

JAERI - M
93-111

TMI-2の事故調査・復旧に関する成果と教訓
—ニュークリア・テクノロジー誌TMI特集号の紹介—

1993年6月

「TMI-2の事故調査・復旧に関する成果と教訓」
翻訳グループ

Nuclear Technology, Vol.87
Copyright © 1989 by the American Nuclear Society, Inc.
La Grange Park, Illinois, USA

JAERI-Mレポートは、日本原子力研究所が不定期に公刊している研究報告書です。
入手の間合わせは、日本原子力研究所技術情報部情報資料課（〒319-11茨城県那珂郡東海村）あて、お申しこしてください。なお、このほかに財団法人原子力弘済会資料センター（〒319-11茨城県那珂郡東海村日本原子力研究所内）で複写による実費頒布をおこなっております。

JAERI-M reports are issued irregularly.

Inquiries about availability of the reports should be addressed to Information Division
Department of Technical Information, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-
mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-11, Japan.

©Japan Atomic Energy Research Institute. 1993

編集兼発行 日本原子力研究所
印 刷 いばらき印刷機

TMI-2の事故調査・復旧に関する成果と教訓
—ニュークリア・テクノロジ誌TMI特集号の紹介—

日本原子力研究所東海研究所
「TMI-2の事故調査・復旧に関する成果と教訓」翻訳グループ

(1993年4月16日受理)

本報告書は、1989年8月から12月に刊行された4分冊の米国原子力学会ニュークリア・テクノロジ誌TMI特集号(Vol. 87)の論文を翻訳し紹介するものである。これらの特集号には、スリーマイル島2号機(TMI-2)事故の全容について最終的な総括が示されており、10年間に亘る膨大な活動を通して得られた、事故調査研究と復旧活動に関する成果と教訓が集約されている。それらの成果と教訓は、実機の炉心溶融事故における事故進展のシナリオと高温での炉心物質挙動、保健物理と放射性物質の環境放出、ロボットによるデータ収集と復旧活動、及び除染と廃棄物管理など4分野を扱った貴重な財産である。それらをまとめるために尽力された全ての人々に深く敬意を表わすものである。それらの成果と教訓は、わが国における原子炉安全性向上にも重要な貢献をするものと考え、米国原子力学会の許可を得て翻訳・刊行することにしたものである。

本報告書の構成は、2章に示す全訳の論文等33件と3章に示す抄録のみの論文紹介86件、および訳者の2人が記述したその後のTMI関連研究の動向(4章)から成る。全訳の論文等は、開会総会の発表と閉会総会のパネル討論に加え、上記4分野から訳者が重要と考え選んだ論文、および上記特集号各号の序文から成り、分量では原典全体の25%に相当する。なお、原典のサブジェクト・インデックスとその訳語、および本報告書の参照論文番号を巻末に示し、キーワード索引とした。

「TMI-2の事故調査・復旧に関する成果と教訓」 翻訳グループ一覧

訳者一覧 (五十音順、職位・敬称略)

井沢庄治	(保健物理部)	中村 寿	(バックエンド技術部)
磯崎敏邦	(原子炉安全工学部)	長岡 鋭	(環境安全研究部)
上塚 寛	(原子炉安全工学部)	永瀬文久	(原子炉安全工学部)
臼井甫積	(原子炉工学部)	成富満夫	(燃料サイクル安全工学部)
大川真一	(バックエンド技術部)	野村 靖	(燃料サイクル安全工学部)
黒沢正義	(燃料サイクル安全工学部)	橋本和一郎	(原子炉安全工学部)
斉藤公明	(環境安全研究部)	馬場恒孝	(環境安全研究部)
桜井 淳	(安全性試験研究センター)	藤井義雄	(原子炉工学部)
助川武則	(バックエンド技術部)	藤崎説男	(むつ事業所施設部)
○鈴木光弘	(原子炉安全工学部)	村岡 進	(環境安全研究部)
高橋 彰	(安全管理室)	元木保男	(原子炉安全工学部)
鶴野 晃	(研究炉部)		以上 23名

コメンタリー一覧 (五十音順、職位・敬称略)

朝日義郎	(原子炉工学部)	妹尾宗明	(環境安全研究部)
石渡名澄	(安全性試験研究センター)	早田邦久	(企画室)
宇賀丈雄	(前、原子炉安全工学部)	傍島 真	(原子炉安全工学部)
加藤正平	(保健物理部)	館野 淳	(材料研究部)
川崎 了	(企画室)	田所啓弘	(高温工学部)
熊沢 蕃	(保健物理部)	鶴野 晃	(研究炉部)
鴻坂厚夫	(原子炉安全工学部)	飛岡利明	(高温工学試験研究炉開発部)
五藤 博	(原子炉工学部)	永瀬文久	(原子炉安全工学部)
笹本宣雄	(大型放射光施設開発室)	野村 靖	(燃料サイクル安全工学部)
椎名保顕	(高温工学部)	橋本和一郎	(原子炉安全工学部)
篠原慶邦	(原子炉工学部)	松元 章	(安全管理室)
○鈴木光弘	(原子炉安全工学部)	元木保男	(原子炉安全工学部)
			以上 24名

○印 : 翻訳グループ世話人

Results and Lessons from the Accident Study and Recovery Actions for TMI-2
- Introduction to TMI Special Volume of the NUCLEAR TECHNOLOGY -

The Translation Group

Tokai Research Establishment
Japan Atomic Energy Research Institute
Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken

(Received April 16, 1993)

This report is a translation from papers in the NUCLEAR TECHNOLOGY special volume (Vol.87) consisting of four issues which were published by the American Nuclear Society between August and December, 1989. The special volume presented a definitive summary of all aspects of the Three Mile Island Unit 2 (TMI-2) accident and summarized the results and lessons learned from the extensive efforts on research and recovery activities during the past decade. Those results and lessons are categorized in four areas, i.e., accident scenario during the full-scale core melt progression and core materials behavior at high temperature, health physics and environmental release of radioactive materials, data acquisition and recovery actions conducted by remote technology, and decontamination and waste management. Every one who contributed to these activities should be honorable. Those results and lessons are also of great value to nuclear community and will enhance the activities to improve reactor safety in Japan. The translation was then made by the group at Japan Atomic Energy Research Institute (JAERI) with the special permission given from the American Nuclear Society (ANS).

The report consists of thirty-three fully-translated papers shown in Chapter 2, a brief introduction of eighty-six papers by each abstract

Japanese translation rights arranged with the American Nuclear Society through the Japan Atomic Energy Research Institute.

shown in Chapter 3 and a brief review of the related TMI-2 researches after the NUCLEAR TECHNOLOGY Vol.87 issuance, which was given by two translators (Chapter 4). A total amount of fully-translated papers which were regarded as important by the translators, covers 25% of the original texts. The subject indexes in the original texts can be referred as keywords with each translated word and referring paper index.

Keywords: Accident Study, Decontamination, Fission Product Release, Melt Core Materials, NUCLEAR TECHNOLOGY Vol.87, Recovery Action, Remote Technology, TMI-2, Translation, Waste Management

List of members of the Translation Group

Translators (23 persons)

- F. Nagase, H. Uetsuka, K. Hashimoto, ○M. Suzuki, T. Isozaki and Y. Motoki
 : Department of Reactor Safety Research
- M. Kurosawa, M. Narutomi and Y. Nomura
 : Department of Fuel Cycle Safety Research
- K. Saitoh, S. Muraoka, T. Nagaoka and T. Banba
 : Department of Environmental Safety Research
- K. Sakurai : Nuclear Safety Research Center
- S. Izawa : Department of Health Physics
- H. Usui and Y. Fujii : Department of Reactor Engineering
- S. Ohkawa, T. Nakamura and T. Sukegawa
 : Department of Decommissioning and Waste Management
- A. Tsuruno : Department of Research Reactor Operation
- A. Takahashi : Office of Safety and Control
- S. Fujisaki : Mutsu Establishment, Department of Nuclear Ship
 Engineering

Commenters (24 persons)

- A. Kohsaka, F. Nagase, K. Hashimoto, M. Sobajima, ○M. Suzuki, T. Uga and Y. Motoki
 : Department of Reactor Safety Research
- Y. Nomura : Department of Fuel Cycle Safety Research
- M. Senoo : Department of Environmental Safety Research
- I. Kumazawa and S. Katoh : Department of Health Physics
- H. Gotoh, Y. Asahi and Y. Shinohara
 : Department of Reactor Engineering
- Y. Shiina and Y. Tadokoro : Department of High Temperature Engineering
- J. Tateno : Department of Material Research
- A. Tsuruno : Department of Research Reactor Operations
- K. Soda and R. Kawasaki : Office of Planning
- A. Matsumoto : Office of Safety and Control
- N. Ishiwatari : Nuclear Safety Research Center
- N. Sasamoto : Department of Synchrotron Radiation Facility Project
- T. Tobioka : Department of High Temperature Test Reactor Project

(○ : Contact Person)

目 次

1. はじめに	1
1.1 本報告書の刊行にあたって	1
1.2 ニュークリア・テクノロジ誌TMI特集号の論文翻訳について	2
2. スリーマイル島2号機の事故調査及び復旧活動に関する成果と教訓（全訳文）	3
2.1 ニュークリア・テクノロジ誌特集号について	3
2.1.1 献呈/Roy G. Post	3
2.1.2 緒言/Sidney Langer	4
2.1.3 エディタ・ノート/James F. Schmar	5
2.2 開会総会での発表論文	6
2.2.1 スリーマイル島2号機以後一変の十年間/Edwin E. Kintner	6
2.2.2 TMI原発事故一その政治的遺産/Richard T. Kennedy	10
2.2.3 スリーマイル島2号機事故の規制上の影響/John F. Ahearne	17
2.2.4 スリーマイル島2号機：プラント復旧/F. R. Standerfer	28
2.2.5 スリーマイル島2号機事故のシナリオ/James M. Broughton, 他	31
2.3 炉心物質と事故シナリオに関する論文	57
2.3.1 序文/Richard K. McCardell	57
2.3.2 スリーマイル島2号機における物質の挙動：概要/Dennis E. Owen	58
2.3.3 TMI-2炉心における材料反応と温度/Charles S. Olsen, 他	61
2.3.4 スリーマイル島2号機の核分裂生成物インベントリ評価/ Douglas W. Akers, 他	104
2.3.5 炉心溶融デブリとTMI-2圧力容器構造物の熱的相互作用/ August W. Cronenberg, 他	117
2.3.6 TMI-2圧力容器の熱的応答と機械的応答の比較/Gary L. Thinnes, 他	130
2.3.7 TMI事故時のリフィル現象の解析/Yasushi Nomura, 他	146
2.3.8 スリーマイル島2号機解析演習のまとめ/Daniel W. Golden, 他	164
2.4 保健物理と環境放出等に関する論文	175
2.4.1 序文 TMI-2：保健物理と環境放出/Carl H. Distenfeld	175
2.4.2 スリーマイル島2号機：原子炉建屋の初期放射線状態/William C. Hopkins	176

2.4.3	スリーマイル島2号機事故時の環境測定/Andrew P. Hull	194
2.4.4	スリーマイル島付近における一般公衆の被曝/Merril Eisenbud	209
2.4.5	TMI-2 復旧時の作業員被曝/Dale J. Merchant	218
2.4.6	原子力分野における健康上のリスクを公衆はどのように捉えるか/ Robert S. Friedman	228
2.5	遠隔操作技術と工学等に関する論文	236
2.5.1	序文 スリーマイル島2号機—遠隔技術と工学/Paul Bengel	236
2.5.2	スリーマイル島2号機で用いられたデータ取得方法/ Rayford L. Patterson, 他	238
2.5.3	スリーマイル島2号機遠隔制御装置の開発/R. H. Fillnow, 他	260
2.5.4	TMI-2用遠隔操作ロボット2機についての概念と開発/ Leona E. Champeny, 他	270
2.6	除染と廃棄物管理等に関する論文	284
2.6.1	序文 スリーマイル島2号機の除染及び廃棄物管理/Harley W. Reno	284
2.6.2	スリーマイル島2号機における放射性沈澱物の処理処分/ George D. Cremeans, 他	285
2.6.3	スリーマイル島2号機事故で発生した水の最終処理/George D. Cremeans	296
2.6.4	TMI-2 原子炉建屋コンクリート表面への放射性核種浸透の評価/ Clay M. Davis	308
2.6.5	スリーマイル島2号機原子炉建屋地階から採取したコンクリートの浸 出データ解析/Emory D. Collins, 他	320
2.6.6	スリーマイル島2号機に用いられたサンプリング及び試験の方法/ Alan W. Marley, 他	334
2.7	閉会総会のパネル討論—改善された原子炉の安全性：スリーマイル島2号機 の教訓/Sid Langer, Dennis Owen：共同司会者	352
3.	その他の論文に関するテーマと抄録の紹介（訳文）	392
3.1	炉心物質と事故シナリオに関するその他の論文	392
3.1.1	銀—インジウム—カドミウム制御棒アセンブリーの金属学的反応/ Yung Y. Liu, 他	392
3.1.2	フランス原子力庁におけるTMI-2 炉心物質の試験/Jacques Duco, 他	392
3.1.3	TMI-2 炉心から採取したボアサンプルの金属組織学的試験/	

	Paul David Bottomley, 他	393
3.1.4	TMI-2 から採取したコアボア物質の結晶相分析/Allan Brown, 他	394
3.1.5	高温における炉心物質の反応/Peter Hofmann, 他	395
3.1.6	デブリのマイクロ組織から推察した燃料のリロケーション機構/ Robert V. Strain, 他	396
3.1.7	スリーマイル島2号機Bループ蒸気発生器管盤のルースデブリの試験と 分析/George O. Hayner, 他	397
3.1.8	スリーマイル島2号機内の核分裂生成物(FP)放出経路/ Sidney Langer, 他	397
3.1.9	炉心物質の装荷量と挙動/Douglas W. Akers, 他	398
3.1.10	TMI-2 原子炉容器外における核分裂生成物及び炉心構成物質の分布/ Charles V. McIsaac, 他	398
3.1.11	TMI-2 事故時におけるセシウムとヨウ素の化学及び移行挙動の考察/ August W. Cronenberg, 他	399
3.1.12	TMI-2 事故における核分裂生成物の炉心からの放出挙動解析/ David A. Petti, 他	400
3.1.13	核分裂生成物の炉心物質内における分配/Douglas W. Akers, 他	400
3.1.14	スリーマイル島2号機リロケーション事象中における溶融コリウムの熱 的挙動/James L. Anderson, 他	401
3.1.15	溶融炉心を冷却するために幾らの水が必要か?/Sidney Langer	402
3.1.16	TMI解析標準問題/Daniel F. Giessing	402
3.1.17	MELPROG/TRACによるTMI-2 事故のモデリングと状態1及び2の計算結 果/Frank E. Motley, 他	403
3.1.18	TMI-2 解析標準問題に使用したMARCHコードの計算/Roger O. Wooton	403
3.1.19	論証工学によるスリーマイル島2号機炉心損傷時期の決定/James O. Henrie	404
3.1.20	スリーマイル島2号機炉心の形状/Malcolm L. Russell, 他	405
3.1.21	TMI-2 炉心試料の走査型電子顕微鏡による元素分析/Bruce A. Pregger, 他	405
3.1.22	スリーマイル島2号機炉心物質挙動への燃料損傷実験の応用/ Charles S. Olsen, 他	406
3.1.23	CONTAIN1.1 計算コードによるスリーマイル島2号機事故の水素燃焼 解析/Ken Muramatsu, 他	406
3.1.24	流下した炉心物質の再臨界の可能性/Bernard R. Bandini, 他	407
3.1.25	TMI-2 解析標準問題:CATHAREコードによる事故過程フェイズ1及び2の 計算/Patrick Dumaz	407
3.1.26	TMI-2 の2-B冷却ポンプトランジェント時の熱的応答/Pui Kuan, 他	408

3.1.27	スリーマイル島2号機の損傷炉心に関する加熱及び冷却過程の解析/ Richard L. Moore, 他	409
3.1.28	TMI-2 事故における溶融物質の挙動/Richard R. Hobbins, 他	409
3.1.29	スリーマイル島2号機事故時における中性子源領域モニタの全般的挙 動/Anthony J. Baratta, 他	410
3.1.30	TMI-2 炉心リロケーション-熱伝達と機構/Michael Epstein, 他	410
3.1.31	TMI-2 事故のMELCOR解析/Edward A. Boucheron, 他	411
3.1.32	TMI-2 事故の初期過程の熱水力解析/Kazuichiro Hashimoto, 他	412
3.1.33	MAAP 3.0Bを用いたTMI-2 事故の最初の174分のシュミレーション/ Ariel Sharon, 他	412
3.1.34	スリーマイル島2号機事故のATHLET解析/Adly B. Wahba, 他	413
3.2	保健物理と環境放出に関するその他の論文	414
3.2.1	スリーマイル島2号機補助建屋の放射線状況と経験/Paul E. Ruther, 他	414
3.2.2	スリーマイル島2号機原子炉建屋立入り計画/James W. Langenbach	414
3.2.3	スリーマイル島とその環境/Beverly A. Good, 他	415
3.2.4	コア模擬体熱ルミネセンス検出器による表面放射エネルギーの特性評価/ Robert J. Vallem, 他	416
3.2.5	除染の優先順位を決めるための迅速選別測定技術/Carl H. Distenfeld, 他	416
3.2.6	スリーマイル島2号機原子炉建屋の空气中浮遊物による再汚染/ James E. Tarpinian	417
3.2.7	スリーマイル島原子炉建屋地階とDリングの放射線汚染状況の調査/ Henry K. Peterson	418
3.2.8	TMI-2 原子炉建屋の86.1-m床面におけるロボット利用の特性把握/ Dennis E. Ferguson	418
3.2.9	TMI-2 原子炉建屋地階のコンクリート面における放射能分布/ Paul J. Bable, 他	419
3.2.10	原子炉冷却系 (RCS) の特性把握と特殊核燃料物質 (SNM) の収支: TMI-2 のRCS, 原子炉建屋及び補助建屋内の燃料循環追跡/Jess Greenborg	420
3.2.11	スリーマイル島2号機原子炉建屋における原子炉容器外燃料の特性把 握/Ryusuke Kobayashi, 他	420
3.2.12	TMI-2 補助建屋内の燃料の検出と分布/Paul J. Bable, 他	421
3.2.13	原子炉容器底部の燃料を評価するための炉外中性子検出器の使用/ Reuben Rainisch, 他	421
3.2.14	TMI-2 の燃料取り出し・除染作業における暑さによるストレス抑制/ John S. Schork, 他	422

3.2.15	放射線及び環境管理に関する記録の訴訟における重要性／ Gordon M. Lodde, 他	423
3.2.16	スリーマイル島2号機の放射線管理作業及び記録管理業務支援用のコン ピュータシステム開発／Richard D. Schauss	423
3.2.17	TMI-2に関する技術情報ガイド／Kim David Auclair, 他	424
3.2.18	TMI-2で使用する改良型職員用線量計測システム／James W. Schmidt, 他	425
3.2.19	TMIの教訓から学んだ呼吸保護／Earl F. Gee	425
3.2.20	スリーマイル島2号機の浄化作業中に適用された職員汚染防護のための 技術／James E. Hildebrand	426
3.2.21	スリーマイル島2号機原子炉建屋内の評価と管理／Gordon M. Lodde, 他	427
3.2.22	スリーマイル島2号機の復旧作業における放射線機器の役割／ Robert D. Holmes, 他	427
3.2.23	スリーマイル島2号機原子炉建屋の線量低減タスクフォース／ Raphael S. Daniels	428
3.2.24	TMI-2燃料取り出し系に付随する放射線遮蔽関連の検討／N. L. Osgood, 他	429
3.3	遠隔操作技術と工学に関するその他の論文	430
3.3.1	スリーマイル島2号機用燃料撤去装置／Gregory L. Calhoun	430
3.3.2	スリーマイル島2号機原子炉容器の下部炉心支持構造物の解体及び燃料取 出し／Lawrence H. Porter, 他	430
3.3.3	スリーマイル島2号機における燃料取出し準備／Paul M. Shearer, 他	431
3.3.4	スリーマイル島2号機についての圧力容器外燃料取出し／ Robert J. Wolfgang, 他	431
3.3.5	スリーマイル島2号機における遠隔操作の適用／David L. Giefer, 他	432
3.3.6	スリーマイル島2号機下部炉心構造物プラズマ自動切断装置の性能／ Michael S. McGough, 他	432
3.3.7	スリーマイル島2号機の燃料撤去作業のための臨界解析支援／ Cecil V. Parks, 他	433
3.3.8	スリーマイル島2号機プラントシステムの事故後除染中の臨界防止策／ Gerald L. Palau	433
3.3.9	スリーマイル島2号機の燃料撤去作業に対する物体のコンピュータ3次 元モデル化の応用／Richard D. Schauss, 他	434
3.3.10	スリーマイル島2号機の下部炉心支持構造物撤去のための穿孔作業／ Herbert W. Kirkland, 他	434
3.3.11	スリーマイル島2号機の原子炉圧力容器上部ヘッド及びプレナムの撤去／ C. W. (Swede) Hultman, 他	435

3.3.12	スリーマイル島2号機炉心領域の燃料撤去/Jon M. Rodabaugh, 他	436
3.3.13	スリーマイル島2号機上部炉心支持構造物の分解と撤去/Jon M. Rodabaugh	436
3.3.14	スリーマイル島2号機における遠隔装置の操作及び成果/ Michael D. Pavelek II	437
3.3.15	スリーマイル島2号機燃料撤去を援護するためになされた核的臨界安全 解析の概観/John C. Rommel, 他	438
3.4	除染と廃棄物管理, その他の課題に関する論文	439
3.4.1	スリーマイル島2号機原子炉建屋全体の除染実験: 除染が可能な表面汚 染のレベルへの効果/Edward N. Lazo, 他	439
3.4.2	スリーマイル島2号機炉心の除去と輸送における品質保障/ Glen R. Hayes, 他	439
3.4.3	スリーマイル島2号機の許認可の歴史/James J. Byrne, 他	440
3.4.4	米国原子力規制委員会の輸送キャスク検査/Claudia M. Abbate, 他	440
3.4.5	スリーマイル島2号機燃料搬出後監視保管状態に置くために必要となっ たプラント機器の改造/T. Chris Fonner	441
3.4.6	スリーマイル島2号機の燃料搬出後規制の検討/Sidney W. Smith, 他	442
3.4.7	放射性廃棄物取り扱い技術に及ぼす水素発生の影響/James O. Henrie	442
3.4.8	スリーマイル島2号機に於けるフィルタ助材と凝固剤添加システムの設 計/Pieter R. van Stolk, 他	443
3.4.9	スリーマイル島2号機における原子炉冷却水から採取した固形物と試験 フィルタ材の特性把握研究/David O. Campbell	444
3.4.10	TMI-2 原子炉水の浄化における深層ベット濾過技術の使用/ Mark Douglas Smith	445
3.4.11	TMI-2 における微生物の同定とコントロール/ Kenneth J. Hofstetter, 他	446
3.4.12	スリーマイル島2号機データの品質評価とデータベース/ Daniel W. Golden, 他	446
3.4.13	日本国内のTMI-2 研究開発情報の利用/Nobuyuki Tabata, 他	447
4.	ニュークリア・テクノロジー誌特集号以後のTMI-2 関連研究の動向	448
	あ と が き	453
	謝 辞	453
	参 考 文 献	453
	キーワードの索引	454

Contents

1.	Introduction	1
1.1	On the Publication of This Report	1
1.2	Introduction to the Translation from Papers in "NUCLEAR TECHNOLOGY" TMI Special Volume	2
2.	Results and Lessons from Accident Study and Recovery Actions on Three Mile Island Unit 2 (Fully-Translated Papers)	3
2.1	Introduction to the "NUCLEAR TECHNOLOGY" Special Volume	3
2.1.1	Dedication / Roy G. Post	3
2.1.2	Introduction / Sidney Langer	4
2.1.3	Editor's Note / James F. Schmar	5
2.2	Opening Plenary Papers	6
2.2.1	After Three Mile Island Unit 2 - A Decade of Change / Edwin E. Kintner	6
2.2.2	Three Mile Island - The Political Legacy / Richard T. Kennedy	10
2.2.3	Regulatory Impact of the Three Mile Island Unit 2 Accident / John F. Ahearne	17
2.2.4	Three Mile Island Unit 2: Plant Recovery / F.R. Standerfer	28
2.2.5	A Scenario of the Three Mile Island Unit 2 Accident / James M. Broughton, et al.	31
2.3	Papers for Core Materials and Accident Scenario	57
2.3.1	Preface / Richard K. McCardell	57
2.3.2	Summary - Three Mile Island Unit 2: Material Behavior / Dennis E. Owen	58
2.3.3	Materials Interactions and Temperatures in the Three Mile Island Unit 2 Core / Charles S. Olsen, et al.	61
2.3.4	Three Mile Island Unit 2 Fission Product Inventory Estimates / Douglas W. Akers, et al.	104
2.3.5	Thermal Interaction of Core Melt Debris with Three Mile Island Unit 2 Vessel Components / August W. Cronenberg, et al.	117
2.3.6	Comparison of Thermal and Mechanical Responses of the Three Mile Island Unit 2 Reactor Vessel / Gary L. Thinnes, et al.	130

2.3.7	Analysis of the Refill Phenomena during the Three Mile Island Unit 2 Accident / Yasushi Nomura, et al.	146
2.3.8	Summary of the Three Mile Island Unit 2 Analysis Exercise / Daniel W. Golden, et al.	164
2.4	Papers for Health Physics, Environmental Releases and Relates .	175
2.4.1	Preface TMI-2: Health Physics and Environmental Releases / Carl H. Distenfeld	175
2.4.2	Three Mile Island Unit 2: The Early Radiological Conditions of the Reactor Building / William C. Hopkins ..	176
2.4.3	Environmental Measurements during the Three Mile Island Unit 2 Accident / Andrew P. Hull	194
2.4.4	Exposure of the General Public near Three Mile Island / Merril Eisenbud	209
2.4.5	Worker Exposures during the Three Mile Island Unit 2 Recovery / Dale J. Merchant	218
2.4.6	Dealing with Public Perceptions of Health Risks in a Nuclear World / Robert S. Friedman	228
2.5	Papers for Remote Technology, Engineering and Relates	236
2.5.1	Preface Three Mile Island Unit 2 - Remote Technology and Engineering / Paul Bengel	236
2.5.2	Data Acquisition Methods Used at Three Mile Island Unit 2 / Rayford L. Patterson, et al.	238
2.5.3	Development of Remotely Controlled Devices for Three Mile Island Unit 2 / R.H. Fillnow, et al.	260
2.5.4	Conception and Development of Two Mobile Teleoperated Systems for Three Mile Island Unit 2 / Leona E. Champeny, et al.	270
2.6	Papers for Decontamination, Waste Management and Relates	284
2.6.1	Preface Three Mile Island Unit 2 Decontamination and Waste Management / Harley W. Reno	284
2.6.2	Processing and Disposal of Radioactive Sediments at Three Mile Island Unit 2 / George D. Cremeans, et al.	285
2.6.3	Final Disposition of Three Mile Island Unit 2 Accident- Generated Water / George D. Cremeans	296
2.6.4	The Evaluation of Radionuclide Penetration of Structural Concrete Surfaces in the Three Mile Island Unit 2 Building / Clay M. Davis	308

2.6.5	Analysis of Data from Leaching Concrete Samples Taken from the Three Mile Island Unit 2 Reactor Building Basement / Emory D. Collins, et al.	320
2.6.6	Sampling and Examination Methods Used for Three Mile Island Unit 2 / Alan W. Marley, et al.	334
2.7	Closing Plenary - Enhanced Reactor Safety: Lessons Learned from Three Mile Island Unit 2 / Sid Langer and Dennis Owen, Co-moderates	352
3.	Brief Introduction to Other Papers (Translated Abstracts)	392
3.1	Abstract of Other Papers for Core Materials and Accident Scenario	392
3.1.1	Metallurgical Reactions involving Ag-In-Cd Control Rod Assemblies / Yung Y. Liu, et al.	392
3.1.2	Examination of Three Mile Island Unit 2 Core Materials at Commissariat A L'energie Atomique / Jacques Duco, et al. .	392
3.1.3	Metallurgical Examination of Bore Samples from the Three Mile Island Unit 2 Reactor Core / Paul David Bottomley, et al.	393
3.1.4	Analysis of Crystalline Phases in Core Bore Materials from Three Mile Island Unit 2 / Allan Brown, et al.	394
3.1.5	Reactor Core Materials Interactions at Very High Temperatures / Peter Hofmann, et al.	395
3.1.6	Fuel Relocation Mechanisms Based on Microstructures of Debris / Robert V. Strain, et al.	396
3.1.7	Three Mile Island Unit 2 B-loop Steam Generator Tubesheet Loose Debris Examination and Analysis / George O. Hayner, et al.	397
3.1.8	Fission Product Release Pathways in Three Mile Island Unit 2 / Sidney Langer, et al.	397
3.1.9	Core Materials Inventory and Behavior / Douglas W. Akers, et al.	398
3.1.10	Fission Product and Core Materials Distribution outside the Three Mile Island Unit 2 Reactor Vessel / Charles V. McIsaac, et al.	398
3.1.11	Consideration of Cesium and Iodine Chemistry and Transport Behavior during the Three Mile Island Unit 2 Accident / August W. Cronenberg, et al.	399

3.1.12	Analysis of Fission Product Release Behavior from the Three Mile Island Unit 2 Core / David A. Petti, et al.	400
3.1.13	Fission Product Partitioning in Core Materials / Douglas W. Akers, et al.	400
3.1.14	Thermal Behavior of Molten Corium during the Three Mile Island Unit 2 Core Relocation Event / James L. Anderson, et al.	401
3.1.15	Just How Much Water is Required to Cool a Molten Core? / Sidney Langer	402
3.1.16	The Three Mile Island Analysis Exercise / Daniel F. Giessing	402
3.1.17	Modeling of the Three Mile Island Unit 2 Accident with MELPROG/TRAC and Calculation Results for Phases 1 and 2 / Frank E. Motley, et al.	403
3.1.18	MARCH Calculations Performed for the Three Mile Island Unit 2 Analysis Exercise / Roger O. Wooton	403
3.1.19	Timing of the Three Mile Island Unit 2 Core Degradation as Determined by Forensic Engineering / James O. Henrie ..	404
3.1.20	Three Mile Island Unit 2 Core Geometry / Malcolm L. Russell, et al.	405
3.1.21	Scanning Electron Microanalysis Techniques for Three Mile Island Unit 2 Core Samples / Bruce A. Pregger, et al.	405
3.1.22	Application of Severe Fuel Damage Experiments to Evaluating Three Mile Island Unit 2 Core Materials Behavior / Charles S. Olsen, et al.	406
3.1.23	Analysis of Hydrogen Burn in the Three Mile Island Unit 2 Accident with the CONTAIN 1.1 Computer Code / Ken Muramatsu, et al.	406
3.1.24	Potential for Recriticality of the Relocated Core / Bernard R. Bandini, et al.	407
3.1.25	Three Mile Island Unit 2 Analysis Exercise: CATHARE Computations of Phases 1 and 2 of the Accident / Patrick Dumaz	407
3.1.26	Thermal Interactions during the Three Mile Island Unit 2 2-B Coolant Pump Transient / Pui Kuan, et al.	408
3.1.27	Three Mile Island Unit 2 Degraded Core Heatup and Cooldown Analysis / Richard L. Moore, et al.	409

