が不明な場合もあり得る。ただし、人体の向きが変わることによって均等照射され、体内線量分布が平坦化される方向となることから、体内線量代表係数は上記範囲を超えることはない。したがって、退避時の行動が不詳であっても、上述の体内線量代表係数の範囲により、体表線量から体内線量を推定する際の不確かさの範囲(体内線量が取り得る線量範囲)を限定することが可能である。このとき、体内線量代表係数によって限定される線量範囲は、人体による遮へい効果が大きい中性子線の場合、緊急被ばく医療への情報提供において許容される評価精度(±25%ないし±50%)を上回る。このことから、体表線量から中性子線による体内線量を精度よく推定するためには、作業員からの聴き取り調査が重要となることに変わりはない。しかし、たとえ臨界事故時の状況が不詳であっても、おおよそファクター2(真値の 1/2~2 倍)の範囲内で線量推定値を保証できることは、緊急被ばく医療の治療方針を検討する上で十分実用的であると考えられる。

5.5 まとめ

アラニン線量計及びホウ酸リチウム線量計の組合せ使用による人体吸収線量計測技術を 臨界事故時個人線量計として応用するに当たり、その実用性を検証するため、人体吸収線 量に対する体表線量測定値の正確性及び体内線量に対する体表線量測定値の代表性を評価 した。その評価に当たっては、TRACYで模擬した臨界事故状況下において人体模型を用 いた線量計測実験とそのシミュレーション解析を行った。そして、実験値と解析値の比較 により、以下の点が明らかとなった。

(1) 人体を対象とするシミュレーション解析の妥当性

体表及び体内の線量分布の評価に先立ち、含水率の高い人体を対象とするシミュレーション解析の妥当性を調査するため、臨界継続中における正味の中性子線吸収線量及びガンマ線吸収線量を対象に、実験値と解析値とを比較検証した。その結果、アラニン線量計及びホウ酸リチウム線量計ともに、ファントムの表面及び内部における線量分布の実験値と解析値とが誤差範囲内(2標準偏差相当の95%信頼度)で一致することを確認した。このことから、人体を解析対象とする場合においても、シミュレーション解析が妥当であることが示された。

なお、この検証に際し、ガンマ線用線量計として用いるホウ酸リチウム線量計の中性

子捕獲に起因する擬似ガンマ線成分線量について、次の知見が得られた。擬似ガンマ線成分線量は、ファントム前面からおよそ 5 cm の位置で最大となり、入射深さとともに減少する。この擬似ガンマ線成分の線量分布は、ファントムに入射した中性子線のエネルギーシフト及びホウ酸リチウムの中性子線に対する感度特性によって矛盾なく説明できる。臨界継続中の全ガンマ線吸収線量に対する擬似ガンマ線成分の線量割合は、ファントム前面において 25 %程度、最大値となるファントム前面から 5 cm の位置で 50 %程度、ファントム背面で 10 %程度と見積もられた。

(2) 人体吸収線量に対する体表線量測定値の正確性

アラニン線量計及びホウ酸リチウム線量計の組合せ使用による人体吸収線量計測技術を臨界事故時個人線量計として応用した場合の測定精度を見積もるため、人体吸収線量に対する体表線量測定値の正確性を評価した。両線量計で測定した体表線量とシミュレーション解析に基づくファントム内外の線量分布を比較したところ、ホウ酸リチウム線量計の擬似ガンマ線成分の寄与と、アラニン及びホウ酸リチウムと人体筋肉との放射線感度(カーマ係数)の違いに起因する線量差とが相殺する方向に働き、結果として、両線量計が体表線量を±20%程度以内の精度で測定できることが分かった。この測定精度は、緊急被ばく医療への情報提供において許容される評価精度(発災後48時間以内で±50%程度、1週間以内で±25%程度)と比べても十分実用に耐えるものである。

(3) 体内線量に対する体表線量測定値の代表性

両線量計で測定された体表線量とシミュレーション解析により評価されたファントム内部の平均線量との比較によって、体内線量に対する体表線量測定値の代表性を評価した。この評価に当たっては、ファントム内部の平均線量に対するファントム表面の線量の比を「体内線量代表係数」として導入した。つまり、個人線量計により体表線量が測定されたとき、それを体内線量代表係数で除することによって、体内平均の吸収線量の簡便な推定を可能にするものである。このとき、体内線量分布は中性子線とガンマ線とで大きく異なるため、中性子線とガンマ線それぞれについて体内線量代表係数を評価する必要がある。その上で、体表線量から体内線量を推定する際には、放射線源と人体及び個人線量計の位置関係を考慮しなければならないことが示された。

体表線量及び体内線量の相関を評価した結果,両線量計による体表線量測定値の体内線量代表係数は,ガンマ線についておよそ 1.4 (前面)~0.6 (背面),中性子線についておよそ 1.8 (前面)~0.5 (背面)の範囲と見積もられた。実際の臨界事故においては,体内線量代表係数は,事故現場から退避した作業員からの聴き取り調査を踏まえ,臨界事故となった機器(放射線源)に対する人体の向きなどを勘案して決定される。このとき、退避時の行動が不詳であっても、上述の体内線量代表係数の範囲により、個人線量計で測定した体表線量から体内線量を推定する際の不確かさの範囲(体内線量が取り得る線量範囲)を限定することが可能である。

参考文献

- [1] T. Kojima, R. Tanaka, "Polymer-Alanine Dosimeter and Compact Reader," *Int. J. Appl. Radiat. Isot.*, **40**, 851 (1989).
- [2] N. Soramasu, Y. Yasuno, "Perfectly Tissue-Equivalent TLD Phosphor Li₂B₄O₇(Cu, Pb)," *Proc. 9th Int. Congr. Radiation Protection (IRPA)*, Vienna, Austria, April 14–19, 1996, Austrian Association for Radiation Protection, Vol. 4, p. 312 (1996).
- [3] 例えば, A. Endo, Y. Yamaguchi, "Analysis of Dose Distribution for Heavily Exposed Workers in the First Criticality Accident in Japan," *Radiat. Res.*, **159**, 535 (2003).
- [4] (社)日本アイソトープ協会(編), ICRP Publication 74;外部放射線に対する放射線防護に用いるための換算係数 (1995 年9月に ICRP 及び ICRU により採択されたもの),(社)日本アイソトープ協会, p.29 (1998).
- [5] Y. Nagaya, K. Okumura, T. Mori, et al., MVP/GMVP II: General Purpose Monte Carlo Codes for Neutron and Photon Transport Calculations Based on Continuous Energy and Multigroup Methods, JAERI 1348, Japan Atomic Energy Research Institute (2005).
- [6] ラマーシュ (武田充司, 仁科浩二郎訳), *原子炉の初等理論*, 吉岡書店, 東京, p. 375 (1991).
- [7] International Atomic Energy Agency (IAEA), *Dosimetry for Criticality Accidents A Manual*, Technical Report Series, No. 211, (1982).

第6章 臨界事故状況の遡及的評価に関する応用

本章では、アラニン線量計及びホウ酸リチウム線量計をエリア線量計として用い、それらの線量測定値から臨界事故状況を遡及的に評価するための応用について検討する。以下では、はじめに、その遡及的評価としての応用に関する技術開発の要点(第6.1 節)について概説し、遡及的評価のための方法(第6.2 節)を検討する。そして、その遡及的評価法の実用性を評価するために実施した検証実験とその結果(第6.3 節)について述べる。

6.1 はじめに

第 1.2 節で詳述したとおり、臨界事故は、総じて不測の事態であり、また、事故終息のための応急対策(核燃料移送、中性子吸収材注入等)を講じた結果、核燃料の事故当時の状態が保存されないなど、事故状況の特定が困難となる場合が少なくない。さらに、核分裂生成物(特に放射性希ガス、放射性ヨウ素等)により室内に汚染が発生した場合や、事故終息後も放出され続ける残留ガンマ線によって、事故現場への立入が長期間制限される事態も十分考えられる。そのような状況下であっても、事後応急対策(緊急被ばく医療の実施、周辺住民の避難措置の解除等)を的確に実施するためには、事故状況を正確かつ速やかに把握することが重要である。

事故調査において特に重要で早期に入手すべき情報としては、核分裂数と、事故時の事故現場近傍の空間線量分布が挙げられる。前者は、事故規模の指標となるだけでなく、核分裂生成物の環境放出があった場合の一般公衆に対する放射線リスクを評価する上で重要である。また、後者は、事故現場に居合わせた作業員の外部被ばく線量評価値を裏付ける上で有用である。これら 2 項目の調査に当たっては、これまで、核分裂生成物及び核分裂中性子誘導放射化物の放射能分析[1]やシミュレーション解析[1]などが行われてきた。しかし、長期間にわたる立入制限や状態保存の失敗などによって、そのような分析やシミュレーション解析に必要な物的証拠が得られないか、得られたとしてもその精度が十分でない場合には、事故状況の特定が困難なものとなる。

この課題を解決する方法の一つとして、アラニン線量計^[2]及びホウ酸リチウム線量計^[3]をエリア線量計として用い、その線量測定値から臨界事故状況を遡及的に評価する方法を着想した。両線量計は、第 3 章で述べたとおり、人体組織等価、広範な線量計測範囲、線量情報の低減退率といった特長を有しており、臨界事故時の線量情報を確実に測定・記録することができる。また、第 4 章及び第 5 章で述べたとおり、両線量計の組合せ使用により、臨界事故状況下における中性子線吸収線量及びガンマ線吸収線量を十分実用に耐える精度で弁別計測することが可能である。そこで、臨界事故が想定される室内空間に、両線量計をエリア線量計としてあらかじめ配置しておくことで、事故状況の推定に必要な物的証拠を確実に取得できるものと期待される。さらに、アラニン線量計及びホウ酸リチウム線量計は、小型・軽量・安価であり、かつ、その設置に際しても通電等の設備対応が不要であるなど、発生頻度の極めて低い事故対応備品としての要件を兼ね備えていることも大きな利点である。

この遡及的評価の具現化に当たっては、(1) エリア線量計による線量計測,(2) 臨界事故を起こした機器(線源中心)の探査,(3) 室内の機器配置を加味した空間線量分布の推定,及び(4) 線量と比例関係にある核分裂数の推定に係る方法(以下,これらを総称して「遡及的評価法」という。)を確立しておかなければならない。そこで,TRACYでの臨界事故時線量計測実験で得られた知見及び幾何学的考察に基づき,それら4項目の具体的方法について検討する。そして,その遡及的評価法をTRACYで模擬した臨界事故状況下に適用し、線源中心の探査精度,空間線量分布の推定精度,及び核分裂数の推定精度を評価する。以上を基に,エリア線量計による臨界事故状況の遡及的評価法の実用性について議論する。なお,ここで提案する遡及的評価は、原理上,エリア線量計を回収した後の事後調査となる。ただし,エリア線量計を早期に回収することができれば、緊急被ばく医療,その他の事後応急対策の方針決定に有用な事故規模や放射線リスクに関する情報を速やかに提供することも可能である。

6.2 臨界事故状況の遡及的評価法

本遡及的評価法では、事故想定として、立入可能な室内空間における単一の臨界事故(つまり単一の線源中心)を対象とする。この想定は、過去の事故事例^[4]に鑑みても、十分現実的なものである。遡及的評価法の手順は、(1)エリア線量計による線量計測、(2)線源中心の探査、(3)空間線量分布の推定、及び(4)核分裂数の推定の4パートから成る。ただし、臨界事故を起こした機器が明白な場合には、パート(2)は省略できる。以下、その方法について記す。

(1) エリア線量計による線量計測

臨界事故時の空間線量をエリア線量計によって確実に計測するためには、エリア線量計の設置基準に関する考察が必要である。その設置基準は、エリア線量計として使用するアラニン線量計及びホウ酸リチウム線量計の線量計測範囲と、臨界事故時における空間線量の範囲によって決まる。

前者については、第 3 章で述べたとおり、アラニン線量計が $1\sim10^5$ Gy、ホウ酸リチウム線量計が $10^{-5}\sim10^3$ Gy であり、したがって組合せ使用においては $1\sim10^3$ Gy が計測範囲となる。

後者については、TRACY における臨界事故時線量計測実験により、線源から 5 m の範囲において、中性子線及びガンマ線ともに、おおよそ $10^{-15}\sim 10^{-17}$ Gy/fission の線量範囲であることが分かっている $^{[5,6]}$ 。一方、これまでに発生した 60 件の臨界事故では、核分裂数が $10^{15}\sim 10^{20}$ 個の範囲と報告されている $^{[4]}$ 。したがって、臨界事故時に取り得る線量範囲は、最小規模において $1\sim 10^{-2}$ Gy、最大規模において $10^5\sim 10^3$ Gy の範囲と見積もられる。

これら線量計の計測範囲と臨界事故時の線量範囲とを比較すると, 臨界事故時の線量を確実に計測するためには, 臨界となるおそれのある機器(以下,「臨界想定機器」という。)からおよそ 5 m の範囲を満遍なくカバーするように, 線量計を配置することが望

ましい。具体的な配置例としては、後述の図 6.5 (第 6.3.1 節) を参照されたい。そうすることで、アラニン線量計及びホウ酸リチウム線量計の少なくとも一方で、臨界事故時の空間線量を確実に計測することができる。ただし、1 Gy 未満となる測定位置ではホウ酸リチウム線量計のみが、 10^3 Gy を超える測定位置ではアラニン線量計のみが線量計測可能となる。

このとき、一般的には、同一室内空間に臨界想定機器が複数存在する。詳しくは次のパート(2)で述べるが、それら複数の臨界想定機器の中から臨界となった機器(以下、「臨界発生機器」という。)を特定するためには、臨界想定機器が含まれる同一平面上にエリア線量計を配置する必要がある。ただし、そのエリア線量計を配置する平面(以下、「測定平面」という。)の高さは、臨界想定機器の設置高さと完全に一致させる必要はない。これは、臨界想定機器が測定平面から±1 m程度の範囲内にあれば、パート(2)で述べる線源中心の探査やパート(3)で述べる空間線量分布の推定には、実用上支障がない*55ためである。もし、臨界想定機器が異なる高さ範囲(例えば、中二階、中三階など)に複数存在する場合には、それぞれの高さ範囲にエリア線量計を配置することで対応できる。

なお、線量測定に当たっては、遡及的評価法が実際に適用される時の状況(すなわち、 事故状況が不詳な発災後早期の状況)を勘案し、グロス線量に基づく評価とした。これ は、発災後早期の段階では、正確性よりも迅速性が要求されることを念頭に置いたもの である。とは言え、グロス線量に基づく評価値であっても、人体吸収線量の初期推定値 として十分な精度を有していることは、第4章及び第5章で述べたとおりである。擬似 ガンマ線成分等の寄与を補正した正味の線量評価値に基づく遡及的評価は、事故条件が 特定され、シミュレーション解析が可能となった時点で、改めて実施すればよい。

(2) 線源中心の探査

臨界事故時の空間線量分布は,第 4.3.2 節で述べたとおり,体積線源の近傍など一般 に距離の逆二乗則が成立しない状況下であっても,次のような単純な累乗関数により近 似することができる。

$$D = a r^b (6.1)$$

ただし,D は線量,r は線源中心からの距離,a と b はそれぞれ空間線量分布の強度と傾きを表す係数 (a>0, b<0) である。以下の議論では,係数 b の値をあらかじめ設定しておく必要がある。もし,係数 b の値が不詳である場合は,線源が点源であると仮定し,暫定値として b=-2 としておいて差し支えない。なお,係数 b (及び係数 a) の正確な推定値については,次のパート(3)において議論される。

線源中心からの距離が R_A 及び R_B である 2 つの地点 A 及び B における線量をそれぞれ D_A 及び D_B とする。これらを (6.1) 式に代入し,係数 a を消去すると,

^{*55} 実用上支障とならない根拠については、付録 B.3 を参照されたい。

$$\frac{R_{\rm A}}{R_{\rm B}} = \left(\frac{D_{\rm A}}{D_{\rm B}}\right)^{1/b} \tag{6.2}$$

を得る。この式は、線源中心が(6.2)式を満たす点Lの軌跡上に存在することを意味している。平面幾何学によると、2 つの地点A及びBからの距離の比が一定 (p:q) となる点の軌跡は、p=qの場合に線分ABの垂直二等分線、 $p\neq q$ の場合に円となる。この円はApollonius* 56 の円 $^{[7]}$ と呼ばれ、その直径は、線分ABをp:qに内分及び外分する点を両端とする(図 6.1 参照)。なお、垂直二等分線の場合も、線分ABの無限延長上に中心を持つ巨大な円の円周の一部とみなせるので、以下ではApollonius円について議論する。

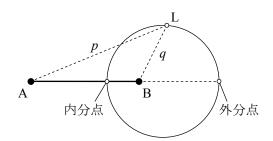


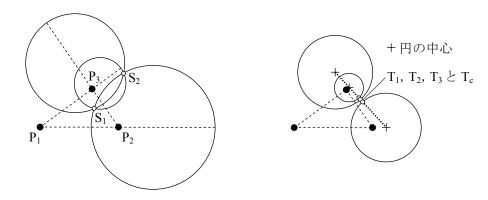
図 6.1 Apollonius の円

今,未知の線源中心に対し,任意の 3 地点 P_1 , P_2 及び P_3 における線量をそれぞれ D_1 , D_2 及び D_3 とする。このとき,線量比の 3 つの組合せ $D_1:D_2$, $D_2:D_3$ 及び $D_3:D_1$ に対し,(6.2) 式の関係を満たす 3 つの Apollonius 円を P_1 から P_3 を含む平面上に描くことができる(図 6.2 (a)参照)。その 3 つの Apollonius 円は,等力点(isodynamic point)と呼ばれる 2 つの共通交点 S_1 及び S_2 で交わる S_2 で したがって,その 2 つの等力点のいずれか一方に線源中心が存在するものと予想される。

局所的な減弱効果により線量値が(6.1)式の関係から大きく外れる場合には,稀に,等力点が存在しない場合がある(図 6.2 (b) 参照)。そのような場合は,各 Apollonius 円の円周と Apollonius 円の中心を通る直線との交点に Apollonius 円同士の近接点 T_1 , T_2 及び T_3 を見出せる。この場合は,これら 3 つの近接点の中心 T_c の近傍に線源中心が存在するものと予想される。

以上のとおり予想される線源中心位置 S_1 , S_2 または T_c (以下, これらを総称して「予想線源中心」という。)の具体的な算出方法については、付録 B に示す。

^{*56} Apollonius of Perga (紀元前 262~190 年頃)。円錐曲線に関する研究で著名な数学者。



- (a) 交点が存在する場合
- (b) 交点が存在しない場合

図 6.2 Apollonius 円の交点または近接点

線量を 4 地点以上で測定した場合, n 地点 ($n \ge 4$) から任意の 3 地点を選ぶ組合せは ${}_{n}C_{3}$ 通りある。そこで,これら複数の組合せから推定される予想線源中心を重ね合わせることにより,線源中心の探査範囲を狭めることができる。そして,狭められた探査範囲と実際の機器配置図とを照合することによって,最終的に線源中心を特定することができる。もし,その探査範囲に臨界想定機器が存在しない場合には,先に設定した係数 b の値が妥当でないことが疑われる。そのような場合には,係数 b の異なる値を用いて,再度,線源中心探査を行えばよい。