3.1.28	Molten Material Behavior in the Three Mile Island Unit 2 Accident / Richard R. Hobbins, et al.	409
3.1.29	The Overall Source Range Monitor Response during the Three Mile Island Unit 2 Accident / Anthony J. Baratta, et al. .	410
3.1.30	The Three Mile Island Unit 2 Core Relocation - Heat Transfer and Mechanism / Michael Epstein, et al.	410
3.1.31	MELCOR analysis of the Three Mile Island Unit 2 Accident / Edward A. Boucheron, et al.	411
3.1.32	Thermal-hydraulic Analysis of the Initial Phase of the Three Mile Island Unit 2 Accident / Kazuichiro Hashimoto, et al.	412
3.1.33	Simulation of the First 174 minutes of the Three Mile Island Unit 2 Accident Using MAAP 3.0B / Ariel Sharon, et al.	412
3.1.34	ATHLET Analysis of the Three Mile Island Unit 2 Accident / Adly B. Wahba, et al.	413
3.2	Abstract of Other Papers for Health Physics and Environmental Releases	414
3.2.1	Radiological Conditions and Experiences in the Three Mile Island Unit 2 Auxiliary Building / Paul E. Ruther, et al. .	414
3.2.2	Three Mile Island Unit 2 Reactor Building Entry Program / James W. Langenbach	414
3.2.3	Three Mile Island and the Environment / Beverly A. Good, et al.	415
3.2.4	Surface Activity Characterization with Thermoluminescent Detector Pseudo Cores / Robert J. Vallem, et al.	416
3.2.5	A Fast Sorting Measurement Technique to Determine Decontamination Priority / Carl H. Distenfeld, et al.	416
3.2.6	Airbone Recontamination of the Three Mile Island Unit 2 Reactor Building / James E. Tarpinian	417
3.2.7	Characterization of the Radiological Conditions of the Three Mile Island Reactor Building Basement and D-rings / Henry K. Peterson	418
3.2.8	Robotic Characterization of the 86.1-m Elevation of the Three Mile Island Unit 2 Reactor Building / Dennis E. Ferguson	418
3.2.9	Three Mile Island Unit 2 Reactor Building Basement Concrete Activity Distribution / Paul J. Babel, et al. ...	419

3.2.10	RCS Characterization and SNM Accountability: Trace Fuel Circulation in the RCS, Reactor Building, and Auxiliary Building at TMI-2 / Jess Greenborg	420
3.2.11	Ex-vessel Fuel Characterization Results in the Three Mile Island Unit 2 Reactor Building / Ryusuke Kobayashi, et al.	420
3.2.12	Reactor Fuel Detection and Distribution in the Three Mile Island Unit 2 Auxiliary Building / Paul J. Babel, et al. .	421
3.2.13	Using Ex-core Neutron Detectors to Estimate Fuel Quantities in the Reactor Vessel Lower Head / Reuben Rainisch, et al.	421
3.2.14	Heat Stress Control in the Three Mile Island Unit 2 Defueling and Decontamination Activities / John S. Schork, et al.	422
3.2.15	The Significance of Radiological and Environmental Controls Documentation in Litigation / Gordon M. Lodde, et al.	423
3.2.16	Computer System Development to Support Three Mile Island Unit 2 Radiological Controls Operations and Records Management Activities / Richard D. Schauss	423
3.2.17	A Guide to Technical Information Regarding Three Mile Island Unit 2 / Kim David Auclair, et al.	424
3.2.18	An Upgraded Personnel Dosimetry System for Use at Three Mile Island Unit 2 / James W. Schmidt, et al.	425
3.2.19	Respiratory Protection Lessons Learned at Three Mile Island / Earl F. Gee	425
3.2.20	Personnel Contamination Protection Techniques Applied during the Three Mile Island Unit 2 Cleanup / James E. Hildebrand	426
3.2.21	Assessment and Control of the Three Mile Island Unit 2 Reactor Building Atmosphere / Gordon M. Lodde, et al.	427
3.2.22	The Role of Radiation Instruments in the Recovery of Three Mile Island Unit 2 / Robert D. Holmes, et al.	427
3.2.23	Three Mile Island Unit 2 Reactor Building Dose Reduction Task Force / Raphael S. Daniels	428
3.2.24	Review of Radiation Shielding Concerns Associated with the Three Mile Island Unit 2 Defueling Systems / N.L. Osgood, et al.	429

3.3	Abstract of Other Papers for Remote Technology and Engineering	430
3.3.1	Fuel Removal Equipment for Three Mile Island Unit 2 / Gregory L. Calhoun	430
3.3.2	Disassembly and Defueling of the Three Mile Island Unit 2 Reactor Vessel Lower Core Support Assembly / Lawrence H. Porter, et al.	430
3.3.3	Three Mile Island Unit 2 Preparations for Defueling / Paul M. Shearer, et al.	431
3.3.4	Ex-vessel Defueling for Three Mile Island Unit 2 / Robert J. Wolfgang, et al.	431
3.3.5	Implementation of Remote Equipment at Three Mile Island Unit 2 / David L. Giefer, et al.	432
3.3.6	Performance of the Automated Cutting Equipment System during the Plasma Cutting of the Three Mile Island Unit 2 Lower Core Support Assembly / Michael S. McGough, et al. .	432
3.3.7	Criticality Analysis Support for the Three Mile Island Unit 2 Fuel Removal Operations / Cecil V. Parks, et al. ..	433
3.3.8	Criticality Prevention during Postaccident Decontamination of Three Mile Island Unit 2 Plant System / Gerald L. Palau	433
3.3.9	Application of Three-Dimensional Computer Solids Modeling to Three Mile Island Unit 2 Defueling Activities / Richard D. Schauss, et al.	434
3.3.10	Drilling Operations to Remove the Lower Core Support Assembly at Three Mile Island Unit 2 / Herbert W. Kirkland, et al.	434
3.3.11	Three Mile Island Unit 2 Reactor Vessel Head and Plenum Removal / C.W. (Swede) Hultman, et al.	435
3.3.12	Three Mile Island Unit 2 Core Region Defueling / Jon M. Rodabaugh, et al.	436
3.3.13	Disassembly and Defueling of the Three Mile Island Unit 2 Upper Core Support Assembly / Jon M. Rodabaugh	436
3.3.14	Operations and Achievements of Remote Equipment at Three Mile Island Unit 2 / Michael D. Pavelek II, et al.	437
3.3.15	An Overview of Nuclear Criticality Safety Analyses Performed to Support Three Mile Island Unit 2 Defueling / John C. Rommel, et al.	438

3.4	Abstract of Other Papers for Decontamination, Waste Management and Relates	439
3.4.1	The Three Mile Island Unit 2 Reactor Building Gross Decontamination Experiment: Effects on Loose Surface Contamination Levels / Edward N. Lazo	439
3.4.2	Quality Assurance in the Removal and Transport of the Three Mile Island Unit 2 Core / Glen R. Hayes, et al. .	439
3.4.3	Three Mile Island Unit 2 Licensing History / James J. Byrne, et al.	440
3.4.4	U.S. Nuclear Regulatory Commission Inspection of Transportation Casks / Claudia M. Abbate, et al.	440
3.4.5	Plant Equipment Modifications Required to Place Three Mile Island Unit 2 in a Postdefueling Monitored Storage Configuration / T. Chris Fonner	441
3.4.6	Three Mile Island Unit 2 Postdefueling Regulatory Considerations / Sidney W. Smith, et al.	442
3.4.7	The Effects of Hydrogen Generation on Radioactive Waste Handling Technology / James O. Henrie	442
3.4.8	Design of a Filter Aid and Coagulant Addition System at Three Mile Island Unit 2 / Pieter R. van Stolk, et al. ...	443
3.4.9	Characterization Studies of Solids from Reactor Coolant System Water and Test Filter Media from Three Mile Island Unit 2 / David O. Campbell	444
3.4.10	Utilization of Three Mile Island Unit 2 Research and Development Information in Japan / Nobuyuki Tabata, et al.	445
3.4.11	Use of Deep-Bed Filtration Technology in the Cleanup of Three Mile Island Unit 2 / Mark Douglas Smith	446
3.4.12	The Identification and Control of Microorganisms at Three Mile Island Unit 2 / Kenneth J. Hofstetter, et al. .	446
3.4.13	Three Mile Island Unit 2 Data Qualification and Data Bases / Daniel W. Golden, et al.	447
4.	Related TMI-2 Researches after "NUCLEAR TECHNOLOGY" Vol.87	
	Issurance	448
	Postscript	453
	Acknowledgment	453
	References	453
	Keywords for "NUCLEAR TECHNOLOGY" Vol.87	454

1. はじめに

1.1 本報告書の刊行にあたって

この40年程の原子力平和利用の歴史において、人類は2度に亘る重大な原子力発電所の事故を経験した。すなわち1979年3月のTMI事故と、1986年4月のチェルノブイリ事故である。TMI事故については、大規模かつ長期に亘って徹底した原因究明と復旧の活動が進められ、関連した情報が広く公開されてきた。この2つの重大な事故を踏まえて、「1つの原子炉事故の影響は、全世界に及ぶ」という共通認識が原子力関係者の間に広がった。また、原子炉運転における更に高い安全性の追究と、シビアアクシデント防止を深く追究する今日的課題に応える上で、TMI事故の教訓に学ぶことはきわめて大きい。

今日、TMIの事故調査・復旧計画は一部を残して終了しているが、その成果は、1988年10月30日から11月4日までワシントンDCで開催された米国原子力学会主催「TMI-2トピカル・ミーティング」に報告された。ここでは、14の分科会に計138件の報告が提出され、事故の全容についての最終的な総括を始めとする、多くの調査研究成果と教訓が示された。それらの大部分は、翌年の同学会誌「ニュークリア・テクノロジー」TMI特集号(Vol.87)に論文掲載された。わが国では、原子力安全委員会の下に設置された米国原子力発電所事故調査特別委員会の3次にわたる調査報告が刊行されている。その後は、早田⁽¹⁾、佐々木等⁽²⁾、その他の報告があるが、上記トピカル・ミーティング以後の関連報告としては、渡会等⁽³⁾の日米WR研究日本委員会の成果報告、米国原子力規制委員会の10年間の活動総括を紹介した報告書⁽⁴⁾と数少ない。従って上記の米国原子力学会誌は、TMI事故の原因と復旧、それに係る教訓を網羅した包括的な報告書として貴重なものである。

本JAERI-M報告書は、この米国原子力学会誌「ニュークリア・テクノロジー」TMI特集号に掲載された論文の内から重要と考えられるもの計33件を全文和訳し(2章)刊行するものである。本報告書ではこの他、このTMI特集号掲載の残り86件の技術論文について主題と抄録を紹介(3章)して原典参照を容易にするとともに、上記トピカル・ミーティング以後の新しいTMI関連研究の動向についても触れた(4章)。原報告書は、TMI-2事故の全容と復旧活動の成果および教訓に関心を持つ専門家の間には既に周知のことと推察するが、ここに敢えてその翻訳版を公開するのは、原報告書の趣旨を広く公表し、もってわが国の今後の原子炉安全性確保に役立てんとするためである。また特に、原子力研究開発に関心を持つ若い研究者・技術者に、原典参照を含めて本報告書を活用して頂き、原子力安全問題について理解を深めてもらうことを意図したものである。訳文には不十分な点も少なくないと思われるが、関係各位に広く手引書としてご利用頂くことを期待している。なお、米国原子力学会には翻訳権および刊行許可にあたって大変お骨折り頂いたことを記し、感謝の意を表わすものである。

(松元)

1.2 ニュークリア・テクノロジー誌TMI特集号の論文翻訳について

4分冊の米国原子力学会誌「ニュークリア・テクノロジー」特集号 (Vol. 87)には、TMI-2事故の全容についての最終的な総括や事故の影響についての評価が示されており、その他、実機の炉心溶融事故における事故シナリオと高温下の炉心物質挙動、保健物理と核分裂生成物の環境放出、開発したロボットによるデータ収集と復旧活動、及び除染と廃棄物管理という、4分野についてのデータと知見が集約されている。全体では、開会総会の発表論文5件、閉会総会のパネル討論1件、4分野の技術論文106件、4分冊の特集号各号における序文など7件、計119件の論文から成り、著者総数は184名、全文で1150ページに達するものである。本報告書では、これらの中から開会総会の全発表論文と閉会総会パネル討論の記録、技術論文の中から重要と考えたもの20件、4分冊の特集号各号における序文など7件を選び全文和訳した。これは分量的に、ほぼ原典の25%に相当するものである。残りの技術論文86件については、主題と抄録のみを紹介し、原典参照の一助とした。

翻訳主体は「TMI-2の事故調査・復旧に関する成果と教訓」翻訳グループ一覧に示されているが、作業開始時に日本原子力研究所東海研究所に所属していた各分野の研究者・技術者有志であり、最終的に訳者23人、コメント24人になった。グループの連絡と事務処理等は世話人の鈴木が担当した。和訳にあたっては、できるだけ訳文の正確さと読み易さを追求するため、1件の全訳論文のチェックに複数のコメントがあたった。用語の一貫性を追求するために、原典のキーワード(末尾に掲載)を含めた訳語一覧を作成し活用した。しかし、分野によって用語の不統一も一部には生じた。訳文の責任は最終的にそれぞれの訳者にある。各訳者の名前は、2章の全訳論文および3章の抄録紹介それぞれの文末に示した。一部の原文にミスプリと思われる部分や単位換算上の誤りもあったが、気がついた部分は注記した。翻訳についてなお不十分な点も残されていることと思われるが、読者各位からご批判、ご意見を頂ければ幸いである。

第4章は、その後も一部継続されている新たなTMI-2関連研究の動向について、訳者の2人がまとめたものである。これは上記の米国原子力学会誌「ニュークリア・テクノロジー」特集号 (Vol. 87) の翻訳と直接関係あるものではない。しかし、それらの特集号発行時期から既に3年程経過しており、この間に炉心のデブリ分析、事故事象の解析、原子炉容器底部の調査分析等、研究の進展があったので、その概要を本報告書に加え、読者に役立てて頂きたいと考えた次第である。

最後に、TMI-2事故の調査研究と復旧活動をできる限り記録にとどめる努力をし、上記特集号を作成する上で尽力された全ての人と米国原子力学会に敬意を表わすものである。

(鈴木)

2. スリーマイル島2号機の事故調査及び復旧活動に関する成果と教訓（全訳文）

2.1 ニュークリア・テクノロジー誌特集号について

2.1.1 献呈

（ロイ G. ポスト、編集長）

DEDICATION / Roy G. Post, Editor

"NUCLEAR TECHNOLOGY" Vol. 87, PP13, (Aug. 1989)

スリーマイル島2号機の事故から10年後に報告する、このユニークな Nuclear Technology 特集号を、1979年11月25日に生まれたナザン・バイテンミラーを代表とする、当時スリーマイル島周辺に住んでいた全ての人々に捧げる。1979年3月28日の事故の時点では、彼はスリーマイル島から約6.5マイルの所に住んでいた私の娘でもある彼の母だけにしか認知されていなかった。

私はまたこの特集号を、復旧期間の大部分をアイダホ事務所で米国エネルギー省プログラム責任者を勤めた、故ウィリス・R・ヤング博士に捧げたい。ヤング博士は、これらの研究及び浄化作業を遂行し報告する人達の代表者であったし、また全ての情報を記録化し公表することを奨励された。この研究及び浄化作業に費やされた莫大な費用が、ただ経済上の費用として計上され、生命や健康の損失のためでなかったことに我々は感謝している。

（鈴木）

2.1.2 緒言

(シドニー ランガー、テクニカル・プログラム議長、EG&G アイダホ社)

INTRODUCTION / Sidney Langer, Technical Program Chair, EG&G Idaho, Inc.
"NUCLEAR TECHNOLOGY" Vol.87, PP15, (Aug. 1989)

スリーマイル島 2号機 (TMI-2) のトピカル・ミーティングでは、事故からほぼ10年経て、1979年の事故の全容について最終的な総括が出された。このニュークリア・テクノロジー誌特集号は、1988年10月30日から11月4日までワシントンDCで開催された会議に提出された138編の論文の内容を保存版として収録している。

この特集号は4分冊からなり、それぞれは会議における専門技術分野、すなわちそれらは、材料等の挙動、保健物理と環境放出、遠隔操作技術と工学、除染及び廃棄物管理のいずれか一つを中心にまとめたものである。さらに、17分科会の前に設定された開会総会の記録もこの中に含まれている。閉会総会のパネル討論「向上した原子炉安全性：TMI-2の教訓」の記録は、編集されて4冊目に掲載されている。

この報告書の刊行には、復旧・浄化活動及び研究活動に直接関与された、以下の団体から多大な貢献を頂くという援助があったことを申し上げたい。

GPUN 社、ベクテル国立研究所、ベクテル電力会社、B&W 社、
日米WR研究日本委員会、米国エネルギー省、USNRC、EPRI

ウィリス・R・ヤング氏

ウィリス・R・ヤング博士は、TMI-2 計画の大部分の期間、アイダホ運営事務所に
おいて米国エネルギー省TMI-2 プロジェクト責任者であった。博士は TMI-2の情報を公
開資料として刊行することに熱烈な援助の手を尽くされた。不幸なことに、ヤング博
士は1988年5月、この TMI-2 トピカル・ミーティングが開催される前に逝去された。
この号の論文は、氏の尽力に支えられた活動の質と多様性を表し、TMI-2 計画から得
られた情報を最大限に記録しているものである。我々は心より博士に感謝する。

(鈴木)

2.1.3 エディタ・ノート

(ジェイムズ F. シュマール、コンサルティング・エディタ)

EDITOR'S NOTE / James F. Schmar, Consulting Editor)

"NUCLEAR TECHNOLOGY" Vol.87, PP717, (Dec. 1989)

スリーマイル島 2号機 (TMI-2)の除染・廃棄物管理に関する論文を掲載したニュークリア・テクノロジー誌12月特別号は、TMI-2 事故特集号の保存版の最後をしめくくるものである。

ニュークリア・テクノロジー誌の編集者とスタッフは、この TMI特集号全体に関わる全ての方々に、とりわけロイ G. ポスト名誉編集長と、1988年10月30日から11月 3日にワシントンD.C.で開催された TMI-2トピカル・ミーティングの名誉議長エドウィン E. キントナー氏、グレッグ アイダム執行議長、シド ランガー テクニカル・プログラム議長、及びリチャード K. マッカーデル パブリケーションズ議長に衷心からの感謝を捧げる。この特集号のため、全論文の調整にあたって惜しまず尽力された、グレッグ アイダム氏と TMI派遣員のフラン バザード氏に特に感謝の意を表す。最後に、事故後における科学的調査研究の成果を生みだし記録にまとめることに貢献された、全ての論文執筆者と査読者の方々に、我々は感謝の意を表す。

(鈴木)

2.2 開会総会での発表論文

2.2.1 スリーマイル島2号機以後—変化の十年間

(エドウィン E. キントナー、GPU N 社)

AFTER THREE MILE ISLAND UNIT 2 - A DECADE OF CHANGE

Edwin E. Kintner, GPU Nuclear Corporation

"NUCLEAR TECHNOLOGY" Vol. 87, PP21-22, (Aug. 1989)

マキャベリは「物事の現在ある順序を変えることほど難しいことはない」と言った。学ぶことは、まさに苦痛を伴うプロセスである。我々は苦痛と困難から最もよく、かつ、最も効果的に学ぶ。我々は事故や災害が他人にだけ生じるように望んでいるが、実際、事故はしばしば自分達の所で生じるものである。

スリーマイル島 2号機 (TMI-2)の事故は、この場合には、原子力に関する劇的な新技術導入の歴史において、最も重要な事件としてみられるであろう。この新技術は、我々が選択するなら、人類が人口増加の中で、物質的福利の増大を伴いながら、この地球という惑星に住んでいけることを保障するものである。TMI-2 ほど深刻な影響をもたらす事故は見いだすににくい、だれにも深刻な傷害を与えることなく、この事故は全ての原子力利用機関に精神傷害的ショックをもたらした。そのショックは、この巨大な新エネルギー源を安全に利用するには追加的要件が必要であることを、それらの機関に十分認識させる役割をはたした。

原子力時代の推進をはかってきた我々全ての傲慢さの故に、このようなショックは必要なものであった。この原子力時代は、核兵器の開発と原子力潜水艦の航行という、二つの莫大で緊急の軍事的事業によって急速に加速された後にかかれたものである。蒸気機関や航空技術における新技術利用の数十年とは異なり、原子力は最初の潜水艦の経験から商業的実用化、すなわち大規模な 100万キロワットの発電所へと、短期間に移行した。それ故、新しい発電所を設計し、建設し、規制し、運転する、自信過剰ではあるが、うぶな事業体に対して、適切なフィードバックが行われる可能性は余りなかった。

リコバー提督は、原子力が余りにも急速に商業分野に導入されたと、しばしば言っていた。多くの新しい技術の進展は何十年もかけてゆっくり展開してきたし、その間に多くの

経験が得られたと彼は指摘した。これらの新技術は、コード、規格、工学的な方法、安全基準、運転手順、そして技術に対する社会の理解へと発展していった。以前のこれらの例には長い発展の期間があったということである。しかし、原子力にはそれがなかった。

TMI-2 の事故は、全ての団体に、原子力発電所はいかに設計され、建設され、運転される必要があるかを、劇的に再検討させる結果をもたらした。事業体に、規制に、訓練に、品質と管理運営に対する基準に、そして最も重要な点は、発電所に安全余裕を付加し複雑さを低減するという、発電所に関する概念工学において多くの重要な変更がなされた。

我々 GPUN の役員の一は、「TMI-2 の最大の効果は、原子力社会が原子炉安全性を考えてきたあり方を変更させたことだと信ずる」と述べた。TMI-2 以前は、原子力工学者や科学者は安全計算を実施し、緊急時について話していたが、意識の下では深刻な事故が起こりうるとは信じていなかった。TMI-2 以後、そのような事故が現実になりうるものであると認めねばならなくなった。この考え方の変更こそが、TMI-2 の例に鑑みて多くの有益な変更がなされることを可能にしてきたものである。

この事故は広大な研究プロジェクトであったし、巨大で高価な安全性実験であった。ある人は、「十分に計測が備えられていず、終息するのが早すぎた」と言った。その通りかもしれないが、多くの教訓が得られ、現在も引き続き教訓が得られている。

浄化プロジェクトの各段階で驚くべきことに出会った。事故は、実験室規模でみられるようにも、またコンピュータコードが示すようにも進行しなかった。次のことを認識することは重要である。すなわちTMI-2 は、もし、全てのコードの結果や小規模実験が完全なものとして容認されるものであるなら、これらによって説明されなければならない、現実にも起こった、フルスケールの、本当の炉心損傷事故であった。照射済みの溶融 UO_2 で小規模実験をしようと試みた者はだれでも、大規模な TMI-2 事故から得られた知見がいかに意味のあるものであるかを知るであろう。

損傷炉心で見いだされた物的証拠にたいして、事故のシナリオを結び合わせることに長い時間を要したが、現在我々は、シナリオがよく理解されていると信じている。

全ての詳細な技術的データと解釈を踏まえて、いくつかの本当に基本的な技術的教訓が得られた。第一には、格納容器が機能したことである。数百万キュリーが格納容器に放出された。ごく僅かしか外部にでなかった。発電所周辺の人口に対する被曝線量は微少であった。第二には、核分裂生成物の挙動は予期したほど恐れるものではなかったことである。この点はまだ完全に理解されているわけではないし、またその後の研究も続いているが、我々は、以前に実施されたヨウ素とセシウムに関する予測が完全には合わなかったことをよく知っている。第三に、水がある所では燃料が損傷を受けないということを知ったこと

である。TMI-2 の水位は、炉心下部支持構造物の上方、約 2 フィート以下には下がらなかったが、この範囲で燃料は損傷を受けなかった。それは我々にとって大変幸運であった。というのは集合体構成部分が支持構造物に溶融していなかったため、わりあい容易に取り外すことができたからである。第四は、原子炉容器が壊れなかったことである。何トンもの非常に高温の溶融燃料物質が 1 分か 2 分で原子炉容器下部ヘッド内に放出されたが、それは壊れなかった。このことは事故の最も重要な結論の一つのように思われるし、また現在、我々は USNRC と共にこれを詳細に解明するための作業を進めている。

全体としてみると、これらの四つの結論は軽水炉安全性の多くの課題に対する十分な信頼を意味するものである。

しかし勿論 TMI-2 の教訓は技術分野以外にも十分に広がった。振り返ってみると、米国において要求されている新技術の導入に対して、我々が有していた制度上の取り決めは貧弱なものであったと思われる。これらの制度上の問題は多くの人が指摘している。そこには、人間の多いこと、未熟な事業者、供給者の激しい競争、大部分の共同事業者の財政責任の欠如、実際に我々がしたように、規制側と事業者が教訓に学ぶことの必要性、及び米国内の制度を利用して反対者が引き延ばしをはかったり、社会の一部にある技術上の無理解を利用する機会、等が含まれている。ある意味では、そのような新しく進んだ技術を扱う上で必要とされた多くの変更を考えると、我々がこれらの随伴する困難さに面しながら、これほどうまくやってこれたことに、ある種の驚きを禁じえない。

我々は TMI-2 浄化の過程で、予期しない、また先例のない問題にぶつかった。例えば、溶融炉心物質の巨大な岩のような塊を粉砕すること、何ヵ月間も原子炉容器の中で 1-2 インチ以上先を見ることができなかったこと、40 フィートの水深を通して複雑な炉心下部支持構造物を解体すること、あるいは高度に汚染された格納容器建屋の領域をロボットを使って除染する事、そして、多量の溶融コリウムが下部ヘッドに流下したという問題に直面し、事故時の温度、圧力において原子炉容器に及ぼした影響を決定すること、等であった。

TMI-2 において、また原子力産業界においてこの 10 年間に多くのことがなされてきたが、原子力発電がその願いをかなえるためには、今後 TMI-2 の外で非常に多くのことがなされなければならない。原子力はまだ社会に理解されていないし、認められていない。この国の大部分の人は明らかに、彼らの近くで原子炉を運転することを認めるよりも、電気の利用に深刻な制限を受けて生活する方を望んでいる。我々は、米国の新しい原子力発電所建設の財政計画、標準化、事業化に関する本当の理解を未だ得ていない。我々は、この 20 年間における善悪両面の経験から最大限の利点を引き出す、次世代炉の設計を未だ行っていない。我々は、原子力の恩恵に預かろうとする者への責務である厳しい要件を、未だ全事業体に対して十分に受け取ってはいない。今後の原子力利用に関わるその他全ての弱点を克服するには、賢明な計画とプログラムを持って原子力も含めた現実性を認識し将来に向

かう、理性的なエネルギー政策を我々が未だ持っていないことである。すなわち、国家として、我々は未だ TMI-2の精神的傷害を克服し得ていないのである。

このように TMI-2から多くのことを学んできたが、今後もまた学び続けていくであろう。これまでに実施された措置は、最も分かりやすく、かつ実施の容易なものばかりであった。もし原子力に復活があるとすれば、これから実施されるべき残された課題は、大きな制度上の変更と概念設計上の変更である。例えば、将来の原子力発電所が、過去においてなされたのと同じ商取引枠組みの下で、個々の事業者によって売買されることがないであろうことは明かであると思われるが、しかし、どのような枠組みの下でそれらが設計、建設されるかは決して明かではない。産業界の大部分は賛同しないであろうが、次世代の原子力発電所が現在の設計の単純な延長上にはないことは明らかなように思われる。

我々、原子力産業界で責任を有する全てのものは、TMI-2 に学び続けるあらゆる機会を持たねばならないし、原子力事業の全ての面で改善しなければならない。米国原子力学会は、TMI-2 事故とその後の対応に関する広大な情報量を集積する上で主要な役割をはたしてきた。

(鈴木)

2.2.2 TMI原発事故—その政治的遺産

(リチャード T. ケネディ、米國務省)

THREE MILE ISLAND - THE POLITICAL LEGACY

Richard T. Kennedy, U.S. Department of State

"NUCLEAR TECHNOLOGY" Vol. 87, PP23-26, (Aug. 1989)

1. スリーマイル島

1979年3月28日早朝、TMI-2原発で起きた事故の10周年を迎えるに当って、事故の種々の政治的影響について考えるのが適切であろう。それらは今日もなお米国の原子力計画に非常に大きな影響を与えており、将来の増大する米国のエネルギー需要を満たす上で、一層重要な役割を果たすために、いずれは直面しなければならなかった幾つかの問題を提起したのである。

チェルノブイリ原発事故の政治的影響もまた米国に、そして他の諸国には特に衝撃を与え、先のTMI-2原発事故の影響に重なることは避けられなかった。したがって、私たちは両事故を共に考える事によってのみ、世界の原子力についての十分な展望を得ることができるのである。

TMI-2原発事故は公衆、米国原子力規制委員会(NRC)、電力企業、そして原発機器製造企業のいずれにも精神的に深い傷を与えた。あの運命の3月28日早朝の出来事は、非常に困難な段階の始まりであり、連邦政府と州当局の関係者は事故の性格と範囲を確認し、適切な対策を講ずることに苦闘した。

TMI-2原発事故の教訓の一つは既設の安全設備が機能したことである。深層防御概念、これは常にNRCの原子力安全政策の基礎的手法であるが、この健全性が証明された。例えば、大部分が一連の人為ミスの結果であるが、原子炉は極端にひどい状態に置かれたにも拘らず、"チャイナ・シンドローム" 炉心溶融は起こらなかった。人命が失われることがなかったばかりか、環境への放射能洩れも比較的わずかであった。この教訓は、事故後しばらくの間容易には認められなかったが、冷静な対応の結果、結局認められることになった。