(3) 空間線量分布の推定

(6.1) 式中の係数 a 及び b は、測定地点 P_i (ただし、 $i=1, \dots, n$) から線源中心までの 距離 R_i と、 P_i における線量値 D_i を用いて、次のとおり決定される。任意の 2 地点 P_i 及び P_j におけるこれら距離及び線量の組 (R_i, D_i) 及び (R_j, D_j) を (6.1) 式に代入し、係数 a または b について解くと、

$$a = \exp\left(\frac{\ln R_i \ln D_j - \ln R_j \ln D_i}{\ln R_i - \ln R_j}\right)$$
(6.3)

$$b = \frac{\ln D_i - \ln D_j}{\ln R_i - \ln R_j}$$
 (6.4)

を得る。このとき, $R_i=R_j$ のとき,係数 a 及び b の値は無限大に,また, $D_i=D_j$ かつ $R_i\neq R_j$ のとき,係数 b の値はゼロになる。したがって, $R_i=R_j$ または $D_i=D_j$ となる組合せは,係数 a 及び b の推定には不適となる。

ここで、(6.4) 式は、当該室内における正確な機器配置が不詳な段階において、各々の測定地点における線量が機器の遮へい効果による局所減弱を受けているかどうかを判断するのに便利である。点源からの空間線量分布を仮定すると、係数 b の値はおよそー2 でなければならない。もし、係数 b の値が空間線量分布の傾きとして取り得る範囲(例えば、TRACY 炉室においては、第 4.4.2 節の図 4.9 及び第 4.5.2 節の図 4.14 に示した

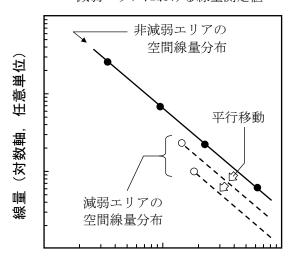
とおり、-1.4 ないし-2.1 の範囲)を逸脱する場合は、測定地点 P_i または P_j のいずれか一方の線量が局所減弱を受けているものと判断される。そこで、まず、局所減弱を受けていない場所(以下、「非減弱エリア」という。)の空間線量分布に対する係数 a 及び b の値を、係数 b が上記範囲内にある組合せのみを用いて算出する。そして、局所減弱を受けたと思われる場所(以下、「減弱エリア」という。)の空間線量分布については、**図** 6.3 及び次に示すとおり、非減弱エリアの空間線量分布を減弱エリアの線量測定値に平行移動することによって、簡便に推定することができる。

$$D = \left(\frac{D_0}{r_0^b}\right) r^b \tag{6.5}$$

ただし、 D_0 は減弱エリアにおいて線源中心から r_0 だけ離れた地点における線量、b は非減弱エリアでの空間線量分布に対する値と同値である。

もし、前述のパート (2) において、線源中心が明確に特定できていない場合は、(6.4) 式から求められる係数b の値を用いて、線源中心の探査を行えばよい。

- 非減弱エリアにおける線量測定値
- 減弱エリアにおける線量測定値



線源中心からの距離 (対数軸, 任意単位)

図 6.3 空間線量分布の推定手順の模式図

(4) 核分裂数の推定

(6.1) 式中の係数 a は、線源中心から単位距離 (1 m) だけ離れた位置における線量強度を表す。第 4.3.1 節及び第 4.4.2 節で述べたとおり、任意の測定地点における線量が核分裂数 $N_{\rm f}$ に比例することから、係数 a は、次のように書ける。

$$a = N_{\rm f} D_{\rm f} \tag{6.6}$$

ここで、 D_f は、線源中心から 1 m 離れた位置における 1 核分裂当たりの線量(以下、

「単位線量強度」という。)である。この式を $N_{\rm f}$ について解き、(6.3) 式と結びつけると、次式を得る。

$$N_{f} = \frac{a}{D_{f}} = \frac{1}{D_{f}} \exp\left(\frac{\ln R_{i} \ln D_{j} - \ln R_{j} \ln D_{i}}{\ln R_{i} - \ln R_{j}}\right)$$
(6.7)

単位線量強度 D_f は、当該臨界事故の状況や機器形状に応じて変化するが、事故調査結果に基づき、第 4.5.1 節で述べたシミュレーション解析を行うことによって、ほぼ正確に決定することができる。ただし、その解析で必要となる事故条件は、第 6.1 節で述べたとおり、発災直後では不詳な場合がほとんどである。そのような場合でも、臨界事故時の典型的な単位線量強度を事前に評価・準備しておけば、核分裂数の概数を早期に推定することが可能である。こうして推定された核分裂数は、あくまで暫定値としての位置付けではあるが、限られた情報の中で事後応急対策を的確にかつ速やかに検討・実施する上では極めて有用なものとなる。

溶液系臨界事故時の典型的な単位線量強度としては、TRACYでの臨界事故時線量計測実験で得られた知見 $^{[5,6]}$ を基に評価することができる。それによると,アラニン線量計で測定された中性子線及びガンマ線合算の吸収線量 D_{ny} について(21 ± 3)× 10^{-17} Gy/fission,ホウ酸リチウム線量計で測定されたガンマ線吸収線量 D_{γ} について(13 ± 2)× 10^{-17} Gy/fission,並びに両線量計で測定された線量の差分として求められる中性子線吸収線量 D_n について(8 ± 1)× 10^{-17} Gy/fissionである。これらの値は,TRACYにおいて過去に測定されたグロス線量 $^{[5,6]}$ を基にして,総合的に判断・評価したものである *57 。

上記の典型値に一般性を持たせるため、単位線量強度に直接影響を与える機器(容器)の壁を対象に、その肉厚の変化に対する単位線量強度の依存性について調査した。調査に当たっては、第 4.5.1 節で述べた連続エネルギーモンテカルロ計算コード MVP^[9]によるシミュレーション解析において、TRACY 炉心タンクの肉厚を変化させ、単位線量強度の変化傾向を評価した。その結果を図 6.4 に示す。一般的なステンレス鋼に対する単位線量強度の相対変化は、中性子線について±10 %程度、ガンマ線について±30 %程度と見積もられた。したがって、発災後早期における核分裂数の推定に当たり、上記の典型値を用いたとしても、およそ±30 %以内の精度で核分裂数の暫定値を取得できるものと考えられる。

^{*57} ここに示した単位線量強度は、図 4.5 (第 4.3.2 節) に示した値 (補間近似式) よりも若干小さい値となっている。これは、同図では、燃料保持運転(つまり残留ガンマ線成分の寄与が相対的に大きい運転) での計測値を含む評価値 (6) であることに起因している。一方、それより以前の TRACY 実験 [5] においては、燃料排液運転での計測値も取得されている。このため、TRACY における典型値としては、それらすべての計測値を平均して算出した。また、その誤差範囲は、それら単位線量強度が取り得る範囲として設定したものである。

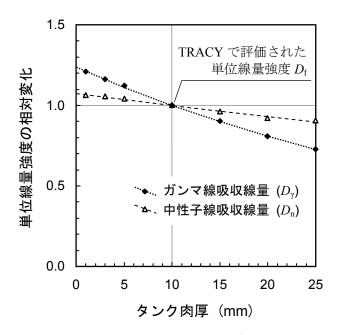


図 6.4 容器肉厚の変化に対する単位線量強度の依存性

6.3 遡及的評価法の検証

前節で述べた遡及的評価法を TRACY で模擬した臨界事故状況下に適用し、その実用性について検証する。以下、エリア線量計による線量計測(第 6.3.1 節)、線源中心の探査(第 6.3.2 節)、空間線量分布の推定(第 6.3.3 節)、及び核分裂数の推定(第 6.3.4 節)について記す。

6.3.1 エリア線量計による線量計測

TRACY 炉室を核燃料が取扱われる室内空間に見立て、第 6.2 節 (1) での考察を踏まえ、図 6.5 に示すとおり、エリア線量計を配置した。エリア線量計の配置に当たっては、実際の線源中心となる TRACY 炉心タンクのほか、図中の希釈槽、グローブボックス及び反射体水槽などを仮想的な臨界想定機器とみなし、それらの機器が含まれる平面上(床面から 1.75 m の高さ)に散置した。各測定地点の照射条件は、以下のとおりである。 P_1 から P_3 の 3 地点は線源からの直達線上に障害物がない位置、一方、 P_4 から P_7 の 4 地点は線源中心からの距離は同じであるが、放射線経路上の障害物が異なる位置である。このうち、 P_4 は線源からの直達線上に障害物がない位置、 P_5 はグローブボックス(安全棒駆動用配管及び弁を収納)の後方ではあるが直達線上には障害物がない位置、 P_6 は反射体水槽(空容器)の背後にある位置、 P_7 はオフガス採取・分析用の鉄鋼製機器類に周囲を取り囲まれた位置である。したがって、 P_4 での線量と P_5 、 P_6 及び P_7 での線量を比較することによって、グローブボックスの後方 (P_5) 、反射体水槽の背後 (P_6) 及び鉄鋼製機器の周囲 (P_7) での線量減弱状況を見積もることができる。

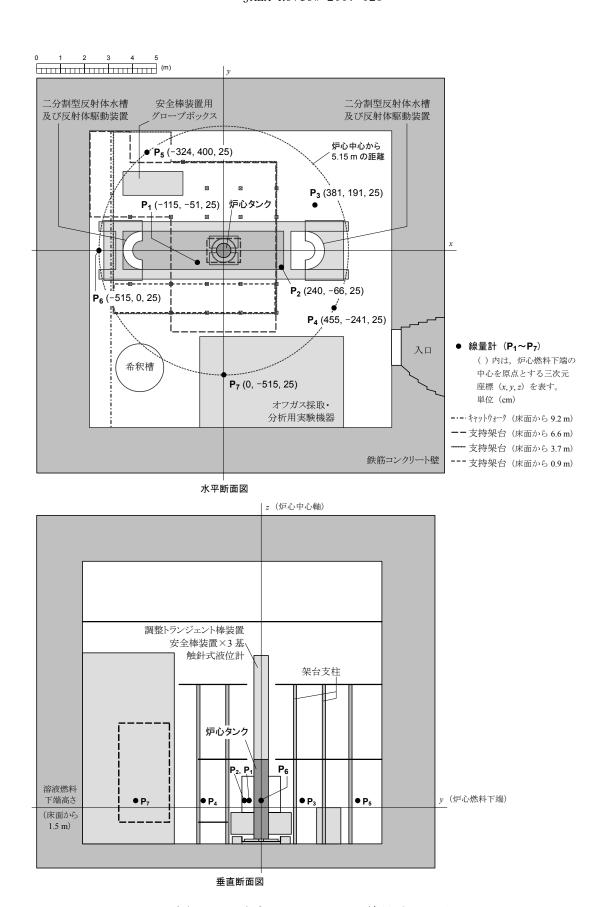


図 6.5 炉室内におけるエリア線量計の配置

線量測定値は、P₁からP₃の3地点については、表4.3(第4.2節)に示した測定値とした。 P4からP7の4地点の線量については、以下に示す条件で行った過渡出力運転において測定 した。溶液燃料組成は、ウラン濃度 379.3 gU/l, 遊離硝酸濃度 0.54 mol/l, 密度 1.5236 g/cm³ (いずれも 25 °Cにおける値),並びにウラン同位体比 ²³⁴U, ²³⁵U, ²³⁶U及び ²³⁸Uがそ れぞれ 0.08, 9.98, 0.01 及び 89.93 wt%である。反応度添加条件は、炉心タンク内溶液燃料 の初期液位 64.56 cm (添加反応度 2.97 \$ 相当),溶液燃料の初期温度 26.5 °Cにおいて,調 整トランジェント棒のパルス引抜きによるステップ状の反応度添加とした。この過渡出力 運転で生じた核分裂数は 6.06×10^{17} 個であった。このとき、第一出力パルス(ピーク出力 1,580 MW) 発生後の臨界継続時間は 2 秒間であり、過渡出力運転の終了と同時に炉心タン ク内の溶液燃料を排液した。その他、エリア線量計の設置については、第 4.2 節(2)で示 した方法と同様である。すなわち、アルミニウム製スタンドにアラニン線量計及びホウ酸 リチウム線量計をそれぞれ 3 個ずつ装着し、配置した。なお、この過渡出力運転で測定さ れた線量値については、放射線経路上に障害物が存在しないP4で測定された 1 核分裂当た りのグロス線量が、図 4.5 (第 4.3.2 節) に示したグロス線量*58の空間線量分布の延長上に ほぼ重なることから、これらの空間線量分布が整合していることを確認した。また、第 4.3.2 節で述べたとおり、臨界事故時に観測される線量を単位核分裂数当たりに規格化して も一般性を失わないことから、各地点で測定された線量を 1×10^{17} 核分裂相当に換算した。 アラニン線量計で測定された中性子線及びガンマ線合算のグロス線量 (D_{nv}) , ホウ酸リ チウム線量計で測定されたガンマ線グロス線量 (D_v) 及び両線量計測定値の差分として算 出された中性子線吸収線量 (Dn) の計測結果を表 6.1 に示す。各測定値の誤差 (1 標準偏差 相当)は、主として核分裂数の評価誤差(1標準偏差相当で約6%)に起因するものである。

	測知	定位置(i	m)	線源中心		グロス線量 D (Gy	7) [†]
ID	(図	3 6.5 参照	∄)	からの - 距離 <i>R</i>	アラニン	ホウ酸リチ	中性子線
	x	у	Z	(m)	線量計 (D _{ny})	ウム線量計 (<i>D</i> _γ)	吸収線量 (D _n =D _{nγ} -D _γ)
\mathbf{P}_1	-1.15	-0.51	0.25	1.26	15.1 ± 1.0	9.48 ± 0.92	5.62 ± 0.57
P_2	2.40	-0.66	0.25	2.49	4.25 ± 0.34	2.69 ± 0.30	1.56 ± 0.19
P ₃	3.81	1.91	0.25	4.26	1.66 ± 0.14	1.03 ± 0.11	0.63 ± 0.08
P_4	4.55	-2.41	0.25	5.15	1.26 ± 0.08	0.79 ± 0.07	0.47 ± 0.04
P_5	-3.24	4.00	0.25	5.15	1.05 ± 0.07	0.69 ± 0.06	0.36 ± 0.03
P_6	-5.15	0.00	0.25	5.15	0.71 ± 0.05	0.45 ± 0.04	0.26 ± 0.02
\mathbf{P}_7	0.00	-5.15	0.25	5.15	0.78 ± 0.05	0.47 ± 0.06	0.31 ± 0.04

表 6.1 エリア線量計による線量計測結果

[†] 核分裂数 1×10¹⁷個相当の臨界事故状況下におけるグロス線量。

^{*58} 測定位置 P_1 から P_3 及び炉心タンク表面 (P_0) における測定値。

上表において、線源中心からの距離が等しい P_4 から P_7 における線量を比較すると、グローブボックスの後方 (P_5) 、反射体水槽の背後 (P_6) 、鉄鋼製機器の周囲 (P_7) における線量減弱率は、各線量 $D_{n\gamma}$ 、 D_{γ} 及び D_n とも、それぞれ約 80 %、約 55 %及び約 65 %と見積もられた。

6.3.2 線源中心の探査

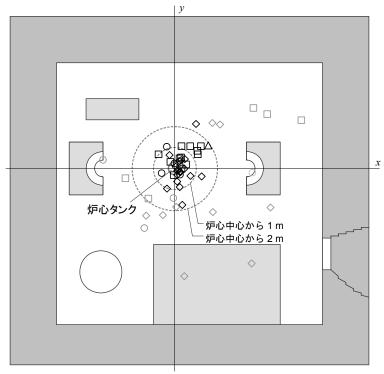
臨界事故時の線源中心を探査するのに適している放射線は、一般に、ガンマ線よりも中性子線である。なぜなら、ガンマ線空間線量分布は、臨界事故後に放出される残留ガンマ線だけでなく、発災前後の局所的な背景ガンマ線の影響を受ける可能性があるためである。ただし、TRACY 炉室におけるガンマ線背景線量(残留ガンマ線成分線量)は、第 4.6 節で述べたとおり、ガンマ線グロス線量の 20 %程度以下と見積もられた。このため、TRACYにおいては、中性子線と同様にガンマ線についても、線源中心の探査に供することができる。

(6.2) 式に初期値として b=-2 を代入し、表 6.1 に示した 7 つの測定地点から任意の 3 地点を選ぶ 35 通り ($=_7C_3$) の組合せに対し、線源中心の探査を行った。これら 35 ケース のうち、4 ケースは線源中心から各測定地点までの 3 つの放射線経路のすべてに障害物が ないもの、18 ケースは 1 経路に障害物があるもの、12 ケースは 2 経路に障害物があるもの、1 ケースは 3 経路すべてに障害物があるものである。これら 35 ケースの組合せに対し、各線量 $D_{n\gamma}$, D_{γ} 及び D_n のそれぞれについて、予想線源中心が 53 箇所見出された。予想線源中心の空間分布を図 6.6 に示す。なお、同図に示した結果は、初期値として b=-2 を代入したものであるが、次の第 6.3.3 節で求められる正確な b 値(表 6.2 参照)を用いてもほぼ同様の結果が得られる。

(図 6.6 中の凡例)

予想線源中心*

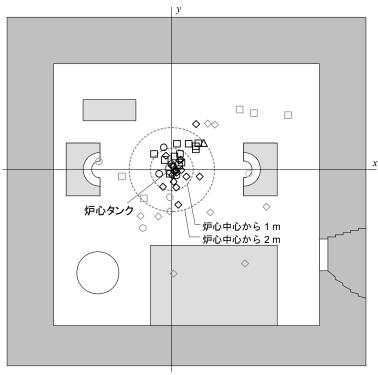
- ○○ 3経路のすべてに障害物なし
- ◇ ◇ 3経路のうち1経路に障害物あり
- □□ 3経路のうち2経路に障害物あり
- △ △ 3経路のすべてに障害物あり
- * 淡色の記号は、Apollonius 円の2つの交点のうち、 炉心タンクから見て遠方のものを表す。



炉室水平断面図

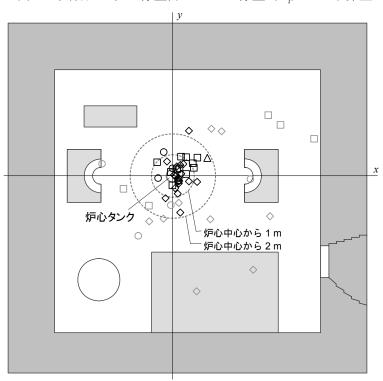
(a) アラニン線量計のグロス線量 (D_{ny}) による探査

図 6.6 探査された予想線源中心の分布 (次頁につづく)



炉室水平断面図

(b) ホウ酸リチウム線量計のグロス線量 (D_{γ}) による探査



炉室水平断面図

(c) 中性子線吸収線量 (Dn) による探査

図 6.6 (つづき) 探査された予想線源中心の分布

図 6.6 によると、全 35 ケースの組合せについて、2 つの予想線源中心のうち少なくとも 1 つは、実際の線源中心(すなわち TRACY 炉心タンク)からおよそ 2 m の範囲内に見出される。このとき、各組合せについて、線源中心から 3 地点までの放射線経路のうち障害物が存在する経路の数が増えるにつれて、予想線源中心は、実際の線源中心から遠ざかる傾向にある。この傾向は、障害物の遮へいによる局所減弱によって、線量測定値が(6.1)式の関係から逸脱し、Apollonius 円が正しく描画されないことに起因している。したがって、十分な探査精度を確保するためには、臨界想定機器を直視できる位置に少なくとも 1 組のエリア線量計を配置することが望ましい。その上で、探査された予想線源中心を重ね合わせることによって、線源中心の探査範囲を半径 1 m 程度の範囲内に限定することができる。そして、その限定された探査範囲と機器配置図面とを照合することにより、臨界発生機器をほぼ確実に特定することが可能である。もし、臨界事故後に燃料移送があり、残留ガンマ線のサーベイによる線源中心探査が困難な場合でも、この幾何学的考察に基づく探査法であれば、線源中心を十分特定し得ると考えられる。

6.3.3 空間線量分布の推定

線源中心が特定されれば、そこから各測定地点までの距離を測ることができる。空間線量分布の係数 a 及び b は、全測定地点の中から 2 地点を選び、線源中心から測定地点までの距離 R とその位置での線量 D ($D_{n\gamma}$, D_{γ} または D_{n}) の組を用いて、それぞれ (6.3) 式と (6.4) 式から求められる。

ここで、線源中心から同距離にある 4 地点 P_4 , P_5 , P_6 及び P_7 から 2 地点を選ぶ 6 通り $(=_4C_2)$ のケースについては、係数 a 及び b の推定に供することはできない。なぜなら、これらは距離 R が同値であり、(6.3) 式及び (6.4) 式において有限の値を取らないためである。したがって、係数 a 及び b は、この b ケースを除く b ケース(b クースを除く b クースを除く b クースを除く b の推定結果を表 b の組 b の形で、空間線量分布の係数 b の推定結果を表 b の推定結果を表 b の推定結果を表 b の推定結果を表 b の b

表 6.2	空間線量分布の係数 a 及び b の推定結果	
衣 6.2	空间級重分中の係級 a 及い b の推正結果	

組合せ番号 (P _i , P _j)	アラ 線量 (<i>D</i>	計	ホウ酸 ウム緩 (<i>D</i>	量計	中性· 吸収; (D	線量
(, ,),	<i>a</i> (Gy) †	b	<i>a</i> (Gy) †	b	<i>a</i> (Gy) †	b
1. (P ₁ , P ₂)	23.2	-1.86	14.5	-1.85	8.7	-1.88
2. (P_1, P_3)	23.0	-1.81	14.4	-1.82	8.5	-1.80
3. (P_1, P_4)	22.7	-1.76	14.3	-1.76	8.4	-1.76
4. (P_1, P_5)	23.4	-1.89	14.6	-1.86	8.8	-1.95
5. (P_1, P_6)	24.9*	-2.17*	15.6*	-2.16*	9.3*	-2.18*
6. (P_1, P_7)	24.6	-2.10	15.5*	-2.13*	9.0	-2.04
7. (P ₂ , P ₃)	21.0	-1.75	13.7	-1.79	7.3	-1.69
8. (P_2, P_4)	19.6	-1.67	12.5	-1.69	7.0	-1.65
9. (P_2, P_5)	24.6	-1.92	14.8	-1.87	9.8	-2.02
10. (P_2, P_6)	40.2*	-2.46*	25.4*	-2.46*	14.8*	-2.47*
11. (P_2, P_7)	35.7*	-2.33*	24.0*	-2.40*	11.4*	-2.18*
12. (P ₃ , P ₄)	13.6	-1.45	7.8	-1.40	5.9	-1.54
13. (P_3, P_5)	54.9*	-2.41*	22.0*	-2.11*	45.3*	-2.95*
14. (P ₃ , P ₆)	1090.5*	-4.48*	575.3*	-4.36*	543.8*	-4.66*
15. (P ₃ , P ₇)	531.7*	-3.98*	412.7*	-4.14*	111.3*	-3.57*
*印の値を除いた 平均値と 標準偏差	21.7 ±3.4	−1.80 ±0.18	13.3 ±2.3	−1.76 ±0.16	8.2 ±1.2	−1.81 ±0.17

 $^{^\}dagger$ 核分裂数 1×10^{17} 個相当の臨界事故状況下におけるグロス線量に基づく評価値。

上表において、3 つの線量 $D_{n\gamma}$, D_{γ} 及び D_{n} に基づく係数 a 及び b の推定値(全 45 ケース)のうち、19 ケースについては、係数 b が空間線量分布の傾きとして取り得る範囲内(-2.1 $\leq b \leq -1.4$)にないとの理由により不適となり、残る 26 ケースが有効なものとして採用された。採用された係数 a 及び b の平均値を用いて非減弱エリアの空間線量分布を図示すると、図 6.7 のとおりとなる。同図には、局所的な減弱を受けていない P_{1} から P_{4} の各地点における線量測定値も示した。なお、測定値の誤差棒は 1 標準偏差相当を示している。

^{*} 空間線量分布の傾きを示す係数 b の値が不適として、平均処理から除いたもの。

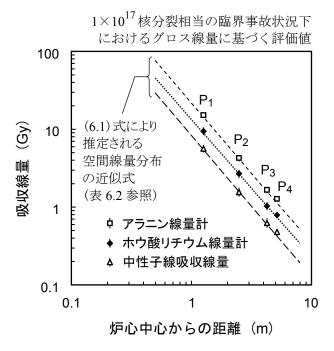
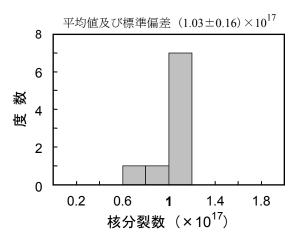


図 6.7 推定された空間線量分布

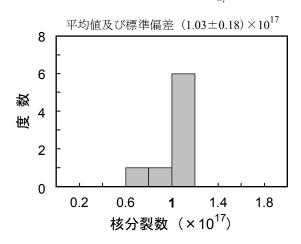
上図から,局所的に減弱を受けたと思われる線量値を除くことにより,非減弱エリアの空間制線量分布をほぼ正確に再現できることが示された。さらに,減弱エリアの空間線量分布についても,局所減弱を受けた測定地点 $(P_5, P_6$ 及び $P_7)$ から線源中心までの距離 R_0 とそこでの線量測定値 D_0 を (6.5) 式に代入することで,簡便に推定することができる。このように室内空間の局所減弱状況を加味した空間線量分布は,事故現場に居合わせた作業員の外部被ばく線量評価値を裏付ける物理的証拠として極めて有用である。

6.3.4 核分裂数の推定

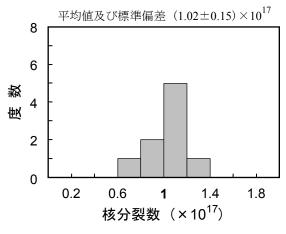
核分裂数 $N_{\rm f}$ は、表 6.2 において採用された 26 ケースの係数 a を用いて、(6.7) 式から求めることができる。ここで、(6.7) 式中の単位線量強度 $D_{\rm f}$ については、第 6.2 節 (4) で示した溶液系臨界事故時の典型値(TRACY における評価値)を用いた。推定された核分裂数を図 6.8 に示す。



(a) アラニン線量計のグロス線量 $(D_{n\gamma})$ による推定値



(b) ホウ酸リチウム線量計のグロス線量 (D_{γ}) による推定値



(c) 中性子線吸収線量 (*D*_n) による推定値 **図 6.8** 推定された核分裂数 図 6.8 から,核分裂数の推定値は $(0.6\sim1.4)\times10^{17}$ 個(核分裂数の真値である 1×10^{17} 個の ±40 %)の範囲内にあることが分かる。それらの平均値は真値に極めて近く,また,その変動係数(平均値に対する標準偏差の比)は ±20 %程度と見積もられた。この良好な一致は,TRACY において評価された正確な単位線量強度の値を用いたことによる当然の結果であり,推定値そのものに対する考察は不要である。むしろその変動係数が,実際の臨界事故に適用する際の推定精度を示す重要な指標となる。すなわち,シミュレーション解析によって当該体系における単位線量強度が正確に求められれば,核分裂数を ±20 %程度の精度で推定できることを意味している。また,単位線量強度が不詳なため,溶液系臨界事故時の典型値(TRACY における評価値)を用いたとしても,典型値の変化範囲 ±30 %程度(図 6.4 参照)と合わせ,およそ ±50 %の精度で核分裂数を推定できることが示された。この ±20 %ないし ±50 %程度という推定精度は,発災後早期における事故規模の把握や事後応急対策の検討・実施に当たっては,十分実用的なものである。

6.4 まとめ

総じて不測の事態となる臨界事故において、事故状況を確実かつ速やかに把握することを目的として、アラニン線量計及びホウ酸リチウム線量計をエリア線量計として用いる遡及的評価法を着想した。その具現化に当たっては、TRACY での臨界事故時線量計測実験で得られた知見及び幾何学的考察に基づき、エリア線量計による線量計測、臨界事故を起こした機器(線源中心)の探査、事故現場近傍の空間線量分布の推定、及び核分裂数の推定に係る具体的方法を検討した。そして、この遡及的評価法の実用性を検証するため、TRACYで模擬した臨界事故状況下に適用した結果、以下の点が明らかとなった。

(1) エリア線量計による線量計測

臨界事故時の空間線量をエリア線量計によって確実に計測するため、エリア線量計の設置基準について検討した結果、次のことが判明した。エリア線量計として用いるアラニン線量計及びホウ酸リチウム線量計の計測範囲と臨界事故時において取り得る線量範囲との比較から、臨界となるおそれのある機器(臨界想定機器)からおよそ 5 m の範囲をカバーするように、線量計を配置すればよいことが分かった。そうすることで、アラニン線量計及びホウ酸リチウム線量計の少なくとも一方で、臨界事故時の空間線量を確実に計測することができる。

このとき、同一室内空間に複数存在する臨界想定機器から臨界となった機器(臨界発生機器)を特定するために、臨界想定機器が含まれる同一平面上にエリア線量計を配置する。ただし、そのエリア線量計を配置する平面(測定平面)の高さは、臨界想定機器の設置高さと完全に一致させる必要はなく、臨界想定機器が測定平面から±1 m 程度の範囲内にあれば、実用上支障はない。もし、臨界想定機器が異なる高さ範囲(例えば、中二階、中三階など)に複数存在する場合には、それぞれの高さ範囲にエリア線量計を配置することで対応できる。

また、次の(2)で得られた知見として、線源中心の探査において十分な精度を確保す

るためには、臨界想定機器を直視できる位置に少なくとも 1 組のエリア線量計を配置することが望ましいことも指摘された。

(2) 線源中心の探査

室内空間の任意の 3 地点において線量を測定し、それらの線量比を幾何学的考察に基づき処理すると、線源中心として予想される位置(予想線源中心)が 1 箇所または 2 箇所見出される。4 地点以上で線量を測定すれば、それらのうち 3 地点を選ぶ組合せから、複数の予想線源中心が見出される。その複数の予想線源中心を重ね合せることにより、線源中心の探査範囲を限定することができる。

そこで、TRACY 炉室内に配置した 7 地点のエリア線量計の線量比から線源中心を探査したところ、各組合せにおいて見出される予想線源中心のうち少なくとも 1 つは、実際の線源中心(すなわち TRACY 炉心タンク) からおよそ 2 m の範囲内に見出されることが分かった。このとき、各組合せについて、線源から 3 地点までの放射線経路のうち障害物が存在する経路の数が増えるにつれて、予想線源中心は、実際の線源中心から遠ざかる傾向が見られた。このことから、上記(1)にも記したが、線源中心の探査において十分な精度を確保するためには、臨界想定機器を直視できる位置に少なくとも 1 組のエリア線量計を配置することが望ましい。その上で、探査された予想線源中心を重ね合わせることによって、線源中心の探査範囲を半径 1 m 程度の範囲内に限定できることを示した。この程度の探査範囲であれば、室内の機器配置図面と照合することにより、臨界発生機器をほぼ確実に特定することが可能である。もし、臨界事故後に燃料移送があり、残留ガンマ線のサーベイによる線源中心探査が困難な場合でも、この幾何学的考察に基づく探査法であれば、線源中心を十分特定し得ると考えられる。

(3) 事故現場近傍の空間線量分布の推定

臨界事故時の空間線量分布は、線源中心からの距離を R、その位置での線量を D として、単純な累乗関数 ($D=aR^b$) により近似することができる。この 2 つの係数 a 及び b は、線源中心が特定された後、全測定地点の中から 2 地点を選び、それらの距離 R と線量 D の組を上記累乗関数に代入して得られる連立方程式を解くことで求められる。ここで、係数 b は空間線量分布の傾きを表しており、その傾きの次数から、各地点の線量が機器の遮へい効果による局所減弱を受けているかどうかを判断することができる。つまり、係数 b の値が空間線量分布の傾きとして取り得る範囲を逸脱する場合は、係数 b の算出に使用した b つの測定地点のいずれか一方の線量が局所減弱を受けているものと判断される。そこで、まず、係数 b が適正な範囲内にある組合せのみを用いて、局所減弱を受けていない場所(非減弱エリア)の空間線量分布に対する係数 b 及び b の値を算出する。そして、局所減弱を受けたと思われる場所(減弱エリア)の空間線量分布は、非減弱エリアの空間線量分布を減弱エリアの線量測定値に平行移動することによって、簡便に推定することができる。

TRACY 炉室内に配置した 7 地点のエリア線量計の線量測定値から空間線量分布を推定したところ,局所減弱を受けたと思われる線量値を除くことにより,非減弱エリアの

空間間線量分布をほぼ正確に再現できることが示された。さらに、減弱エリアの空間線量分布についても、非減弱エリアの空間線量分布を平行移動することで、簡便に推定できることを指摘した。このように室内の局所減弱状況を加味した空間線量分布は、事故現場に居合わせた作業員の外部被ばく線量評価値を裏付ける物理的証拠として極めて有用である。

(4) 核分裂数の推定

上記 (3) で推定された空間線量分布の係数 a は、線源中心から単位距離 (1 m) だけ離れた位置における線量強度を表している。任意の測定地点における線量が核分裂数に比例することから、係数 a を、線源中心から 1 m 離れた位置における 1 核分裂当たりの線量 (単位線量強度) で除することにより、核分裂数を推定することができる。ここで、単位線量強度は、当該臨界事故の状況や機器形状に応じて変化するが、事故調査結果に基づくシミュレーション解析によって、ほぼ正確に決定することができる。発災後早期の段階において単位線量強度が不詳な場合でも、TRACY において評価された単位線量強度を溶液系臨界事故時の典型値として参照することにより、核分裂数の概数を推定することが可能である。

TRACY 炉室内に配置した 7 地点のエリア線量計の線量測定値から核分裂数を推定したところ、その推定値は真値の±40 %の範囲内で算出され、それらの変動係数 (平均値に対する標準偏差の比) は±20 %程度と見積もられた。この良好な一致は、TRACY において評価された正確な単位線量強度を用いたことによる当然の結果であり、むしろその変動係数が、実際の臨界事故に適用する際の推定精度を示す重要な指標となる。すなわち、シミュレーション解析によって当該体系における単位線量強度が正確に求められれば、核分裂数を±20 %程度の精度で推定できることを意味している。また、単位線量強度が不詳なため、溶液系臨界事故時の典型値 (TRACY における評価値)を用いたとしても、その典型値の変化範囲(±30 %程度)と合わせ、およそ±50 %の精度で核分裂数を推定できることが示された。この±20 %ないし±50 %程度という推定精度は、発災後早期における事故規模の把握や事後応急対策の検討・実施に当たっては、十分実用的なものである。

参考文献

- [1] 例えば、JCO 臨界事故調査支援原研タスクグループ、*JCO 臨界事故における原研の* 活動、JAERI-Tech 2000-074、日本原子力研究所 (2000).
- [2] T. Kojima, R. Tanaka, "Polymer-Alanine Dosimeter and Compact Reader," *Int. J. Appl. Radiat. Isot.*, **40**, 851 (1989).
- [3] N. Soramasu, Y. Yasuno, "Perfectly Tissue-Equivalent TLD Phosphor Li₂B₄O₇ (Cu, Pb)," *Proc. 9th Int. Congr. Radiation Protection (IRPA)*, Vienna, Austria, April 14–19, 1996, Austrian Association for Radiation Protection, Vol. 4, p. 312 (1996).
- [4] T. P. McLaughlin, S. P. Monahan, N. L. Pruvost, et al., A Review of Criticality Accidents

- (2000 Revision), LA-13638, Los Alamos National Laboratory (2000).
- [5] H. Sono, H. Yanagisawa, A. Ohno, *et al.*, "Measurement of Neutron and Gamma-Ray Absorbed Doses under Criticality Accident Conditions at TRACY Using Tissue-Equivalent Dosimeters," *Nucl. Sci. Eng.*, **139**[2], 209 (2001).
- [6] H. Sono, H. Yanagisawa, A. Ohno, *et al.*, "Evaluation of Gamma-Ray Dose Components in Criticality Accident Situations," *J. Nucl. Sci. Technol.*, **42**[8], 678 (2005).
- [7] C. V. Durell, *Modern Geometry: The Straight Line and Circle*, Macmillan, London, p. 16 (1928).
- [8] R. A. Johnson, Advanced Euclidean Geometry: An Elementary Treatise on the Geometry of the Triangle and the Circle, Dover Publications, Mineola, NY, p. 294 (1960).
- [9] Y. Nagaya, K. Okumura, T. Mori, et al., MVP/GMVP II: General Purpose Monte Carlo Codes for Neutron and Photon Transport Calculations Based on Continuous Energy and Multigroup Methods, JAERI 1348, Japan Atomic Energy Research Institute (2005).