事故の詳細に関係なく、米国内に深刻な情緒的激変を起こしたことは疑いない。大災害は避けられたにも拘らず、事故は国内商用原発史上最悪であり、計画は現状に凍結されて

しまった。まさに、この事故は、特に米国にとって、原子力の分水嶺であり、その影響は今日にまで及んでいる。

まず第一に、TMI-2原発事故は原発全体の安全性に対する公衆の容認に衝撃を与えた。おそらく公衆は、そして企業の側さえも、大規模な原子力災害が起こることはほとんどない、と信じることに安住していた。いずれにしてもTMI-2原発事故は公衆に、このような事故は起こるものであり、場合によっては他の種類のプラントの事故よりもはるかに重大な結果を招くものであることを知らしめた。この点に関してはマスコミの役割は非常に重要である。”戦慄”や”破滅”なる用語がマスコミでは普通に使われている。公衆の信頼感の喪失は、事故発生から何日もの間、当局責任者に混乱やあいまいさが見られたことによって一層強められたと思われるし、さらにマスコミがこれを誇張した。米国の原子力安全に関する全組織の再検討を求める広範囲な世論が存在した。

TMI-2原発事故にならって原子力の専門家が既存のシステムについて疑問を表明したことは、公衆の信頼感をますます悪化させたかもしれない。例えば、ある高名な専門家は、商用炉の運転を電力企業から取上げるべきであり、原発は遠隔地に建設すべきであると述べた。これをマスコミが誇張して伝えた。

TMI-2原発事故のあとに行われた世論調査は公衆の意見が大きく変わったことを示した。原子力を支持した人たちの多くは、今や態度が不明である。大部分の人々は自分たちの地域に原発を作ってほしくないと思っている。TMI-2原発事故まで続いた500炉年という米国における原発の安全記録はまったく忘れ去られた。

NRC自身もTMI-2原発事故から深刻な影響を受けた。事故防止に十分な手立てをつくさなかったことと、事故発生後に果たした役割りについて、当局は手酷い批判に晒された。TMI-2原発事故によって原子力への公衆の信頼が失われたことの一部は、NRC自身の信頼が失われたことにも原因がある、とするのが公平であろう。

カーター大統領によって事故を調査し、再発防止のための勧告を作成するように指名されたケメニー委員会は、1979年10月に報告書を提出した。報告書によれば、事故は原子力の規制と管理を行っていた行政と私企業の全てにわたって欠陥が存在していたことを明らかにした、と結論している。特にNRCには注目し、NRCは廃止し、新たに単一の行政責任者の指導のもとで行政内での独立の機関として再建されるべきである、としていた。さらに報告書は、原子力の安全に関して大統領と議会に報告する、15名からなる恒久的な監視委員会を作ることを勧告した。

1979年12月、カーター大統領は委員会報告の主旨を承認し、NRCの改組を含む一連の議案を提出した。NRCは廃止するのではなく、委員長の役割と権限を強化し、統一されたよ

り信頼性のある原子力安全規制計画を作成することとなった。

NRC自身は、TMI-2原発事故に関する調査と報告を行うための特別調査団を、Rogovin, Stern, Hugerの法律事務所に要請した。ケメニー委員会との重複を避けて、この調査団はNRCがその規制に関する責任を果すためには、この事故を技術的な面からとNRCが行った規制の面から可能な限り十分に把握する必要がある、との要望に答えられるように調査を行った。NRCは、既設及び計画中の原発に関連する包括的な国の安全計画を実行するための集中力に欠け、そのように組織されず、また管理もされていなかった、とロゴビン報告は結論づけた。

TMI-2原発事故以来、NRCの改組については今なお議論が絶えない。委員長に強力な権限を与える方がよいとする人達がいる一方で、NRCは行政府からの過度の影響を避けた方がよいとする人達もいる。

原子力に関する議会の役割もTMI-2原発事故によって変わった。両院の各委員会は事故の調査を精力的に行い、その結果企業へのよりきびしい規制への圧力となった。これはまた議会による監視の実質的な強化の前触れであった。過去において、議会原子力合同委員会が商用原発計画の監視を一手に握っていたが、TMI-2原発事故が議会の関与する傾向を一層強めたことは明らかである。現在では8つの委員会と多くの小委員会がNRCを監視している。

TMI-2原発事故のもう一つの影響は、原子力の安全問題については連邦政府が第一の責任をもつ、ということに異議申立てがますます増加したことである。州と郡の当局は事故のあと公衆から厳しくつき上げられた。このことがそれぞれの行政レベルにおいて原子力の政治化を推し進め、原発建設許認可の意志決定過程をより複雑にした。原発立地の問題はますます公衆の注目するところとなり、反原発グループも”裏庭に原発を建てさせない”運動に集中した。この点に関しては、TMI-2原発事故は Shoreham原発とSeabrook原発の認可問題をより複雑にした。

TMI-2原発事故の政治的影響は財政問題にも及んだ。財界が過度に原子力に依存した電力企業団体に脊を向けるにつれ、電力企業の財政状態はにわかに変った。保険業界は保証を分散するため、このような電力企業に対して通常以上の料金を請求するようになった。さらに、電力企業はバックフィット費用として数百万ドルを必要としていた。しかしながら、TMI-2原発事故のより重大な遺産は、すでに1978年以降途絶えていた原発の新規注文に対する影響と、建設途中の原発のキャンセルによる損失であった。

財政問題にはもう一つの影響もあった。企業が高インフレーション、高金利、そして電力需要の低下にすでに苦しめられていた時に、TMI-2原発事故が起った。したがって、企

業が陥った財政問題については、TMI-2に全ての責任があったとは云えない。しかしながら、TMI-2原発事故は状況を一層悪化させ、以後数年にわたって財政問題に影響を与える要因を作りだしたことは疑いない。1980年代中頃には、財政問題は一層深刻になり、いくつかの主要な電力企業が破産の危機に直面した。

TMI-2原発事故は、また、より安全な原子炉への要望を高めた。特に、重大な事象が起きた時に、自動的で安全にシャットダウンする安全装置よりも、物理的原理に頼る、新しい受動的な安全設計に注意を向けることとなった。事実、今会期の議会において数名の議員がこのような新しい型の原子炉を要望する法案を提出した。

要約すれば、TMI-2原発事故は原子力の安全と規制に対する公衆と議会の見方を変えた。原発の立地と安全の問題について、連邦政府と州・郡当局との間にある意志決定のバランスに異議が唱えられた。

2. チェルノブイリ

チェルノブイリ原発事故は現在において最も重大な商用原発の事故であり、その影響はTMI-2原発事故をはるかに凌駕したことは明らかである。チェルノブイリ原発事故の政治的影響が、米国よりもそれ以外の国々の原子力計画に強く及んだことも確かである。これは米国がチェルノブイリ原発事故から比較的遠く離れていたため直接の影響を受けなかったが、ヨーロッパ諸国はチェルノブイリ原発事故から直接に放射能を浴びせられ、或いはそう信じ込んだ事によるのは疑いない。

欧米諸国は、当初から、チェルノブイリ原発事故に距離を置こうとして、西側の商用BWR, PWRはともに設計、格納容器、運転制御の点でチェルノブイリのような原発事故にはならない、と力説した。しかしながら、チェルノブイリ原発事故は米国の原子力計画には非常な打撃であり、特にすでに完成し運転許可が下りるのを待っていた原発の電力企業にはまことに悪いニュースであった。さらに、国内においては、チェルノブイリ原発事故のような放射性物質の広範囲な流出、付随する避難、医療及び環境問題に対処する米国の能力について議論が巻き起こった。反原発グループは、すでにTMI-2原発事故をShoreham原発とSeabrook原発の運転開始を遅らせる論点として利用してきたが、ソ連の原発事故をこれら原発への反対運動の再編成に役立てた。

より重要なことは、チェルノブイリ原発事故までは米国の行政当局の中では、許認可手続きをもっと簡略化する方がよいのではないかと考えられ始めており、これはレーガン政権の掲げた目標の一つでもあった。チェルノブイリ原発事故のあとは、安全性への関心が増大する中で、その規制見直しの動きは消え去ってしまった。

ヨーロッパではチェルノブイリ原発事故の影響は劇的であった。そこでは原子力の将来を疑問視する強い認識が生まれた。フィンランド、スイス、ベルギー、オランダ、ユーゴスラビア等々の多くの国々では、公衆の不信の増大に直面して、原発増設の計画を取止め、代りに既存の原子力計画を維持するのに汲汲とすることになった。

イタリアとスウェーデンでは状況はもっと悪かった。イタリアでは強力な反原発の勢いが国民投票を促し、いかなる新しい原子炉の建設にも反対する投票結果となった。スウェーデンでは、2010年までに全ての原発を止めるという1980年の決定を覆そうとする動きは止り、廃止をもっと早めることになった。その緑の党はわずか3年での廃止を唱えている。同様に、西ドイツでも緑の党はチェルノブイリ原発事故を、彼等の反原発運動の支持を集めるのに利用している。

ソ連の計画も無傷ではなかった。最初は計画に対して公衆の不満の兆候が見られる程度であったが、最近の報告によれば5つの原発計画が取止めになった。

チェルノブイリ原発事故の前には、ヨーロッパ及びその他の国々への原発の売込みの可能性はあった。しかし、チェルノブイリ原発事故以後は、すでに先細りになっていたが、大手の輸出業者からの原発の発注がほとんどなくなった。

チェルノブイリ原発事故の政治的影響の内、評価できる面は原子力の安全性に関する国際協力が促進されたことである。国際原子力機関（IAEA）におけるチェルノブイリ原発事故後の検討会議は、事故に関してのソ連の予想外の率直さに驚いたが、安全問題の協力へソ連が参加する重要な第一歩であった。このことはさらに進んで、米ソ間における重要な原子力安全に関する協力の合意にまで達し、数ヵ月前に調印された。

チェルノブイリ原発事故はまた、IAEAとOECD原子力機関（NEA）の安全性計画を推進することとなった。これらの計画はTMI-2原発事故を契機に開始され、チェルノブイリ原発事故時には完成していたが、その後重要事項が追加された。さらに、特筆すべきことは、原子力事故時における初期通報と緊急時援助に関する2条約を作り出したことである。これは原子力安全について協力することから生じた広範な国際的な合意を示すものである。

民間においては、チェルノブイリ原発事故は多くの国の電力企業が協力して、原発のより安全で信頼できる運転をめざす、世界原子力発電事業者協会（WANO）を作る機会となった。

3. 将来

TMI-2原発事故とチェルノブイリ原発事故の政治的遺産はどのような光を将来に投げかけるのだろうか？ TMI-2原発事故によりもたらされ、チェルノブイリ原発事故によって増幅された公衆の原子力安全性への疑問にも拘らず、原子力は米国の、そして世界の未来のエネルギーの一部をなすものであろう。米国は相当部分の電力を原発に求めており、我々の経済成長はエネルギー供給の拡大にかかっている。さらに、米国は安全で、信頼できるエネルギー供給を必要としており、それは海外の政治的動乱に妨害されてはならない。簡単に云えば、国家は将来の経済推進のために多様なエネルギー源を必要としており、原子力はその一部でなければならない。したがって問題は、我々が原子力を選ぶか否かではなく、如何にして安全な原子力を確保するかである。

しかしながら、全世界において原子力は安全に取扱えるものと公衆が受入れない限り、十分に活用されることにはならない。TMI-2原発事故とチェルノブイリ原発事故により、先進国における原子力安全性への関心は今日でも依然として高い。これらの事故の記憶は公衆の原子力への認知に影響を与え続けるし、これに打ち勝つのは将来におけるすばらしい安全の記録と、慎重で粘り強い教育的努力だけである。

TMI-2原発事故は實際上、過去10年間において一連の重要な安全上の改良を行う契機となった。この改良により米国の原発における炉心損傷、公衆の被曝と環境放出の可能性は非常に低くなった。これらはTMI-2原発事故の遺産であり、公衆に強く印象づけられねばならない。

他にも積極的な面がある。TMI-2原発事故とそれによる多くの混乱にも拘わらず、米国は108基の原発を所有し、さらに2基が低出力試験の許可を得ている。その上に、これらの原発により1,200原子炉・年が達成されている。

1988年8月、大統領は公法 100-408にサインした。これは商用原発の事故時の賠償に備えた Price-Anderson法を15年間延長するものである。これはまた、実質的に適用範囲を拡大している。この法律は米国における原子力の重要な推進力になるであろう。

今日、さらにTMI-2原発事故当時に比べて原子力にとって有利なのは、環境問題の変化である。公衆は、発電所増設における非原子力の選択に関して、酸性雨や温室効果の問題をますます重視するようになってきた。

我々が現在の進路を保ち、そのために必要な資源を求めるならば、再び米国内や海外において原発発注が生じるであろうし、来世紀の始めには世界のエネルギー需要が30%以上増加するという予測があり、原子力が最もクリーンな豊富で手近かな動力であることを、

公衆も理解するようになろう。現在の進路を保つことの中には、公衆をして原子力は安全であることを確信させることが含まれる。ただし、絶対に安全である、というような約束をする手段はとってはならない。また、ここには世界の何処であれ、原発事故の可能性を減らすための現在の他国との協力を推進することも含まれている。これらはチェルノブイリ原発事故が十分に明らかにしてくれたことであり、もしそこに少しでも疑問が残るならば、よく知られた格言がまさに真実である。曰く、どこの原発で事故が起ろうとも、それはすべての原発の事故である。

(鶴野)

2.2.3 スリーマイル島2号機事故の規制上の影響

(ジョン F. アエアルネ、将来への資産)

REGULATORY IMPACT OF THE THREE MILE ISLAND UNIT 2 ACCIDENT

John F. Ahearne, Resources for the Future

"NUCLEAR TECHNOLOGY" Vol. 87, PP27-33. (Aug. 1989)

スリーマイル島2号機(TMI-2)事故は米国原子力規制委員会(NRC)、原子力産業界、公共事業委員会及び議会に重大な変化をもたらした。NRCでの変化は大きく、産業界と規制側との関係に根本的な影響を与えるものであった。TMI-2事故前の両者の関係は、問題の相互解決が技術専門家の協力によって行われるという快適なものであった。TMI-2事故後は、この関係が敵対的でよそよそしいものとなり、法律尊重主義に支配されるようになった。

1. はじめに

スリーマイル島2号機事故はすべての原子力界、米国原子力規制委員会(NRC)及び議会に大きな衝撃を与えたが、それは原子力界が事故が起ることを信じていなかったからである。重大事故の発生は信じられない出来事であった。

2. NRC

2.1 規制当局の士気

1975年、米国原子力委員会がエネルギー研究開発庁とNRCに分れてからも、NRCは依然として産業界と密着しているとの非難を受け続けた。数人のスタッフは、彼等が安全問題を提起したことにより罰を受けたと不満を申立てた。規制当局の運営総局長は、保障措置問題に関して委員会を故意に胡麻化したのではないかとする、議会の委員会との果てしない戦いに巻き込まれていた。委員間の辛辣な議論はスタッフにも波及した。天然資源保護協会や憂慮する科学者同盟は、せいぜい規制当局の範囲で彼等が無能力と看做すものに対して極めて批判的であった。そしてTMI-2事故が起り、規制当局への批判は何倍にも増大した。それはケメニー委員会報告書に見られるとおりである。6ヵ月後に出たロゴビン報告

書は、より確かな根拠に基づいていたが、劣らず批判的であり、非難の矢はより集中的に委員たちに向けられた。マスコミと議会は批判に加わり、産業界に存在した問題の大部分がNRCスタッフの一部にあった怠惰や無能力によるものとした。少なくとも委員会の中ではこのように受けとめられていた。一方、NRCスタッフ自身は、自分たちは誠実で、よく働く、非常に有能な技術専門家であると考えていた。彼等は自らが規制している技術上の問題をよく理解しており、その技術の安全を保つために精進してきたと信じていた。

NRCはこれまで技術者、科学者の目立たない機関であったが、突然透明な金魚鉢の中にも居るような状態になった。TMI-2事故後、委員たちや上級スタッフは各種の議会内委員会での証言に数ヶ月を費やした。委員会の会議には地方や全国ネットのマスコミが傍聴した。上級職員たちは発言に非常に慎重になったが、それは一寸した発言ミスが取上げられ、誇張された揚げ句、個人へど跳ね返ってきたからである。公衆の怒りは公聴会で噴出し、スタッフに浴びせられた。スタッフは、苛酷事故が起こったことの驚きに打ち勝とうとする一方で、これまで彼等が尽くしていると信じていた人々から受けた非難は、不公平であると考えた。士気は非常に低かった。のちに生じた、職員たちが産業界や公衆を相手にした時の困難の幾つかは、この時期に始った。

2.2 活動計画

規制当局スタッフの大部分だけでなく数名の委員にまで広がったTMI-2事故後の基本的考え方は、産業界は信頼できないと云うことであった。これは一部には、TMI-2事故は産業界の無能力によって起きたとする結論によるものであり、また一部には、産業界が不服従や信頼感の不一致によりスタッフを誤らせたとする信念からでもある。規制当局への大きな圧力のためと、産業界を額面どおりにとらえて騙され続けてきたとする感情により、委員会とスタッフはいやという程新たな要件を考え出した。

これが活動計画に反映された。委員会はNRCスタッフに対して、ケメニー、ロゴビン、議会委員会及び産業界の検討結果も含む勧告に対応する諸活動を提案するよう指示した。NRCスタッフは可能な限り多くの活動計画を作り出した。これらは、すばやく外部からの種々の勧告に対応するものに変換された。委員会は提案された問題の重要度を調べようと試みた。即ち、提案の必要性、産業界の費用を含めた活動の影響、及びこれらの活動が要求される時期である。

実際のところ、あの頃のとてつもない圧力の下、私たちは自分たちが信じていたほど賢くはなかったし、判断を急ぎ過ぎたように思う。私たちはすぐに処理しなければならない多くの要件を課した。私たちはそれらの要件の相互作用を詳細には調べなかった。私たちは他と整合のよくない事項を要求したこともあったし、ある場合は安全を増すかわりにそれを減ずるような要件であったこともある。

活動計画の項目にはよく練られた不可欠なものもあった。なかには様々なスタッフが何年間も机の引出しにあたためておいたものもあったし、過去において提案し拒否されたものもあった。当時これら全てが活動計画の時期に姿を現わしたのであり、その多くが効果的な対応によりはげしい勢いで成就したのである。これらの対応のあるものは、プラントを安全にするために必要であると良心的に考えて押し進められた。正直なところ、なかには規制当局の信頼性を取り戻すために行われたものもあった。

2.3 産業界との関係

NRCは産業界に対する態度を変え、それまでよりも敵対的となり、距離をおいた関係を保つようになった。それまで多くの人から、NRCは産業界とあまりになれあいの関係にあると非難されてきた。確かにスタッフの大部分と委員の中でさえ、産業界に対して好意的であった。しかし、このことは彼等が安全問題を大目に見ていたことを意味しない。むしろ、重要な問題の解決のために協力しようと考えている専門家たちに特有の快適な関係であった。TMI-2事故前は、NRCスタッフは自らを専門家と考え、他の専門家とも、彼等がたまたま企業のために働いているのであるが、協力しているのと考えていた。このことが問題解決に共にあたることにつながった。このことはまた、NRCの許認可過程における反対者には、企業とNRCは一体であるとする誤った認識をもたらしたのである。企業とNRCスタッフは許認可のヒアリングに加わり、同じ場面で同一論点の弁護を行った。このことについてNRCスタッフは、全ての面倒な議論はヒアリングの前にもなされており、その問題点はスタッフの満足するようすでに解決していたから、と説明した。これらのことは一つも反対者には分らないし、結果として、彼等はNRCと企業が協力的又は取り込まれた関係にあると見なすことになった。この関係はTMI-2事故後に変った。新たな規制の姿勢は、過去数年にわたってピルグリム原発を運転してきた会社に対して、なぜNRCが運転再開を許可しなかったかを説明しているように、批判的見解のいくつかに反映している。

2.4 法律尊重主義

規制当局の間に徐々に広がっていたことではあったが、TMI-2事故後のもう一つの大きな変化は法律尊重主義であった。TMI-2事故を別にして、米国において原子力の規制関係に大きな影響を持つものの一つは法律家であった。（もう一つは議会である。）1980年に次の様に述べた。すなわち、「・・・NRCがさらに行うことは、認可申請者が従うべき明確な法律上の要件の数を増やし、彼等が要件をきちんと守ったかどうか検証する公式文書の使用を増加することであろう。・・・」¹

増大する法律尊重主義は委員会の議論の中にも現れた。委員の間に論争や悪意が広がり、それは委員会の決定と反対意見の文書中に明確に見られた。

2.5 査察

規制当局が厳格な規制を拡大した中には、査察機能の強化もあった。開固着したTMI-2原発のパイロット弁付逃し弁は事故の主因になったが、それ以前から数週間にわたって漏れ続けていた。直すことなく漏れを放置したことはプラントの技術仕様違反である。NRCの査察官は、この違反を発見できなかったことや、NRCの規制に従わねばならないことをプラント運転員達に徹底できなかったことについて、批判された。原発の弱点を見つけられなかったことについて厳しい批判を受けたNRCは、査察機能の拡大と積極性の増大をはかった。きびしい新査察体制の一つが常駐査察官制度の採用であった。常駐査察官制度はTMI-2事故への対応であると一般には見られているが、事故より2年前の1977年2月にカーター大統領は国家エネルギー計画の中で次のように述べている。「軽水炉の全般的な安全性を改善するために、大統領は（原子力規制）委員会が・・・各原発に各1名の恒久的な連邦査察官を配置するよう要請している。」² TMI-2事故のあと、この計画は急遽実施された。常駐査察官制度の導入は、原子力産業界に対する敵対的で距離をおいた関係を示す、もう一つのステップであった。

2.6 確率論的リスク評価

確率論的リスク評価（PRA）は今や、米国における主たる診断評価法であり、大部分の原発に適用されている。確率論的リスク評価もまた、TMI-2事故への対応であるとされている。TMI-2事故のあと多くの人は、類似した事故である小口径破断冷却材喪失事故が、WASH-1400、ラスムッセン報告書に取上げられていたことを指摘した。しかしながら、TMI-2事故によってかなり動機づけられたとはいえ、PRA手法への関心はそこから始ったのではない。1978年、委員会はHarold Lewis教授を座長とする特別調査グループから報告書を受取った。Lewisグループは議会の要請により、原子炉の安全性研究、WASH-1400への批判を再検討するよう委託されていたのである。要約のきびしい調子にも拘わらず、調査グループは原子炉の安全性研究に使われている手法、特にPRAを強く支持した。結局、TMI-2事故の2ヶ月前、委員会はこのLewis研究に関連して次のように述べた。「・・・委員会は、規制上の意志決定にあたり確率論的リスク評価を積極的に使用することを支持する。」³

2.7 規制と政策

TMI-2事故の規制への影響で最も目に見える形のもの、委員会が出した新しい規制や政策声明である。

(1) 安全目標

TMI-2事故の後、David Okrent教授は当時の原子炉安全諮問委員会（ACRS）において、N

RCは安全目標、つまりプラントを評価する場合の明確で特定できる目標を持っていないと指摘した。委員会はこの批判を受入れて、ACRSに対し安全目標を提案するように諮問した。ACRSの代りに Okrentと小委員会は1年間をかけて提案をまとめた。そこでNRCは一連のワークショップと公開の会合を開催し、一連の報告書を発行した。⁴ 結果として、1986年8月、NRCは「放射線によるリスクの受容レベルをおおまかに定めるための目標を決定する。」⁵と政策声明を発表した。この目標を決定するするには多くの議論がなされ、それは適用に当って今も続いている。議論には炉心溶融の頻度に関するものや、詳細な工学的な基準よりも包括的な基準の概念に関するものがあつた。とにかく、TMI-2事故の直接の結果として安全目標が定められた。これらの目標の長期的影響は今のところ明らかではない。

(2) 機器の環境適格性

概念は極めて簡単である。原発に事故が起つた場合、まずどの環境安全システムが働くべきか調べなければならない。明らかなことは、機器が通常の状態で作動している場合の制御された温度と乾燥した状態は、急激に湿度の高い、高温の高放射線下に置かれる事である。公衆にとって、このような環境適格性の議論は不合理に見えるようである。勿論、安全機器は事故時に働かねばならない。残念な事に、工学的な面で協力的な関係にあつた規制スタッフと産業界は、このような要件に目を向けていなかった。

安全機器はこのような環境下で機能するであろうか？ この質問はTMI-2事故後に発せられた。この答えは、残念ながらしばしば返ってくるもの全て、我々は知らない、NRCスタッフは知らなかった、そして企業も知らなかった、である。委員会は産業界に対して、事故時に働くべき機器が実際に稼働する事を保証するように要求した。多くの電力企業はこれら機器の記録を持っていなかった。ある場合には、当該機器の製造者も検査記録を保管していなかった。そして多くの場合、機器は事故時を想定した環境下での試験をなされていなかった。

その後に行われた環境適格性に関する規制は、TMI-2事故の結果生じた明確な変化である。

(3) 緊急時計画

多分、最も議論のあつた新規則は緊急時計画に関するものであろう。TMI-2事故の直前、会計検査院(GAO)は緊急時計画に関してNRCを非難する報告書を公表した。NRCは既に草案段階のGAO報告書に回答していたが、その後GAOを喜ばすくらい皮肉にも、なぜTMI-2の緊急時において効果的でなかったかを説明する一方で、議会に対しては、なぜGAOに緊急時計画はよくできており改良の必要はないと云つたのかについて、説明しなければなら

いはめに陥った。

委員たちは緊急時計画について規則作りを急がせた。スタッフへの要請は1979年8月になされ、1980年8月に緊急時計画の最終規則が発行された。この1年間での規則作りは、委員会が深刻な状態にある時には、規則がすばやくでき上がるということを示す論拠に使われるかもしれない。直ちにでき上るような規則は悪い規則であることを示すと論じる人もある。ともあれ、この規則はすべての商用原子力発電所の緊急時計画をかなり向上させた。また、地方自治体や州の緊急時対応能力を大幅に高めるのに役立った。1980年代の米国における危険な化学廃棄物の流失に伴う地域社会の避難に関する研究では、原発に近接した地域ではNRCが要求した既存の緊急時計画が常に使われ、そして常に避難の成功の不可欠の要因であった。しかしながら、この規則は地方自治体に原発運転の拒否権をはじめて与えたことになり、2つの地方自治体が拒否権を行使した。最後には、増大する議会の欲求不満に支持されて、委員会は1987年11月に規則を変更し、たとえそれらの自治体が計画作成への協力を拒否したとしても、電力企業の緊急時計画だけの場合を許可することにした。

(4) 防火対策

防火対策はTMI-2事故後に生じたもう一つの規則である。TMI-2事故には出火が要因に入っていなかったため、防火対策の問題はTMI-2事故の再検討からは生じなかったが、それは1976年、Browns Ferryの火災により定められたものである。この事故によりNRCスタッフはすべての原発に対して、防火対策の一層の充実を要請したが、1981年当時では多くの原発において処置がなされていなかった。不満のスタッフは委員会に働きかけて防火対策要件を作成させた。これらのきびしい規則は産業界が自ら招いたものであろう。もしも、産業界がずるずると引延ばすことなくNRCスタッフの防火対策向上の懇願に応じていたら、きびしい防火対策規則は存在しなかったにちがいない。しかしながら、この新規規則はその意図するところを超えて、TMI-2事故が引き起こした奔流をもろに受けた規制となった。ひとたび、新規規則への要請が出てくると、それは議会における閉会中の法案のようになった。このような法案は次々と追加がなされる、つまり「クリスマス・ツリー」効果である。同様に、TMI-2事故直後の数年間、委員会に出された法案はより限定的な条項がたくさん付加される傾向があった。防火対策の規則もこのようになった。

(5) 執行

執行政策もまた強化された。数年間にわたってNRCは議会に対し民法上の罰金の増加を請願していた。1日の電力のロスが150万ドルから100万ドルの損失に相当する電力企業にとっては、数千ドルの罰金は大きな影響はない、と考えていたNRCは正しかった。それゆえNRCは議会に対し、原子力法の執行条項を拡大してNRCが罰金を相当程度引上げられるよ

うに要請していた。議会はTMI-2事故後にこの条項を通過させた。さらに、規制当局のすべてに見られた新しい敵対的、攻撃的な姿勢の一環として、査察スタッフは電力企業の違反に対してよりきびしい態度で臨むようになった。これにより執行政策はより手のこんだものとなり、罰金も等級づけとなった。

規制当局において最も議論のあった執行に係わる問題は、犯罪調査を司法省に委ねることであった。これに関する規制当局スタッフの姿勢は、原発に関する問題は専門家間の問題であり、専門家は他の専門家に対して犯罪告発は行わない、とするものであった。原発の建設に欠陥が見つかったり、プラントの運転にミスがあった場合には、NRCスタッフは最悪の場合でも無能力によるものと判定した。規制当局の新しい厳しい姿勢の下では、故意の違反、つまり、建設業者が故意に手抜き工事をしたり、記録類をわざと破棄或いは偽造したりする可能性が検討された。「資材虚偽報告」の問題は重要なものとなった。NRCスタッフの一部は過度に対処したかもしれない。ある委員は極端にきびしくなり、すべての違反を悪意を持って見ようとする、即ち歴史上の陰謀説(The conspiratorial theory of history)をとった。しかし、規制当局は司法省と協議して犯罪と見なしうるものをつぶさない(avoid ruining possible criminal cases)よう、調査方法の改善を開始した。このことは規制当局に大きな緊張をもたらした。

(6) 運転員資格の向上

NRCの規制におけるもう一つの大きな変化は、運転員に関するものである。TMI-2事故前は、機器類はよく設計されており、ハードウェア、ソフトウェアとも、いかなる事故にも対応する、という一種の暗黙の信頼があった。この場合がそうであつただろう。確かに、TMI-2事故において運転員が安全系の操作に関与しなければ、事故はたいしたこともなく治つただろうと云える。しかしながら、運転員は実際に関与するし、Browns Ferryのエピソードにあるように時にはプラスの役割もある。TMI-2事故の調査は運転員に集中し、彼等はプラントの理解が不十分であり緊急時に何をなすべきか理解していなかった、と結論された。作成された一連のNRCの規制は、運転員訓練、緊急事態への訓練、運転員に対する緊急時訓練のためのシュミレータの導入、及び運転員資格の向上を図るものである。多分最も論議のあった問題は、高い資格を持つ技術者を制御室に直員として配置すべきか否かであった。NRCはこの問題について長い期間、内部で、また産業界と議論を重ねた。

(7) 立地基準

TMI-2事故後、規制当局は立地基準に注目した。人工密集地帯における緊急時計画の困難さが緊急時計画のための規則を作成させた。さらにNRCスタッフは、将来の原発がいかなる形であろうと、そのための立地基準の検討を開始した。このことは、マンハッタンの北30マイルにあるIndian Point原発に絡んで議論が激化した。NRCがいかなる基準を用

いるべきか、議論を開始するに及んで、NRCスタッフは高人口密集地帯への立地に基本的に反対であることが明らかになった。明確な規則はないが、NRCスタッフはこのような地帯で禁止する経験則を作っていた。しかし経験則は、きちんとした法律社会では長続きしない。そこで立地基準の改訂に努力を傾けることとなった。