第7章 結 論

我が国において初めて周辺住民の避難を要する原子力災害となった JCO 臨界事故 (1999年9月30日発生)を契機に、原子力施設が持つ潜在的危険性を考慮し、事故対応能力の向上が強く求められるようになった。臨界事故など不測の事態において事後応急対策(緊急被ばく医療の実施、周辺住民の避難措置の解除等)を的確かつ迅速に行うためには、事故状況及び放射線影響を早期に評価できる新技術の導入が不可欠であった。このため、本研究では、第1章で述べた既存の評価法の迅速化及び高精度化を図る新たな方法として、(I)放射線感度が人体筋肉と等価なアラニン線量計及びホウ酸リチウム線量計の組合せ使用による「中性子線及びガンマ線人体吸収線量計測技術」を開発(第3章及び第4章)し、(II)その計測技術の「臨界事故影響評価への応用」に関する研究(第5章及び第6章)を行った。それらの開発及び応用に関する研究に当たっては、第2章で述べた過渡臨界実験装置 TRACY で模擬した臨界事故条件下における線量計測実験とそのシミュレーション解析が基になっている。以下、本研究の成果を総括するとともに、本研究成果の波及効果と今後の展望について述べ、結論とする。

1. (I) 中性子線及びガンマ線人体吸収線量計測技術の開発 (その 1)

一 第 3 章 組織等価線量計による人体吸収線量計測技術の検討 一

臨界事故時線量評価の迅速化に資するため,線量計と人体組織との放射線感度補正が不要な組織等価線量計による人体吸収線量計測技術を検討した。組織等価線量計のアラニン線量計及びホウ酸リチウム線量計の組合せ使用による人体吸収線量計測技術の臨界事故状況下への適用を検討するため,両線量計の放射線感度特性,線量計測範囲及び線量応答について評価した。その結果,両線量計の放射線感度に係る類似性及び相違性を利用することにより,中性子線及びガンマ線に対する人体吸収線量を弁別計測できることを示した。さらに,アラニン線量計とホウ酸リチウム線量計の計測範囲がそれぞれ $1\sim10^5$ Gy 及び $10^5\sim10^3$ Gy であり,臨界事故時の高線量下での使用に十分耐える計測範囲であること,また,両線量計を組合せて使用する場合の線量計測範囲が $1\sim10^3$ Gy であり,緊急被ばく医療を必要とする線量範囲($1\sim$ 数十 Gy)を広くカバーできることを明らかにした。

その他,ガンマ線用線量計として使用するホウ酸リチウム線量計の中性子線吸収線量(すなわち擬似ガンマ線成分線量)が,主に 6 Li 及び 10 B の (n,α) 反応によるものであることから,その擬似ガンマ線成分線量の評価に当たっては,アルファ 粒子を介する中性子線吸収線量と電子を介するガンマ線吸収線量の感度比(中性子線量対ガンマ線量感度比)として 0.84 ± 0.29 を考慮しなければならないことを指摘した。

2. (I) 中性子線及びガンマ線人体吸収線量計測技術の開発 (その 2)

- 第4章 臨界事故時放射線放出特性の定量的評価 -

臨界事故時線量評価の高精度化に資するため、アラニン線量計及びホウ酸リチウム線量 計の組合せ使用に基づく線量計測を対象に、溶液系臨界事故時の放射線放出特性の定量的 な評価を行った。評価対象としたのは,放射線計測上考慮すべきものとして,臨界継続中の中性子線成分(または擬似ガンマ線成分),即発ガンマ線成分及び遅発ガンマ線成分,並びに臨界停止後の残留ガンマ線成分である。その評価に当たり,TRACYで模擬した臨界事故状況下における線量計測実験とそのシミュレーション解析を行った結果,各成分線量及びそれらの総和としてのグロス線量並びにそれらの空間分布は,1 核分裂当たりに規格化しても一般性を失わないことを示した。また,それらの空間線量分布は,TRACYのような体積源の近傍など一般には距離の逆二乗則が成立しない場合であっても,線源からの距離の累乗関数(例えば $y=ax^b$ など)によって補間近似できることを指摘した。

さらに、中性子線成分(または擬似ガンマ線成分)、即発ガンマ線成分、遅発ガンマ線成分及び残留ガンマ線成分の線量割合は、各成分の空間線量分布の傾きの違いにより、空間的に変化することを明らかにした。そして、臨界継続中の正味の線量を求めるためにグロス線量から除くべき放射線成分の線量割合は、臨界停止後直ちに溶液燃料を排液した場合(燃料排液運転時)、アラニン線量計について残留ガンマ線成分の2~8%、ホウ酸リチウム線量計について残留ガンマ線成分の11~17%と見積もられた。臨界停止後も溶液燃料を保持し続けた場合(燃料保持運転時)には、残留ガンマ線成分が燃料排液運転時の値の約2.2倍となるため、上記3成分の割合はそれぞれ4~15%、6~23%及び11~15%となる。このうち、ガンマ線用線量計として用いるホウ酸リチウム線量計の擬似ガンマ線成分は、中性子線及びガンマ線弁別上の不確かさの要因となるが、その寄与はグロス線量の11~17%の範囲であり、発災後早期の段階において初期推定値として評価する限りにおいては、十分許容される程度であることを示した。

3. (II) 新計測技術の臨界事故影響評価への応用(その1)

一 第 5 章 臨界事故時個人線量計としての応用 一

アラニン線量計及びホウ酸リチウム線量計の組合せ使用による人体吸収線量計測技術の臨界事故時個人線量計としての実用性を検証するため、TRACYで模擬した臨界事故状況下において人体模型を用いた線量計測実験とそのシミュレーション解析を行った。その検証に当たり、まず、人体吸収線量に対する体表線量測定値の正確性について評価した結果、ホウ酸リチウム線量計の擬似ガンマ線成分の寄与と、アラニン及びホウ酸リチウムと人体筋肉との放射線感度(カーマ係数)の違いに起因する線量差とが相殺する方向に働き、結果として、体表線量を±20%程度以内の精度で測定できることを明らかにした。この測定精度は、緊急被ばく医療への情報提供において許容される評価精度(発災後48時間以内で±50%程度、1週間以内で±25%程度)と比べても、十分実用に耐えるものである。

次に、体内線量に対する体表線量測定値の代表性を定量的に評価するため、ファントム内部の平均線量に対するファントム表面の線量の比を「体内線量代表係数」として導入した。この係数を用いることにより、個人線量計により体表線量が測定されたとき、それを体内線量代表係数で除することによって、体内平均の吸収線量を簡便に推定することが可能となる。このとき、体内線量分布は中性子線とガンマ線とで大きく異なるため、中性子線とガンマ線それぞれについて体内線量代表係数を評価しなければならないこと、その上

で、体表線量から体内線量を推定する際には、放射線源と人体及び個人線量計の位置関係を考慮しなければならないことを指摘した。そして、体表線量及び体内線量の相関を評価した結果、両線量計による体表線量測定値の体内線量代表係数は、ガンマ線についておよそ 1.4 (前面)~0.6 (背面)、中性子線についておよそ 1.8 (前面)~0.5 (背面) の範囲と見積もられた。実際の臨界事故においては、体内線量代表係数は、事故現場から退避した作業員からの聴き取り調査を踏まえ、臨界事故となった機器(放射線源)に対する人体の向きなどを勘案して決定される。このとき、退避時の行動が不詳であっても、上述の体内線量代表係数の範囲により、個人線量計で測定した体表線量から体内線量を推定する際の不確かさの範囲(体内線量が取り得る線量範囲)を限定することが可能となった。

4. (II) 新計測技術の臨界事故影響評価への応用 (その 2)

一 第 6 章 臨界事故状況の遡及的評価に関する応用 ―

臨界事故状況を確実かつ速やかに把握することを目的として、アラニン線量計及びホウ酸リチウム線量計をエリア線量計として用いる遡及的評価法を提唱し、その実用性をTRACYで模擬した臨界事故状況下において検証した。検証の結果、以下の 4 点を明らかにした。

第一に、エリア線量計の設置基準について検討した結果、臨界となるおそれのある機器(臨界想定機器)からおよそ5mの範囲をカバーするように、線量計を配置すればよいことが分かった。そうすることで、アラニン線量計及びホウ酸リチウム線量計の少なくとも一方で、臨界事故時の空間線量を確実に計測することができる。また、線源中心探査において十分な精度を確保するためには、臨界想定機器を直視できる位置に少なくとも1組のエリア線量計を配置することが望ましいことも指摘された。

第二に、線源中心の探査について検証した結果、線源中心として予想される位置(予想線源中心)は、実際の線源中心(臨界発生機器)からおよそ2mの範囲内に見出され、探査された複数の予想線源中心を重ね合わせることによって、線源中心の探査範囲を半径1m程度の範囲内に限定することができることを示した。この程度の探査範囲であれば、室内の機器配置図面と照合することにより、臨界発生機器をほぼ確実に特定することが可能である。もし、臨界事故後に燃料移送があり、残留ガンマ線のサーベイによる線源中心探査が困難な場合でも、この探査法であれば、線源中心を十分特定し得ると考えられる。

第三に、事故現場近傍の空間線量分布の推定について検証した結果、室内機器により局所減弱を受けたと思われる線量測定値を除くことによって、局所減弱を受けていない場所(非減弱エリア)の空間間線量分布をほぼ正確に再現できることを示した。さらに、局所減弱を受けたと思われる場所(減弱エリア)の空間線量分布についても、非減弱エリアの空間線量分布を減弱エリアの線量測定値に平行移動することで、簡便に推定できることを指摘した。このように室内の局所減弱状況を加味した空間線量分布は、事故現場に居合わせた作業員の外部被ばく線量評価値を裏付ける物理的証拠として極めて有用である。

第四に、核分裂数の推定について検証した結果、その推定値は真値の±40 %の範囲内で 算出され、それらの変動係数(平均値に対する標準偏差の比)は±20 %程度と見積もられ た。このとき、核分裂数の算出に当たっては、当該体系の線源中心から 1 m 離れた位置における 1 核分裂当たりの線量(単位線量強度)を必要とするが、発災後早期において単位線量強度が不詳であっても、溶液系臨界事故時の典型値(TRACYにおける評価値。その変化範囲は±30%程度)を用いることによって、およそ±50%の精度で核分裂数を推定できることを示した。この±20%ないし±50%程度という推定精度は、発災後早期における事故規模の把握や事後応急対策の検討・実施に当たっては、十分実用的なものである。

本研究において新たに開発した,アラニン線量計及びホウ酸リチウム線量計の組合せ使用による中性子線及びガンマ線人体吸収線量計測技術と,それに基づく溶液系臨界事故時の放射線放出特性の定量的評価によって,臨界事故時線量評価の迅速化及び高精度化を図ることができた。また,その計測技術を個人線量計として応用することにより,事故現場に居合わせた作業員の外部被ばく線量を迅速かつ高精度で推定することが可能となった。さらに,両線量計をエリア線量計として使用することにより,臨界事故状況に係る情報として線源中心,事故現場近傍の空間線量分布及び核分裂数を正確かつ速やかに把握することも可能にした。これらのことによって,臨界事故対応においてこれまで懸案となっていた緊急被ばく医療の適切かつ効果的な実施及び事後応急対策の的確かつ迅速な実施に大きく貢献することができる。

また、本計測技術は、高線量環境下での被ばく影響に係る実験研究を行う上で有用であり、今後、保健物理に関する研究分野でその利用が見込まれる。さらに、その計測技術の事故影響評価への応用に関しては、臨界事故のみならず放射線事故全般に、また、平常時においても計画被ばく措置などを要するような高線量環境下の放射線管理に適用することも可能である。したがって、本計測技術の開発と応用によって、放射線計測、保健物理、放射線管理、原子力防災など多岐にわたる分野への広範な波及効果が期待できる。

原子力産業の持続的な発展を今後も維持していくためには、臨界事故など社会に与える 影響が大きい事故・災害の発生を未然に防止することは言うまでもない。それに加え、万 一事故が発生した場合にも応急対策を的確に実施できる準備を講じておくことが、原子力 施設の立地及び運転管理に対する一般公衆の理解を得る上で重要である。本研究の成果に より、臨界事故など原子力事故対応能力の向上が図られ、万一の事故の発生に際しても事 後応急対策が的確に実施されることによって、放射線業務従事者及び一般公衆に対する放 射線影響に係る被害を緩和することができれば幸いである。

謝辞

本論文をまとめるに当たっては、国立大学法人名古屋大学大学院工学研究科マテリアル理工学専攻の山根義宏教授及び山本章夫助教授から全般にわたりご指導をいただきました。同専攻の瓜谷章教授、同大学アイソトープ総合センター長兼研究教育部長の西澤邦秀教授、同研究科エネルギー理工学専攻の飯田孝夫教授及び山澤弘実助教授には、本論文についての有益なご教示と貴重なご助言をいただきました。以上の先生方に厚くお礼申し上げます。本研究は、独立行政法人日本原子力研究開発機構(原子力機構)東海研究開発センター原子力科学研究所に設置されている過渡臨界実験装置 TRACY を用い、1998 年度から 2005年度にかけて実施した実験の成果をまとめたものであります。その研究活動は、しかしながら順調なものではなく、著者の内閣府原子力安全委員会事務局への出向(2000年 4 月から 2002年 3 月までの 2 年間)や TRACY の計画外停止に伴う法令報告対応(2004年 6 月から同年 10 月までの 5 ヶ月間)など幾度となく中断されることがありました。そのような状況であったにもかかわらず、多くの方々のご協力、ご支援及びご指導並びに激励によって本研究を完遂することができましたことを、ここに申し添えます。

原子力科学研究所安全試験施設管理部の大野秋男氏 (2006 年 9 月に退職された。)には、本研究の礎を築いていただいただけでなく、学術誌投稿論文原稿の査読、研究中に生じた様々な問題に対する討議、そして学位取得の勧奨など、本研究を進める上で大きな精神的支えとなっていただきました。同安全試験施設管理部臨界技術第 1 課長の柳澤宏司博士には、著者が出向している間に本研究に係る成果報告の一部を代行していただいたほか、TRACY 光子電離箱照射実験に係る研究成果を提供していただいたことにより、本研究のシミュレーション解析を円滑に進めることができました。原子力機構高崎量子応用研究所放射線高度利用施設部次長兼照射施設管理課長の小嶋拓治博士には、アラニン線量計とその電子スピン共鳴計測に関する技術指導や放射線計測に係るご助言に加え、学術誌投稿論文原稿の査読など、研究活動全般にわたりご指導をいただきました。

TRACY の運転に当たっては、原子力科学研究所安全試験施設管理部臨界技術第 1 課の 櫻庭耕一前課長(現,原子力科学研究所保安管理部兼事業推進部門安全統括部技術主幹),小川和彦課長代理、塚本導雄技術副主幹、會澤栄寿主査ほか TRACY 班の皆様、並びに安全試験施設管理部計画管理課、同燃料技術課、同利用技術課、原子力科学研究所放射線管理部放射線管理第 2 課、及び原子力科学研究所工務技術部工務第 3 課の皆様のご協力をいただきました。特に會澤栄寿主査には TRACY 出力履歴のデータ処理において、また、放射線管理第 2 課の皆様には TRACY 炉室内実験作業及び放射線エリアモニタのデータ処理においてご支援をいただきました。

原子力機構原子力基礎工学研究部門環境・放射線工学ユニット放射線防護研究グループリーダーの遠藤章博士及び同グループ研究副主幹の高橋史明博士には、保健物理学に関する論文・資料をご提供いただいたほか、外部被ばく防護に関する貴重なご助言及びご支援をいただきました。特に高橋史明博士には、TRACY ファントム照射実験を通じ様々なご協力をいただいただけでなく、ホウ酸リチウム線量計の感度較正においても多大なご支援をいただきました。

高崎量子応用研究所放射線高度利用施設部照射施設管理課の羽田徳之技術副主幹にはアラニン線量計及びホウ酸リチウム線量計の線量較正において、また、原子力科学研究所放射線管理部放射線計測技術課主査の古渡意彦博士にはホウ酸リチウム線量計の感度較正においてご協力をいただきました。原子力基礎工学研究部門燃料・材料工学ユニット超ウラン元素燃料高温化学研究グループの正木信行氏には電子スピン共鳴装置によるアラニン線量計の線量読取りにおいて、また、松下産業情報機器株式会社の空増昇氏(2004 年 8 月に退職された。)にはホウ酸リチウム線量計の線量読取りにおいてご支援をいただきました。特に空増昇氏にはホウ酸リチウム線量計の技術仕様に関する貴重な情報をいただきました。

原子力基礎工学研究部門研究主席兼核工学・炉工学ユニット核設計技術開発グループリーダーの森貴正博士及び同グループの長家康展研究副主幹には、連続エネルギーモンテカルロ計算コード MVP の使用に当たり多大なご支援をいただきました。特に森貴正博士には本研究で使用したカーマ係数に基づく MVP 用ドシメトリファイルを作成していただきました。原子力基礎工学研究部門研究主席兼核工学・炉工学ユニット核データ評価研究グループリーダーの片倉純一博士には、光子核データ JENDL FP Decay Data File 2000 及び核分裂生成物からのガンマ線放出に関し有意義なご助言をいただきました。また、本研究で実施したシミュレーション解析はすべて、原子力機構システム計算科学センター(東海地区)のスーパーコンピュータにより行いました。同コンピュータを運用管理している同センター情報システム管理室計算機運用チームの皆様のご尽力によって、シミュレーション解析を滞りなく行うことができました。

原子力機構安全研究センター原子力エネルギー関連施設安全評価研究ユニット核燃料サイクル施設安全評価研究グループの村崎穣氏には、TRACY で行われた再処理施設臨界安全技術開発成果報告(文部科学省受託事業)を基に貴重なご助言をいただきました。

原子力科学研究所安全試験施設管理部元部長の鈴木康文博士(現,東海研究開発センター長)及び前部長の土尻滋氏(現,核燃料サイクル工学研究所副所長)からは、本研究に対する暖かい励ましをいただきました。特に土尻滋前部長には名古屋大学大学院工学研究科博士課程後期課程(社会人特別選抜)への入学と学位取得を勧めていただきました。

以上の皆様方に心から感謝申し上げます。

2007 年 1 月 曽 野 浩 樹

付録 A シミュレーション解析に用いた各種データ

A.1 構造材の原子個数密度

シミュレーション解析に用いた TRACY 炉心タンク及び構造材の原子個数密度を表 A.1 及び表 A.2 にそれぞれ示す。なお、その算出に当たっては、炉心タンク本体の原子組成は施設建設時の材料検査結果に、コンクリートの原子組成は文献[1]に、炉心タンクを除く鉄鋼材の原子組成は文献[2]に拠った。その他、原子質量は文献[3]に、同位体存在比は文献 [4]に、密度は文献[2]、[4]及び[5]に拠った。

表 A.1 TRACY 炉心タンクの原子個数密度

核 種	炉心タンク 胴板・下部胴板 SUS304L (×10 ²⁴ cm ⁻³)	炉心タンク 天板・底板 SUSF304L (×10 ²⁴ cm ⁻³)	調整トランジェント棒 案内管 SUS304LTP (×10 ²⁴ cm ⁻³)
C-12	4.5124E-05	8.0221E-05	3.0083E-05
Si-28	1.0956E-03	1.0659E-03	7.6731E-04
Si-29	5.5631E-05	5.4125E-05	3.8962E-05
Si-30	3.6672E-05	3.5680E-05	2.5684E-05
P-31	3.3052E-05	4.4718E-05	2.7220E-05
S-32	3.5652E-06	3.5652E-06	-
s-33	2.8543E-08	2.8543E-08	_
S-34	1.6112E-07	1.6112E-07	_
S-36	7.5112E-10	7.5112E-10	_
Cr-50	7.2259E-04	7.2657E-04	7.2938E-04
Cr-52	1.3934E-02	1.4011E-02	1.4065E-02
Cr-53	1.5801E-03	1.5887E-03	1.5949E-03
Cr-54	3.9331E-04	3.9547E-04	3.9701E-04
Mn-55	8.2431E-04	1.3713E-03	1.3110E-03
Fe-54	3.4986E-03	3.4563E-03	3.3956E-03
Fe-56	5.4920E-02	5.4256E-02	5.3304E-02
Fe-57	1.2683E-03	1.2530E-03	1.2310E-03
Fe-58	1.6879E-04	1.6675E-04	1.6383E-04
Co-59	2.4524E-05	1.6350E-05	4.0874E-05
Ni-58	5.5708E-03	5.6427E-03	6.4174E-03
Ni-60	2.1458E-03	2.1736E-03	2.4720E-03
Ni-61	9.3278E-05	9.4483E-05	1.0745E-04
Ni-62	2.9741E-04	3.0125E-04	3.4261E-04
Ni-64	7.5742E-05	7.6720E-05	8.7253E-05

⁽注) 4.5124E-05 は 4.5124×10⁻⁵ と読む。

表 A.2 構造材の原子個数密度 (1/3, 次頁につづく)

B-10	核種	調整トランジェント棒, 安全棒装置×3 基, 触針 式液位計の均質化物 B ₄ C 1% SUS304L 11% ボイド 88%	安全棒装置用グローブ ボックス, オフガス 採取・分析用実験機器 の均質化物 SUS304L 1% SS400 0.2% ボイド 98.8%	反射体水槽 の容器 SUS304
B-11 7.8058E-04 - - C-12 2.4955E-04 4.4963E-07 1.9061E-04 Si-28 1.2307E-04 1.1286E-05 7.6746E-04 Si-29 6.2493E-06 5.7308E-07 3.8970E-05 Si-30 4.1196E-06 3.7778E-07 2.5689E-05 P-31 3.6298E-06 5.0098E-07 3.9112E-05 S-32 3.1699E-07 1.8322E-07 4.2354E-06 S-33 2.5378E-09 1.4669E-09 3.3909E-08 S-34 1.4325E-08 8.2801E-09 1.9140E-07 S-36 6.6784E-11 3.8602E-11 8.9233E-10 Ti-46 2.3889E-09 - - Ti-48 2.1346E-08 - - Ti-49 1.5665E-09 - - Ti-49 1.5665E-09 - - Cr-50 8.1112E-05 7.4382E-06 7.2243E-04 Cr-52 1.5642E-03 1.4344E-04 1.3931E-02 Cr-53 1.7736E-04 1.6265E-05 1.5797E-03		$(\times 10^{24} \text{cm}^{-3})$	$(\times 10^{24} \text{cm}^{-3})$	$(\times 10^{24} \text{ cm}^{-3})$
C-12 2.4955E-04 4.4963E-07 1.9061E-04 Si-28 1.2307E-04 1.1286E-05 7.6746E-04 Si-29 6.2493E-06 5.7308E-07 3.8970E-05 Si-30 4.1196E-06 3.7778E-07 2.5689E-05 P-31 3.6298E-06 5.0098E-07 3.9112E-05 S-32 3.1699E-07 1.8322E-07 4.2354E-06 S-33 2.5378E-09 1.4669E-09 3.390E-08 S-34 1.4325E-08 8.2801E-09 1.9140E-07 S-36 6.6784E-11 3.8602E-11 8.9233E-10 Ti-46 2.3889E-09 - - Ti-47 2.1543E-09 - - Ti-48 2.1346E-08 - - Ti-49 1.5665E-09 - - Ti-50 1.4999E-09 - - Cr-51 8.1112E-05 7.4382E-06 7.2243E-04 Cr-52 1.5642E-03 1.4344E-04 1.3931E-02 Cr-53 1.7736E-04 1.6265E-05 1.5797E-03	B-10	2.1594E-04	_	-
Si-28 1.2307E-04 1.1286E-05 7.6746E-04 Si-29 6.2493E-06 5.7308E-07 3.8970E-05 Si-30 4.1196E-06 3.7778E-07 2.5689E-05 P-31 3.6298E-06 5.0098E-07 3.9112E-05 S-32 3.1699E-07 1.8322E-07 4.2354E-06 S-33 2.5378E-09 1.4669E-09 3.3909E-08 S-34 1.4325E-08 8.2801E-09 1.9140E-07 S-36 6.6784E-11 3.8602E-11 8.9233E-10 Ti-46 2.3889E-09 - - Ti-47 2.1543E-09 - - Ti-48 2.1346E-08 - - Ti-49 1.5665E-09 - - Ti-50 1.4999E-09 - - Cr-51 1.599E-03 1.4344E-04 1.3931E-02 Cr-52 1.5642E-03 1.4344E-04 1.3931E-02 Cr-53 1.7736E-04 1.6265E-05 1.5797E-03 Cr-54 4.4150E-05 4.0486E-06 3.9322E-04 Mn-55 9.2579E-05 8.4897E-06 7.9871E-04 <t< td=""><td>B-11</td><td>7.8058E-04</td><td></td><td>-</td></t<>	B-11	7.8058E-04		-
Si-29 6.2493E-06 5.7308E-07 3.8970E-05 Si-30 4.1196E-06 3.7778E-07 2.5689E-05 P-31 3.6298E-06 5.0098E-07 3.9112E-05 S-32 3.1699E-07 1.8322E-07 4.2354E-06 S-33 2.5378E-09 1.4669E-09 3.3909E-08 S-34 1.4325E-08 8.2801E-09 1.9140E-07 S-36 6.6784E-11 3.8602E-11 8.9233E-10 Ti-46 2.3889E-09 - - Ti-47 2.1543E-08 - - Ti-48 2.1346E-08 - - Ti-49 1.5665E-09 - - Ti-50 1.4999E-09 - - Cr-50 8.1112E-05 7.4382E-06 7.2243E-04 Cr-52 1.5642E-03 1.4344E-04 1.3931E-02 Cr-53 1.7736E-04 1.6265E-05 1.5797E-03 Cr-54 4.4150E-05 4.0486E-06 3.9322E-04 Mn-55 9.2579E-05 8.4897E-06 7.9871E-04 Fe-56 6.1649E-03 7.3626E-04 5.6535E-02 <	C-12	2.4955E-04	4.4963E-07	1.9061E-04
Si-30 4.1196E-06 3.7778E-07 2.5689E-05 P-31 3.6298E-06 5.0098E-07 3.9112E-05 S-32 3.1699E-07 1.8322E-07 4.2354E-06 S-33 2.5378E-09 1.4669E-09 3.3909E-08 S-34 1.4325E-08 8.2801E-09 1.9140E-07 S-36 6.6784E-11 3.8602E-11 8.9233E-10 Ti-46 2.3889E-09 - - Ti-47 2.1543E-09 - - Ti-48 2.1346E-08 - - Ti-49 1.5665E-09 - - Ti-50 1.4999E-09 - - Cr-50 8.1112E-05 7.4382E-06 7.2243E-04 Cr-52 1.5642E-03 1.4344E-04 1.3931E-02 Cr-53 1.7736E-04 1.6265E-05 1.5797E-03 Cr-54 4.4150E-05 4.0486E-06 3.9322E-04 Mn-55 9.2579E-05 8.4897E-06 7.9871E-04 Fe-54 3.9272E-04 4.6902E-05 3.6015E-03 Fe-55 6.1649E-03 7.3626E-04 5.6535E-02 <	Si-28	1.2307E-04	1.1286E-05	7.6746E-04
P-31 3.6298E-06 5.0098E-07 3.9112E-05 S-32 3.1699E-07 1.8322E-07 4.2354E-06 S-33 2.5378E-09 1.4669E-09 3.3909E-08 S-34 1.4325E-08 8.2801E-09 1.9140E-07 S-36 6.6784E-11 3.8602E-11 8.9233E-10 Ti-46 2.3889E-09 - - Ti-47 2.1543E-09 - - Ti-48 2.1346E-08 - - Ti-49 1.5665E-09 - - Ti-50 1.4999E-09 - - Cr-50 8.1112E-05 7.4382E-06 7.2243E-04 Cr-52 1.5642E-03 1.4344E-04 1.3931E-02 Cr-53 1.7736E-04 1.6265E-05 1.5797E-03 Cr-54 4.4150E-05 4.0486E-06 3.9322E-04 Mn-55 9.2579E-05 8.4897E-06 7.9871E-04 Fe-54 3.9272E-04 4.6902E-05 3.6015E-03 Fe-55 1.4237E-04 1.7003E-05 1.3056E-03 <td></td> <td>6.2493E-06</td> <td>5.7308E-07</td> <td>3.8970E-05</td>		6.2493E-06	5.7308E-07	3.8970E-05
S-32 3.1699E-07 1.8322E-07 4.2354E-06 S-33 2.5378E-09 1.4669E-09 3.3909E-08 S-34 1.4325E-08 8.2801E-09 1.9140E-07 S-36 6.6784E-11 3.8602E-11 8.9233E-10 Ti-46 2.3889E-09 - - Ti-47 2.1543E-09 - - Ti-48 2.1346E-08 - - Ti-49 1.5665E-09 - - Ti-50 1.4999E-09 - - Cr-50 8.1112E-05 7.4382E-06 7.2243E-04 Cr-52 1.5642E-03 1.4344E-04 1.3931E-02 Cr-53 1.7736E-04 1.6265E-05 1.5797E-03 Cr-54 4.4150E-05 4.0486E-06 3.9322E-04 Mn-55 9.2579E-05 8.4897E-06 7.9871E-04 Fe-54 3.9272E-04 4.6902E-05 3.6015E-03 Fe-55 1.4237E-04 1.7003E-05 1.3056E-03 Fe-58 1.8947E-05 2.2629E-06 1.7376E-04 Co-59 2.7254E-06 2.4992E-07 Ni-58	Si-30	4.1196E-06	3.7778E-07	2.5689E-05
S-33 2.5378E-09 1.4669E-09 3.3909E-08 S-34 1.4325E-08 8.2801E-09 1.9140E-07 S-36 6.6784E-11 3.8602E-11 8.9233E-10 Ti-46 2.3889E-09 - - Ti-47 2.1543E-09 - - Ti-48 2.1346E-08 - - Ti-49 1.5665E-09 - - Ti-50 1.4999E-09 - - Cr-50 8.1112E-05 7.4382E-06 7.2243E-04 Cr-52 1.5642E-03 1.4344E-04 1.3931E-02 Cr-53 1.7736E-04 1.6265E-05 1.5797E-03 Cr-54 4.4150E-05 4.0486E-06 3.9322E-04 Mn-55 9.2579E-05 8.4897E-06 7.9871E-04 Fe-54 3.9272E-04 4.6902E-05 3.6015E-03 Fe-56 6.1649E-03 7.3626E-04 5.6535E-02 Fe-57 1.4237E-04 1.7003E-05 1.3056E-03 Fe-58 1.8947E-05 2.2629E-06 1.7376E-04 Co-59 2.7254E-06 2.4992E-07 Ni-58	P-31	3.6298E-06	5.0098E-07	3.9112E-05
S-34 1.4325E-08 8.2801E-09 1.9140E-07 S-36 6.6784E-11 3.8602E-11 8.9233E-10 Ti-46 2.3889E-09 - - Ti-47 2.1543E-09 - - Ti-48 2.1346E-08 - - Ti-49 1.5665E-09 - - Ti-50 1.4999E-09 - - Cr-50 8.1112E-05 7.4382E-06 7.2243E-04 Cr-52 1.5642E-03 1.4344E-04 1.3931E-02 Cr-53 1.7736E-04 1.6265E-05 1.5797E-03 Cr-54 4.4150E-05 4.0486E-06 3.9322E-04 Mn-55 9.2579E-05 8.4897E-06 7.9871E-04 Fe-54 3.9272E-04 4.6902E-05 3.6015E-03 Fe-56 6.1649E-03 7.3626E-04 5.6535E-02 Fe-57 1.4237E-04 1.7003E-05 1.3056E-03 Fe-58 1.8947E-05 2.2629E-06 1.7376E-04 Co-59 2.7254E-06 2.4992E-07 Ni-58 6.2532E-04 5.7343E-05 4.5586E-03 Ni-60 <td>S-32</td> <td>3.1699E-07</td> <td>1.8322E-07</td> <td>4.2354E-06</td>	S-32	3.1699E-07	1.8322E-07	4.2354E-06
S-36 6.6784E-11 3.8602E-11 8.9233E-10 Ti-46 2.3889E-09 - - Ti-47 2.1543E-09 - - Ti-48 2.1346E-08 - - Ti-49 1.5665E-09 - - Ti-50 1.4999E-09 - - Cr-50 8.1112E-05 7.4382E-06 7.2243E-04 Cr-52 1.5642E-03 1.4344E-04 1.3931E-02 Cr-53 1.7736E-04 1.6265E-05 1.5797E-03 Cr-54 4.4150E-05 4.0486E-06 3.9322E-04 Mn-55 9.2579E-05 8.4897E-06 7.9871E-04 Fe-54 3.9272E-04 4.6902E-05 3.6015E-03 Fe-56 6.1649E-03 7.3626E-04 5.6535E-02 Fe-57 1.4237E-04 1.7003E-05 1.3056E-03 Fe-58 1.8947E-05 2.2629E-06 1.7376E-04 Co-59 2.7254E-06 2.4992E-07 Ni-58 6.2532E-04 5.7343E-05 4.5586E-03 Ni-60 2.4087E-04 2.2089E-05 1.7560E-03 Ni-61 <td>S-33</td> <td>2.5378E-09</td> <td>1.4669E-09</td> <td>3.3909E-08</td>	S-33	2.5378E-09	1.4669E-09	3.3909E-08
Ti-46 2.3889E-09	S-34	1.4325E-08	8.2801E-09	1.9140E-07
Ti-47	S-36	6.6784E-11	3.8602E-11	8.9233E-10
Ti-48 2.1346E-08	Ti-46	2.3889E-09	-	-
Ti-49	Ti-47	2.1543E-09	-	-
Ti-50 1.4999E-09 - - Cr-50 8.1112E-05 7.4382E-06 7.2243E-04 Cr-52 1.5642E-03 1.4344E-04 1.3931E-02 Cr-53 1.7736E-04 1.6265E-05 1.5797E-03 Cr-54 4.4150E-05 4.0486E-06 3.9322E-04 Mn-55 9.2579E-05 8.4897E-06 7.9871E-04 Fe-54 3.9272E-04 4.6902E-05 3.6015E-03 Fe-56 6.1649E-03 7.3626E-04 5.6535E-02 Fe-57 1.4237E-04 1.7003E-05 1.3056E-03 Fe-58 1.8947E-05 2.2629E-06 1.7376E-04 Co-59 2.7254E-06 2.4992E-07 Ni-58 6.2532E-04 5.7343E-05 4.5586E-03 Ni-60 2.4087E-04 2.2089E-05 1.7560E-03 Ni-61 1.0471E-05 9.6017E-07 7.6331E-05 Ni-62 3.3385E-05 3.0614E-06 2.4338E-04	Ti-48	2.1346E-08	-	-
Cr-50 8.1112E-05 7.4382E-06 7.2243E-04 Cr-52 1.5642E-03 1.4344E-04 1.3931E-02 Cr-53 1.7736E-04 1.6265E-05 1.5797E-03 Cr-54 4.4150E-05 4.0486E-06 3.9322E-04 Mn-55 9.2579E-05 8.4897E-06 7.9871E-04 Fe-54 3.9272E-04 4.6902E-05 3.6015E-03 Fe-56 6.1649E-03 7.3626E-04 5.6535E-02 Fe-57 1.4237E-04 1.7003E-05 1.3056E-03 Fe-58 1.8947E-05 2.2629E-06 1.7376E-04 Co-59 2.7254E-06 2.4992E-07 Ni-58 6.2532E-04 5.7343E-05 4.5586E-03 Ni-60 2.4087E-04 2.2089E-05 1.7560E-03 Ni-61 1.0471E-05 9.6017E-07 7.6331E-05 Ni-62 3.3385E-05 3.0614E-06 2.4338E-04	Ti-49	1.5665E-09	-	-
Cr-52 1.5642E-03 1.4344E-04 1.3931E-02 Cr-53 1.7736E-04 1.6265E-05 1.5797E-03 Cr-54 4.4150E-05 4.0486E-06 3.9322E-04 Mn-55 9.2579E-05 8.4897E-06 7.9871E-04 Fe-54 3.9272E-04 4.6902E-05 3.6015E-03 Fe-56 6.1649E-03 7.3626E-04 5.6535E-02 Fe-57 1.4237E-04 1.7003E-05 1.3056E-03 Fe-58 1.8947E-05 2.2629E-06 1.7376E-04 Co-59 2.7254E-06 2.4992E-07 Ni-58 6.2532E-04 5.7343E-05 4.5586E-03 Ni-60 2.4087E-04 2.2089E-05 1.7560E-03 Ni-61 1.0471E-05 9.6017E-07 7.6331E-05 Ni-62 3.3385E-05 3.0614E-06 2.4338E-04	Ti-50	1.4999E-09	_	-
Cr-53 1.7736E-04 1.6265E-05 1.5797E-03 Cr-54 4.4150E-05 4.0486E-06 3.9322E-04 Mn-55 9.2579E-05 8.4897E-06 7.9871E-04 Fe-54 3.9272E-04 4.6902E-05 3.6015E-03 Fe-56 6.1649E-03 7.3626E-04 5.6535E-02 Fe-57 1.4237E-04 1.7003E-05 1.3056E-03 Fe-58 1.8947E-05 2.2629E-06 1.7376E-04 Co-59 2.7254E-06 2.4992E-07 Ni-58 6.2532E-04 5.7343E-05 4.5586E-03 Ni-60 2.4087E-04 2.2089E-05 1.7560E-03 Ni-61 1.0471E-05 9.6017E-07 7.6331E-05 Ni-62 3.3385E-05 3.0614E-06 2.4338E-04	Cr-50	8.1112E-05	7.4382E-06	7.2243E-04
Cr-54 4.4150E-05 4.0486E-06 3.9322E-04 Mn-55 9.2579E-05 8.4897E-06 7.9871E-04 Fe-54 3.9272E-04 4.6902E-05 3.6015E-03 Fe-56 6.1649E-03 7.3626E-04 5.6535E-02 Fe-57 1.4237E-04 1.7003E-05 1.3056E-03 Fe-58 1.8947E-05 2.2629E-06 1.7376E-04 Co-59 2.7254E-06 2.4992E-07 Ni-58 6.2532E-04 5.7343E-05 4.5586E-03 Ni-60 2.4087E-04 2.2089E-05 1.7560E-03 Ni-61 1.0471E-05 9.6017E-07 7.6331E-05 Ni-62 3.3385E-05 3.0614E-06 2.4338E-04	Cr-52	1.5642E-03	1.4344E-04	1.3931E-02
Mn-55 9.2579E-05 8.4897E-06 7.9871E-04 Fe-54 3.9272E-04 4.6902E-05 3.6015E-03 Fe-56 6.1649E-03 7.3626E-04 5.6535E-02 Fe-57 1.4237E-04 1.7003E-05 1.3056E-03 Fe-58 1.8947E-05 2.2629E-06 1.7376E-04 Co-59 2.7254E-06 2.4992E-07 Ni-58 6.2532E-04 5.7343E-05 4.5586E-03 Ni-60 2.4087E-04 2.2089E-05 1.7560E-03 Ni-61 1.0471E-05 9.6017E-07 7.6331E-05 Ni-62 3.3385E-05 3.0614E-06 2.4338E-04	Cr-53	1.7736E-04	1.6265E-05	1.5797E-03
Fe-54 3.9272E-04 4.6902E-05 3.6015E-03 Fe-56 6.1649E-03 7.3626E-04 5.6535E-02 Fe-57 1.4237E-04 1.7003E-05 1.3056E-03 Fe-58 1.8947E-05 2.2629E-06 1.7376E-04 Co-59 2.7254E-06 2.4992E-07 Ni-58 6.2532E-04 5.7343E-05 4.5586E-03 Ni-60 2.4087E-04 2.2089E-05 1.7560E-03 Ni-61 1.0471E-05 9.6017E-07 7.6331E-05 Ni-62 3.3385E-05 3.0614E-06 2.4338E-04	Cr-54	4.4150E-05	4.0486E-06	3.9322E-04
Fe-56 6.1649E-03 7.3626E-04 5.6535E-02 Fe-57 1.4237E-04 1.7003E-05 1.3056E-03 Fe-58 1.8947E-05 2.2629E-06 1.7376E-04 Co-59 2.7254E-06 2.4992E-07 Ni-58 6.2532E-04 5.7343E-05 4.5586E-03 Ni-60 2.4087E-04 2.2089E-05 1.7560E-03 Ni-61 1.0471E-05 9.6017E-07 7.6331E-05 Ni-62 3.3385E-05 3.0614E-06 2.4338E-04	Mn-55	9.2579E-05	8.4897E-06	7.9871E-04
Fe-57 1.4237E-04 1.7003E-05 1.3056E-03 Fe-58 1.8947E-05 2.2629E-06 1.7376E-04 Co-59 2.7254E-06 2.4992E-07 Ni-58 6.2532E-04 5.7343E-05 4.5586E-03 Ni-60 2.4087E-04 2.2089E-05 1.7560E-03 Ni-61 1.0471E-05 9.6017E-07 7.6331E-05 Ni-62 3.3385E-05 3.0614E-06 2.4338E-04	Fe-54	3.9272E-04	4.6902E-05	3.6015E-03
Fe-58 1.8947E-05 2.2629E-06 1.7376E-04 Co-59 2.7254E-06 2.4992E-07 Ni-58 6.2532E-04 5.7343E-05 4.5586E-03 Ni-60 2.4087E-04 2.2089E-05 1.7560E-03 Ni-61 1.0471E-05 9.6017E-07 7.6331E-05 Ni-62 3.3385E-05 3.0614E-06 2.4338E-04	Fe-56	6.1649E-03	7.3626E-04	5.6535E-02
Co-59 2.7254E-06 2.4992E-07 Ni-58 6.2532E-04 5.7343E-05 4.5586E-03 Ni-60 2.4087E-04 2.2089E-05 1.7560E-03 Ni-61 1.0471E-05 9.6017E-07 7.6331E-05 Ni-62 3.3385E-05 3.0614E-06 2.4338E-04	Fe-57	1.4237E-04	1.7003E-05	1.3056E-03
Ni-58 6.2532E-04 5.7343E-05 4.5586E-03 Ni-60 2.4087E-04 2.2089E-05 1.7560E-03 Ni-61 1.0471E-05 9.6017E-07 7.6331E-05 Ni-62 3.3385E-05 3.0614E-06 2.4338E-04	Fe-58	1.8947E-05	2.2629E-06	1.7376E-04
Ni-60 2.4087E-04 2.2089E-05 1.7560E-03 Ni-61 1.0471E-05 9.6017E-07 7.6331E-05 Ni-62 3.3385E-05 3.0614E-06 2.4338E-04	Co-59	2.7254E-06	2.4992E-07	
Ni-61 1.0471E-05 9.6017E-07 7.6331E-05 Ni-62 3.3385E-05 3.0614E-06 2.4338E-04	Ni-58	6.253 2E-04	5.7343E-05	4.5586E-03
Ni-62 3.3385E-05 3.0614E-06 2.4338E-04	Ni-60	2.4087E-04	2.2089E-05	1.7560E-03
	Ni-61	1.0471E-05	9.6017E-07	7.6331E-05
Ni-64 8.5021E-06 7.7966E-07 6.1981E-05	Ni-62	3.3385E-05	3.0614E-06	2.4338E-04
	Ni-64	8.5021E-06	7.7966E-07	6.1981E-05