フランス、西ドイツ、日本など諸外国の調査団来訪による興味深い副産物があった。彼等の発言によれば、これらの国は長い間NRCの規制を採用しており、NRCの立場を受入れていた。しかし同時に彼等は、米国は広大な国であり、人の住んでいない土地がたくさんあることを指摘した。したがって、米国の人の住まない土地について、人口集中地域よりもそこに原発を立地するのは環境問題や土地の安さによる、とNRCが云っている限りには彼等には困難はなかった。しかし、NRCが安全上の見地から原発に近接する地域の許容人口密度基準について述べることには大きな懸念を示した。それは彼等の国では基本的に原発の立地ができなくなるような基準に対してであった。これが、これらの国の多くがNRCの手法から離脱し始めた大きな第一歩であった。TMI-2事故後の規制当局の批判主義は、これらの国にたいして、NRCの実践に忠実であることには再考の必要ありと警戒させた。立地基準の問題はこの再考の主たる動機であった。

(8) バックフィット

バックフィット問題に関しては、多くのTMI-2事故の影響とは異なっており、ある人はそれを回復と称した。しばらくして、NRCはあまりにも多くの規制をあまりにも早く作成したので、産業界は規制に対応できなかつた、実際のところ、ある場合には対応すべきではなかつた、ということに気が付くようになった。ある不運な場合には、産業界は規制要件になるであろうものについてスタッフの説明に対応したが、これは委員会の最終決定とはならなかつた。規制当局の上級スタッフ数人による電力企業の非公式研究によれば、電力企業はスタッフの非公式要件によって完全に混乱させられた、と信じていた。このことが全般的要件検討委員会(CRGR, Committee to Review Generic Requirements)を組織することにつながり、電力企業が「NRCの要件は何か」を告げられていた、この拡散(Proliferation)のメカニズムに対して、規制当局内に一定の規律をもたらした。

バックフィット規則は電力企業には重大関心事であり、彼等はNRCによって、既設の原発に課せられる改善の費用は天文学的数字に昇ると述べた。このため、委員会は要件がどのように電力企業に課されているか調査することになった。かなりの討論の末、委員会はバックフィットの要件は費用と効果を考慮した上で、CRGRの承認がなければならないと決定した。最終的に、委員会は費用-効果を第一原則とするバックフィット規則を定めた。しかしながら、1987年8月、コロンビア特別区の米国上訴裁判所(U.S. Court of Appeals)は1985年委員会規則をくつがえし、「基本的に、法廷は、十分な安全のために要求されることを決定するに当ってNRCは唯一の基準、安全のみを適用すべきである。」⁶ これに

対し委員会はすぐに規則を改定し、1987年9月声明の形で公表した。そのなかで委員会は次のように述べている。「すべての原発ではNRCの運転許可を得る前に、公衆の健康と安全を十分に防護する手立てが準備されていなければならない。費用は、プラントがこの十分な防護の基準に合致するか否かを判断する際の要因ではない。この十分性基準を超えているプラントに対して安全性をより向上させるために対策が要求される場合には、我々のバックフィット原則により利益-コストの解析が求められる。裁判所の決定は、その十分性基準を超える対策についてのバックフィット解析の妥当性を定めている。」⁷

このように、TMI-2事故後、NRCは多くの変更を実施したが、恐らくより穏やかな対応姿勢に戻りつつある。しかし、NRCは依然として厳しい規制当局であり、産業界に対してTMI-2事故前よりはるかに距離をおいた厳しい関係を保つよう命令の執行を監視している。

3. 産業界

産業界もまたTMI-2事故と、それに続く原子力批判、そして問題解決を援助する上での産業界の能力不足への手厳しい批判により、激しく揺れ動いた。産業界は遂に、事故は何処で起ろうともすべての場所の事故である、と云うことを理解した。

TMI-2事故後における産業界の最初の対応は、浄化と復旧のために人を派遣したことである。これはDuke PowerのBill Leeによって指導された。続いて、彼と他の企業から派遣された人々により原子力発電運転協会（INPO）が設立されたが、その目的は「優秀な原発運転のために業界全体の基準を確立し、この基準に向けての各企業の努力を援助するため独自の評価を実施する」⁸ ことであつた。INPOは産業界に重要な影響を与えたかもしれない。確かに、これは原子力産業界が初めて目に見える形で行つた、共同で対応し自らを取り締まろうとする試みであつた。産業界はINPO自身よりもINPOの活動を大変自慢にしているが、INPOの効果は産業界の外では目に付かなかつた。しかし、INPOがPeech Bottom原発に関してペンシルバニア電力会社に送つた報告は力強く、批判を駆逐するものであり、攻

撃的な姿勢の連邦規制当局から期待されていたものと同様であつた。多分、INPOは今や公衆の信頼を得るテストをパスしたであろう。それは産業界の人材に確実に合致するものであり、電力企業は保守、訓練、運転の改善を行う場合の援助計画を作成した。INPOはまた、産業界の監視についてINPOと協力することをNRCに理解させた。例えば、NRCが要求するシステムではなく、自発的なデータ報告システムをINPOが運営することを許可すること、である。

しかしながら、原子力発電監視委員会(Nuclear Power Oversight Committee)⁹ の報告によれば、産業界は依然として自分自身の実践基準を改善することに困難があり、特に業

績不良企業の発見ができずにいる。業績不良企業が存在することは明らかであり、困難なのはそれを見極めることである。報告書(P. 12)はこう書いている。「本研究を依頼した産業界の指導者には認識されていることであるが、電力界において進歩があつたにもかかわらず、すべての電力企業がこの成功に貢献しているわけではないし、すべてがすぐれた公約の履行者ではない。」⁹

さらに報告書(P. 13)は述べている。「ある電力企業の実績が、産業界全体の能力と実績に対するNRCの認識と同様に、公衆をも悪い方向に動かすということはなんら驚くことではない。この事は、米国の電力産業が、このような電力企業に特別な注意を向けるのが緊急に必要なことを示している。」⁹

このような産業界の自己批判は、TMI-2事故による規制の結果である。

4. 公共事業委員会

予算公聴会(Prudency hearing)における電力産業への風当りはきびしいものになった。数億ドル、ある場合には少なくとも10億ドルを超える巨額の予算が不許可になったことは、疑いもなく電力企業の立案者たちに大きな衝撃を与えた。電力企業の立案者たちは原発の費用だけで、次の容量増大にとって原発が望ましい選択であるとする人達の正気を深刻に疑っている。これはTMI-2事故の効用だろうか。産業界が強い不満を漏らしている規制の増加と、きびしい査察が原発のコストに明らかに影響している。検査がひんばんに行われ、作業能力(Work force)と管理能力が悪く、デザインも粗末ならば、コストは増加するだろう。幾つかのプラントは予定どおりに建設された。St. Lucie原発は古い例である。他には比較的安く出来たものもある。Duke社の2基のCatawba原発はその好例である。これら3つの原発はTMI-2事故後に建設されたものであり、強化された規制体制の重圧を受けた。しかし当然ながら、良き管理者を見つけるのは難しい。

5. 議会

議会はTMI-2事故とその検討の結果として多くの公聴会を開いた。取扱い方法における常任委員会(Authorized committee)と特別委員会(Appropriating committee)との違いは明らかである。常任委員会はNRCに対し非常に批判的であり、その姿勢は、「原子力は恐らく悪であり、なぜNRCはそれが分らないのか。」であつた。一方、特別委員会の姿勢は、「原子力は明らかに善であり、NRCはこれを蝕もうとするものと手を組んでいる。」であつた。批判にもわずかな差異が見られた。常任委員会は、NRCの人間は有害ではないにしても悪である、と仄めかしていた。これに対して、特別委員会は、NRCのメンバーは無能

であり、愚か者である、と見なしていた。これら両者の姿勢から受ける悲嘆の量には大した差はないかもしれないが、明らかにそこには倫理に基づく差異があった。

最近では、NRCに関して開かれる議会の公聴会は数が少なくなった。関心の強い分野は2つ、NRCの再編成と許認可体制の改善の問題である。単一の行政責任者をもつ規制当局へのNRCの再編成は、ケメニーとロゴビンの両委員会から勧告されていた。今年、一人の行政責任者に賛成する人達は、勝利を目前にした。法案は圧倒的な賛成で上院を通過したし、Udall氏の支持を得て私たちは下院も通過することを望んだ。それは明らかに「クリスマス・ツリー」問題で失敗した。

許認可体制の改善は常に論議的であった。産業界が熱烈に主張した立法化事項は、許認可の過程の一体化、つまり建設許可と運転認可を一つにすることであった。原発の発注がなく、電力企業も新原発のための財源投資に興味を示さない時代には、許認可体制の改善を論ずることはいささか神学上の細かな問題を論議するようなものである。しかし今後数年、産業界は法案が提出されるよう議会に働きかけ続けるだろう。

TM1-2事故以来、2組の規制上の変化があった。まずその1組は、NRCの厳しい姿勢、査察の強化、そして執行の増加である。その2は、NRC要件のいくつかを緩和したこと、緊急時計画の規則の手直し、バックフィット規則の変更、そして多分、将来における許認可体制の改善である。

(鶴野)

参考文献

1. J. F. AHEARNE, "Nuclear Power: A Greek Tragedy?," *Prog. Nucl. Energy*, 7, 77 (1981).
2. National Energy Plan, p. 72 (Apr. 1977).
3. "Nuclear Regulatory Commission Issues Policy Statement on Reactor Safety Study and Review by Lewis Panel," Press Release 72-19, p. 4, U.S. Nuclear Regulatory Commission (Jan. 19, 1979).
4. "Plan for Developing a Safety Goal," NUREG-0735 (Oct. 1980); "Toward a Safety Goal: Discussion of Preliminary Policy Considerations," NUREG-0764 (Mar. 1981); "Safety Goals for Nuclear Power Plants: A Discussion Paper," NUREG-0880 (Feb. 1982); U.S. Nuclear Regulatory Commission.
5. "Safety Goals for the Operations of Nuclear Power Plants," NRC-70-7590-01, U.S. Nuclear Regulatory Commission (Aug. 4, 1986).
6. *New York Times*, p. A17 (Aug. 5, 1987).
7. NUREG/BR-0032, U.S. Nuclear Regulatory Commission News Release (Sep. 15, 1987).
8. Organization plan for the Institute of Nuclear Power Operations (Sep. 1979).
9. L. F. SILLIN, Jr., M. A. ROWDEN, and E. P. WILKINSON, "Leadership in Achieving Operational Excellence," Nuclear Power Oversight Committee (Aug. 1986).

2.2.4 スリーマイル島2号機：プラント復旧

(F. R. スタンデルファー、GPU社)

THREE MILE ISLAND UNIT 2: PLANT RECOVERY

F. R. STANDERFER, GPU Nuclear Corporation

NUCLEAR TECHNOLOGY Vol. 87, PP54-56, (Aug. 1989)

スリーマイル島2号機(TMI-2)プラントは、ほとんどの区域で作業員が立ち入り出来る程に、危険もなく安定している；損傷炉心のほとんどは、原子炉容器から取り出されて敷地外へ搬出された；そして事故の間に燃料から放出された放射性核種の大半は、埋設又は研究のために搬出された。我々の業務上の放射線被曝量は、運転中のプラントの相当する期間内におけるそれ等とほぼ同等であった。我々の作業員に対して業務上の放射線被曝量を最小にすると共に、公衆の健康と安全に危険を与えないようにするため、今既にプラントを長期間の保管状態（燃料搬出後監視保管）に置く準備に入っている。

現在に至るこのプロジェクトの規模と複雑さは、たとえ如何なる人があの最初の日からこれに従事し続けたとしても、正しく認識することは今もって困難である。財政面では、この浄化作業にはほぼ10億ドルを要した。損傷した炉心燃料のビデオ調査によって、この浄化に対する作業の事実上の範囲がより良く理解された1982年12月（事故後ほぼ4年）に至るまで、この数字は決定出来なかった。ペンシルベニア州知事のThornburghによって提案された資金調達の方法は、更に18ヶ月にわたってしっかりと定まらなかった。決まったのは、1984年6月にEdison Electric Instituteを通じて民間電力企業の参加があつてからである。図1は年間当りの費用を示すと共に、様々な時期にその浄化作業に係わった人数を示している。図2は、この浄化作業全体の年表を描いている。

この浄化作業は、事故と同様に多くの側面を持っていた。ある時には、前段階の除染又は燃料交換作業に旨く合ったので、日々の作業がほとんど日常的作業に見えた。とは云うものの、技術上の思いがけない事は頻繁に生じた。我々は、最初の装置開発の常である、典型的な初期故障の問題全てを経験した。そしてこの事は規制による認可条件下で経験したものであるが、その規制が適用される開発計画は一つもなくなった。

この浄化作業の極めて重大な決断の時点に於いて、我々はデータの欠落、不完全なデータ或は誤解させるデータに直面した。とは云うものの、状況は予想された程には、いつも悪いものではなかった。例えば1979年の夏に、我々は、格納容器内の作業位置での放射線場は1000mrem/hに達するであろうと仮定して作業を計画していた。実際には、1980年夏の

最初の建家立入りによって、多くの場所が100から200mrem/hの範囲内にあることが明らかになった。多少の除染と遮蔽を施した後では、大半の浄化作業は40から80mrem/hの場に於いて行われ被曝は最小になったし、燃料取り出し作業は10mrem/hの場で行われた。他の例としては、1982年以前に炉心の実態は、熱心な時には興奮した、推測の対象であった。予測は、多数の破裂した燃料棒と原形をとどめているがある程度の脆性化が進んだ燃料棒のある状況から、炉心上部の大規模な損傷までであった。我々は今では知っているように、最も厳しい予測でも控え目なものであったし、最初のビデオ調査でさえも破壊された炉心の概観を伝えただけであった。

それで一つの重要な教訓は、状況についての事前調査データが極めて肝要だということである。それでも尚、この教訓を適用することは、何時も引き続く作業進展の重要性和妥協させねばならなかった。データの収集と解析は固有の矛盾を抱んでいた：特別の努力と時間、被曝の下で得られた少量のデータは、あまり計画立案や作業の足しにならなかった。しかしながら、幾つかのデータは絶対に欠くことの出来ないものであった。データ集積の仕事と調査結果を得ることを両立させることは、このプロジェクトで最も困難な問題の一つであった。

我々は計画を立て、そして未知の状況下で困難な技術的問題を抱え、財政上の制約を持ち、公衆の詮議を受け、かつ、産業界にとって有益な情報を引き出す必要のある、一つのプロジェクトを成し遂げなければならなかった。我々はこれに対して研究開発プロジェクトや建設プロジェクトの様に、或いは多年に亘るプラントの運転休止の様に、取り組むべきであったのだろうか？

唯一の正しい道というのは無かった。プロジェクトの指揮、運営及び組織は、我々がこのプラント内の状況を理解するにつれ、またこの浄化作業が節目毎の目標を達成する度に、何度も変更された。最初の2~3ヶ月は、このプラントを安定させるためにプロジェクトは緊急時に於ける臨時の体制で動いた。最初の1ヶ月間は150の企業の代表者が我々を援助するために現場にいた。翌年以降は、このプラントを完全に管理し、広い区域を除染すると共に原子炉容器から燃料デブリを取り除くことを計画するため、この仕事に対して従来型の対処方法が一層多く用いられた。

燃料取り出し作業が1985年の遅くに始まってからは、我々はこの空前の大事業の中で、次々と新たな困難に直面した。我々の活動を複雑にしたのは水の透明さの喪失であり、この問題の解決にほぼ一年を費やした。これらの状況下で作業するため、融通性が最も必要とされた。それ故、我々は作業課題指向型の組織になり、我々の人員と資材の大半を容器からのデブリ取り出しと島外への搬出に集中させた。燃料デブリ撤去の実際の作業には、これまでに35ヶ月を費やしたが、いづれ我々は、認可された燃料搬出後監視保管の状態に達することになる。その時点で、このTMI-2浄化作業計画は終了する。

(元木)

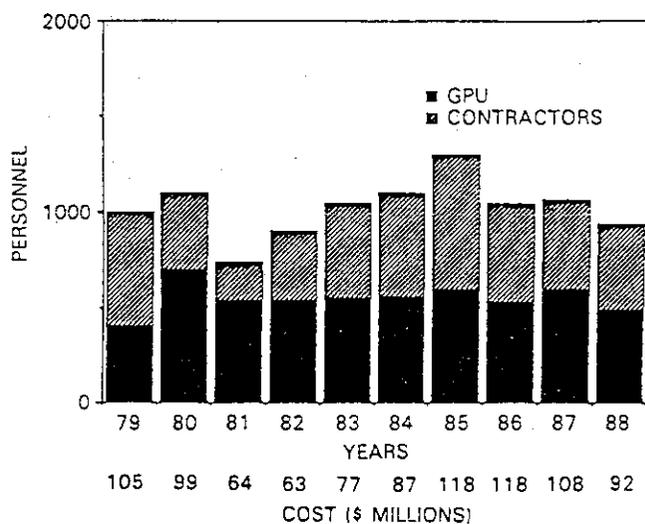


図 1. TMI-2 : 労働力と費用

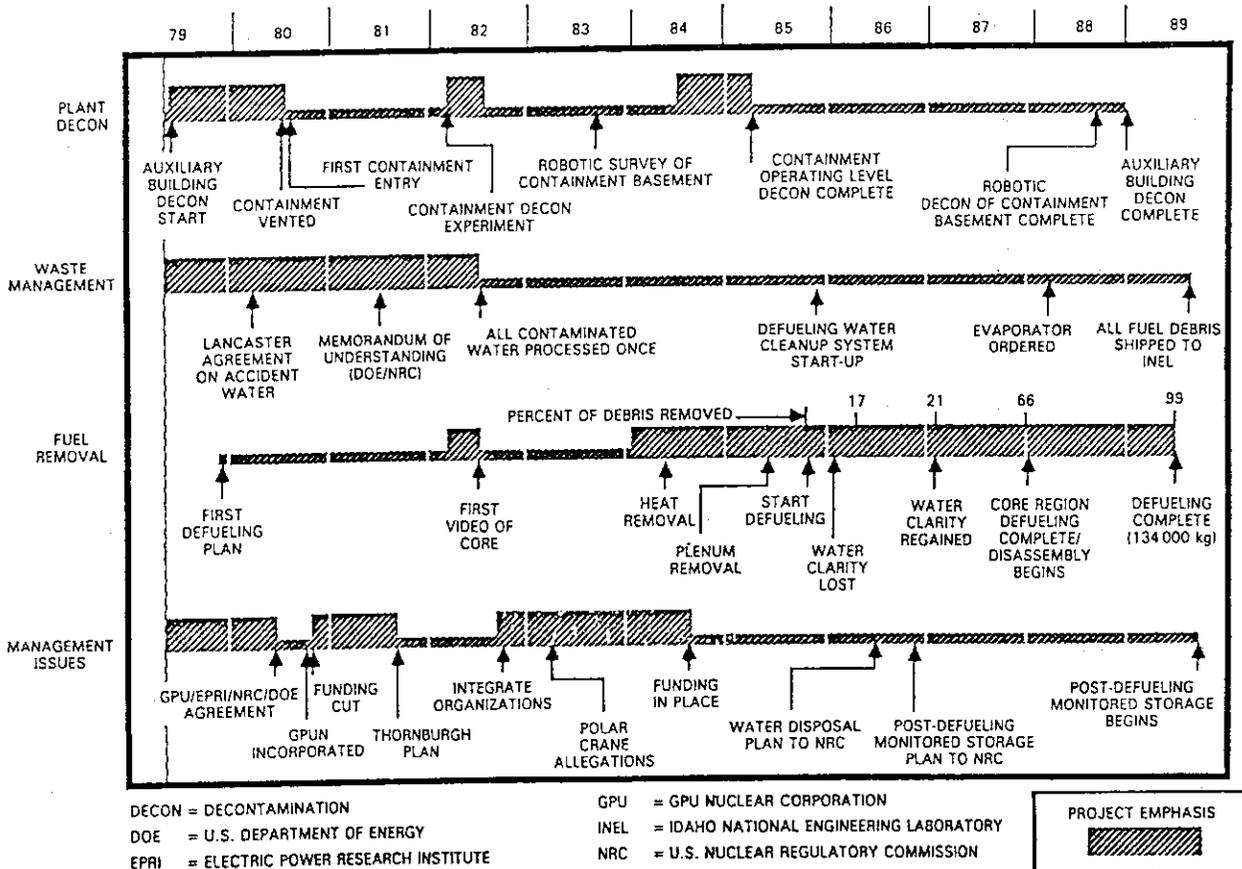


図 2. TMI-2 浄化作業年表

2.2.5 スリーマイル島 2号機事故のシナリオ

(J. M. ブロートン、他、アイダホ国立工学研究所、EG&G アイダホ社)

A SCENARIO OF THE THREE MILE ISLAND UNIT 2 ACCIDENT

James M. Broughton, Pui Kuan, David A. Petti and E. L. Tolman, Idaho National Engineering Laboratory, EG&G Idaho, Inc.

"NUCLEAR TECHNOLOGY" Vol. 87, PP34-53, (Aug. 1989)

米国エネルギー省のスリーマイル島 2号機 (TMI-2)研究計画は、EG&Gアイダホ社の TMI-2 事故評価計画によって実施されたものであり、その主要な目的は、TMI-2 事故の包括的かつ統一的理解を得ることである。本論文には研究によって得られた事故のシナリオが記述されており、以下の情報が含まれている。それらは、(a) 炉心損傷が進行し、炉心物質が部分的に溶融した固化領域形成に至る過程、(b) この固化領域が加熱継続し、炉心の大規模溶融に至る過程、(c) 溶融炉心物質を囲み支えていたクラスト層の破碎、及び 15-20 トンの溶融炉心物質が上・下部炉心支持構造物と下部プレナムにリロケーションした事象、そして (d) 溶融炉心物質と冷却材及び下部プレナム支持構造物との間の相互作用、である。事故時の燃料からのFP放出についても記述されている。

1. はじめに

スリーマイル島 2号機 (TMI-2)事故では、原子炉炉心が大規模に酸化・溶融し、燃料から大量のFPが放出される結果となった。少なくとも 45% (62トン) の炉心が溶融し、20トンほどの溶融炉心物質が原子炉容器下部プレナムへ流下した。しかし炉心の苛酷な損傷にも拘わらず、原子炉容器内の冷却水と高圧注入系の注入継続によって、原子炉容器底部は破壊を免れた。TMI-2 事故は外部電源喪失を伴った小破断冷却材喪失事故 (LOCA) の過程に類似していたが、それらは今日の安全性研究において事故の重要な局面で想定されてきたものである。TMI-2 事故は炉心溶融過程の後期にまで進行した事故である。即ち、全体として、炉心溶融進行実験で研究されているものよりもはるかに苛酷事故が進行した事故である。この事故自体は、本当の事故の過程を研究する、かけがえのない機会を提供したものであり、また、苛酷事故の過程における炉心溶融の進行とFP挙動について、現在の理解を著しく拡充し、かつ、促進するものである。

この TMI-2 事故の研究は米国エネルギー省によって実施されたものであり、TMI-2 を通して、想定される苛酷事故² について一層現実的なソースタームの根拠を得ることが目標とされている。この目標のために、研究目的には、TMI-2 事故における炉心損傷の進行と付随する FP 挙動との支配的メカニズムについて、包括的かつ統一的な理解を得ること、及びこれを重要な苛酷事故安全問題の解決に用いることが含まれている。事故時の炉心溶融過程について最適評価シナリオを作成することがその研究の焦点であり、次の点について解説し総合化する解析作業を含むものである。則ち、(a) 事故時に記録されたプラント計装データ、(b) 事故後の炉心状態、(c) 損傷炉心から取り出した物質の試験結果、(d) 関連する苛酷事故研究の成果、である。本論文では事故のまとめを行い、炉心溶融過程と FP 挙動を支配した重要なメカニズムについて論じる。

原子炉炉心の事故後の状態（最終状態）及び炉心物質の原子炉容器内への再分布についての論議が記述されている。更に炉心支持構造物の損傷も記されている。炉心の最終状態と物質の再分布及び事故時のプラント計装データの記録は、炉心溶融過程と FP 挙動のシナリオを作成する上で必要な決定的情報を提供するものである。

2. 原子炉容器と炉心の事故後の状態

炉心、上・下部炉心支持構造物及び原子炉圧力容器 (RPV) の損傷状態を把握することは TMI-2 復旧計画の最大の課題であった。損傷炉心の最終形状は、主として燃料取り出し過程におけるテレビ観察によって、また炉心全域で得られた試料物質の検査によって決定されてきた。RPV と損傷炉心の最終形状（事故後）を図 1 に示す。RPV の大部分は次節で論じられる。

2.1 プレナム構造物

プレナム構造物にはほとんど損傷がなく、基本的に健全であることが判明した。上部プレナムから実施した制御棒駆動部検査により、炉心中心部の真上では温度が約 1250 K に達し、炉心外周近くでは約 1000 K に達したことが、しかし、出口ノズル部³ の上方では高々 700 K にすぎなかったことが分かった。上部グリッドの損傷は図 2 に示すように 2 次元であった。上部グリッドの溶融と侵食の程度は部分によって非常に異なり、上部グリッドの上部ではひどい状態にはなっていなかった。

2.2 炉心領域

図 1 に示すように、当初の炉心領域には次の 4 つの明確な領域が確認された。

1. 炉心上部の空洞部分
2. 空洞部真下の細片化したルースデブリ層
3. 炉心中央部から下部にかけて広がった炉心物質の溶融固化層
4. 炉心下部から外周部にかけて残存した、部分長のものから、全長で損傷が最小のものまで含む燃料棒の群

2.2.1 炉心上部の空洞部

炉心上部⁴の空洞部容積は約 9.3 m^3 であった。この容積は当初炉心容積の約 26%を占め、ほぼ炉心直径の全長に及んでいた。空洞部の平均深さは約 1.5 mであった。部分的には最高 2 mの深さに達した。177 体の燃料集合体の内、炉心外周にある 42 体には立っていた燃料棒があった。この内わずかに 2 つの集合体で全長に亘って健全な燃料棒が 90%存在したが、その他の集合体では様々な程度の損傷を受けていた。

2.2.2 炉心上部デブリ

深さ 0.6-1.0 mのデブリ層が、炉心中央部に位置する炉心物質の溶融固化層の上に載っていた。デブリは完全な形の、あるいは細片化した燃料ペレットや、酸化した被覆管破片、及び一度溶融した金属またはセラミック微粒子で構成されていた。試料はデブリベッドの 11カ所で採取され、検査された⁵。デブリは溶融固化した U-Zr-O のいくつかの粒子を含むことが分かったが、このことから温度は 2200 K 以上に達したものと見える。いくつかの粒子は、溶融固化した $(\text{U}, \text{Zr})\text{O}_2$ と UO_2 でできていたが、このことは炉心上部のある部分では温度が 2800-3100 Kに達したことを示している。しかし、大部分のデブリが達した平均温度は約 2000 K と推定された。

2.2.3 溶融固化炉心物質

炉心上部デブリ層の下には、大きな固化した塊があった。それは直径 3 m ほどもあり、約 32.7 トンの溶融固化炉心物質⁶を含んでいた。この領域の最大厚みは、中心部で約 1.5 mあり、外周端では約 0.25 mに減少した(図 1参照)。この塊の中心部分は主として溶融固化セラミック $(\text{U}, \text{Zr})\text{O}_2$ であり、溶融固化金属物質で結合されていた。金属物質の構成は、銀と鉄が大部分で、少量のニッケル、インジウム、錫、クロム及びカドミウム^{7,8}を含んでいた。固化層の周囲にはクラストがあり、これはその内部の再固化した物質とは明瞭に区別された。ボウルの形状をしたクラストの底部は、厚みがおよそ 10 cmあり、溶融固化金属で構成されていた。それらは主にジルコニウム、銀、鉄であり、燃料棒間の流路で凝固していた。燃料ペレットの棒状コラム(図 3)は、被覆管がなくなった燃料棒の形であった。被覆管は明らかに溶融したものであり、周囲の溶融固化金属に溶け込んだ。上部クラストは溶融固化セラミック及び金属物質で構成されており、厚さは 1-3 cm で、上部デブリベッドの一部が埋まっていた。上部クラストの金属物質は主として鉄と銀でできており、少量のニッケルとインジウムが含まれていた。

2.2.4 切り株状燃料体

切り株状燃料体は下部燃料集合体から上方に林立し、固化領域の底部に達していた。これら切り株の長さは 0.2-1.5 m の範囲であった。ほとんど全長に近い燃料集合体が再固化した塊の外周部に立っていた。炉心の東側では、隣あっていた 4つの燃料集合体 (P5, P6, R6, R7) がほとんど完全に溶融固化炉心物質で置き替わっており、溶融炉心物質がこの領域を流下したことをしめしている。

2.3 炉心支持構造物

炉心支持構造物 (CSA) は 2つの広い領域からなる。上部 CSA はバッフル板、コアフォーマ板及びコアバレルから成り、(炉心より下の) 下部 CSA は、ステンレス鋼製の 5つの炉心支持・流量分配板から成る。

上部 CSA では、バッフル板 (炉心の外周を囲む垂直平板構造物) とコアバレルの間のフォーマ板上に燃料デブリがあった。このデブリの高さは、(炉心下端位置から測って) 原子炉容器北側領域での 1.5 m から、南西側領域でのほとんどゼロまで様々であった。東側領域のバッフル板には、ほぼ炉心中心高さから下 1.2 m にかけて大きな孔が開いていた。この部分のバッフル板は溶融したものであり、コアバレルを損傷させる危険にさらした可能性があった。溶融炉心物質はこの孔を通して上部 CSA に入り、CSA 内で円周方向に流れ、炉心周辺のほとんど全領域で下部 CSA へ流下したものである。

下部 CSA はあまり損傷していなかった。東側領域にあるいくつかの燃料集合体の下方では再固化物質が種々の平板にある流路孔を完全に塞いでいたし、平板間に見られたコラム状物質からは、溶融炉心物質が下部プレナムに流下した最大の流路は原子炉容器の南東側領域にあったことが推測された。

2.4 原子炉容器底部デブリ

下部プレナムにおける広範囲のビデオ調査は 1985 年に実施され、1986 年のコアボア作業期間中 (参考文献 6) に再び実施された。これらのビデオ画像は、(底部上にある) 下部プレナムデブリベッド¹ 表面の等高線地図を作成するのに使用された。図 4 には、燃料集合体 "H" 列に沿った底部デブリの断面を示す。デブリ表面の等高線は不規則である。可視観察によると、デブリ粒子サイズは広く分布しており、容器中央部近傍での直径数 cm 以下のものから、容器壁近傍にある数十 cm の岩石状のものまでであった。デブリ粒子は原子炉容器半径方向にダウンカマまで広がっていたが、北側領域では様子が異なり、突出した "壁" 状の溶融固化物質が容器中心線から約 1.0 m の所に存在した。図 5 に原子炉容器外周部近傍のデブリ粒子写真 2 枚を示す。図 5b に見られる壁状の構造は、はるかに大きい固化領域の先端であるかもしれない。

3. 事故シナリオ

この節では想定された事故シナリオを示すが、これは事故後の炉心形状や、オンライン計測データの解釈と解析、種々の推定メカニズムによる解析をもとに作成されたものである。

この事故は、事故開始以後いくつかの主要時間区分に分けられた。図 6 は原子炉一次系 (RCS) の圧力経過であるが、これらの時間区分を見るのに役立つ。

- (1) 0 - 100分：ある量の原子炉冷却材が流失したが、一次系冷却材ポンプは運転状態にあり、炉心は十分に冷却されていた。
- (2) 100 - 174分：一次系冷却材ポンプが最終的に（100分までに全て）停止され、冷却材が沸騰して減少し、炉心が露出した。最初の炉心過熱が生じ、燃料被覆管が酸化した。下部クラストが形成され、これが部分的に溶融したジルカロイ被覆管や制御棒、構造材及び燃料ペレットの固化領域を支えた。
- (3) 174 - 180分：一次系冷却材ポンプ B が 174分に一時的に運転されて原子炉容器内に冷却水を押し込み、外周部の燃料集合体を冷却し、著しいジルカロイ酸化と水素生成を伴いながら上部炉心デブリベッドを形成した。この上部デブリベッドからの伝熱による炉心上部グリッドの損傷は限定されたものであった。部分的に溶融し固化した多量の炉心物質は温度上昇し続けた。
- (4) 180 - 200分：冷却材が沸騰して減少し続け、炉心露出も進行した。固化領域の温度上昇も持続し、内部にコリウムと呼ばれる溶融炉心物質の溜まりが成長した。
- (5) 200 - 224分：非常用炉心冷却系 (ECCS) から高圧注入系 (HPI) の冷却水が（訳者注、200-217分の間）注入され、上部デブリベッドの急冷、冷却が行われた。溶融固化領域は温度上昇し、成長し続けた。
- (6) 224 - 226分：溶融領域を囲み支えていたクラストが壊れた。溶融炉心物質が炉心から上部炉心支持構造物 (CSA)、下部 CSA、及び下部プレナムへ流れた。バッフル板が溶融した。原子炉容器底部が熱的に侵食された可能性がある。下部プレナムデブリベッドが形成された。

- (7) 226分 - 15.5時間：原子炉容器底部の加熱とクリープの可能性はある。下部プレナムデブリベッドが急冷され、冷却された。一次冷却系の強制循環冷却が再開された。

これらの時間帯におけるシステム挙動と炉心損傷の進行については以下の各節で詳細に論じる。

3.1 冷却材の喪失（0 - 100分）

事故は、蒸気発生器への給水喪失から始まった。その結果、一次系圧力が上昇して加圧器のパイロット弁付き圧力逃がし弁（PORV）が開き、原子炉はスクラムした。一次系圧力が低下したが、PORVの閉止は失敗した。原子炉運転員達は加圧器水位を誤認し（彼らはデータから、原子炉一次系がほとんど満水であると考えた）、非常用炉心冷却系（注水）を低減したが、その時冷却材は PORV から流出し続けていた。ECCS制限条件下の小口径破断冷却材喪失事故が進行していた。一次系の保有水量が低下し、燃料内では崩壊熱による発熱が続いていたので、冷却材のボイド率は相当上昇し、その後の1時間で冷却材ポンプがキャビテーションのために極端な振動を起こした。約73分に Bループの2台のポンプが停止され、この結果 Bループの流れが停滞し、Bループ蒸気発生器で除熱できなくなった。事故開始から約100分後にはAループの両ポンプが停止され、炉心の強制循環冷却は終了した。100分以前には二相強制循環流が炉心を流れていたため、炉心は温度上昇しなかった。100分のポンプ停止後、原子炉一次系内では蒸気と水の分離が生じ、原子炉容器頂部や一次系配管内の液体が原子炉容器内に溜まった。最終的な、ポンプ停止直後における原子炉容器内の水位は、炉心上端の近傍にあったと評価されている⁹。（事故に進展したプラント状態、及び原子炉システムの熱流体挙動についての更に詳しい検討は参考文献10に示されている。ここでは簡単な記述にとどめる。我々は、100分以後に決定的な炉心露出を生じさせるに至った主な事象の経過に焦点を絞りたいからである。）

3.2 初期炉心損傷（100 - 174分）

原子炉容器内の水位は100分後から減少したが、これは一次系への補給水量が不十分で、PORVからの冷却材流出量を補うことができなかったからである。炉心露出は100分直後に開始し、炉心上端の温度が上昇開始した。炉心水位と線源モニタ（SRM）¹¹挙動の関係を調べた研究によると、図7に示すように、約140分までに水位はほぼ炉心中心部へ低下していたことが分かる。炉心上部は、燃料棒被覆管の膨れや破裂が生じる温度（1100-1200K）まで過熱していたであろう。この被覆管破裂とガス状FP放出は、格納容器内放射線レベルが139分から顕著な増加を示したことで実証された（参考文献10）。ほとんど同じ頃、原子炉運転員達は冷却材が故障したPORVから流出していることに気がつき、手動でPORV上流側の閉止弁を閉めたので一時的に冷却材喪失とガス状FPの格納容器内への放出が停

止された。

炉心内の自己出力型中性子検出器 (SPNDs) と上昇していた原子炉一次系圧力のデータにより、156-165 分の間に炉心温度は上昇し続けていたことが分かる。いくつか取りだした SPND の出力電流はチャート上に記録されたが、この時間帯に 1-1.5 A レベルに増加していた。比較のために言うと、全出力運転時の SPND 電流は 0.8-1 A である。苛酷事故条件下での TMI-2 型 SPND 試験によると、高い正の電流値は 1500 K 以上の炉心温度を示すものであることが分かった。ここから 150-165 分における炉心最高温度は少なくとも 1500 K に達していたであろうと推定される。炉心の冷却水は図 7 に示すように、165 分までに 1 m 以下に低下していたであろう。この水位低下は、炉心損傷を半径方向だけでなく下方に広げる結果をもたらしたであろう。

図 6 に示すように、原子炉一次系圧力は 150-174 分の間に約 5.5 MPa 上昇した。この圧力上昇は主として炉心損傷の進行によって生じたものであった。1500 K 以上の温度におけるジルカロイ被覆管の酸化は激しいものであり、相当量の水素を発生させて蒸気発生器における二次系への伝熱低下をもたらし、また、制御棒と燃料棒被覆管の融点以上の温度まで炉心を急速に加熱したものであろう。この時間帯における急激な原子炉一次系圧力上昇の主たる原因は一次系から二次系への伝熱量低下であるが、併せて炉心内における急激な温度上昇と、溶融炉心物質の冷却時における気液界面での多量の蒸気発生とが圧力上昇に寄与した。

図 8 と図 9 に、150-160 分の想定炉心状態と、一時的な 2B ポンプ運転直前である約 174 分におけるそれとを示す。炉心温度は急激に上昇しこの時点で炉心に存在した諸物質の溶融及び共晶反応によって下部支持クラストが形成されたものであろう (図 8, 9)。Ni-Zr 共晶は、インコネル製のグリッドスペーサとジルカロイ被覆管の相互作用の結果生じた、炉心中央部で最初の液体であったであろう。ステンレス鋼製の制御棒被覆材は、温度が約 1700 K を越えたら直ちに溶融し、制御棒材料の Ag-In-Cd (融点は 1100K) の溶融物を放出し、Ni-Zr 共晶とともに気液界面に流入したであろう。ステンレス鋼製の制御棒被覆材が、インコネル-ジルコニウム共晶点からの溶融ジルカロイとの相互作用によって破られた場合もあるかもしれない。溶融した銀と鉄は、ジルカロイと比較的低温で共晶体を形成する。このように、この溶融金属混合物もまたおそらく相当量のジルコニウムを含んでいたであろうし、気液界面に流下して凝固し、燃料棒間の流路を塞いだのであろう。下部クラスト試料の分析により、クラストは燃料ペレットコラムを囲む Zr-Ag-In-Fe-Ni の金属混合物であることが分かった (図 3 参照)。ジルカロイ被覆管の酸化継続により燃料棒温度は急激に上昇し被覆管の溶融に至ったが、この温度は酸素量に依存して 2125-2245 K の間にあり、そしてついに燃料の溶融に至ったものであろう。溶融ジルカロイは UO_2 燃料を溶解し、こうして金属性ウランを溶融物中に混入させたのであろう。

ジルカロイの酸化、炉心の金属性構造物の溶融、 UO_2 の溶解、および溶融物質が下方ヘリロケーションし、気液界面かその近傍で凝固して冷却材流路を塞いだ過程は、事故のこの時期を通して進行したものであろう。このプロセスは炉心外周に向かってゆっくり進行したと推定されるが、174分頃までには、ほぼ完全に炉心中央部の流路が閉塞されていたであろう。R7燃料集合体の SPNDs は炉心外周近傍で炉心損傷が進行していた証拠を与えている。炉心の中心位置断面近傍では、SPNDs が約 170分に警報（負側のスケールオーバー）を出し、局所温度が 850 K（参考文献12）を超えたことを示した（この推測を支持する別の証拠については後に示す）。下部クラストのボウル状の形状、則ちるつぼは、流路閉塞で炉心外周部に流れを変えられた蒸気流によるものかもしれない。炉心外周部への蒸気流路変更は蒸気流量を増加させるので、損傷領域の外周での熱伝達も増加させる。このことは、図 8と 9に示すように、下方ヘリロケーションする溶融物を水位上方の位置で凝固させる役割をはたした。下部クラスト形状に関する第 2の説明は、炉心外周部近傍の温度は、主として崩壊熱で支配されていたことである。これは、参考文献13で想定されていることであるが、炉心損傷が半径方向に、外周の低出力領域に向かって進行する場合には、金属性溶融物の凝固等温線の位置は高くなっていったであろう。下部クラストの上方には、金属性溶融物とセラミック状溶融物の一つの領域が（少なくとも一部分では）形成された。炉心加熱計算^{14, 15}によると、この固化炉心物質領域内の最高温度は燃料の融点(3100 K)に達したかもしれないし、平均温度はおそらく 2600-2800 Kの間にあつたろうと指摘されている。

クラスト底部の下にある、損傷していない切り株状の燃料棒（図 1参照）は、冷却材水位が事故過程のいかなる重大な時期においても 0.5 m以下には低下しなかったことを示した。炉心中央部の切り株状燃料体の上端位置は、図 7では斜線部で示されている。これらのデータは SRMデータから推測した最低水位に一致する。炉心底部を浸していた冷却水により、支持していた下部クラストの冷却が確保されたであろうし、おそらく事故過程を通して構造的に安定な状態が保障されたものである。

100-174分の初期炉心過熱時における揮発性 FP 放出の支配的メカニズムは燃料母材中のガス状 FP の拡散であり、これは燃料が金属性ジルカロイによって液状化されるまで続いた。その拡散性放出量の大きさは、変化する炉心温度を考慮して、修正 Booth拡散モデルにより計算された¹⁶。物質の諸性質と炉心温度履歴とを変えた感度計算によると、揮発性FP（クリプトン、キセノン、セシウム）の拡散放出量は 0-45% までであった。炉心内の一部では全量放出も有り得た。加熱過程において FP 放出に関わる他の要因には、燃料酸化とバーンアップがある。しかし、TMI-2 炉心のバーンアップは低いし、デブリ試料の燃料酸化も限定されているので、これらの影響は炉心温度の不確かさに比べると大して重要でないものと考えられる。

TMI-2 炉心のような低バーンアップ燃料における燃料粒界の液化は、FP ガスやヨウ素、

セシウムの放出量を増加させるかもしれない。しかしPetti¹⁶らは、この影響によってFP放出量が大きくは変化しないと仮定し、また、その影響はBoothモデルの拡散係数を変えた感度計算の範囲内に収まると仮定した。

3.3 一時的なBループポンプ運転（174 - 180分）

2B冷却材ポンプを約174分に起動したことにより、Aループポンプを約100分に停止して以来最初の、重要な原子炉容器内への冷却材補給が行われた。2Bポンプは約19分間運転された。しかしBループ高温側配管では、わずかに最初の15秒間だけ相当量の流れが測定されただけであった。およそ28 m³ (1000 ft³)の冷却水が原子炉容器内へ送られたものと考えられる。原子炉一次系はこのポンプ運転の結果、図6に示すように再び急激に加圧された。前に論議したようにこの再加圧は、おそらく主として炉心上半分における金属性ジルカロイの急激な酸化と、付随して発生した水素によるBループ蒸気発生器での伝熱量低下によるものであったろう。

炉心上半分に残っていた酸化燃料棒（図9）は、部分的な急冷却により熱的、機械的荷重を受け、酸化被覆管と燃料ペレットの破砕片となり上部デブリベッドを形成したものと考えられる。このポンプ運転直後における炉心想定図を図10に示す。

一時的な2Bポンプ運転時における原子炉炉心への冷却材流れは、いくつかの外周部燃料集合体の上方にある炉心出口温度計の冷却によって検出された。冷却を示したそれらの熱電対を図11に示す。炉心中心部の熱電対リード線は溶融して別な場所、おそらく固化領域の下部支持クラスト内に新しい接点を形成していたであろう。再形成された熱電対接点は通常、接点場所の温度を妥当な精度¹⁸で表示するものであり、決して炉心中央部の熱電対が冷却状態を示したのではない。このように、それらはおそらく固化物質内に埋まっており、一時的な2Bポンプ運転によって生じた急激な急冷からは熱的に遮断されていたであろう。

図11に示す急冷した熱電対位置は、事故後に確認された固化領域の境界に一致した。このことから、炉心物質の溶融、破砕、リロケーション及び凝固による固化した塊の形成が174分以内に基本的に完了したことを示している。その固化した塊の形成時期及び範囲は、R7燃料集合体の炉心中央部SPNDs応答に一致している。

原子炉容器内への冷却材注入はSRMで測定された中性子計数率の大幅な減少によっても実証された。しかしそのSRM計数率は、冷却水で満たされた健全な状態の炉心における公称計数率より相当程度高いものであった。解析¹¹によれば、この時期における最小計数率測定値とSRMの公称計数率との差は、図10に示すような炉心物質の想定形状変化に起因するものである。

図 2に示す上部グリッド下面の特定部分での酸化、溶融、熱的侵食と、図 1に示すように炉心上方にある上部プレナム構造材には明確な損傷がないこととは、相当量の燃料溶融が生じた苛酷事故において、通過した高温ガスの自然対流の状態を考えると直感的には矛盾するものである。初期の TMI-2事故解析¹⁹では、このような苛酷事故の炉心を通じた自然対流によって上部プレナム構造物は著しく溶融しているであろうと指摘していた。制御棒駆動部リードスクリューから採取した試料の金相試験³によれば、グリッド板上方の構造物温度は、炉心中心部では約 1200 K に達し、炉心外周部では約 1000 K、高温側配管の高さにおいては全体的に約 700 Kであった。これらのデータは、炉心と上部プレナムに限定した、単一の軸対象対流領域の存在と一致するものである。このように炉心の蓄積エネルギーは、効率的には上部プレナム構造物に伝達されなかった。

一時的な2Bポンプ運転中における原子炉一次系の熱流体解析¹⁷は、一次系圧力の再加圧と上部グリッド下面の損傷に妥当な説明を与えている。炉心から一次系と二次系の冷却材に伝達された全エネルギー量は、再加圧の短い時間に十分伝達されうる炉心内潜熱量に比べてはるかに大きなものであることが確定された。付加的なエネルギーはおそらくジルカロイ酸化で生じたであろう。則ち、事故過程における全発熱エンタルピー生成量の約 30%に匹敵するエネルギー伝達が、一時的な2Bポンプ運転中に生じた。最も確からしいのは、この酸化が炉心上半分でデブリベッドが形成されるときに生じたということである。この仮定によれば、一時的なポンプ運転中にデブリベッドは急冷されなかったであろう。

上部グリッドの可視検査によると、炉心から急激に上昇した高温の蒸気と水素が損傷を生じさせたことは疑いない。通常これらの高温ガスの流路は、自然に流動抵抗の最小となる部分を通るものである。上部プレナムシリンダの流路孔配置からは、最小流動抵抗の流路は炉心から上部プレナムの北部及び南部へ向かうものであった。このことから、大部分の流れはプレナムシリンダ上部にある大きな流路孔を通ったものであり、出口ノズルから高温側配管へ直接向かったのではないであろう。この流れ評価がプレナム構造物の加熱計算の根拠となった。炉心から上部プレナムへの流量は蒸気発生速度によって決定され、一次系の圧力変化によって抑制されること、及び上部炉心デブリ粒子が到達した平均的最高温度(2000 K)がガスの温度であったと仮定すると、計算結果から、上部グリッド底面付近の薄肉構造物は溶融し、相対的に厚肉な構造材は部分的に侵食されたであろうと思われる。これらの結果は観察された損傷に一致する。

炉心上部デブリから放出された FP の測定値は、前章で論じたように、燃料粒子から拡散で放出される計算値より概していくらか高いものであった。デブリ粒子は広範囲にわたり粒界割れを受けており、おそらくその時期は、一時的に2Bポンプを運転²⁰してデブリベッドが形成された時であろう。急激な再冠水過程における燃料の破碎は、粒界²¹に拘束されていた FP 放出の促進に寄与し、それは PBF (出力逸走試験施設)における苛酷燃料損傷予備試験²²で観察された。それで上部デブリベッドの燃料から FP を放出する 2段階の

プロセスが想定されている。則ち、第一は、ガス状及び揮発性 FP の粒界への拡散放出であり、次が粒界に蓄積していた FP が放出される燃料破砕である。

3.4 損傷炉心の加熱過程 (180 - 200分)

この時間帯に、損傷炉心の崩壊熱により炉心の流体は沸騰し、原子炉容器内の保有水量が減少した。200分における炉心下端からの水位は2mほどであった(参考文献23)。水位の低下は外周部にある炉内熱電対の再加熱によって実証されたが、同時にSRM応答が増加し174分に記録したレベルを超えた。192-197分の原子炉一次系内蒸気発生量の評価によると、炉心での伝熱量は崩壊熱公称値より少ないものであり、従ってこの時間帯に炉心が温度上昇し続けたことを示す計測結果にも一致した。

仮に原子炉容器内が冷却水で満たされたとしても、固化炉心物質(特にセラミック)の温度伝導率が低く、その固化領域の相対的な大きさも手伝って、その内部の冷却は阻害されたであろう。損傷炉心の加熱計算から、固化領域の中央に溶融物質の溜まり(プール)が形成され、この時間帯¹⁵に増大したことが示されている。

3.5 損傷炉心の加熱過程 (200 から 224分)

200分にHPIシステム(高圧注入系)が作動し、非常用炉心冷却水は以後17分間注入された。一次系圧力と温度データ^{23, 24}の解析から、原子炉容器は約207分までに冷却水で再冠水されたことがわかる。一次系圧力が低下するにつれて、加圧器内にあった相当量の冷却水が流下し原子炉容器内の保有水量に加わった。

非常用炉心冷却水が原子炉容器内を満たすにつれて冷却水は上部デブリベッドに浸透し、ついにはそれらを急冷した。デブリベッドの重量や初期温度、デブリベッド試験データから得た粒子サイズ分布の評価をもとにしたKuan²⁵の計算によると、デブリベッドは冷却可能であった。則ち、内部の発熱量はドライアウト熱流束より低かった。デブリベッドの冷却と急冷には約25分かかったと評価された。こうしてデブリベッドの最終急冷時刻は約230分に生じたものと評価されている。

この時間帯でも固化領域は、たとえ原子炉容器が冷却水¹⁵で満たされたとしても、引き続き温度上昇していたであろう。この結論は、200-217分における一次系蒸気発生速度と上部デブリベッドが著しく冷却された結果によっても支持される。その蒸気発生速度は、炉心全体の崩壊熱が冷却水²⁴に伝達された場合の発生量より少ないものであった。固化領域の加熱計算¹⁵によると、174分に一時的に2Bポンプが運転された時、仮に固化領域の15から25%が既に溶融していたならば、224分には全固化領域が溶融していたことになることがわかる。このことから、約224-226分(3.6節参照)に炉心物質の下部プレナムへ

のリロケーションが発生する直前である、224 分の想定炉心形状を図12に示す。大部分の炉心固化物質は既に溶融して温度上昇し続けており、冷却水は炉心を冠水しており、上部デブリベッドは既に、あるいはほとんど急冷していたものと推定される。

事故のこの段階における FP 放出挙動を支配したのは、おそらく溶融コリウムの熱的及び流体力学的挙動と、FPの揮発性、更に気泡形成と合体、移動に関する力学¹⁶であったろう。計算によると、揮発性 FP の放出はおそらく速かった(約 5分)であろうが、それは小さいガス気泡が合体して大きな浮力を持つ気泡を形成し、溶融コリウム内部を対流によって上昇したからである。これらの大きなガス気泡はクラストが破碎するまで内部に閉じこめられていたであろう。中程度及び低揮発性の FP は、溶融物内部で酸化物、あるいは金属相の形で残るものと評価された。蒸気圧が低くモル分率が低い物質は、溶融物質の中からほとんど放出されないと考えられる。

3.6 クラスト破碎と下部プレナムへのリロケーション (224 - 226分)

20トンもの溶融コリウムが原子炉容器下部プレナムにリロケーションしたのは、原子炉スクラムから約 224分後であった。計測した SRM計数率や原子炉一次系圧力、低温側配管温度、炉内 SPNDsは、全てこの時刻に急激な(1分程度の)大量な炉心物質のリロケーションがあったことを示している。SRM と一次系圧力及び低温側配管温度の記録を図13に一緒に示す。

SRM の応答は炉心形状変化を直接表示するものである。SRM は炉心からの中性子漏洩量を計測するものであるが、この量は中性子減速材や毒物の効果だけでなく、炉心形状に比例するものである。中性子計算²⁶によると、SRM 応答は下部プレナムにある燃料インベントリに対して非常に感度がよいが、これは中性子が下部プレナムから SRMに、直接、遮蔽なしでストリーミングする経路があるためである。SRM 応答の解析¹¹では、12トンの炉心物質が下部プレナムにリロケーションすると 224-226分に見られた SRM出力上昇(図13)が生じることを指摘している。このことは現在、原子炉容器底部¹に 15-20トンの炉心物質が横たわっている事実と一致するものである。

図13に示す低温側配管温度も 224-226 分に急激に上昇したが、これは SRM応答にみられる突然の増加に対応している。A ループ低温側配管温度は最高値まで 20 秒以内で上昇したが、B ループでは約 1分で上昇した。低温側配管におけるこの急激な温度上昇は、おそらく下部プレナムで生成された蒸気流によるものであった。一次系圧力は 223.5-225.5分に約 1.8 MPa (260 psi)上昇した。この上昇もまた、おそらくこの限定された時間帯で急激に発生した蒸気量によるものであった。急激な蒸気生成は溶融炉心物質から冷却水への伝熱の結果生じたものである。記録されたデータや事故後の炉心状態からは、ほとんど満水状態にあった原子炉容器の下部プレナムに何トンもの溶融コリウムがリロケーションし

た時、大規模な蒸気爆発が発生したことを示唆するデータは一つもない。

溶融炉心物質が炉心支持構造物と原子炉容器底部にリロケーションした時刻の想定炉心形状を図14に示す。クラストの破碎は、原子炉容器の南東部、炉心外周近傍の固化領域上半分で生じ、物質は明らかに上部炉心支持構造物と外周部燃料集合体の両方を通して下部プレナムに流下した。

20トンもの溶融コリウムが下部プレナムにリロケーションしたことは、いくつかの問題を提起する。

1. 原子炉容器がほとんど冷却水で満たされている場合に、炉心下部領域において溶融コリウムの溜まりはどの程度の大きさを形成し得るものか、また、この溜まりの長期的（リロケーション前後を含む）熱的特性はどのようなものであるのか？
2. クラストはどのように破碎したのか？
3. 溶融コリウムが炉心から下部プレナムにリロケーションした「主たる」経路はどこか？
4. 炉心バフフル板が溶融したのは何によってか？
5. 溶融燃料と冷却材の相互作用は大規模なものであったか？
6. 原子炉容器底部と計装構造物に、もし損傷があったとすれば、それはどの程度であったか、また損傷を支配したものは何か？

これらの問題は、現実に可能な範囲において、DOE（エネルギー省）の TMI-2 研究計画の一部に位置づけられた。これらの解析結果は以下の通りである。

前に想定したように、固化炉心物質の領域は 174分までに炉心下部に形成されていたし、原子炉容器は一時的な2Bポンプ運転の後、ほぼ満水状態であった。Moore らの熱解析¹⁵によれば、この炉心物質の固化領域は、その中央部ではどこでも約50分以内に溶融し得たことが示されている。固化領域からの伝熱は固体のセラミック物質（この熱伝導率は低い）の熱伝導によって支配されたので、中央部の溶融炉心を囲み支持しているクラスト層は比較的薄いものであることがわかる。しかし、226分に15-20トンの溶融物質が急速に（1-2分で）下部プレナムにリロケーションし得るだけの十分な溶融コリウムがあるためには、一時的なポンプ運転時に15-25%の炉心物質が溶融していることが必要であった。

226分の支持クラスト破碎について2つのメカニズムが想定された。溶融溜まりの加熱

継続が支持クラストの溶融をもたらした。一組の初期条件と境界条件を考慮した熱解析¹⁵が実施され、支持クラストの定常状態における厚さは、底部で 6-10 cm、上部ではわずかに 1 cm 程度であったことが示された。溶融溜まりからの伝熱は主として上部クラストから生じたが、これは底部に比べて薄い上部クラスト厚さを考慮したものである。計算された定常状態のクラスト厚さは、コアボア試料²⁷から得られたクラスト厚さと一致する。その 1cm 厚さのクラストはおそらく上部に載っているデブリの重量によって破碎したであろう。

想定された第 2 のクラスト破碎メカニズムは、原子炉一次系の減圧の結果として溶融溜まりを囲んでいたクラストが破れたというものである。炉心物質のリロケーション直前である 220 分に加圧器閉止弁が開けられ、一次系圧力は 220 から 224 分にかけて 0.5 MPa (70 psi) 低下した。この一次系の減圧がクラストにかかる圧力を増加させ、クラストを破ったものであるが、この場合には勿論、クラストは連続体で凝集力のある構造物と仮定されている。

燃料取り出し過程に行われた可視観察で、上部炉心支持構造物の一部であるコアフォーマ板ばかりでなく、外周の燃料集合体 4 体を通して溶融コリウムが下部プレナムに流下したことが明らかになった。溶融コリウム流下に関する流動解析^{28, 29}によると、15-20 トンの溶融コリウムは、どちらの経路を通っても 1-2 分で下部プレナムにリロケーションできたことが示されている。それゆえ、炉心バッフル板が溶融するのに要した時間は主たるリロケーション経路を明らかにする支配的因子である。熱解析²⁸によると、厳密に熱伝導支配の伝熱を仮定したバッフル板溶融は、約 5 分の時間で可能であることが示された。複数の計算²⁹はまた、ステンレス製のバッフル板が過熱した溶融コリウムのジェットに当たって溶融する場合も示した。これらの計算は、融点の 2800 K より 200-300K 高い温度の溶融コリウムが 5-10cm 直径のジェットである時、バッフル板は 3-26 秒で溶融貫通することを示している。バッフル板の溶融貫通に先立って、3-9 トンのコリウムが外周燃料集合体を通して下部プレナムへリロケーションした事もありうる。熱伝導支配のバッフル板溶融貫通がクラスト周囲の破碎を引き起こしたものでないとするなら、工学的解析から、バッフル板の溶融は流れによって、則ち溶融コリウムのジェットによって生じたものであること、また、溶融コリウム流れの大部分は、たかだか 4 体の外周燃料集合体を通して下部プレナムへ流下したものであることが示されている。

炉心リロケーションに関連したもう一つの重要な課題は、溶融コリウムと原子炉容器内冷却水との相互作用である。溶融コリウム流れの離散の解析は、溶融炉心物質³⁰流れの外表面を伝わる表面張力波 (capillary wave) 則ち、さざ波の成長と離散によって行われた。この解析によると、溶融炉心物質と相互作用する流体の密度が増加すれば、流れの離散は速くなることが示されている。周囲を囲んでいる冷却材がもし蒸気ならば、リロケーション時に生じた炉心物質の流量の計算値に対して、解析は、炉心から下部プレナムまでの移動距離において溶融物の流れは離散しないであろうと指摘している。そのかわり、リロケ

ーション中の流れは比較的变化を受けず、溶融物の流れは原子炉容器壁にぶつかり、容器底部に熱的侵食をもたらしたであろうと考えられる。しかし、ジェット周りの冷却水のサブクール度が仮に 80 K であるとする、ジェットに接する蒸気層はきわめて薄く、有効な流体密度はサブクール水の密度であったであろう。この場合には、大部分の溶融物流れは原子炉容器プレナムに達する前に破碎したデブリに変化しているであろう。下部プレナム¹には微粒子と溶融固化デブリの大きな塊の両方が観察された。これらの予測は、限定された溶融物と水との相互作用の実験データによって、ある程度確証されている。則ち、溶融物流れが微粒子デブリに碎片化する傾向は、水のサブクール度³¹が増加すると増えることである。

原子炉容器底部がリロケーション時に溶融コリウムによって熱的な侵食を受ける可能性についても評価³²された。溶融コリウムの流れが底部に衝突する影響について二つのケースが検討された。第一の場合、比較的弱い流れあるいはジェットを仮定し、底部への伝熱は熱伝導で支配されるものとした。これらの条件下では、セラミック状物質のクラストが底部の内壁面に形成されたであろう。このクラストは防護層となり、底部の熱的侵食が妨げられたであろう。乱流ジェットの場合には、対照的に対流支配の伝熱になり、低温壁と高温流体の間にできる防護クラストは連続的に境界面から取り除かれたであろう。容器壁の溶融は 75 秒間に約 1 cm と予測された。この予測は、支配的な伝熱メカニズムと現象に見通しを得るための限界条件計算を意図したものである。このように原子炉容器底部の著しい熱的侵食は予測されなかったが（底部壁厚さは約 12.7 cm である）、底部と計装貫通部は下部プレナムの燃料取り出しが実施される際に、P5, P6, R6 及び R7 燃料集合体下方で目視による検査がおこなわれるべきである。