⁽注) 2.1594E-04 は 2.1594×10⁻⁴ と読む。

表 A.2 (つづき) 構造材の原子個数密度 (2/3, 次頁につづく)

	反射体駆動装置 の均質化物	支持架台, キャットウォーク	架台支柱の 均質化物
核 種	SS400 14.6 % ボイド 85.4 %	SS400	SS400 19.1 % ボイド 80.9 %
	$(\times 10^{24} \text{cm}^{-3})$	$(\times 10^{24} \text{ cm}^{-3})$	$(\times 10^{24} \text{cm}^{-3})$
P-31	1.1241E-05	7.6992E-05	1.4705E-05
S-32	1.0307E-05	7.0598E-05	1.3484E-05
S-33	8.2519E-08	5.6520E-07	1.0795E-07
S-34	4.6580E-07	3.1904E-06	6.0937E-07
S-36	2.1716E-09	1.4874E-08	2.8409E-09
Fe-54	7.2807E-04	4.9868E-03	9.5248E-04
Fe-56	1.1429E-02	7.8282E-02	1.4952E-02
Fe-57	2.6395E-04	1.8079E-03	3.4531E-04
Fe-58	3.5126E-05	2.4059E-04	4.5953E-05

- (注) 1.1241E-05 は 1.1241×10⁻⁵と読む。
- (注) ここに示していない希釈槽 (SUS304L) 及びドリップトレイ (SUS304L) の原子個数密度は、同材質の炉心タンク胴板 (表 A.1 参照) の値で代用した。

表 A.2 (つづき) 構造材の原子個数密度 (3/3)

	** * * * * * * * * * * * * * * * * * *		
核 種	鉄筋コンクリート, 反射体駆動装置用 レール台座 普通コンクリート 88 % SD345 12 % (×10 ²⁴ cm ⁻³)	ファントム容器 PMMA (×10 ²⁴ cm ⁻³)	ファントム内部 水 (×10 ²⁴ cm ⁻³)
H-1	5.7591E-03	5.6783E-02	6.6658E-02
C-12	1.3396E-04	3.5489E-02	2 2220 = 02
0-16	3.4632E-02	1.4196E-02	3.3329E-02
Na-23	9.8706E-04	-	-
Mg-24	5.8311E-04	-	_
Mg-25	7.3821E-05	-	_
Mg-26	8.1277E-05		
Al-27	2.8360E-03	-	
Si-28	1.0367E-02	-	-
Si-29	5.2639E-04	-	_
Si-30	3.4700E-04	-	_
P-31	7.6961E-06	-	-
S-32	3.1245E-05	-	-
S-33	2.5015E-07	-	_
S-34	1.4120E-06	-	_
S-36	6.5828E-09	-	-
K-39	4.4055E-04	-	_
K-40	5.5271E-08	-	-
K-41	3.1793E-05	-	-
Ca-40	2.5146E-03	-	-
Ca-42	1.6783E-05	-	-
Ca-43	3.5018E-06	-	_
Ca-44	5.4109E-05	-	_
Ca-46	1.0376E-07	-	-
Ca-48	4.8506E-06	-	-
Ti-46	5.4556E-06	-	-
Ti-47	4.9200E-06	-	-
Ti-48	4.8750E-05	-	-
Ti-49	3.5776E-06	-	-
Ti-50	3.4255E-06		<u> </u>
Mn-55	1.7356E-04	_	_
Fe-54	6.5534E-04	-	-
Fe-56	1.0287E-02	-	-
Fe-57	2.3758E-04	-	-
Fe-58	3.1618E-05	_	_

(注) 5.7591E-03 は 5.**7591**×10⁻³と読む。

A.2 カーマ係数

シミュレーション解析に用いたガンマ線カーマ係数 $^{[6]}$ 及び中性子線カーマ係数 $^{[7]}$ を**表 A.3** 及び**表 A.4** にそれぞれ示す。なお、中性子線カーマ係数の算出に当たり、文献 $^{[7]}$ には、ホウ素の天然組成 n B (同位体比 10 B: 11 B=19.9:80.1) の値はあるものの、核種別 (10 B 及び 11 B) の記載がない。そこで、本研究で使用したガンマ線用ホウ酸リチウム線量計(同位体比 10 B: 11 B=0.05:99.95) の中性子線カーマ係数は、 11 B の中性子感度が 10 B の中性子感度に比べ無視できるとして、天然組成 n B のカーマ係数に上述の同位体比率 (0.05/19.9) を乗じて算出した。また、同文献 $^{[7]}$ には、人体筋肉に対するカーマ係数に対し、11 eV 未満の低エネルギー領域における記載がない。このため、人体筋肉の低エネルギー領域におけるカーマ係数は、断面積の $1/\nu$ 則 $^{[8]}$ (ν は中性子速度)が成り立つものと仮定し、外挿処理して算出した。

なお、これらカーマ係数を MVP 用ドシメトリファイル $^{[9]}$ としてテーブル化する際には、同コードのポイントワイズデータ処理 (linear-linear 内挿) $^{[9,10]}$ によっても精度が保証されるよう、表 A.3 及び表 A.4 に示した値をさらに内挿補間したデータを用意する必要があることに留意する。

表 A.3 ガンマ線に対するカーマ係数^[6]

 光子 エネルギー	人体筋肉	アラニン CH ₃ CH(NH ₂)COOH	ホウ酸リチウム ⁷ Li ₂ ¹¹ B ₄ O ₇
(eV)	$(Gy \cdot cm^2)$	$(Gy \cdot cm^2)$	$(Gy \cdot cm^2)$
1.0E+03	5.59E-10	4.92E-10	5.37E-10
1.5E+03	2.81E-10	2.42E-10	2.71E-10
2.0E+03	1.66E-10	1.42E-10	1.60E-10
3.0E+03	7.65E-11	6.47E-11	7.36E-11
4.0E+03	4.33E-11	3.64E-11	4.16E-11
5.0E+03	2.75E-11	2.30E-11	2.65E-11
6.0E+03	1.89E-11	1.57E-11	1.81E-11
8.0E+03	1.03E-11	8.56E-12	9.93E-12
1.0E+04	6.42E-12	5.30E-12	6.17E-12
1.5E+04	2.66E-12	2.19E-12	2.55E-12
2.0E+04	1.42E-12	1.17E-12	1.36E-12
3.0E+04	6.07E-13	5.04E-13	5.81E-13
4.0E+04	3.69E-13	3.16E-13	3.51E-13
5.0E+04	2.89E-13	2.58E-13	2.73E-13
6.0E+04	2.70E-13	2.51E-13	2.53E-13
8.0E+04	3.06E-13	2.99E-13	2.83E-13
1.0E+05	3.82E-13	3.82E-13	3.52E-13
1.5E+05	6.31E-13	6.39E-13	5.78E-13
2.0E+05	9.05E-13	9.20E-13	8.29E-13
3.0E+05	1.46E-12	1.49E-12	1.34E-12
4.0E+05	2.00E-12	2.04E-12	1.83E-12
5.0E+05	2.52E-12	2.56E-12	2.31E-12
6.0E+05	3.01E-12	3.06E-12	2.76E-12
8.0E+05	3.92E-12	3.99E-12	3.59E-12
1.0E+06	4.74E-12	4.82E-12	4.34E-12
1.5E+06	6.49E-12	6.60E-12	5.94E-12
2.0E+06	7.95E-12	8.10E-12	7.29E-12
3.0E+06	1.04E-11	1.06E-11	9.57E-12
4.0E+06	1.26E-11	1.28E-11	1.16E-11
5.0E+06	1.46E-11	1.48E-11	1.34E-11
6.0E+06	1.64E-11	1.67E-11	1.52E-11
8.0E+06	2.01E-11	2.03E-11	1.87E-11
1.0E+07	2.37E-11	2.39E-11	2.21E-11
1.5E+07	3.26E-11	3.28E-11	3.07E-11
2.0E+07	4.16E-11	4.18E-11	3.95E-11

(注) 1.0E+04 は 1.0×10^4 , また, 5.59E-10 は 5.59×10^{-10} と読む。

表 A.4 中性子線に対するカーマ係数^[7] (1/3, 次頁につづく)

中性子	人体筋肉	アラニン CH ₃ CH(NH ₂)COOH	ホウ酸リチウム ⁷ Li ₂ ¹¹ B ₄ O ₇
エネルギー	(C 2)		= ' '
(eV)	(Gy·cm ²)	(Gy·cm ²)	(Gy·cm ²)
2.53E-02	3.01E-13	1.24E-12	1.28E-11
3.60E-02	2.55E-13	1.05E-12	1.08E-11
6.30E-02	1.93E-13	7.91E-13	8.19E-12
1.10E-01	1.46E-13	5.99E-13	6.18E-12
2.00E-01	1.08E-13	4.45E-13	4.60E-12
3.60E-01	8.06E-14	3.31E-13	3.42E-12
6.30E-01	6.10E-14	2.51E-13	2.58E-12
1.10E+00	4.61E-14	1.89E-13	1.95E-12
2.00E+00	3.43E-14	1.41E-13	1.45E-12
3.60E+00	2.56E-14	1.05E-13	1.08E-12
6.30E+00	1.94E-14	7.96E-14	8.19E-13
1.10E+01	1.48E-14	6.08E-14	6.17E-13
2.00E+01	1.22E-14	4.62E-14	4.58E-13
3.60E+01	1.13E-14	3.62E-14	3.41E-13
6.30E+01	1.22E-14	3.01E-14	2.57E-13
1.10E+02	1.56E-14	2.79E-14	1.95E-13
2.00E+02	2.37E-14	3.05E-14	1.44E-13
3.60E+02	3.92E-14	3.99E-14	1.08E-13
6.30E+02	6.62E-14	5.93E-14	8.18E-14
1.10E+03	1.14E-13	9.59E-14	6.31E-14
2.00E+03	2.04E-13	1.66E-13	4.90E-14
3.60E+03	3.62E-13	2.92E-13	4.05E-14
6.30E+03	6.22E-13	4.98E-13	3.75E-14
1.10E+04	1.06E-12	8.39E-13	4.04E-14
2.00E+04	1.83E-12	1.46E-12	5.27E-14
3.60E+04	3.03E-12	2.41E-12	7.92E-14
6.30E+04	4.70E-12	3.75E-12	1.27E-13
8.20E+04	5.67E-12	4.53E-12	1.61E-13
8.60E+04	5.87E-12	4.69E-12	1.69E-13
9.00E+04	6.05E-12	4.84E-12	1.76E-13
9.40E+04	6.24E-12	4.98E-12	1.83E-13
9.80E+04	6.41E-12	5.12E-12	1.91E-13
1.05E+05	6.72E-12	5.37E-12	2.04E-13
1.15E+05	7.13E-12	5.70E-12	2.23E-13
1.26E+05	7.52E-12	6.02E-12	2.42E-13
1.35E+05	7.90E-12	6.32E-12	2.62E-13
1.45E+05	8.26E-12	6.61E-12	2.83E-13
1.55E+05	8.60E-12	6.89E-12	3.04E-13
1.65E+05	8.92E-12	7.15E-12	3.27E-13
1.75E+05	9.24E-12	7.41E-12	3.51E-13

(注) 2.53E-02 は 2.53×10⁻², また, 3.01E-13 は 3.01×10⁻¹³ と読む。

表 A.4(つづき) 中性子線に対するカーマ係数 $^{[7]}$ (2/3,次頁につづく)

中性子	人体筋肉	アラニン	ホウ酸リチウム
エネルギー		CH ₃ CH(NH ₂)COOH	$^{7}\text{Li}_{2}{^{11}}\text{B}_{4}\text{O}_{7}$
(eV)	$(Gy \cdot cm^2)$	$(Gy \cdot cm^2)$	$(Gy \cdot cm^2)$
1.85E+05	9.54E-12	7.64E-12	3.76E-13
1.95E+05	9.83E-12	7.88E-12	4.04E-13
2.10E+05	1.03E-11	8.23E-12	4.56E-13
2.30E+05	1.08E-11	8.67E-12	6.09E-13
2.50E+05	1.13E-11	9.05E-12	9.89E-13
2.70E+05	1.18E-11	9.50E-12	1.02E-12
2.90E+05	1.23E-11	9.88E-12	8.52E-13
3.10E+05	1.28E-11	1.03E-11	8.18E-13
3.30E+05	1.32E-11	1.06E-11	8.60E-13
3.50E+05	1.37E-11	1.10E-11	9.31E-13
3.70E+05	1.42E-11	1.13E-11	1.06E-12
3.90E+05	1.48E-11	1.18E-11	1.29E-12
4.20E+05	1.63E-11	1.26E-11	2.12E-12
4.60E+05	1.64E-11	1.29E-11	1.73E-12
5.00E+05	1.60E-11	1.30E-11	8.14E-13
5.40E+05	1.65E-11	1.34E-11	7.69E-13
5.80E+05	1.71E-11	1.39E-11	8.25E-13
6.20E+05	1.77E-11	1.44E-11	8.95E-13
6.60E+05	1.83E-11	1.50E-11	9.62E-13
7.00E+05	1.89E-11	1.54E-11	1.04E-12
7.40E+05	1.94E-11	1.57E-11	1.11E-12
7.80E+05	1.99E-11	1.61E-11	1.19E-12
8.20E+05	2.05E-11	1.65E-11	1.29E-12
8.60E+05	2.10E-11	1.69E-11	1.43E-12
9.00E+05	2.18E-11	1.73E-11	1.67E-12
9.40E+05	2.27E-11	1.80E-11	2.27E-12
9.80E+05	2.46E-11	1.90E-11	3.57E-12
1.05E+06	2.49E-11	1.95E-11	3.24E-12
1.15E+06	2.46E-11	1.97E-11	2.23E-12
1.25E+06	2.56E-11	2.05E-11	2.37E-12
1.35E+06	2.65E-11	2.15E-11	2.38E-12
1.45E+06	2.69E-11	2.20E-11	2.05E-12
1.55E+06	2.77E-11	2.24E-11	2.10E-12
1.65E+06	2.88E-11	2.32E-11	2.47E-12
1.75E+06	2.91E-11	2.38E-11	2.15E-12
1.85E+06	3.03E-11	2.45E-11	2.65E-12
1.95E+06	3.04E-11	2.47E-11	2.28E-12
2.10E+06	3.13E-11	2.58E-11	2.24E-12
2.30E+06	3.18E-11	2.64E-11	1.75E-12
2.50E+06	3.31E-11	2.75E-11	2.02E-12

(注) 1.85E+05 は 1.85×10^5 , また, 9.54E-12 は 9.54×10^{-12} と読む。

表 A.4 (つづき) 中性子線に対するカーマ係数^[7] (3/3)