溶融コリウムのリロケーション過程における揮発性 FP 放出は、おそらく、主として下部炉心支持構造物と下部プレナムを溶融物流れが通過する際の離散と碎片化によって、また、溶融コリウムの温度、FP 濃度と化学種、及び蒸気雰囲気中での高い酸化ポテンシャルによるものであったろう。炉心中央部の固化領域と下部プレナムのデブリから取ったセラミック試料の試験結果³³から、アンチモンとルテニウムは溶融金属状デブリに集中していたし、ヨウ素とセシウムは共に、ある程度、溶融固化セラミック状デブリ (U,Zr)O₂ に含まれていたことがわかっている。

3.7 原子炉一次系回復期 (226分 - 15.5 時間)

溶融コリウム (セラミックと金属) は急激に原子炉容器底部に落ちてとどまり、おそらくリロケーション時に冷却水によってはあまり冷却されなかったであろう。図 6 に示される 224-240 分の一次系圧力急上昇は、デブリベッド内の伝熱と蒸気発生が少なくとも 15 分間にわたり著しかったことを意味している。デブリ内に新たに形成されたであろう熱電対接点は、デブリ内が 3 日間にわたり 1000 K 以上であったことを示している (参考文献

34)。これらの高温と一次系高圧力により、原子炉容器底部の構造健全性が挑戦を受けたかも知れない。しかし底部は決して破れなかった。図15に示すリロケーション後のSRM応答によると、一定量の炉心物質、おそらく炉心中央部固化領域からの溶融コリウムであろうが、それが上部炉心支持構造物内、則ちコアフォーマ領域に230分から15.5時間にかけてリロケーションしたかもしれないことを示している。原子炉スクラムから15.5時間後にAループ冷却材ポンプの一つが運転再開したことにより、炉心を通る冷却材の強制循環が復活した。

原子炉容器底部の長期的な熱変化に関する解析³⁵によると、仮に溶融コリウムが凝集性のある、多孔質でない構造物として底部に留まったとすれば、底部の温度は1100 Kを超えたかも知れないことが示唆されている。もし底部の平均温度が1100 K以上であったとすると、構造物はクリープ破壊³⁶によって壊れたかも知れない。しかし底部は壊れなかった。従って、構造物の平均温度はおそらく1100 Kを超えなかったといえるし、底部上に載っているデブリは相当程度に多孔質であったはずであり、それにより少なくとも底部とデブリベッド境界に沿って急冷が生じたはずである。原子炉容器底部の熱的機械的応答に関する計算が、デブリベッド形状としての可能な限界設定、及び20分間のトップダウン急冷を仮定して実施された(参考文献 35, 36)。これらの計算により、底部では熱応力が支配的であり、一定の限界歪が構造物外側領域で発生したかも知れないといえる。下部プレナムデブリの実際の形状が、原子炉容器底部への挑戦、及び「安全裕度」を(より正確に)評価するために、必要とされている。しかし、この解析から我々は、原子炉容器底部内壁面の冷却が約30分以内に再び可能になったにちがいないと結論づけている。そうでなければ、おそらく底部のクリープ破壊が生じたであろう。この比較的単純な解析で容器温度の上限が設定されるのは事実であるものの、そのことは、原子炉容器底部の健全性に挑戦したであろうと考えられる熱的機械的過程に対しては、わずかしか見通しを与えないものである。

この時期に、原子炉一次系循環流を確立することを意図して加圧器の閉止弁を繰り返し操作したが、結果として相当量の一次系冷却材が格納容器建屋に移動した。図16にPORVから流出した冷却材量の計算結果³⁷を示す。一次系から格納容器へ移動した冷却水の大部分は224分の大きな炉心リロケーション以後に生じたものである。燃料から放出され226分の時点で一次系構造物に沈澱していたFPは、226分から15.5時間にかけて格納容器内に輸送されたが、勿論、それらのFPが水溶性の場合である。⁹⁰Srが燃料から浸出したのは、事故³⁸の後相当期間に亘ってであることを示す証拠がある。

4. 結論

TMI-2 事故は、歴史的に認可運転期間中を対象に考えられてきた、設計基準事故で想定

された場合をはるかに超える、苛酷な燃料損傷を引き起こした。全体としてここに示した事故シナリオは、それぞれのソースからのデータと一致するものである。則ち、それらはオンライン計装と運転日誌、原子炉容器からの燃料取り出し期間における可視観察、物質試料の物理的及び金相写真法や放射化学的試験、更に、苛酷事故とソースターム実験である。原子炉スクラムを起点とする事故開始から、スクラム後約 15.5 時間に A ループ冷却材ポンプの 1 台を運転再開して冷却材流れを確立するまでの時間帯に対して、事故過程の炉心と原子炉一次系に関する大部分の熱流体挙動の様相が評価された。TMI-2 事故は、炉心溶融の進行とその「後期」の FP 挙動とを支配する現象と過程について、価値ある見通しを提供するものである。炉心溶融の進行と FP 挙動を全体的に理解する上で、TMI-2 事故が著しく貢献する個別の分野は次のものである。

1. 大きな、固化した炉心物質の塊の形成、及び結果として生じる構造物／複合体
2. ジルカロイ被覆管とステンレス鋼構造物の酸化
3. 原子炉炉心における広範囲の流路閉塞
4. 碎片化した炉心物質の大きなデブリベッドの形成及び急冷
5. 溶融コリウムを囲み支持しているクラストの破碎、溶融コリウムのリロケーション力学、及び溶融コリウムと冷却水、原子炉容器内部構造物、容器底部との相互作用
6. 多量の溶融コリウムが衝突した際の原子炉容器底部の熱的、機械的応答
7. 多量の溶融コリウムの長期に亘る冷却及び凝固
8. 燃料構成物質（則ち UO_2 , $(U, Zr)O_2$ ）からの FP 放出とその一次系配管及び冷却水中での保持

加えて、TMI-2 研究で得られたデータは、苛酷事故とソースタームの技術的問題を解くベンチマークを提供する。総合効果実験で期待されたり、あるいは必要とされる不確かさの程度で、事故の全ての様相が定量化されているわけではないが、TMI-2 事故だけが、技術的課題を解決する場合の実規模で、実時間の苛酷事故「実験」に関するデータソースとなるものである。原子炉容器底部に対する大規模な熱的、機械的挑戦を含む事故の進行は、その期間と物理的大きさの両方において、現存あるいは計画中的の実験をはるかに凌ぐものである。TMI-2 研究結果の最初の技術的問題への応用は、経済協力開発機構(OECD)／原子力施設安全委員会(CSNI)の解析標準問題であり、それは SCDAP/RELAP5 の実証計算¹⁴を含む苛酷事故解析コードと解析手法とを評価するものである。

原子炉容器底部が破壊する前にTMI-2 事故が終息したことは、苛酷事故が冷却水によって終息できるし、原子炉容器内に限定できることを実証したものである。事実この事故は、オンライン安全系から供給可能な、ごくわずかな冷却材流れによって、50 %程度の炉心溶融の後でさえも事故を拘束できることを示している。更に、オンラインプラント計測についての事故後評価によって、原子炉運転員をプラントと炉心の状態について訓練することができる、有用な情報が計測応答から提供され得たことが示されている。そのような訓練

は、事故が発生した場合に迅速かつ確実にプラントを復旧させる上で、適切な運転操作を実施することに役立つであろう。将来の事故管理計画と戦略では、正常なオンライン計測が苛酷事故条件下で示すと予想される応答を考慮に入れるべきである。

DOE（エネルギー省）の TMI-2 研究計画を通して、全ての主要な炉心構造物を説明するために、炉心物質インベントリが決定された。則ち、事故後のプラント内 FP 分布が決定された（そして決定精度の範囲内において、大部分の初期 FP は説明されている）。また、事故の包括的、統一的理解ができた。更に、苛酷事故解析コードと方法論を評価するための TMI-2 事故標準問題解析は現在進行中である。これらの DOE 研究結果の活用はまだ始まったばかりであり、原子炉容器底部試料の試験は、OECD と米国原子力規制委員会による協力研究計画の後援のもとで完了するであろう。このように、TMI-2 事故は原子炉安全性に新たな見通しを提供し続けるものである。

（鈴木）

参考文献

1. J. P. ADAMS et al., "TMI-2 Lower Plenum Video Data Summary," EGG-TMI-7429, EG&G Idaho, Inc. (July 1987).
2. E. TOLMAN et al., "TMI-2 Accident Evaluation Program," EGG-TMI-7048, EG&G Idaho, Inc. (Feb. 1986).
3. K. VINJAMURI et al., "Examination of H8 and B8 Leadscrews from Three Mile Island Unit 2," GEND-INF-052, EG&G Idaho, Inc. (Sep. 1985).
4. L. BELLER and H. BROWN, "Design and Operation of the Core Topography Data Acquisition System for TMI-2," GEND-INF-012, EG&G Idaho, Inc. (May 1984).
5. D. W. AKERS et al., "TMI Core Debris Grab Samples—Examination and Analysis," GEND-INF-075, EG&G Idaho, Inc. (Sep. 1986).
6. E. TOLMAN et al., "TMI-2 Core Bore Acquisition Summary Report," EGG-TMI-7385 (Rev. 1), EG&G Idaho, Inc. (Feb. 1987).
7. C. S. OLSEN, S. M. JENSEN, E. R. CARLSON, and B. A. COOK, "Materials Interactions and Temperatures in the Three Mile Island Unit 2 Core," *Nucl. Technol.*, **87**, 57 (1989).
8. D. W. AKERS and R. K. McCARDELL, "Core Materials Inventory and Behavior," *Nucl. Technol.*, **87**, 214 (1989).
9. "Interpretation of TMI-2 Instrument Data," NSAC/28, Nuclear Safety Analysis Center, Electric Power Research Institute (Mar. 1980).
10. "Analysis of Three Mile Island-Unit 2 Accident," NSAC-80-1 (NSAC-1 Revised), Nuclear Safety Analysis Center, Electric Power Research Institute (Mar. 1980).
11. H. WU et al., "Analysis of the TMI-2 Source Range Monitor During the TMI Accident," Pennsylvania State University (June 1987).
12. D. J. N. TAYLOR, "TMI SPND Interpretation," *Proc. 1st Int. Information Mtg. TMI-2 Accident*, Germantown, Maryland, October 1985, CONF-8510166.
13. M. EPSTEIN et al., "Contributions to TMI-2 Accident Scenario Research," FAI/88-47, Fauske & Associates, Inc. (Aug. 1988).
14. D. W. GOLDEN, N. OHNISHI, and A. TAKIZAWA, "SCDAP/RELAP5 Simulation of the Three Mile Island Unit 2 Accident," *Nucl. Technol.*, **87** (1989).
15. R. L. MOORE, D. W. GOLDEN, and E. L. TOLMAN, "Three Mile Island Unit 2 Degraded Core Heatup and Cooldown Analysis," *Nucl. Technol.*, **87** (1989).
16. D. A. PETTI, J. P. ADAMS, J. L. ANDERSON, and R. R. HOBBINS, "Analysis of Fission Product Release Behavior from the Three Mile Island Unit 2 Core," *Nucl. Technol.*, **87**, 243 (1989).
17. P. KUAN, "Assessment of TMI-2 Plenum Assembly Damage," EGG-TMI-8020, EG&G Idaho, Inc. (Apr. 1988).
18. Z. R. MARTINSON et al., "PBF Severe Fuel Damage Test 1-1 Test Results Report," NUREG/CR-4684, Vols. 1 and 2, U.S. Nuclear Regulatory Commission (Oct. 1986).
19. "TMI-2 Accident Core Heat-Up Analysis—A Supplement," NSAC-24, Nuclear Safety Analysis Center, Electric Power Research Institute (Jan. 1981).
20. A. CRONENBERG and T. YACKE, "Intergranular Fracture of Unrestructured UO₂ Fuel During Film-Boiling Operation," *J. Nucl. Mater.*, **84**, 295 (1979).

21. P. FEHRENBACH et al., "High Temperature Transient Fission Gas Release from UO₂ Fuel: Microstructural Observations," *Proc. Int. Topl. Mtg. Thermal Reactor Safety*, San Diego, California, February 2-6, 1986, American Nuclear Society (1986).
22. A. KNIPE et al., "PBF Severe Fuel Damage Scoping Test - Test Results Report," NUREG/CR-4683, U.S. Nuclear Regulatory Commission (Aug. 1986).
23. Y. NOMURA and J. L. ANDERSON, "Analysis of Refill Phenomena During the Three Mile Island Unit 2 Accident," *Nucl. Technol.*, **87** (1989).
24. R. HENRY et al., "Core Relocation Phenomenology," *Proc. 1st Int. Information Mtg. TMI-2 Accident*, Germantown, Maryland, October 1985, CONF-8510166.
25. P. KUAN, "TMI-2 Core Debris Bed Coolability," EGG-TMI-7150, EG&G Idaho, Inc. (Mar. 1986).
26. A. BARATTA and B. BANDINI, "Determination of Fuel Distribution in the TMI-2 Based on Axial Neutron Flux Profile," TPO/TMI-165, GPU Nuclear, Inc. (Apr. 1985).
27. D. W. AKERS et al., "TMI-2 Lower Core Region: Examination and Analysis," Vol. 1 (draft), GEND-INF-092, EG&G Idaho, Inc. (Sep. 1988).
28. A. W. CRONENBERG and E. L. TOLMAN, "Thermal Interaction of Core Melt Debris with the TMI-2 Baffle Core - Former and Lower Head Structures," EGG-TMI-7811, EG&G Idaho, Inc. (Sep. 1987).
29. J. L. ANDERSON and J. J. SIENICKI, "Thermal Behavior of Molten Corium During the Three Mile Island Unit 2 Core Relocation Event," *Nucl. Technol.*, **87**, 283 (1989).
30. M. EPSTEIN and H. FAUSKE, "The TMI-2 Core Relocation - Heat Transfer and Mechanism," FAI/87-49, Fauske & Associates, Inc. (July 1987).
31. B. SPENCER et al., "Corium Quench in Pool Mixing Experiments," *Proc. 1985 Natl. Heat Transfer Conf.*, Denver, Colorado, August 4-7, 1985, American Nuclear Society (1985).
32. A. CRONENBERG et al., "Assessment of Damage Potential to the TMI-2 Lower Head Due to Thermal Attack by Core Debris," EGG-TMI-7222, EG&G Idaho, Inc. (June 1986).
33. D. W. AKERS and R. K. McCARDELL, "Fission Product Partitioning in Core Materials," *Nucl. Technol.*, **87**, 264 (1989).
34. T. L. Van WILBECH et al., "Three Mile Island Unit II Annotated Sequence of Events, March 28, 1979," GPU-TDR-044, GPU Nuclear, Inc. (Feb. 6, 1981).
35. R. MOORE, "TMI-2 Reactor Vessel Lower Head Heatup Calculations," EGG-TMI-7784, EG&G Idaho, Inc. (Sep. 1987).
36. G. L. THINNES and R. L. MOORE, "Comparison of Thermal and Mechanical Responses of the Three Mile Island Unit 2 Reactor Vessel," *Nucl. Technol.*, **87** (1989).
37. P. KUAN et al., "Electromatic Relief Valve Flow and Primary System Hydrogen Storage During the TMI-2 Accident," EGG-TMI-7703, EG&G Idaho, Inc. (May 1987).
38. C. V. McISAAC, R. S. DENNING, R. KOHLI, and D. W. AKERS, "Fission Product and Core Materials Distribution Outside the Three Mile Island Unit 2 Reactor Vessel," *Nucl. Technol.*, **87**, 224 (1989).

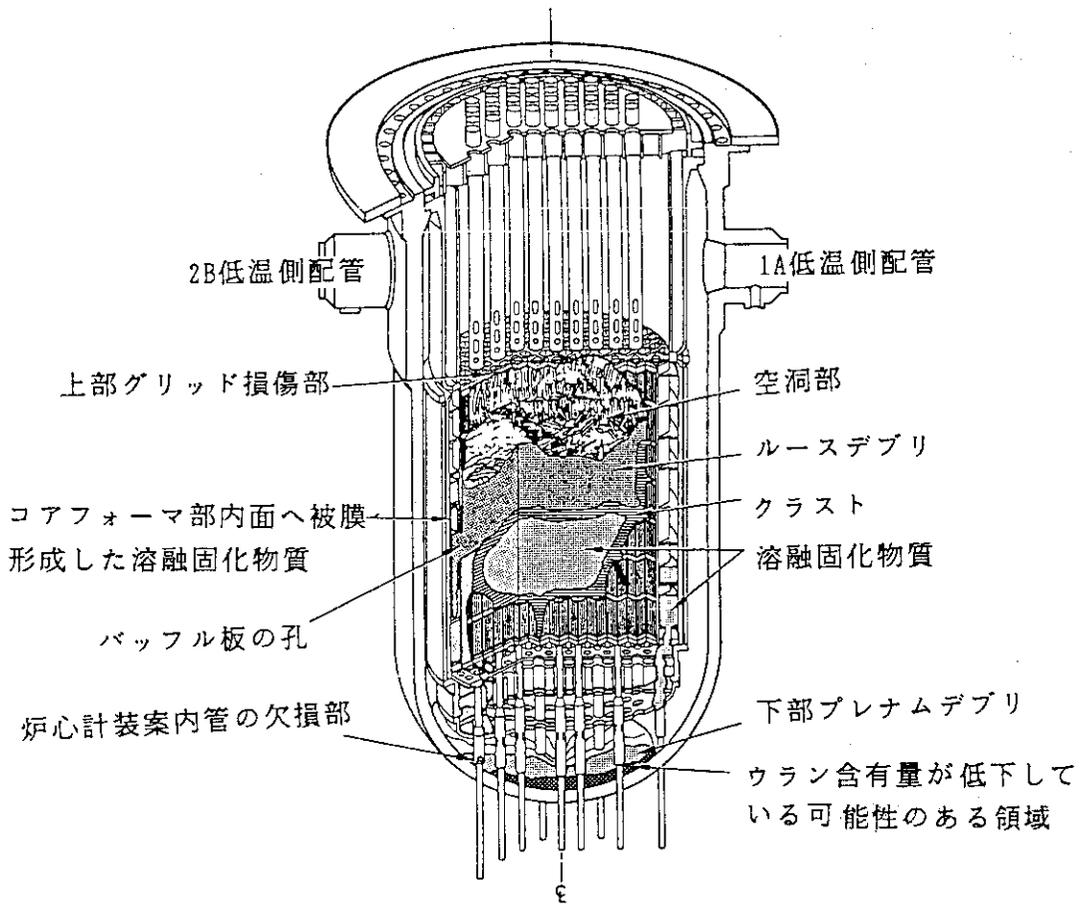


図 1. TMI-2 原子炉容器と炉心の最終形状

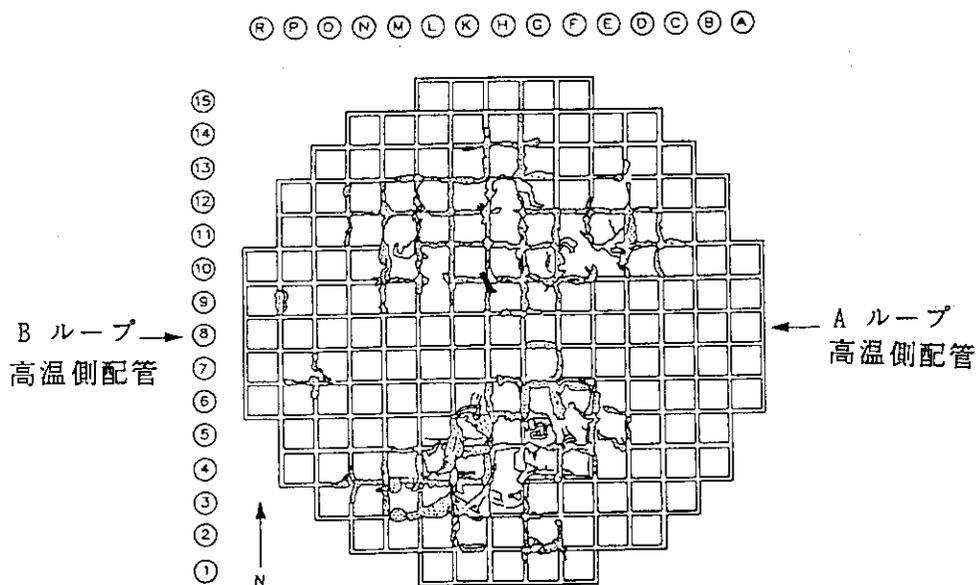


図 2. 燃料集合体上部グリッドの損傷

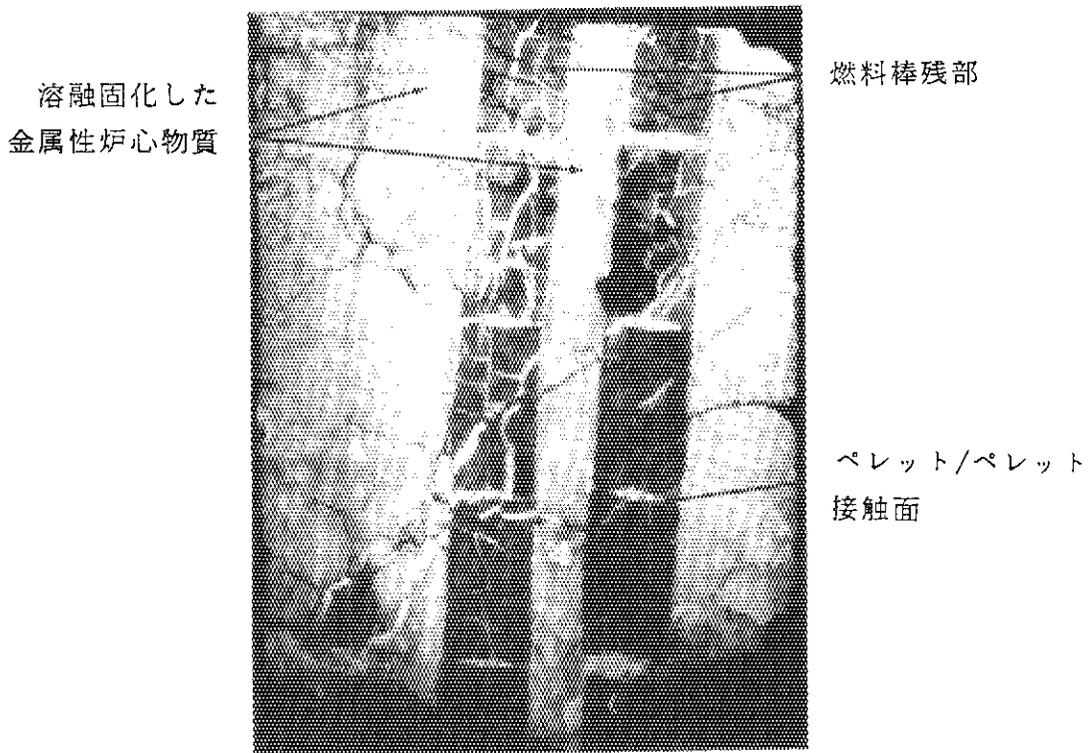


図 3. 炉心中央部の下部クラスト試料

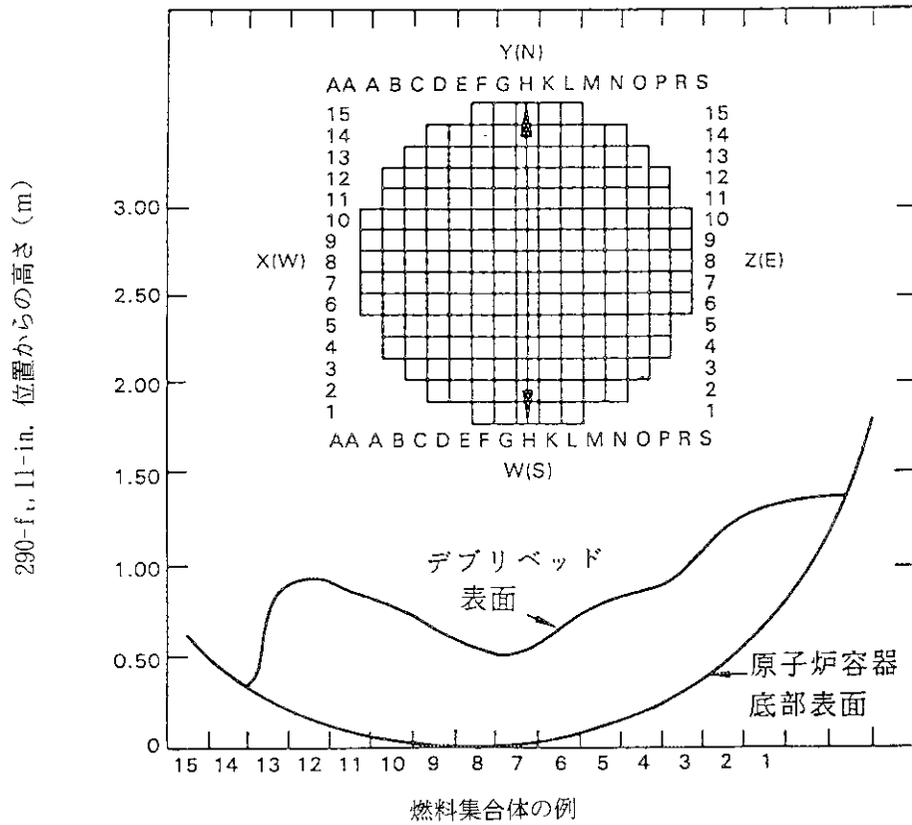
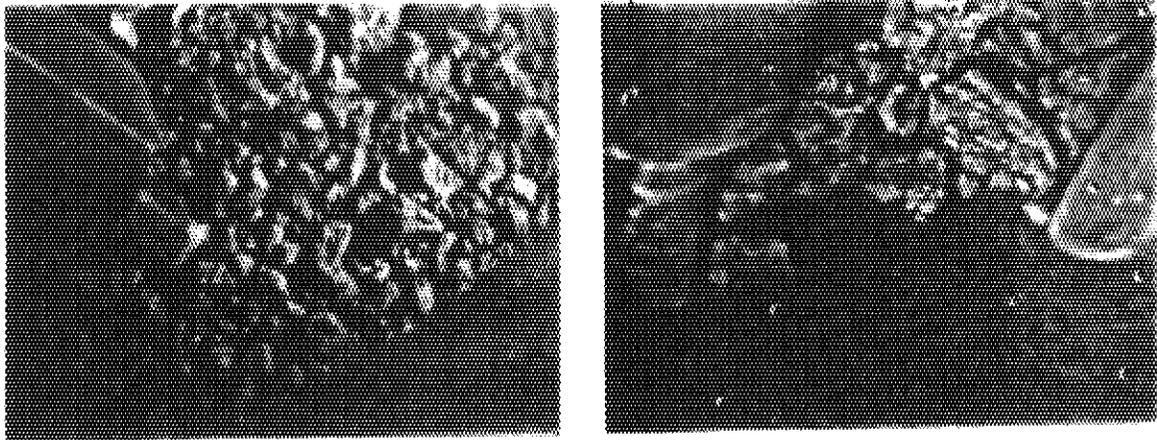


図 4. H 燃料集合体列からみた底部デブリ断面図



(a) 容器南側領域の大きな岩石サイズのデブリ (b) 容器北側領域の溶岩状デブリ

図 5. 下部プレナムデブリのビデオ画像

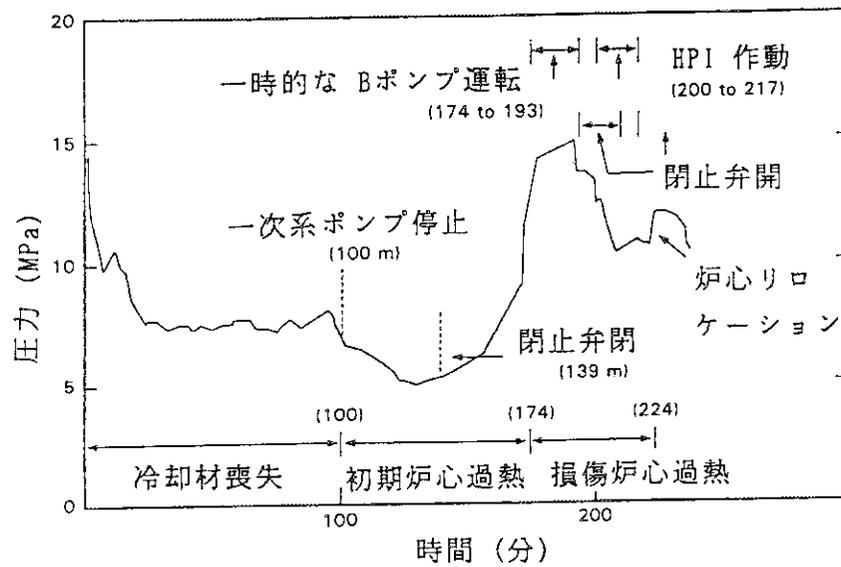


図 6. TMI-2 原子炉一次系圧力の経過

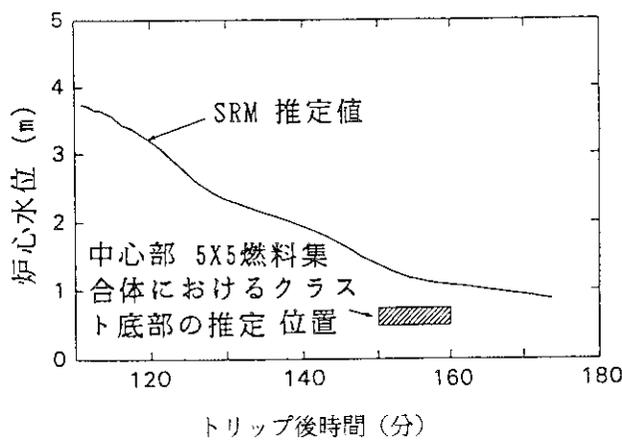
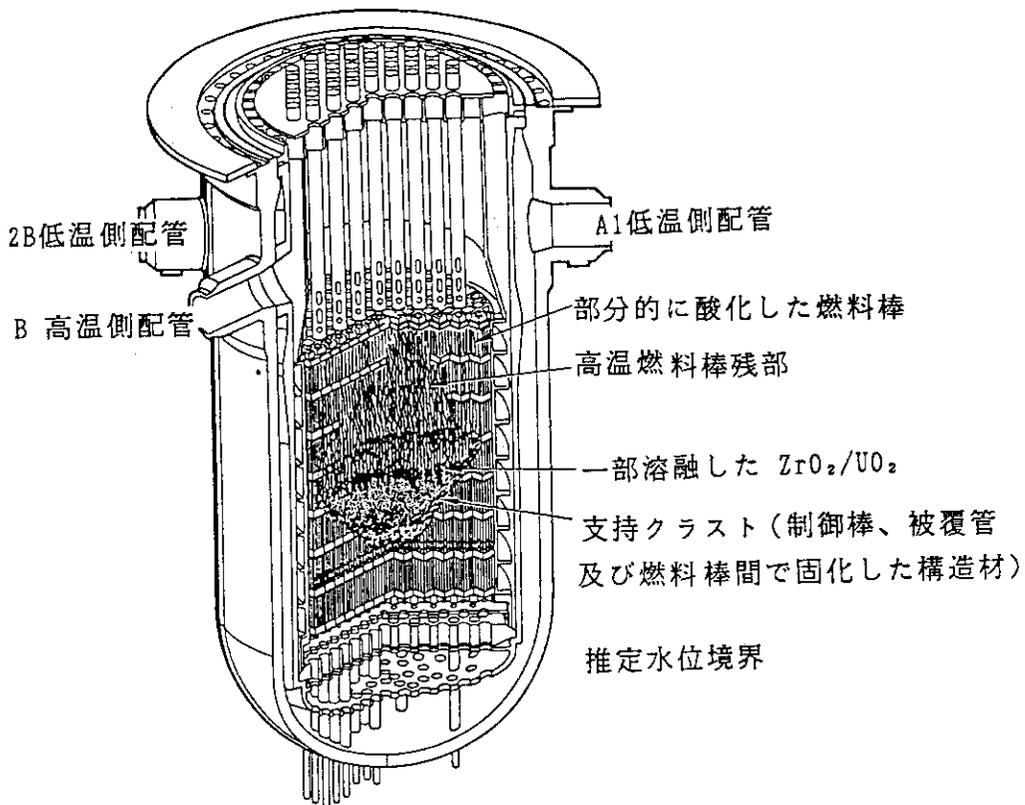
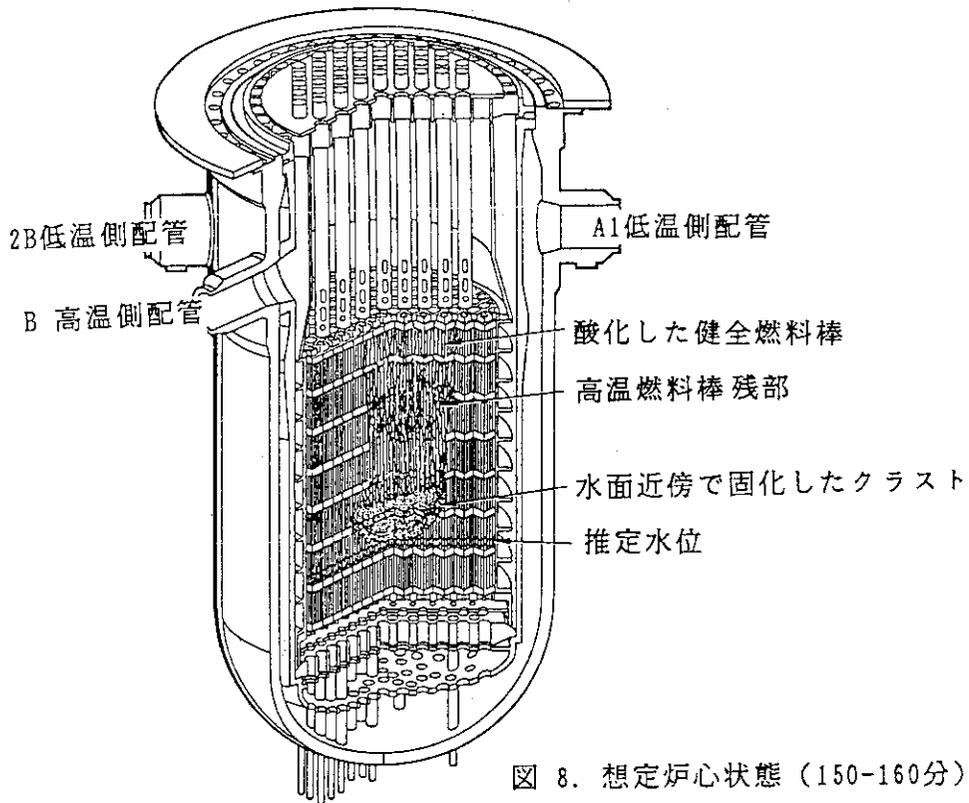


図 7. SRM 解析をもとに推定した炉心水位の時間変化と事故後の炉心下部クラスト位置



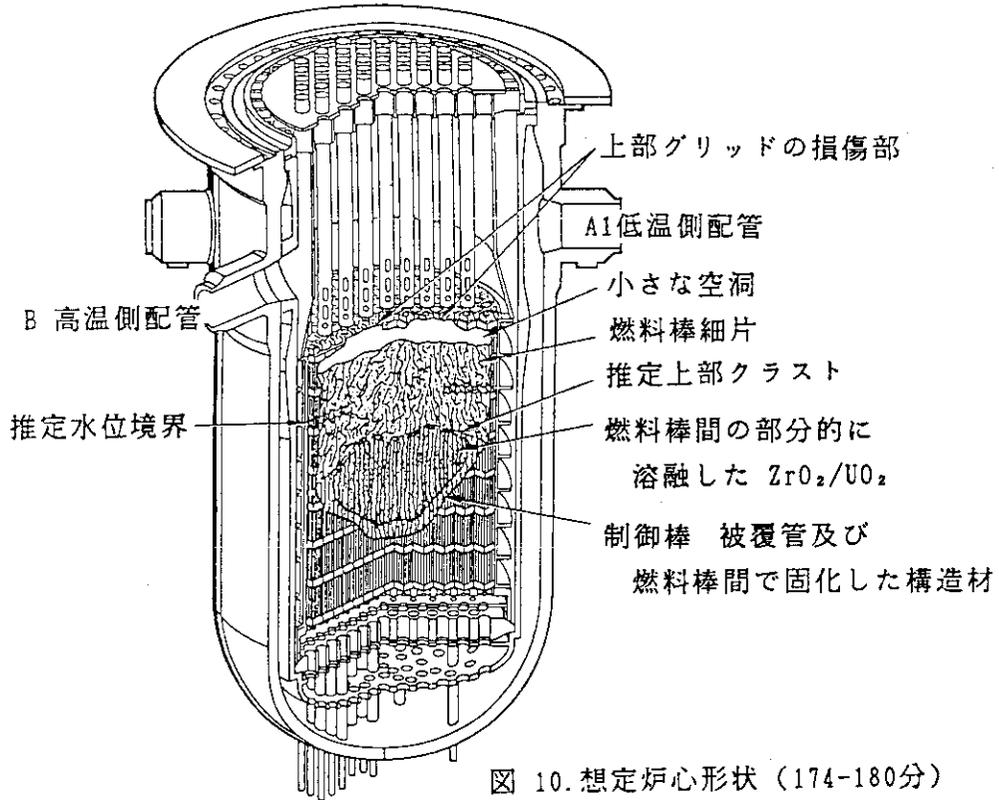


図 10. 想定炉心形状 (174-180分)

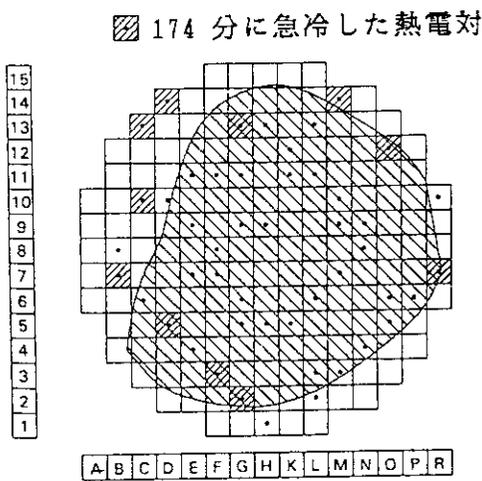


図 11. 一時的なポンプ運転後の炉心熱電対 (175分)

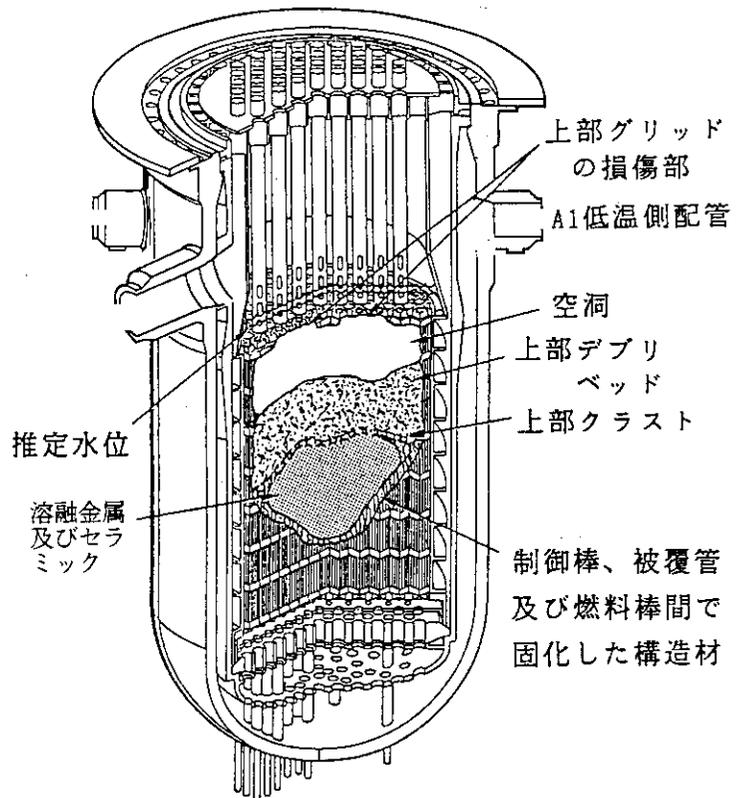


図 12. 224分における想定炉心形状 (炉心リロケーション直前)

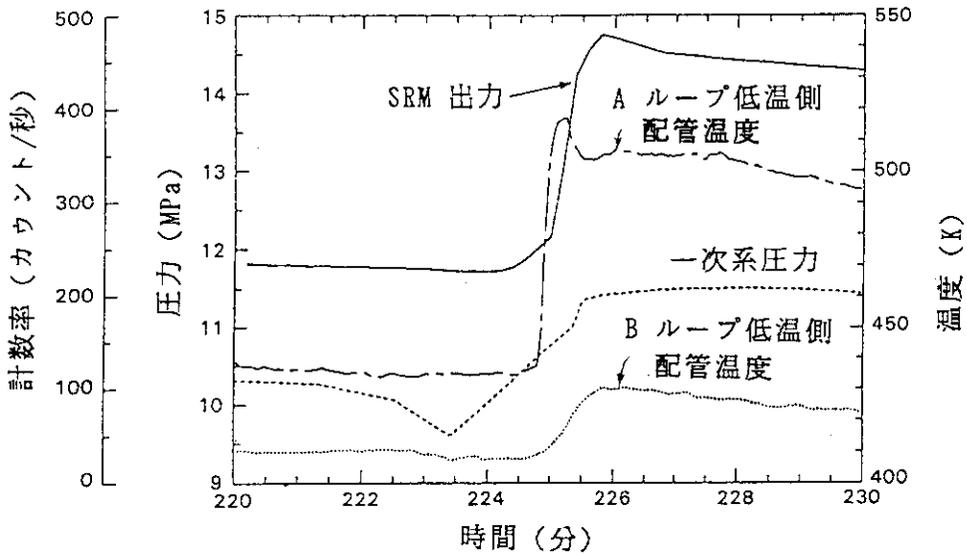


図 13. 220-230分における核計装及び原子炉一次系計装の応答
224-226 分の炉心リロケーションが示されている。

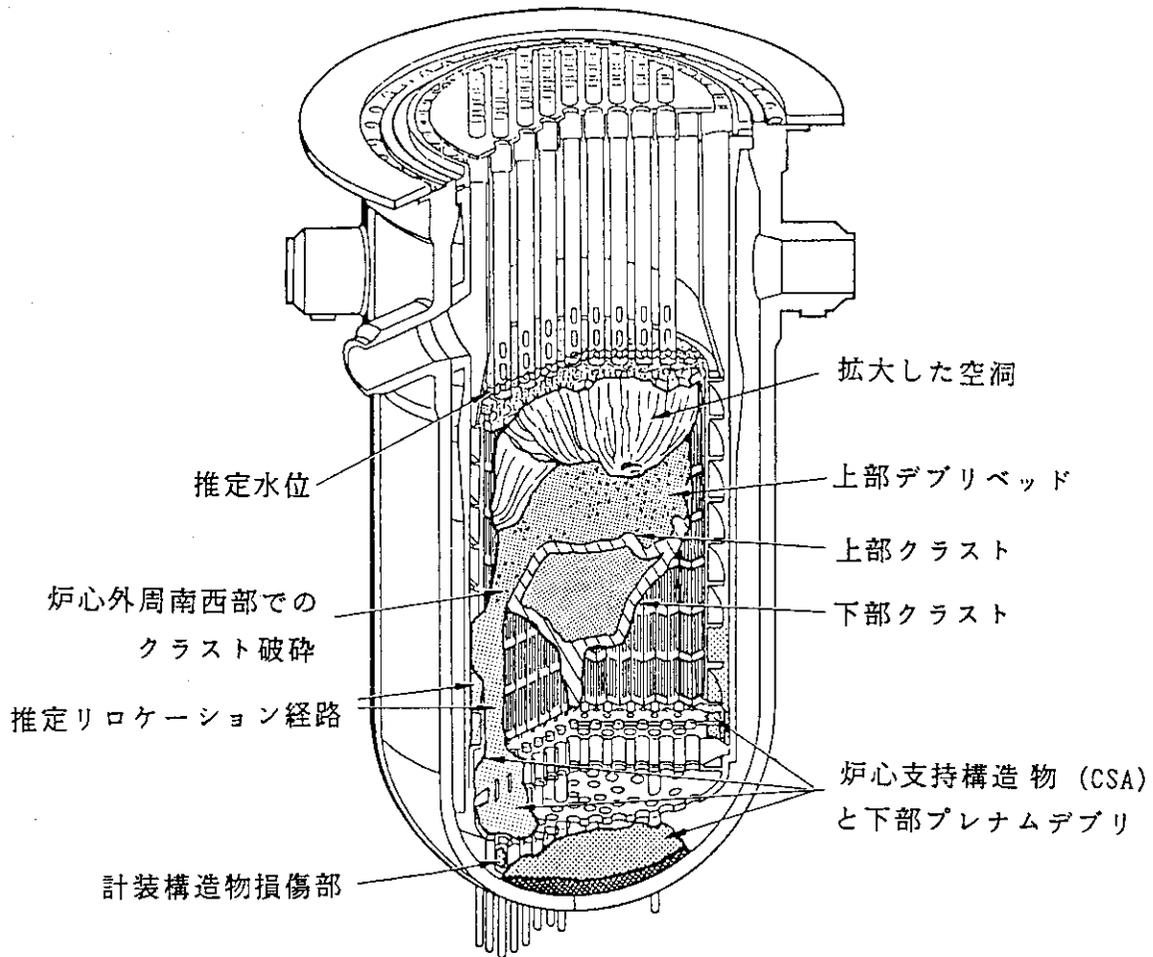


図 14. リロケーション時の想定炉心形状

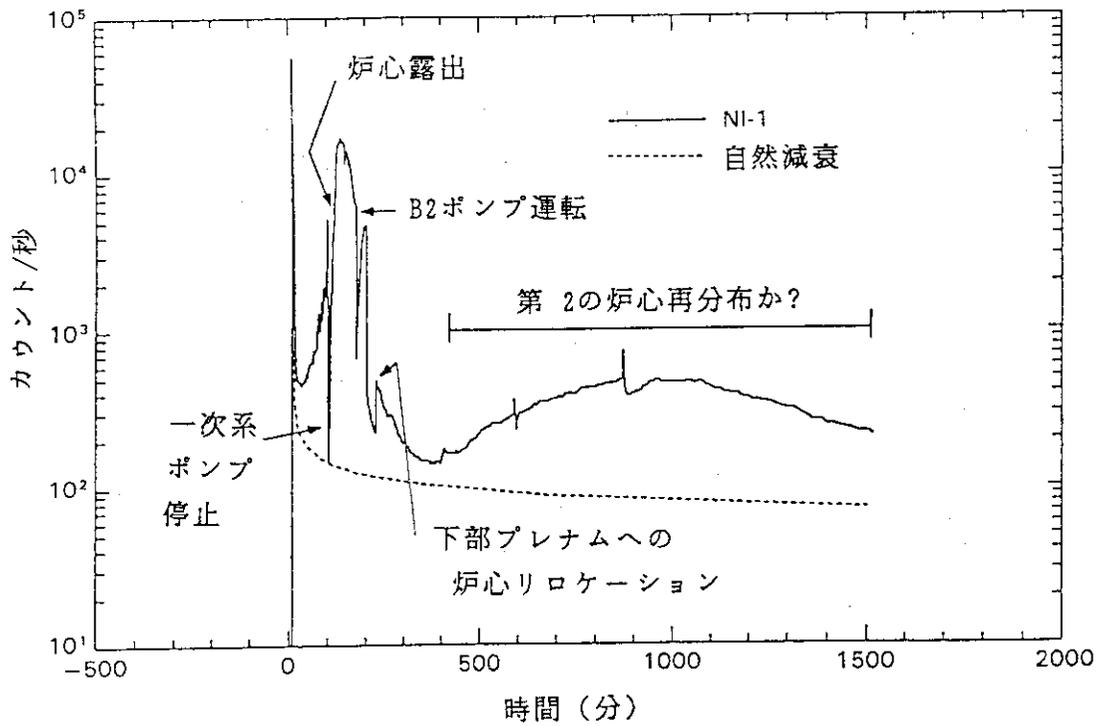


図 15. 炉心線源モニタの中性子束経過

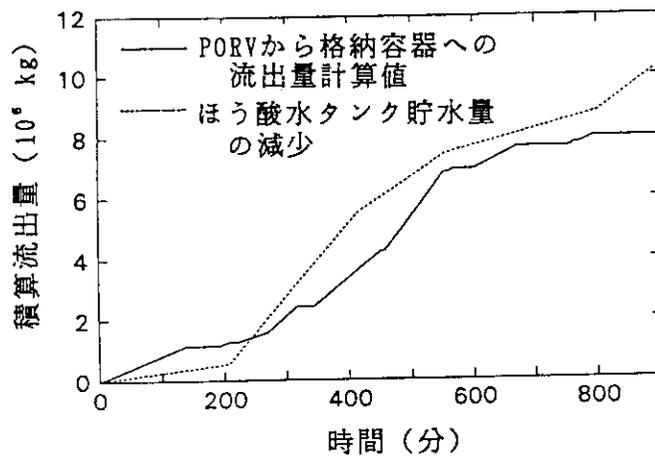


図 16. 一次系から格納容器への積算流出量とほう酸水タンク貯水量変化の比較

2.3 炉心物質と事故シナリオに関する論文

2.3.1 序文

(リチャード K. マッカーデル、EG&G アイダホ社)

PREFACE / Richard K. McCardell, EG&G Idaho Inc.
 "NUCLEAR TECHNOLOGY" Vol.87, PP17, (Aug. 1989)

世界中に最大限の衝撃を与えたスリーマイル島原子力発電所 2号機 (TMI-2) の事故は、米国及び諸外国の原子力事業者に深刻な否定的影響を及ぼしたし、また、信頼できる工学的安全防護設備を備えていても原子力発電所で苛酷事故が起こりうるものであることを強調した。溶融した炉心は原子炉压力容器 (RPV) 内に留まり、希ガスと少量のヨウ素を除けば放出された核分裂生成物は格納容器内に閉じこめられたので、TMI-2 事故によって重大な傷害を受けた人はひとりも生じなかった。地方レベルから合衆国の最高レベルに至る公共事業体 (Public Institutions) やその他の行政機関はこの事故への対応を迫られ、事故の規制上の影響は広範囲に及んだ。しかし、TMI-2 原子炉でこの10年間に注意深く、かつ強力に実施された科学的調査で得られた豊富な情報により、この事故の否定的影響は減殺されて行くであろう。

この出版物の表紙に見られるように、TMI-2 炉心の相当部分が溶融した。事故の初期には、制御棒、構造材、及び燃料棒被覆管が溶融し炉心下部に流下したが、水面に達してクラストを形成した後は固化した。この下部クラストは、セラミック燃料が事故の後期に溶融してできた卵型の炉心中央部分を含んでいた。その中央の溶融部分は成長し続け、最後にはクラスト外周部分を貫通して20トンの炉心溶融物が下部プレナムに流下し、原子炉压力容器下部の健全性に挑戦する事態となった。下部プレナムの冷却水が、落下した溶融デブリを冷却し原子炉压力容器の健全性を保った。この現実に発生した事故における諸物質間の相互作用の詳細、核分裂生成物の放出量と移動、事故経過の計算、保健物理上の影響、及び遠隔操作技術や燃料取り出し技術、廃棄物管理の進展がこの特集号に収録されている。これらは将来の固有安全性を備えた原子炉の開発に役立つ資料を提供するものである。私はこの特別号を誇りに思うし、その準備に関与できたことに感謝する。

(鈴木)

2.3.2 スリーマイル島2号機における物質の挙動：概要

(デニス E. オーウェン、ENCORE テクニカル・リソース社)

SUMMARY, THREE MILE ISLAND UNIT 2 : MATERIALS BEHAVIOR

Dennis E. Owen, ENCORE Technical Resources Inc.

"NUCLEAR TECHNOLOGY" Vol.87, PP19-20, (Aug. 1989)

1. はじめに

1979年のスリーマイル島2号機(TMI-2)事故と、その後10年間に実施されたTMI-2研究は、苛酷事故の際に、炉心を構成する諸物質が高温でどのような挙動をするかに関して、原子力産業界の理解を劇的に変えた。TMI-2事故によって、米国と世界中の原子炉安全性研究計画は、事故防止よりも事故の影響に一層集中するようになった。これらの実験計画とTMI-2の研究成果は、科学者と工学者に炉心損傷メカニズムのたいへん明瞭な図式を与えてきたし、また苛酷事故の進行を予測するコンピュータモデルを改良してきた。米国原子力学会のTMI-2事故：物質挙動とプラント復旧技術に関するトピカル・ミーティング物質挙動小委員会の議長として、私は、TMI-2材料科学、核分裂生成物の挙動、及びコンピュータコード開発研究に関する30編以上の技術論文を紹介できることをうれしく思う。私は、それらの著者によって提出された重要な観察結果や結論のいくつかについて簡単な要約を準備している。この要約は、発表されている豊富で重要な原子炉安全性の情報に触れるだけであるので、ニュークリア・テクノロジー誌の読者は論文自体を詳細に検討したいと欲するであろう。読者は、10年後も原子力産業界に影響を与え続けているこの事故の物質挙動の様相について、非常に完ぺきな図式を見いだすであろう。

2. 高温状態の相互作用

トピカル・ミーティングの3分科会が高温状態の炉心物質挙動と原子炉容器構造物との相互作用に当てられた。米国及び国際的研究機関からの論文のいくつかは、TMI-2炉心デブリ試料の金属組織学的検査に基づいた、物質相互作用と炉心最高温度について述べている。分析研究者は次の範囲における幅広いスペクトルの反応を記述している。すなわち、低温状態の酸化(<1000 K)、中間温度状態におけるジルカロイ、ステンレス鋼、インコネル、銀-インジウム-カドミウム制御棒合金、及び酸化アルミニウム-炭化ホウ素制御棒材料の間での固体と液体状態の反応(1000 K - 2000 K)、既に溶解していた高温状態の

セラミック相 (UO_2 の融点、3100 Kを含む) である。

これらの反応は、いくつかの金相写真に記録されている。これらの研究は、複雑な相互作用に関する新しい状態線図の研究、及びこれらの相互作用と輸送現象を正確にモデル化する理論を単純化する必要性を指摘した。

原子炉設計の正当性に疑問を抱く人は、だれでも TMI-2炉心の溶融とリロケーションに関する論文を検討すべきである。50トンの溶融炉心物質が生成し、そのうちおよそ20トンは1分程の時間に原子炉圧力容器 (RPV) 底部に流下したが、RPV はこれらに耐えることができた。溶融の進行は詳細に記述され、熱伝達の計算は、ステンレス鋼製の内部構造物 (例えばバッフル板) が溶融し、他のもの (例えば炉内計装貫通部) は溶融しなかった理由を説明している。我々は、いかに少量の冷却水が溶融炉心を冷却するために必要であったかを議論することにより、許容される軽水炉の設計はいかにあるべきかに気づいたし、また多様な安全系の設置が炉心冷却に要求されることにも気づいた。

3. 核分裂生成物の挙動

放射性核種の一次系への放出、発電所建屋への放出及び環境への放出については、TMI-2 核分裂生成物の挙動に関する一連の論文にまとめられている。放射性核種の挙動も重要だが、TMI-2 核分裂生成物の最大の教訓は、50% もの燃料が溶融したにも関わらず、環境への放出は微少であったことである。移行及び沈着の主要な領域は大部分決定されており、主要な同位元素のインベントリー一覧表が示されている (原子炉容器底部にある燃料物質については、いまだ完全なデータはない)。炉心内の金属溶融物は相当量のルテニウム、アンチモン、テクネチウムを保有していることがわかった。不思議なことに、数種類の揮発性核分裂生成物の残存量の大半は、非常に高温の一度溶融した炉心試料中に存在することがわかった。種々の仮設—ガス気泡動力学、拡散速度、化学形態、事故後の水輸送、酸素ポテンシャル変化—が、核分裂生成物の保有の詳細を計算するために提出された。明らかに、核分裂生成物に関する多くの課題が未解明のまま残っている。この課題は、今後長年にわたって広大な研究の機会を提起するであろう。

4. コンピュータ・モデル化

一つの分科会は TMI-2の国際的コード計算に当てられた。すなわち、苛酷事故コンピュータコードの標準問題として TMI-2事故のデータを用いたものである。原子炉安全性関連団体に利用可能な、評価済みで高品質の TMI-2事故のデータを含む、一連のデータベースを作る作業に12カ国が参加した。コンピュータコードの計算結果は、事故の初期過程 (冷

却材の喪失、沸騰による水位低下、加熱及び初期溶融) について提示された。一般的に、現在のコードは初期の熱水力挙動(冷却材流量、一次系圧力、燃料棒温度上昇、加圧器水位、水素生成など)を全くよく予測するが、一方、各著者はそれぞれのコードには制約部分があることを指摘している。

事故の後期過程—瓦礫層の形成、デブリ層の冷却、燃料のリロケーション及び核分裂生成物の放出—をモデル化する事に関心のある読者は辛抱強さが必要であろう。完全なTMI-2 事故に関する国際的コード解析問題の結果は、1989年後半まで利用できないであろう。

謝辞

原子炉安全性研究全般、及び特にTMI-2 計画は、TMI-2 トピカル・ミーティングのテクニカル・プログラム議長であるシドニー・ランガー博士に負うところが大きい。博士は、このニュークリア・テクノロジー誌特集号全体に関する責任者として活躍された。このトピカル・ミーティングに参加して頂いた方、分科会に出席された方、及び今これらの技術報告を読まれている読者全てに代わり、シドニー博士に感謝の意を表す。

(鈴木)

2.3.3 TMI-2 炉心における材料反応と温度

(C. S. オルソン、他、アイダホ国立工学研究所、EG&G アイダホ社)

MATERIALS INTERACTIONS AND TEMPERATURES IN THE THREE MILE ISLAND UNIT 2
CORE / Charles S. Olsen, Steven M. Jensen, Eric R. Carlson and Beverly
A. Cook, Idaho National Engineering Laboratory, EG&G Idaho, Inc.
"NUCLEAR TECHNOLOGY" Vol.87, PP57-94, (Aug. 1989)

TMI-2炉心の様々な位置から採取したデブリサンプルを試験し、炉心構成物質や冷却材の間の反応を調べた。また、反応が生じた時点でのピーク温度を決定すると共に、TMI-2における炉心溶融の進展を評価した。炉心温度は炉心損傷の進展とFP挙動に大いに影響するため、これらのサンプルを試験してピーク温度を評価することが必要とされた。観察したミクロ組織と組成を、確立されている平衡状態図と比較することによってピーク温度を推定することができる。ミクロ組織は光学顕微鏡と走査型電子顕微鏡で調べ、組成はエネルギー及び波長分散型のX線分光法と走査オージェ分光法で分析した。

炉心構成物質間の反応は非常に複雑であり、ジルカロイ被覆とUO₂燃料の間の反応だけではなく制御棒材料 (Ag-In-Cd) やインコネル製スパーサグリッド等との反応もある。このような物質の複雑な組合せに関しては平衡状態図がないものもある。したがってモデルは単純化され、物質の移動を含む重要な反応に絞ったものにならざるを得ないかもしれない。

炉心溶融の進展についての現在のモデルは、物質のリロケーションが生じるような高温になるシビアアクシデント時の炉心の挙動をもっと正確に予測できるようにするために、これらのより複雑な反応を組み入れる必要がある。

1. はじめに

炉心構造材料、燃料棒及び冷却材の間の反応を明らかにするために、TMI-2炉心の様々な位置から採取したデブリサンプルを試験した。事故中のピーク温度を決定し、TMI-2における炉心溶融の進展を評価するためのデータを取得することが目的である。ところで、どの程度のFPが炉心に保持されるかは特定のFPを保持する傾向のある材料の存在にも依存する。TMI-2炉心検査データは、燃料損傷事故の遅い段階における溶融の進展を明らかにし、生成された様々な相へのFPの分布を決定するのに特に役立つであろう。

サンプルを採取した損傷炉心の各領域を第1図に示す。上部炉心領域ではルースなデブリがハードクラスト上に残っていた。また、大きな空洞部の周囲はほぼ全周にわたって残存燃料集合体で取り囲まれていた。ルースデブリ層と残存燃料集合体からサンプルが採取された。デブリベッドより下の領域には、一旦溶融した後に固まった物質（previously molten material、以後は溶融固化物質と記述する）を取り囲んでいるクラストがあり、クラストの下の部分は融け残った切株状燃料集合体の上に載っている。この領域のサンプルはコアボアからクラスト、溶融固化物質及び残存燃料棒を抜き出すことによって得られた。下部プレナムに落下した溶融固化物質サンプルも試験した。これらの様々なサンプルについては、生じた反応をより良く理解するために、簡単にその損傷状況を記述する。

TMI-2の上部炉心領域からは数多くの構造材部品が回収された。すなわち、その一部が健全な形状を保っている燃料集合体、制御棒及び可燃毒物棒スパイダー、上部エンド・フィッティングである。炉心位置E2から採取した典型的な残存燃料集合体を第2図に示す。インコネル718製のスペーサグリッド、304ステンレス鋼製のタイプレートとエプロンの一部が融けているのがわかる。インコネルの溶融はこの位置の温度が1700Kより高かったことを示している。燃料棒の損傷程度は、全く損傷を受けていないものから完全に破損しているものまで大きく変化している。