 中性子 エネルギー	人体筋肉	アラニン CH₃CH(NH₂)COOH	ホウ酸リチウム ⁷ Li ₂ ¹¹ B ₄ O ₇
(eV)	$(Gy \cdot cm^2)$	$(Gy \cdot cm^2)$	$(Gy \cdot cm^2)$
2.70E+06	3.46E-11	2.92E-11	2.38E-12
2.90E+06	3.59E-11	3.10E-11	2.57E-12
3.10E+06	3.78E-11	3.13E-11	3.26E-12
3.30E+06	4.06E-11	3.46E-11	5.22E-12
3.50E+06	4.15E-11	3.61E-11	5.23E-12
3.70E+06	4.25E-11	3.65E-11	5.75E-12
3.90E+06	4.18E-11	3.64E-11	4.75E-12
4.20E+06	4.31E-11	3.70E-11	5.45E-12
4.60E+06	4.31E-11	3.61E-11	4.91E-12
5.00E+06	4.55E-11	3.72E-11	6.27E-12
5.40E+06	4.44E-11	3.68E-11	4.46E-12
5.80E+06	4.64E-11	3.80E-11	5.74E-12
6.20E+06	4.75E-11	3.98E-11	5.80E-12
6.60E+06	4.89E-11	3.91E-11	6.81E-12
7.00E+06	5.10E-11	4.04E-11	8.21E-12
7.40E+06	5.38E-11	4.34E-11	9.77E-12
7.80E+06	5.29E-11	4.49E-11	8.07E-12
8.20E+06	5.25E-11	4.33E-11	7.91E-12
8.60E+06	5.42E-11	4.37E-11	9.40E-12
9.00E+06	5.51E-11	4.58E-11	9.57E-12
9.40E+06	5.55E-11	4.74E-11	9.28E-12
9.80E+06	5.68E-11	4.73E-11	1.06E-11
1.05E+07	5.82E-11	4.83E-11	1.16E-11
1.16E+07	6.25E-11	5.15E-11	1.48E-11
1.25E+07	6.22E-11	5.33E-11	1.39E-11
1.35E+07	6.46E-11	5.55E-11	1.57E-11
1.45E+07	6.70E-11	5.83E-11	1.74E-11
1.55E+07	6.88E-11	6.12E-11	1.83E-11
1.65E+07	6.96E-11	6.30E-11	1.88E-11
1.75E+07	7.06E-11	6.40E-11	1.97E-11
1.85E+07	7.16E-11	6.53E-11	2.06E-11
1.95E+07	7.29E-11	6.66E-11	2.18E-11
2.10E+07	7.34E-11	6.87E-11	2.30E-11
2.30E+07	7.41E-11	6.96E-11	2.30E-11
2.50E+07	7.35E-11	7.02E-11	2.28E-11
2.70E+07	7.38E-11	7.08E-11	2.34E-11
2.90E+07	7.24E-11	7.09E-11	2.26E-11

(注) 2.70E+06 は 2.70×10^6 , また, 3.46 E-11 は 3.46×10^{-11} と読む。

参考文献

- [1] 日本原子力学会(編), 中性子遮へいハンドブック, 日本原子力学会(1993).
- [2] 日本規格協会(編), JIS ハンドブック (鉄鋼 I 及び鉄鋼 II), 日本規格協会 (2001).
- [3] International Criticality Safety Benchmark Evaluation Project (ICSBEP), *International Handbook of Evaluated Criticality Safety Benchmark Experiments*, Organization for Economic Cooperation and Development / Nuclear Energy Agency (OECD/NEA) (1995).
- [4] 国立天文台(編), 理科年表 (2001 年版), 丸善, 東京 (2001).
- [5] 日本機械学会(編), 伝熱工学資料(改訂第4版), 日本機械学会 (1986).
- [6] J. H. Hubbell, "Photon Mass Attenuation and Energy-Absorption Coefficients from 1 keV to 20 MeV," *Int. J. Appl. Radiat. Isot.*, **33**, 1269 (1982).
- [7] R. S. Caswell, J. J. Coyne, M. L. Randolph, "Kerma Factors of Elements and Compounds for Neutron Energies below 30 MeV," *Int. J. Appl. Radiat. Isot.*, **33**, 1227 (1982).
- [8] ラマーシュ (武田充司, 仁科浩二郎訳), *原子炉の初等理論*, 吉岡書店, 東京, pp. 50-55 (1991).
- [9] Y. Nagaya, K. Okumura, T. Mori, et al., MVP/GMVP II: General Purpose Monte Carlo Codes for Neutron and Photon Transport Calculations Based on Continuous Energy and Multigroup Methods, JAERI 1348, Japan Atomic Energy Research Institute (2005).
- [10] 森貴正,長家康展,奥村啓介,他,*最新の評価済み核データに基づく MVP 中性子断 面積ライブラリーの作成*, JAERI-Data/Code 2004-011,日本原子力研究所(2004).

付録 B 線源中心の幾何学的推定及びそれに関連する考察

B.1 線源中心の幾何学的推定手順

臨界事故を起こした機器(線源中心)は,第 6.2 節(2)で述べたとおり,3 つの Apollonius 円の交点または近接点として見出される。ここでは,それらの位置座標の具体的な算出方法について述べる。

今, 図 B.1 に示す任意の定点 P_i (X_i , Y_i) における線量を D_i とする。ただし,添え字 i は $1\sim 3$,また, $D_1 \neq D_2 \neq D_3$ とする。

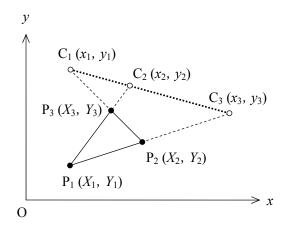


図 B.1 3 定点と Apollonius 円の中心

ここで、未知の線源中心から各点 P_i までの距離を R_i とし、各点における線量が空間線量分布の補間近似式

$$D = a r^b (B.1)$$

に従うと仮定すると、これら3点のうち2点 P_i 及び P_k における線量比が

$$\frac{R_j}{R_k} = \left(\frac{D_j}{D_k}\right)^{1/b} \tag{B.2}$$

の関係を満たす点の軌跡として、Apollonius 円 $^{[1]}$ を作図することができる。その Apollonius 円は、線分 P_j P_k を (B.2) 式中の線量比に内分及び外分する点を直径の両端とする。したがって、2 点 P_j 及び P_k から作図される i 番目の Apollonius 円の中心 C_i (x_i, y_i) 及び半径 r_i は、それぞれ次式で与えられる。

$$x_{i} = \frac{-D_{k}^{2/b} X_{j} + D_{j}^{2/b} X_{k}}{D_{j}^{2/b} - D_{k}^{2/b}}$$
(B.3)

$$y_i = \frac{-D_k^{2/b} Y_j + D_j^{2/b} Y_k}{D_i^{2/b} - D_k^{2/b}}$$
(B.4)

及び

$$r_{i} = \frac{(D_{j}D_{k})^{1/b}}{\left|D_{j}^{2/b} - D_{k}^{2/b}\right|} \sqrt{(X_{j} - X_{k})^{2} + (Y_{j} - Y_{k})^{2}}$$
(B.5)

ただし、b は、空間線量分布の傾きを示す定数係数(およそ-2 として設定される。)である。このとき、3 つの Apollonius 円の中心 C_1 、 C_2 及び C_3 は、図 B.1 で予示したとおり、いかなる線量比($D_1:D_2:D_3$)においても常に一直線上に並ぶ。その証明については次節に譲る。

これら3つのApollonius円の交点の有無は、それらの中心間距離

$$d = \sqrt{(x_i - x_j)^2 + (y_i - y_j)^2}$$
 (B.6)

並びに半径 r_i 及び r_j によって決まる。その様子を模式的に表したものを**図 B.2** に示す。

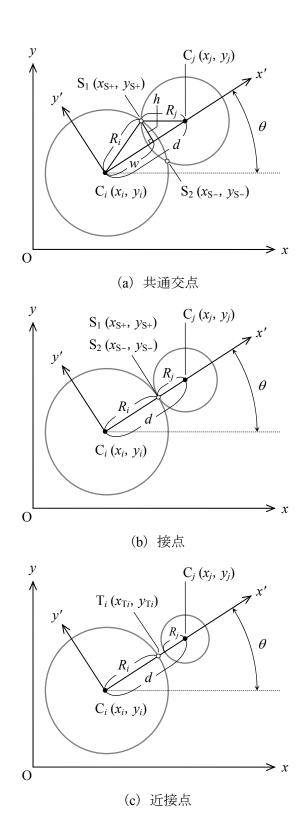


図 B.2 Apollonius 円の共通交点,接点及び近接点

3つの Apollonius 円のうち 2つの円 C_i 及び C_i について、まず、

$$|r_i-r_j| < d < r_i+r_j$$

の場合には、図 B.2 (a) に示したとおり、2 つの共通交点 (等力点) $^{[2]}$ が存在する。それら交点 S_1 (x_{S^+} , y_{S^+}) 及び S_2 (x_{S^-} , y_{S^-}) は、次式で与えられる。

$$x_{S\pm} = x_i + w\cos\theta \,\mu \,h\sin\theta \tag{B.7}$$

$$y_{S+} = y_i + w\sin\theta \pm h\cos\theta \tag{B.8}$$

ここで,

$$w = \frac{d^2 + r_i^2 - r_j^2}{2d} \tag{B.9}$$

$$h = \sqrt{r_i^2 - w^2} \tag{B.10}$$

$$\theta = \begin{cases} \tan^{-1} \left(\frac{y_i - y_j}{x_i - x_j} \right) & (x_i < x_j) \\ \tan^{-1} \left(\frac{y_i - y_j}{x_i - x_j} \right) + \pi & (x_i > x_j) \end{cases}$$

$$\frac{\pi}{2} \qquad (x_i = x_j \text{ and } y_i < y_j)$$

$$-\frac{\pi}{2} \qquad (x_i = x_j \text{ and } y_i > y_j)$$
(B.11)

である。

次に,

$$d = |r_i - r_i|$$
 $\forall i \cup j \mid d = r_i + r_i$

の場合には、h=0 かつ $w=r_i$ となり、図 B.2 (b) に示したとおり、交点 S_1 及び S_2 は Apollonius 円 C_i 及び C_i の接点となる。

最後に,

$$d < |r_i - r_i|$$
 \$ \(\lambda \) \(\lambda \) \(\tau \)

の場合には、Apollonius 円は交点を持たない。図 B.2 (c) によると、i 番目の Apollonius 円の円周上において他の 2 つの円に最も近接する位置 (近接点) T_i (x_{Ti}, y_{Ti}) は、次式で与えられる。

$$x_{\mathrm{T}i} = x_i + r_i \frac{w}{|w|} \cos \theta \tag{B.12}$$

$$y_{\mathrm{T}i} = y_i + r_i \frac{w}{|w|} \sin \theta \tag{B.13}$$

このとき、3 つの Apollonius 円の中心 C_1 , C_2 及び C_3 が同一直線上にあることから、近接

点 T_1 , T_2 及び T_3 も常にその直線上に位置する。したがって、これら 3 つの近接点の中心 T_c (x_{Tc},y_{Tc}) は、次式で与えられる。

$$x_{\text{Tc}} = \frac{1}{3} \sum_{i=1}^{3} x_{\text{T}i}$$
 (B.14)

$$y_{\text{Tc}} = \frac{1}{3} \sum_{i=1}^{3} y_{\text{T}i}$$
 (B.15)

B.2 Apollonius 円の中心が同一直線上に位置することの証明

ここでは、任意の3定点から作図される3つのApollonius円の中心が同一直線上に位置することを証明する。

3 定点 O, A 及び B と Apollonius 円の各中心 A', B' 及び C' の位置座標を図 B.3 に示すとおりとする。なお、このように配置しても任意性を失わない。

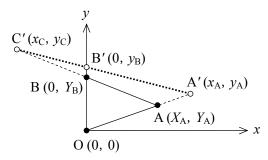


図 B.3 3 定点と Apollonius 円の中心の位置座標

ここで、線分 OA、AB 及び BO の分割比をそれぞれ l:m、m:n 及び n:l (ただし、 $l\neq m$ $\neq n$) とすると、Apollonius 円の中心 A'、B' 及び C' の位置座標は、それぞれ以下の式で表される。

A':
$$x_A = \frac{l^2 X_A}{l^2 - m^2}$$
, $y_A = \frac{l^2 Y_A}{l^2 - m^2}$ (B.16)

B':
$$y_{\rm B} = \frac{l^2 Y_{\rm B}}{l^2 - n^2}$$
 (B.17)

C':
$$x_{\rm C} = \frac{-n^2 X_{\rm A}}{m^2 - n^2}, \qquad y_{\rm C} = \frac{-n^2 Y_{\rm A} + m^2 Y_{\rm B}}{m^2 - n^2}$$
 (B.18)

このとき、A'、B' 及び C' が同一直線上に位置するためには、線分 A' C' を表す直線(図 B.3 中の点線)の切片が B' の位置座標 y_B に等しくなければならない。線分 A' C' を表す一次式は、

$$y = \frac{y_{A} - y_{C}}{x_{A} - x_{C}} (x - x_{A}) + y_{A}$$

$$= -\frac{(l^{2} - m^{2})Y_{B} - (l^{2} - n^{2})Y_{A}}{(l^{2} - n^{2})X_{A}} x + \frac{l^{2}Y_{B}}{l^{2} - n^{2}}$$
(B.19)

となり、その切片が B' の位置座標 y_B に等しいことが分かる。ゆえに、任意の 3 定点から作図される 3 つの Apollonius 円の中心は同一直線上に位置することが示された。

なお、分割比l、m 及びn の大小関係に応じてA'、B' 及びC' の外挿方向が変わるが、それと共にA'、B' 及びC' が連動するので、いかなる分割比においても(Apollonius 円の交点が存在しない場合であっても)、(B.19) 式の関係は成り立つ。

B.3 エリア線量計の設置高さに関する考察

第 6.2 節 (1) において、エリア線量計の配置に当たっては、臨界となるおそれのある機器(臨界想定機器)が含まれる同一平面上に散置することを述べた。その際、エリア線量計を配置する平面(測定平面)の高さは、臨界想定機器の設置高さと完全に一致させる必要はない。その理由は、以下のとおりである。

臨界事故を起こした機器 (線源中心) と測定平面との位置関係を模式的に表したものを 図 B.4 に示す。このとき,実際の線源中心と測定平面との高さのズレを h, 実際の線源中心からエリア線量計の設置位置までの距離を r とする。また,線源は等方線源であると仮定する。すると,測定平面上において予想される線源中心 (予想線源中心) の見掛けの位置と,実際の線源中心が測定平面上に投影される位置とのズレ δ は,

$$\delta = r - \sqrt{r^2 - h^2} \tag{B.20}$$

で与えられる。ここで,仮に h=1 m とすると,r=2,3,4,5 m に対して,ズレ δ は,それぞれ 27,17,13,10 cm となる。この程度のズレであれば,測定平面上に見出される予想線源中心と,機器配置図に示された臨界予想機器とを照合するに当たって,何ら支障はない。また,空間線量分布を推定する際にも,この程度のズレであれば,線量評価上重大な誤差要因とはならない。したがって,エリア線量計の配置に当たっては,臨界想定機器の設置高さと完全に一致させる必要はなく,臨界想定機器が測定平面から ± 1 m 程度の範囲内にあれば,実用上問題はない。

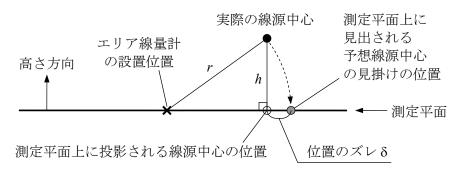


図 B.4 線源中心と測定平面の位置関係

参考文献

- [1] C. V. Durell, *Modern Geometry: The Straight Line and Circle*, Macmillan, London, p. 16 (1928).
- [2] R. A. Johnson, Advanced Euclidean Geometry: An Elementary Treatise on the Geometry of the Triangle and the Circle, Dover Publications, Mineola, NY, p. 294 (1960).

発表論文一覧

副論文

- 1) <u>H. Sono</u>, H. Yanagisawa, A. Ohno, T. Kojima, N. Soramasu, "Measurement of Neutron and Gamma-Ray Absorbed Doses under Criticality Accident Conditions at TRACY Using Tissue-Equivalent Dosimeters," *Nucl. Sci. Eng.*, **139**[2], 209 (2001).
- 2) <u>H. Sono</u>, H. Yanagisawa, A. Ohno, T. Kojima, N. Soramasu, "Evaluation of Gamma-Ray Dose Components in Criticality Accident Situations," *J. Nucl. Sci. Technol.*, **42**[8], 678 (2005).
- 3) <u>H. Sono</u>, A. Ohno, T. Kojima, F. Takahashi, Y. Yamane, "Assessment of Human Body Surface and Internal Dose Estimations in Criticality Accidents Based on Experimental and Computational Simulations," *J. Nucl. Sci. Technol.*, **43**[3], 276 (2006).
- 4) <u>H. Sono</u>, A. Ohno, T. Kojima, Y. Yamane, "Retrospective Estimation of the Spatial Dose Distribution and the Number of Fissions in Criticality Accident Using Area Dosimeters," *J. Nucl. Sci. Technol.*, 44[1], 43 (2007).

本論文の第3章は副論文1),2)及び3)の一部に,第4章は副論文1)及び2)に,第5章は副論文3)に,第6章は副論文4)に基づいている。

その他の論文

- 5) <u>曽野浩樹</u>, 小野寺清二, 広瀬秀幸, 高月幸男, 児玉達也, 大野秋男, 櫻庭耕一, 井 澤直樹, 外池幸太郎, 馬野琢也, 三好慶典, 平成 7 年における定常臨界実験装置 STACY の運転記録;600¢円筒炉心・10%濃縮ウラン硝酸水溶液, JAERI-Tech 97-005, 日本原子力研究所(1997).
- 6) 菊池司,三好慶典,外池幸太郎,<u>曽野浩樹</u>,「STACY 円筒及び平板炉心の反射体実験」,第 3 回 NUCEF セミナー講演報文集,東海村,茨城県,1998 年 2 月 24 日, JAERI-Conf 98-010,日本原子力研究所,p. 3 (1998).
- 7) 広瀬秀幸, 桜庭耕一, 小野寺清二, 小川和彦, 高月幸男, 森田俊夫, <u>曽野浩樹</u>, 有嶋秀昭, 會澤栄寿, 宮内正勝, 大野秋男, *STACY 及び TRACY 用燃料サンプリング装置の改良*, JAERI-Tech 98-015, 日本原子力研究所 (1998).
- 8) <u>曽野浩樹</u>, 三好慶典, 大野秋男, *STACY 800mmφ円筒炉心における 10%濃縮ウラン硝酸水溶液燃料を用いた臨界実験の予備解析*, JAERI-Tech 98-016, 日本原子力研究所 (1998).
- 9) 小野寺清二,<u>曽野浩樹</u>,広瀬秀幸,高月幸男,長澤誠,村上清信,高橋司,櫻庭耕一,宮内正勝,菊池司,三好慶典,大野秋男,平成9年度における定常臨界実験装置 STACY の運転記録;280T 平板炉心・10%濃縮ウラン硝酸水溶液(受託研究),JAERI-Tech 98-023,日本原子力研究所(1998).

- 10) 村上清信,小野寺清二,広瀬秀幸,<u>曽野浩樹</u>,高月幸男,安田直充,櫻庭耕一,小川和彦,會澤栄寿,有嶋秀昭,森田俊夫,高橋司,志垣康展,板橋隆之,三好慶典,大野秋男,井澤直樹,竹下功,*定常臨界実験装置 (STACY) の製作*, JAERI-Tech 98-033,日本原子力研究所 (1998).
- 11) <u>H. Sono</u>, Y. Miyoshi, T. Kikuchi, S. Onodera, H. Hirose, "Simplified Method to Estimate the Criticality of Uranyl Nitrate Solutions," *Trans. Am. Nucl. Soc. 1998 Winter Mtg.*, Washington DC, USA, Nov. 15–19, 1998, vol. 79, p. 179 (1998).
- 12) T. Kikuchi, Y. Miyoshi, Y. Yamane, K. Tonoike, <u>H. Sono</u>, H. Hirose, S. Onodera, "Reflector Effects of Structural Material for Cylindrical and Slab Cores Containing 10 % Enriched Uranyl Nitrate Solution," *Proc. 2nd NUCEF International Symposium (NUCEF'98)*, Hitachinaka, Ibaraki, Nov. 16–17, 1998, JAERI-Conf 99-004 (Part I), Japan Atomic Energy Research Institute, p. 100 (1999).
- H. Yanagisawa, K. Nakajima, K. Ogawa, H. Sono, K. Sakuraba, E. Aizawa, T. Morita, S. Sugawara, T. Sonoda, A. Ohno, "Experiments on Transient Behavior of a Low-Enriched Uranyl Nitrate Solution System with TRACY to Study Hypothetical Criticality Accidents in Reprocessing Plants," *Proc. 6th Int. Conf. Nuclear Criticality Safety (ICNC'99)*, Versailles, France, Sep. 20–24, 1999, vol. II, p. 900 (1999).
- 14) K. Ogawa, K. Nakajima, H. Yanagisawa, H. Sono, E. Aizawa, T. Morita, S. Sugawara, K. Sakuraba, A. Ohno, "Measurement of the Power Profile during Nuclear Excursions Initiated by Various Reactivity Additions Using TRACY," *Proc. 6th Int. Conf. Nuclear Criticality Safety (ICNC'99)*, Versailles, France, Sep. 20–24, 1999, vol. III, p. 1277 (1999).
- 15) 小野寺清二,<u>曽野浩樹</u>,広瀬秀幸,谷野秀一,長澤誠,村上清信,櫻庭耕一,宮内正勝,菊池司,大野秋男,平成10 年度における定常臨界実験装置 STACY の運転記録, 1;280T 平板炉心・10%濃縮のウラン硝酸水溶液(受託研究), JAERI-Tech 99-084,日本原子力研究所(1999).
- 16) <u>曽野浩樹</u>, 外池幸太郎, 「セッション: JCO 臨界事故の評価(臨界安全); 事故継続中 に評価した臨界状態の熱出力」, 第 4 回 NUCEF セミナー講演報文集, 東海村, 茨城 県, 2000年2月28日, JAERI-Conf 2000-012, 日本原子力研究所, p. 15 (2000).
- 17) <u>H. Sono</u>, H. Yanagisawa, A. Ohno, T. Kojima, Y. Miyoshi, "Measurement and Analysis of Neutron and Gamma-Ray Doses on Criticality Accidents of Low-Enriched Uranyl Nitrate Solution Using Tissue-Equivalent Dosimeters at the TRACY Facility," *Proc. ANS Int. Topl. Mtg. Advances in Reactor Physics and Mathematics and Computation into the Next Millennium (PHYSOR2000)*, Pittsburgh, USA, May 7–12, 2000, CD-ROM (2000).
- 18) 小野寺清二,<u>曽野浩樹</u>,広瀬秀幸,谷野秀一,神永城太,明前知樹,村上清信,櫻庭耕一,宮内正勝,外池幸太郎,三好慶典,柳澤宏司,大野秋男,平成11 年度における STACY の運転記録;平板型炉心タンクと10%濃縮硝酸ウラニル水溶液を用いた2 ユニット中性子相互干渉体系の実験1(受託研究),JAERI-Tech 2000-059,日本原子力研究所(2000).

- 19) H. Sono, H. Yanagisawa, K. Nakajima, Y. Miyoshi, "Analyses of Criticality and Reactivity for TRACY Experiments Based on JENDL-3.3 Data Library," *Proc. 7th Int. Conf. Nuclear Criticality Safety (ICNC2003)*, Tokai-mura, Ibaraki, Oct. 20–24, 2003, JAERI-Conf 2003-019 (Part I), Japan Atomic Energy Research Institute, p. 308 (2003).
- 20) H. Yanagisawa, H. Sono, J. Katakura, "Re-evaluation of Gamma-Ray Exposure Rates during TRACY Power Burst Experiments Based on the Latest JENDL Files," *Proc. 7th Int. Conf. Nuclear Criticality Safety (ICNC2003)*, Tokai-mura, Ibaraki, Oct. 20–24, 2003, JAERI-Conf 2003-019 (Part II), Japan Atomic Energy Research Institute, p. 797 (2003).
- 21) H. Yanagisawa, <u>H. Sono</u>, Evaluation of Neutronic Characteristics of STACY 80-cm-Diameter Cylindrical Core Fueled with 6% Enriched Uranyl Nitrate Solution, JAERI-Tech 2003-057, Japan Atomic Energy Research Institute (2003).
- 22) <u>曽野浩樹</u>, 深谷裕司, 柳澤宏司, 三好慶典, *棒状燃料格子間隔 1.5 cm の STACY 非均質炉心の核特性解析*, JAERI-Tech 2003-065, 日本原子力研究所 (2003).
- 23) <u>曽野浩樹</u>, 柳澤宏司, 三好慶典, *TRACY 水反射体付き炉心の核特性評価*, JAERI-Tech 2003-096, 日本原子力研究所 (2003).
- 24) H. Sono, T. Kojima, N. Soramasu, F. Takahashi, "Measurement of Neutron and Gamma-Ray Absorbed Doses inside Human Body in Criticality Accident Situations Using Phantom and Tissue-Equivalent Dosimeters," *Proc. Int. Symposium NUCEF2005*, Tokai-mura, Ibaraki, Feb. 9–10, 2005, JAERI-Conf 2005-007, Japan Atomic Energy Research Institute, p. 315 (2005).

国際単位系(SI)

表 1. SI 基本単位

基本量	SI 基本)	单位
- 本半里	名称	記号
長さ	メートル	m
質 量	キログラム	kg
時 間	秒	S
電 流	アンペア	A
熱力学温度	ケルビン	K
物 質 量	モル	mo1
光 度	カンデラ	cd
熱力学温度物 質 量	/ / -	K mol

表2. 基本単位を用いて表されるSI組立単位の例

24 2 22 11 1 12	FENITA CACCACODIMET THE	P N I				
組立量	SI 基本単位	SI 基本単位				
和立里	名称	記号				
面	軍 方 メ ー ト ル	m^2				
体	直立 法 メ ー ト ル	m^3				
速 さ , 速 原	ミメートル 毎 秒	m/s				
加 速 原	ミメートル毎秒毎秒	m/s^2				
波	女毎 メ ー ト ル	m-1				
密度 (質量密度)	キログラム毎立法メートル	kg/m ³				
質量体積 (比体積)	立法メートル毎キログラム	m ³ /kg				
電流密度	E アンペア毎平方メートル	A/m^2				
磁界の強き	アンペア毎メートル	A/m				
(物質量の)濃厚	ミモル毎立方メートル	$mo1/m^3$				
輝	E カンデラ毎平方メートル	cd/m ²				
屈 折 🛎	图 (数 の) 1	1				

表3. 固有の名称とその独自の記号で表されるSI組立単位

表も、固有の石体とその独自の記りく表されるは起立手位							
	SI 組立単位						
組立量	名称	40 D	他のSI単位による	SI基本単位による			
	名 你	記号	表し方	表し方			
平 面 角ラ:	ジアン (a)	rad		m • m ⁻¹ =1 (b)			
立 体 角ステ	·ラジアン ^(a)	sr ^(c)		m ² · m ⁻² =1 (b)			
周 波 数へ	ルッ	Hz		s^{-1}			
力 二:	ュートン	N		m·kg·s ⁻²			
圧 カ , 応 カパ	スカル	Pa	$\mathrm{N/m}^2$	m ⁻¹ · kg · s ⁻²			
エネルギー、仕事、熱量ジ	ュール	J	N • m	m ² · kg · s ⁻²			
工率, 放射東ワ	ット	W	$\mathrm{J/s}$	m ² · kg · s ⁻³			
電荷、電気量ク	ー ロ ン	C		s•A			
電位差(電圧),起電力ボ	ルト	V	W/A	m ² · kg · s ⁻³ · A ⁻¹			
静 電 容 量フ	ァラド	F	C/V	$m^{-2} \cdot kg^{-1} \cdot s^4 \cdot A^2$			
電気抵抗す	ー ム	Ω	V/A	$m^2 \cdot kg \cdot s^{-3} \cdot \Lambda^{-2}$			
コンダクタンスジー	ーメンス	S	A/V	$m^{-2} \cdot kg^{-1} \cdot s^3 \cdot A^2$			
磁東ウ	エーバ	Wb	V · s	m ² • kg • s ⁻² • A ⁻¹			
磁 東 密 度テ	ス ラ	T	Wb/m^2	kg • s ⁻² • A ⁻¹			
インダクタンスへ	ンリー	Н	Wb/A	m ² · kg · s ⁻² · A ⁻²			
セルシウス温度セル	·シウス度 ^(d)	$^{\circ}$ C		K			
光 東ル	ーメン	1 m	cd • sr (c)	m ² ⋅ m ⁻² ⋅ cd=cd			
照 度ル	ク ス	1x	1m/m^2	$m^2 \cdot m^{-4} \cdot cd = m^{-2} \cdot cd$			
(放射性核種の) 放射能 ベ	クレル	Bq		s ⁻¹			
吸収線量,質量エネルグ	レイ	Gv	J/kg	m ² • s ⁻²			
ギー分与、カーマン	. '	~ y	J, 11g	III 3			
線量当量,周辺線量当	-8 9 1	_	T /1	2 -2			
量,方向性線量当量,個シ 人線量当量,組織線量当	ーベルト	Sv	J/kg	m ² • s ⁻²			
八 形 里 里, 沿 旅 里							

- (a) ラジアン及びステラジアンの使用は、同じ次元であっても異なった性質をもった量を区別するときの組立単位の表し方として利点がある。組立単位を形作るときのいくつかの用例は表4に示されている。
 (b) 実際には、使用する時には記号rad及びsrが用いられるが、習慣として組立単位としての記号"1"は明示されない。
 (c) 測光学では、ステラジアンの名称と記号srを単位の表し方の中にそのまま維持している。
 (d) この単位は、例としてミリセルシウス度m℃のようにSI接頭語を伴って用いても良い。

表 4 単位の中に固有の名称とその独自の記号を含むSI組立単位の例

表 4. 単位の中	に固有の名称とその独自の	り記号を含む	PSI組立単位の例			
組立量		SI 組立単位				
担立重	名称	記号	SI 基本単位による表し方			
粘	度パスカル秒	Pa•s	m ⁻¹ • kg • s ⁻¹			
力のモーメン	トニュートンメートル	N • m	m ² · kg · s ⁻²			
表 面 張	力 ニュートン毎メートル	N/m	kg • s ⁻²			
角 速	度 ラ ジ ア ン 毎 秒	rad/s	m • m ⁻¹ • s ⁻¹ =s ⁻¹			
	度 ラジアン毎平方秒		m • m ⁻¹ • s ⁻² =s ⁻²			
熱流密度, 放射照	度 ワット毎平方メートル	W/m^2	kg • s ⁻³			
熱容量、エントロピ	- ジュール毎ケルビン	J/K	m ² · kg · s ⁻² · K ⁻¹			
質量熱容量(比熱容量)質量エントロピ	, ジュール毎キログラム ー 毎ケルビン	J/(kg • K)	$m^2 \cdot s^{-2} \cdot K^{-1}$			
質量エネルギー	_) ジュール毎キログラム	J/kg	m² ⋅ s⁻² ⋅ K⁻¹			
熱 伝 導	率 ワット毎メートル毎ケルビン		m·kg·s ⁻³ ·K ⁻¹			
体積エネルギ	_ ジュール毎立方メート ル	$\mathrm{J/m}^3$	m ⁻¹ • kg • s ⁻²			
電界の強	さボルト毎メートル	V/m	m·kg·s ⁻³ ·A ⁻¹			
	荷 ル クーロン毎立方メート		m ⁻³ ⋅s⋅Λ			
電 気 変	位ルクーロン毎平方メート	$\mathrm{C/m}^2$	m ⁻² ⋅s⋅A			
誘電	率ファラド毎メートル	F/m	$m^{-3} \cdot kg^{-1} \cdot s^4 \cdot A^2$			
透磁	率ヘンリー毎メートル	H/m	$\mathbf{m} \cdot \mathbf{kg} \cdot \mathbf{s}^{-2} \cdot \mathbf{A}^{-2}$			
モルエネルギ	ージュール毎モル		$m^2 \cdot kg \cdot s^{-2} \cdot mo1^{-1}$			
モルエントロピーモ ル 熱 容	, ジュール毎モル毎ケル 量 ビン	J/(mo1 • K)	$m^2 \cdot kg \cdot s^{-2} \cdot K^{-1} \cdot mo1^{-1}$			
) クーロン毎キログラム	C/kg	kg ⁻¹ · s · A			
吸 収 線 量	率グレイ毎秒	Gy/s	$kg^{-1} \cdot s \cdot A$ $m^2 \cdot s^{-3}$			
	度 ワット毎ステラジアン	W/sr	$m^4 \cdot m^{-2} \cdot kg \cdot s^{-3} = m^2 \cdot kg \cdot s^{-3}$			
放 射 輝	度 ワット毎平方メートル 毎ステラジアン	$\mathbb{W}/(\mathbf{m}^2 \cdot \mathbf{sr})$	$m^2 \cdot m^{-2} \cdot kg \cdot s^{-3} = kg \cdot s^{-3}$			

表 5. SI 接頭語

乗数	接頭語 記号		乗数	接頭語	記号
10^{24}	ヨ タ	Y	10^{-1}	デシ	d
10^{21}	ゼタ	Z	10^{-2}	センチ	с
10^{18}	エクサ	Е	10^{-3}	3 J	m
10^{15}	ペタ	Р	10 ⁻⁶	マイクロ	μ
10^{12}	テラ	Т	10-9	ナーノ	n
10^{9}	ギガ	G	10^{-12}	ピコ	р
10^{6}	メーガ	M	10^{-15}	フェムト	f
10^{3}	キ ロ	k	10^{-18}	アト	а
10^{2}	ヘクト	h	10^{-21}	ゼプト	z
10 ¹	デ カ	da	10^{-24}	ヨクト	y

表 6. 国際単位系と併用されるが国際単位系に属さない単位

名称	記号	SI 単位による値
分	min	1 min=60s
時	h	1h =60 min=3600 s
目	d	1 d=24 h=86400 s
度	0	$1^{\circ} = (\pi/180) \text{ rad}$
分	,	1' = $(1/60)^{\circ}$ = $(\pi/10800)$ rad
秒	"	1' = $(1/60)^{\circ}$ = $(\pi/10800)$ rad 1" = $(1/60)$ ' = $(\pi/648000)$ rad
リットル		$11=1 \text{ dm}^3=10^{-3}\text{m}^3$
トン	t	1t=10 ³ kg
ネーパ ベル	Np	1Np=1
ベル	В	1B=(1/2)1n10(Np)

表7. 国際単位系と併用されこれに属さない単位で SI単位で表される数値が実験的に得られるもの

01 F (2) C (1) D 3/ E (1) 7 (0) (1) 7 (1) 7 (1) 7 (1)						
名称	記号	SI 単位であらわされる数値				
電子ボルト	eV	1eV=1.60217733(49)×10 ⁻¹⁹ J				
統一原子質量単位	u	1u=1.6605402(10)×10 ⁻²⁷ kg				
天 文 単 位	ua	1ua=1.49597870691(30)×10 ¹¹ m				

表8. 国際単位系に属さないが国際単位系と 併用されるその他の単位

名称	記号	SI 単位であらわされる数値
海里		1海里=1852m
ノット		1ノット=1海里毎時=(1852/3600)m/s
アール	a	$1 \text{ a=1 } \text{ dam}^2 = 10^2 \text{m}^2$
ヘクタール	ha	1 ha=1 hm ² =10 ⁴ m ²
バール	bar	1 bar=0.1MPa=100kPa=1000hPa=10 ⁵ Pa
オングストローム	Å	1 Å=0.1nm=10 ⁻¹⁰ m
バ ー ン	b	1 b=100fm ² =10 ⁻²⁸ m ²

表9. 固有の名称を含むCGS組立単位

	300. Editorian Editorian							
	名称		記号	SI 単位であらわされる数値				
工	ル	グ	erg	1 erg=10 ⁻⁷ J				
ダ	イ	ン	dyn	1 dyn=10 ⁻⁵ N				
ポ	ア	ズ	P	1 P=1 dyn•s/cm²=0.1Pa•s				
ス	トーク	ス	St	1 St = $1 \text{cm}^2/\text{s} = 10^{-4} \text{m}^2/\text{s}$				
ガ	ウ	ス	G	1 G 10 ⁻⁴ T				
工	ルステッ	ĸ	0e	1 Oe ^(1000/4π)A/m				
7	クスウェ	ル	Mx	1 Mx ^10 ⁻⁸ Wb				
ス	チル	ブ	sb	1 sb =1cd/cm 2 =10 4 cd/m 2				
朩		卜	ph	1 ph=10 ⁴ 1x				
ガ		ル	Gal	$1 \text{ Gal} = 1 \text{cm/s}^2 = 10^{-2} \text{m/s}^2$				

表10. 国際単位に属さないその他の単位の例

	近10. 国际中国に属さない。この他の中国の例								
名称				記号	SI 単位であらわされる数値				
キ	.7.	IJ	-	Ci	1 Ci=3.7×10 ¹⁰ Bq				
ν	ント	ゲ	ン	R	$1 R = 2.58 \times 10^{-4} C/kg$				
ラ			K	rad	1 rad=1cGy=10 ⁻² Gy				
ν			A	rem	1 rem=1 cSv=10 ⁻² Sv				
X	線	単	位マ		1X unit=1.002×10 ⁻⁴ nm				
ガ	ン		7	γ	$1 \gamma = 1 \text{ nT} = 10^{-9} \text{T}$				
ジ	ヤン	スキ	-	Jу	1 Jy=10 ⁻²⁶ W • m ⁻² · Hz ⁻¹				
フ	工	ル	3		1 fermi=1 fm=10 ⁻¹⁵ m				
メ・	ートル系	カラッ	ット		1 metric carat = 200 mg = 2×10^{-4} kg				
1			ル	Torr	1 Torr = (101 325/760) Pa				
標	準 大	: 気	圧	atm	1 atm = 101 325 Pa				
力	\Box	IJ	-	cal					
3	ク	口	ン	μ	1 u =1um=10 ⁻⁶ m				