上部炉心領域のルースデブリは5つのタイプの粒子に分類されている。すなわち、融けていない被覆と燃料の破片、溶融固化した金属質の粒、泡状の溶融固化した構造材の酸化物及び溶融固化した(U,Zr)O₂の破片である。詳細分析のために選ばれたデブリ粒子サンプルは、それらが経験したピーク温度を決定するのが目的であるため、一般に一旦融けたと思われる外観を有するものである。したがって、それらは典型的なデブリベッド粒子というわけではないが、TMI-2炉心で生じた高温セラミック反応の実例である。

予め選ばれた10箇所の炉心位置がボーリングされ、9本のコアボアが抜き出された。すなわち、炉心サンプルは、地質調査で用いられているものと類似した手法によって、炉心領域から取り出された。ボーリング作業は、水圧駆動のドリルユニットで先端がダイヤモンドであるコアドリルを回転させ、クラストやその下の層及び下部の切株状燃料集合体領域に穴を開けるといったものであった。炉心ボーリング作業でできた穴をビデオ観察した結果から、ハードクラストより下の炉心領域は、ハードクラストとそのすぐ下にある一旦溶融した炉心物質の領域及び溶融固化領域の底部から炉心底の範囲にある切株状集合体から構成されていることが明らかにされた。溶融固化領域はハードクラストで包まれていた。クラストの中の溶融固化領域はたぶん砕けやすい性質であったろう。したがって、ボーリング作業中に脆い物質は砕けてしまい、その約80%は冷却水と一緒にコアボアサンプルから流れ出てしまったと思われる。残った20%は様々なサイズの岩石状（大きなデブリ粒子）である。

代表的なコアボアの写真モザイクを第3図に示す。各コアボアの底は下部スペーサグリッドを覆っているジャミングカラーである。このカラーは、ボーリング作業やその後の取扱中に、燃料棒とデブリがコアボアから脱落するのを防いだ。炉心ボーリング作業孔の周りのデブリを調べた結果、ジャミングカラーより上の比較的原形を保っている燃料棒に対する明かな損傷はボーリング作業中に生じたことが判った⁽¹⁾。コアボア中の燃料棒の長さは様々であったが、一般には、炉心中央部の短いもので60cm、炉心周辺部の長いもので120cm程度の範囲にあった。燃料被覆管は見て判るほどには酸化されておらず、曲がりやねじれによって示されるようかなりの延性を呈した。炉心周辺部コアボア中の数本の銀/インジウム/カドミウム制御棒の上端表面付近に融けた跡があった。しかし、燃料棒を目視検査した結果で、すべての炉心位置の健全燃料棒は、銀/インジウム/カドミウム制御棒のような比較的低融点の材料が融ける程度の温度までは昇温しなかったことが示されている。

健全燃料棒の上には、溶融固化した炉心物質を取り囲むような形でクラストが存在していた⁽¹⁾。5本のコアボア中にはクラスト領域のサンプル8個が含まれていた。炉心の中央部（K9、G8及びD8）から採取したコアボアは上部及び下部クラストサンプルを含んでいた。クラストサンプルが1個だけのコアボアは07とG12であり、周辺部から採取したものである。

コアボアから得られたサンプルを調べた結果、様々なタイプの物質が含まれていることが示された。これらは一般に、上部クラストサンプル、下部クラストサンプル、周辺部クラストサンプル、岩石状サンプル及び切株状燃料棒と分類されている。更に、岩石状の物質は、金属質、セラミック、金属とセラミックが混ざりあった粒子に分類することができる。

下部ヘッドデブリは、圧力容器の頂部から下部プレナムへのアクセスを可能ならしめる、サーマルシールド（熱遮蔽板）と圧力容器の間の幅25cmのアニュラス（環状の空隙部）を利用して採取された。すなわち、サンプルは下部ヘッド上の様々な位置にあるデブリサンプルを掴み取ることでできる長尺（4m以上）の取扱工具を用いて、採取された。圧力容器下部のデブリベッドから採取されたすべてのサンプルは、炉心の南と南西位置にある検査口7及び11から取り出された。下部プレナム部をビデオ観察した結果に基づいて、初期炉心質量の10～20%（最大20トン）が下部ヘッドに流れ落ちたと見積られている。11個のサンプルがデブリベッドから採取され、その中で直径が1～6cmのもの7個が試験用に選ばれた。

上述したサンプル中で生じた物質の反応は金属組織学的試験で調べられた。相を同定するためには光学顕微鏡と走査型電子顕微鏡（SEM）が、様々な相の組成を同定するための分析には、エネルギー分散型の分光分析（EDS）、波長分散型の分光分析（WDS）更に走査型オージェ分光分析が用いられた。サンプルの特性は更に、カラー写真や白黒ビデオによる外観検査、密度測定、オートラジオグラフィーによっても調べられた。これらの分析はア

イダホ国立工学研究所とアルゴンヌ国立研究所で実施された。

TMI-2で生じたようなシビアアクシデント時の炉心物質のリロケーションをよく理解するためには、炉心の様々な物質が経験したピーク温度を知ることが必要である。燃料棒（ジルカロイで被覆された UO_2 燃料ペレット）はTMI-2炉心の約92%を占める。ステンレス鋼とインコネルの構造物及び制御棒材料が残りの8%を占める。これらの温度を評価することは難しい仕事である。それ故、TMI-2デブリの試験から得られる情報だけではなく、他の情報源も必要である。第4図はこれらの材料の主な融点と反応温度を温度軸上に示したものである。これらの現象の何れが生じたか、生じなかったかを見つけることによって、ピーク温度の範囲を絞り込むことができる。

第4図に示される温度軸の下部には、ステンレス鋼とインコネルの融点やこれらとジルコニウムとの反応温度がある。ジルコニウムは鉄やニッケルと1220Kという比較的低温で共晶を形成する。これらの物質における溶融や共晶反応の発生は、組織や組成が変化するので、容易に検出される。ジルカロイの $\alpha \rightarrow \beta$ 変態（1105~1245K）と銀-インジウム-カドミウム制御棒材の溶融温度（1073~1100K）もまたこの温度軸の下の部分にある。ジルカロイの相変態が生じたかどうかは、結晶構造の変化がはっきりしている⁽²⁾ので、容易に識別できる。

上で述べた、異なる炉心領域で採取されたサンプルから、ジルカロイと構造材の反応や構造材の他の反応が生じたことが示された。燃料棒の破損は UO_2 の溶解につながり、その後の金属の酸化とセラミック相の形成にも影響を与えた。このような UO_2 燃料の溶解とセラミック相の組成及びマイクロ組織については以下で論じる。最後に、炉心構成材料中の元素の酸化をレビューする。

2. ジルカロイと構造材の反応

ジルカロイ被覆が構造材（例えば、インコネル製スペーサグリッドやステンレス鋼制御棒被覆）と反応すると燃料棒から被覆がはぎ取られ燃料の破片が残されることになる。また、ジルカロイ被覆のある割合は酸化され、酸化物の破片を形成する。炉心の南部及び西部領域から採取した炉心部品（例えば周辺部集合体E2に含まれるもの）は少なくとも（集合体上端から）上部グリッド位置までは部分的に健全であり、部分的に健全な燃料棒を含む集合体は一体だけであった。これとは対照的に、他のすべての回収部品はタイプレート位置より上方のみが健全であった。上部デブリベッドで発見された燃料の破片はジルカロイ被覆と構造材部品との反応の結果生じたものである。

ジルカロイ被覆の反応は、炉心位置D8及びK9から採取された下部クラストサンプルではっきりと観察できる。K9炉心位置から採取した下部クラストサンプルのマイクロ組織は、D8下部クラストサンプルのものと類似していた。K9クラストの断面を第5図に示す。クラストの上端位置は切断表面で示されている。積み重なった燃料ペレットは比較的健全であり、ペレットとペレットの界面も原形を保っていた。サンプルの試験位置としては、軸方向のペレット/ペレット界面が2箇所（領域1と2）、二つの燃料スタック間の流路部分が1箇所選ばれた。また、第4の試験位置として、ほとんどの燃料スタックが明らかにリロケート（落下）しているか、D8クラストサンプルにおいて見られるように、激しい損傷を受けている領域が選ばれた。

K9下部クラスト（領域1）のペレット/ペレット界面における溶融金属物質と比較的健全な燃料ペレットの間の反応を拡大写真で第6図に示す。冷却材流路に存在する物質のほとんどは金属質で、セラミック介在物は少量である。

溶融金属物質は燃料被覆を溶かし、これらの混合物は燃料ペレット内部のクラックに流入し、セラミック燃料内の空隙を完全に満たした。第7図におけるD8の例に示されるように、下部クラストの金属部分には小球状の金属物質が含まれており、この中には微細な気孔や樹枝状組織を示していると思われる第2相析出物が存在した。これら金属質小球のいくつかの表面は共晶が凝固したことを示す極めて微細な層状組織であった。燃料領域に接して気孔率の大きい領域が存在することは、金属とセラミック構造材の間に反応が生じたことを示している。データはまた、酸化された被覆に隣接した金属物質は鉄、ニッケル、クロムの混合物であることを示唆しているとともに、マトリックス中の球状の介在物が銀-インジウム合金であることも示している。後者はその形が球状であることとこの合金が鉄とニッケルのマトリックスと混合していないことから推定される。

ジルカロイと構造材との反応生成物は、ペレット/ペレット界面及び下部クラストサンプルでの燃料スタック間流路において形成される合金で示される。ペレット/ペレット界面内に存在する元素の種類を第8図に示す。写真の頂部は(U,Zr)O₂酸化層の上にある健全な燃料物質である。この反応層の下のギャップには、ジルカロイと構造材及び制御材との反応を示す様々な金属相が存在する。ドットマップ（特性X線像）から判定される各種の金属相は、(Zr,Sn,Ni,Fe)、(Zr,Fe,Cr,Ni)、(Zr,Ni,In)及び(Ag,In)である。これらの相の組成の一例を上げると、Zr-Ni-In相はジルコニウム43.1wt%、ニッケル26.0wt%及びインジウム17.7wt%を含み、他に少量の銀（5.8wt%）、ウラン（3.9wt%）鉄（1.6wt%）を含んでいる。カドミウムは銀と一緒に存在するが、濃度は極めて低い。ジルコニウムがインジウムと合金を形成している場合には、（合金中に）鉄とクロムは存在しなかった。

冷却材流路中の溶融物質は、光学顕微鏡写真に示すように（第9図）、主に少量のセラミック介在物を含む金属混合物から構成されていた。この金属性物質は、ジルコニウム、鉄、ニッケル及びクロムの相、ジルコニウム、ニッケル、錫及び鉄の相、更に銀とインジウムの相等、様々な相を含んでいた。Zr-Fe-Ni-Cr相はジルコニウム45.9wt%、鉄37.9wt%、ニッケル6.3wt%及びクロム7.4wt%を含み、少量の（2.5wt%）のウランも含んでいた。金属質の部分は、ジルコニウム、鉄とニッケルあるいはクロムからなる相とジルコニウム、ニッケル、錫及びインジウムからなる相を含んでいた。また、銀、インジウム、カドミウム制御棒材料が存在し、これは長方形の燃料粒子を覆っていた。

得られたデータからみて、下部クラストは溶融した物質が炉心の上部領域から下部炉心の水位近くの比較的低温領域に流れたことで形成されたと考えられる。この金属性物質が到達したピーク温度の最低値は、ジルコニウムリッチのジルコニウム-鉄あるいはジルコニウム-ニッケル共晶が形成された点から考えれば、1220ないし1233Kであった可能性があるし、ジルコニウムリッチのジルコニウム-クロム共晶の生成という点に基づけば1570Kに達したとも考え得る。しかし、ジルコニウムは少なくとも二種の遷移金属（すなわち、鉄とクロムあるいは鉄とニッケル）と合金を形成したことが判っている。このことは、おそらくピーク温度は上述の値より低かったことを示唆している。これらの混合物に関する3元系平衡状態図を検討すれば、これら合金の共晶溶融温度をはっきりさせることができよう。

3. 制御材料の反応

制御材料（Ag-In-Cd）とジルコニウムの反応は制御棒007-R7に典型的に見られる。この制御棒は先端が溶融していた。このサンプルの断面の反射電子像（BSE）を第10図に示す。この写真は、明るさの程度によって、様々な領域に存在する元素の原子番号の違いを示すものである。ステンレス鋼被覆の大部分は消失し、外側のジルカロイ案内管はなくなっている。大きなクラックが断面を対角線方向に走っている。このクラックの近くに遷移ゾーンが存在している。これは組成の異なる二つの物質の間の界面を示すものである。領域3（訳者注：写真中に具体的な位置が示されていないが、左側下部の白っぽい領域）では、物質は比較的原子番号の大きい元素、すなわち銀で構成されている。遷移ゾーンの中のこの大きなクラックの近くでは、元素は領域3のものと類似している。マトリックスは主に低原子番号の元素で構成されていたが、比較的原子番号の高い元素の相が細かく分散していた。溶融固化した先端部の、小さな領域は原子番号が非常に小さい元素で構成されていた。

その表面は、ある程度酸化しており、表面に金属相と酸化物の破片が捕捉されていた。これは銀と UO_2 であろう。制御棒案内管が破損したため、溶融物質は案内管とその内側の被

覆の間を流れ落ちた。構造のはっきりしたバンドはステンレス鋼被覆であると思われる。

サンプル（領域1）の先端近くの物質は、分離した相で構成されていた。すなわち、一つは鉄とクロムであり、もう一つは銀とインジウムである（第11図）。主としてウラン、ジルコニウム及びニッケル（他に少量のインジウム）から成る合金がこの二相マトリックス中に散りばめられている。このような構造は、鉄とクロムは銀、インジウムとは混じり合わないことを示している。UO₂が還元されて生成したウランは、ジルコニウム、ニッケル及びインジウムと合金を形成した。ジルコニウムは鉄よりもむしろニッケルあるいはインジウムとのみ合金を形成する。

制御棒（領域2）中のクラックの近くのAg-In-Cd相では、マトリックスは、銀、インジウム、カドミウムの混合物であり、これにおそらく金属間化合物である針状のジルコニウムとインジウムが含まれている（第12図）。結晶粒界には金属ウランの介在物が存在するが、これは銀やインジウムとは合金化していないようである。大量の銀が存在するにもかかわらず、ジルコニウムはインジウムと選択的に合金化し、おそらく金属間化合物を形成している。

炉内計装管も試験された。これは、二重管で、内部に物質が存在したため、最初はアルミナ/炭化ほう素可燃毒物棒と信じられていた物である。しかしながら、物質がB₄Cを含まないことが明らかになったため、管の直径測定を実施し、溶融した金属質デブリのつまった計装スリーブであると判定された。

計装案内管の中の物質とジルカロイ被覆管との局所的な反応を第13図に示す。この反応は、被覆管の内面全周に及んでいる。被覆管の内側には黒い析出物がみられ、内面から小さなクラックが発生していた。被覆管内面の反応領域は、マルテンサイトの構造を呈している。反応領域の外側の被覆管の外表面近傍では、マイクロ組織は到達温度が1100 K以下であったことを示している。

計装案内管の内部の溶融固化デブリ内の元素分布を、ドットマップによって第14図に示す。この物質は、別の相として銀とインジウムを含むが、ニッケルは混合物のいたるところに均一に分布している。ジルコニウムとウランも存在する。しかし、これらは別の相中に存在し、必ずしも一緒に存在するわけではない。鉄とクロム、とりわけクロムはいくつかの相の表面に存在するように思える。

クロムが酸化し、構造材料（鉄、ニッケル及びクロム）とジルコニウムが反応した結果、鉄とニッケルリッチの合金は液相から急冷された。この金属相は、Ag-In-Cd制御棒合金の残存物と一緒に、上部及び周辺部クラストから採取されたサンプルのいくつかで観察され

た。炉心位置07の周辺部クラスト（07-P4）はかなりの量の金属物質を含み、燃料は少量であった。このクラストから切り出したサンプルの縦方向断面を第15図に示す。この図に示される領域2を試験した結果、燃料ペレットとの界面で、被覆管は冷却材流路を流れ落ちてきて被覆と反応した金属物質によって溶かされてしまっていることが判った。尚、金属物質はその後にも適度に低粘性であったため、クラックを通して燃料ペレット内に浸入し、ポイド中で金属介在物を形成した。

第15図の領域3の金属相のマイクロ組織は、第16図に示されるように、粗いデンドライト（樹枝状晶）組織を呈している。図の中心部のデンドライトは（切断面に対して）ほぼ水平方向に方位しており、図の上部と底部のものは垂直方向に形成されている。二次デンドライトの間隔は $33\mu\text{m}$ であった。このデンドライト組織はおそらくオーステナイトと δ -フェライトが混合したものである。デンドライトの枝の間隔は冷却速度に依存する。また、 δ -フェライトの生成量も冷却速度に依存する⁽³⁾。デンドライトの枝の間隔が $30\mu\text{m}$ という点に基づいて評価すると、冷却速度は $5\sim 15\text{K/s}$ ということになる。

金属介在物がセラミック物質と直接接触することでFPはセラミック相から金属相に移行できるようになる。特にルテニウムやパラジウムのように金属性を保つ傾向のあるものはそうである。クラストサンプルに対するオートラジオグラフ（第17図）は、放射能がセラミックマトリックスよりもむしろ金属介在物中に濃縮されていることを示している。（第48図においては、FPであるルテニウム、ロジウム及びパラジウムはニッケル・錫合金中に濃縮されている。）

ステンレス鋼とインコネル合金が残存していることを示すデンドライト組織は上部クラストサンプルG8-P11中にもあった。第18図は金属相（領域5）のマイクロ組織を示している。図の中心部ではランダムな方位で粗いデンドライトが形成され、右の部分のデンドライトは微細で方位は一方向である。金属介在物の中心部の冷却速度は表面より小さい。何故ならば、デンドライトの間隔が大きいからである。表面のデンドライトの方位がはっきりしていることは、金属相からの熱の流れの方向を特徴づけている。しかし、G8-P11の領域3では、第19図に示されるように冷却がより速く、ある合金が他の合金に隣接するという二相構造が形成されたと考えられる証拠がある。これらのデータは、一般に、上部クラストは比較的ゆっくりと固化したことを示している。但し、クラストの少ない割合は例外的により速く冷却されたかもしれない。

4. UO_2 燃料の溶解

UO_2 の溶解は二つの例によって示されている。一例では、被覆管は溶融金属によって溶解される前に酸化して ZrO_2 になっていた。他の例では、ジルカロイ被覆は融けており、金属溶融物中のジルコニウムが UO_2 燃料を侵食した。

G8 上部クラストサンプルにおいては、燃料の溶解中に被覆が酸化されたことが観察された。このクラストサンプルの水平方向の断面を第20図に示す。この図は、比較的無傷の燃料ペレットスタックが金属質の物質に取り囲まれていることを示しており、これは燃料の形状が残っていなかった K9 上部クラストサンプルの場合と対照的である。明かに、金属物質は流れ落ちて燃料スタックを取り囲んだものと考えられ、これが領域によっては燃料と被覆の部分的な溶融の原因となった。この位置の上部クラストは約 22.5% の金属を含んでいた。また、燃料ペレットの円周状の形状は部分的な溶融あるいは破碎によって変化していた。他の領域では、ある程度の被覆管の酸化が観察された。

G8-P11 の領域 1、すなわち 2 個のペレットと被覆管の間の界面領域を第 21 図に示す。二つのペレットとも、燃料／被覆界面では気孔率が大きい。燃料ペレットを取り囲んでいる被覆は酸化されてしまっている。また、被覆と燃料の間の反応が進行中であった。このことは、気孔率が大きいことと、燃料のクラックや気孔中に鉄酸化物の共晶が流れ込んでいることで明かである。更に、（完全に酸化された二つのジルカロイ）被覆層の間に金属物質が存在した形跡がある。これらのデータは G8 位置の上部クラスト中では、燃料が溶融した構造材とジルコニウム酸化物によって溶解されたことを示している。

G12 周辺部クラストの断面はウランとジルコニウムの混合酸化物であるセラミックマトリックスに周囲を取り囲まれた無傷の残存燃料ペレットを示している（第 22 図）。燃料ペレット／セラミックの界面で反応が生じ、その結果この界面でも G8 上部クラストにおいて観察されたものと類似した大きなボイドが形成された。このような組織は明かに、上部デブリベッドから落下したデブリが溶融状態のデブリに入り込んだ結果できたものである。これらの試験結果はマトリックスはかなりの割合のボイドを含む $(U,Zr)O$ セラミックであることを示している。（訳者註： $(U,Zr)O$ はウラン、ジルコニウム及び酸素の混合物の意味であるので、 (U,Zr,O) と表記した方が妥当であろう。）

G12 周辺部クラストの気孔率が相当大きいことを第 23 図に示す。図の中心部の領域には、構造材の酸化物が UO_2 と共に共晶中に存在することを示すまだら状の組織はあまり見られない。単一相の $(U,Zr)O$ との界面で、気孔の層が構造材を取り囲んでいる。この気孔は（溶融物質の）固化と関連しているかもしれない。

K9下部クラストサンプルと同様に、D8の軸方向の断面を金相試験した結果、燃料棒と構造材料の間で反応が生じ、燃料棒上でジルカロイが溶解したことが判った（第24図）。このD8断面は、熔融固化した物質に取り囲まれた2個の識別可能な燃料スタックを含んでいた。高倍率で調べた領域（領域1）は小さな燃料破片で反応は比較的少ないが、領域3では反応が明らかであり、熔融固化物質が部分的に酸化した可能性がある。また、この位置の燃料の表面が粗くなっていることは、熔融した構造材中のジルコニウムによる燃料の化学的溶解が生じたことを示唆している。これらのデータは、下部クラスト中の燃料ペレットと被覆管は熔融構造材と制御棒材の化学的な侵食を受け、その結果、被覆の熔融と燃料物質表面のある程度の侵食が生じたことを示している。

D8炉心位置で無傷の燃料ペレットの周囲に流れ落ちた熔融固化物質のマイクロ組織を試験したところ、マトリックスは気孔率の大きい金属物質であり、若干の金属介在物を含み、ある程度酸化していることが判った。第25図は、D8-P1クラストサンプルの多量の金属物質を含む領域における、熔融固化したセラミック物質と金属物質の界面を示している。このセラミック部分は(U,Zr)Oで構成されている。このことは、被覆管が酸化された後に燃料と反応したことを示唆している。

下部クラスト中のUO₂燃料ペレットの熔融の進み方は第8図に示されている。(U,Zr)O反応層がUO₂燃料に隣接している。この組成は、金属混合物中のジルコニウムによるUO₂の溶解が進展したことを示している。金属状のジルコニウムは、ジルカロイが構造材や制御材と反応したことによって、冷却材流路中で様々な金属合金と合金化したと考えられる。ジルコニウムを含む金属相は、(Zr,Sn,Ni,Fe)、(Zr,Fe,Cr,Ni,U)、(Zr,Ni,In,U)及び(Ag,In)である。

ジルコニウムによるUO₂の溶解と関連して、D8及びK9下部クラストサンプルでは、50～100μmの小さな長方形の燃料粒子が熔融固化した金属質マトリックス中に埋め込まれるような形で存在していた。これらの粒子は熔融金属デブリに巻き込まれて落下したUO₂の破片であると、まず考えられよう。しかし、燃料粒子の形状が正方形や長方形であることと、大きなペレットから発生した燃料破片であることとは合致しない。この場合には、燃料破片は不規則な形状になるはずである。一方、ホフマン等⁽⁴⁾は、これらの粒子は熔融物が冷却される過程で核生成し成長したものであると報告している。粒子は少量のジルコニウムを含んでいる。

金属ウラニウムはウラニアがジルコニウムで還元されて生じる。燃料棒中に他の物質が存在しない場合には、ウラニウムはジルコニウムと合金を形成することになる。しかしながら、制御棒合金から放出された銀が存在する場合には、以下に示すように、金属ウラニウムはジルコニウムの代わりに銀と合金化する。第26図は、セラミックマトリックスと金属層の界面のBSE像と材料中の様々な元素の分布を示すドットマップである。第25図中の

BSE像の右上端部では、機械的に混合したクロム酸化物の小塊（黒っぽい領域）がかなりの濃度のインジウム（おそらく金属質である程度のジルコニウムを含んでいる）で取り囲まれている。これらのデータは、クロム酸化物は金属質の物質とは容易には混和しないことを示唆している。このことは物質の酸化状態の違いに基づいて予想されることである。

BSE像の上端部近くの暗い帯状領域の下方は低原子番号の物質が分布する幅の広い帯（より明るい領域）になっている。明るい帯状領域の底に近い部分には、原子番号のより大きい物質が存在する。明るい帯状領域では組成の異なる一連の合金が虹のように分離している。この領域の上端近くはウラニウム、錫及びインジウムを含む銀の層である。この帯状領域の下の部分はニッケルと錫の層であり、金属質の鉄介在物が含まれている。これらのデータは、銀は金属ニッケル相から分離していることを示している。明るい金属性物質帯の下には三角形の領域があり、BSE像の左下隅には明るい帯状領域がある。

第26a図のBSE像の三角形の領域は金属鉄とニッケルで構成されている。BSE像の左下隅の帯状領域は銀とウラニウムである。BSE像とドットマップは、上部クラストの金属質の部分は一般に酸化していないこと、また冷却の過程で溶融物の金属成分が分離し、溶融物中の成分の溶解度に依存して、様々な組成の合金相が形成されたことを示唆している。ウラニウムと共に銀が存在したために、ウラニウムの酸化は抑えられた。

UO_2 溶解における主たる反応物は多分ジルコニウムである。なぜなら、構造材と制御棒材中の他の元素は UO_2 を還元するに十分な酸素ポテンシャルを持っていないからである。しかしながら、ジルコニウムは他の元素、特に鉄、ニッケル、インジウム及び錫と合金化しているため、その酸素ポテンシャルはこれらの元素の存在によって弱められている。但し、このことによって、 UO_2 の溶解が大きく影響されたようには思われない。

5. セラミック相の組成と構造

上部デブリ層では、温度や酸化状態が大きく変化していることを示す各種のセラミック粒子が見いだされた。炉心全体で、一般に、同様のセラミック層が見られた。これらの粒子の数例を以下で述べる。

第27c図は、上部デブリ層から採取した粒子の断面とマウント用クリップを低倍率で示す写真である。この粒子の中央部のマイクロ組織は初期状態とは変わってしまっているが、第27d図に示すように、融けていない UO_2 の特徴を有している。この中心部の外側の物質を第27a及び27b図に示す。この物質は、1~8mol%の ZrO_2 を含む $(U,Zr)O_2$ であるが、中心の UO_2 領域に向かう拡散が生じたことを示す兆候はみられない。かなりのエッチングを施しても、結晶粒組織は検出されなかった。このマイクロ組織は、密集したガラス質の様相を呈してい

ることも合わせ考えれば、液相線温度を超える温度から急冷されたことを示している⁽⁵⁾。この粒子は、おそらく、3000~3100Kの温度で熔融セラミック相と反応した UO_2 のかけらである。

(U,Zr) O_2 粒子全体の組織は第28図に示されるマイクロ組織で代表されるようなものである。しかしながら、26図に示される粒子とは対照的に、組成は平衡状態図のジルコニウムリッチ側で、66モル% ZrO_2 程度である。第28a図のマイクロ組織写真は十分にエッチングした後のものであるが、結晶粒構造は見られず、上で示した粒子と同様に比較的密なガラス状の構造となっている。但し、第28b図に示すこの粒子の異なる領域に対するBSE像は微細なマイクロ組織を示している。反射電子は、重い原子番号の粒子によって効率的に反射されるので、この像の比較的明るい部分は、暗い部分に比べてウランリッチになっている。この粒子は層状に形成されたもののようである。おそらく液相点(~2800K)以上の温度から類似した組成の物質が異なる冷却速度で冷やされ固化したものであろう。

第29図に示される粒子はウランとジルコニウムの混合酸化物である。しかし、その組成は上述の2個の粒子とは異なり、アルミ、クロム、鉄及びニッケルを含む構造材の酸化物が UO_2 と混ざり合って結晶粒界に析出していた。金属質の介在物は主にニッケルである。第29b図のエッチングしたサンプルのマイクロ写真は結晶粒界に存在する物質の組成が一様ではないことを示している。また、この粒子の結晶粒界に炉心構造材の構成元素が存在することは、燃料棒と構造材コンポーネントの間に反応が生じたことを示している。別の研究によって、金属状態の構造材は UO_2 とは反応しそうにないが、酸化した構造材は反応し得ることが示されている⁽⁶⁾。典型的なケースでは、反応物質は少量の UO_2 を含む共晶である。したがって、これらの構造材物質は比較的少量でも融点を最高で115K程度下げる可能性がある。第7図に示す粒子は、結晶粒界がはっきりしていることとウラン濃度が高いことから、偏晶点(2673K)以上の温度で金属/セラミック反応が生じその後酸化された物質であるように思える。しかしながら、マトリックスの組成が均一で、結晶粒界に不純物が偏析しているため、これは2700K以上の温度で他の酸化物と熔融状態にあった(U,Zr) O_2 であろう。すなわち、冷却される過程で、バルクの(U,Zr) O_2 は2700K程度で析出し、残った液体は共晶相として結晶粒界で固化したと考えられる。

第30図に示す粒子の殆どの部分は未反応の UO_2 であるが、(燃料の)周辺部にはジルコニウムリッチの(U,Zr) O_2 がある程度存在する。ウラン濃度は燃料中では88wt%であるが、(U,Zr) O_2 相の外端部では0wt%まで減少している。混合酸化物(MOX)領域には大きな結晶粒がある。(訳者註：一般にMOXとはウラン酸化物とプルトニウム酸化物の混合物のことであるが、本論文ではウラン酸化物とジルコニウム酸化物の混合物をMOXと称している。)また、この領域の中心の金属介在物は錫とニッケルで構成されている。介在物中の物質は熔融した物質が液体金属として(2200K)流れ落ち、燃料との著しい反応が生じる前に固まり、酸化されたものであるように思われる。また、この物質が酸化される際に、金属相は酸化

に先立って析出し、錫-ニッケル金属介在物が形成されたものであろう。

上部クラストは主にセラミック相からなっており、15~25%の金属介在物を含んでいた。K9上部クラストサンプルの外観写真と各種の試験のためにサンプルを採取した位置を第31図に示す。大きな金属塊がクラストの端部に存在する。このクラストはマトリックス中に金属が細かく分散したセラミック状の物質と大きな金属塊が凝集したものである。第32図に示すプラグ状サンプル上端表面の写真から、金属介在物がマトリックス中に埋まっているのがわかる。試験データは以下のことを示唆している。すなわち、金属相はプラグ状サンプルの上部表面近くでセラミックマトリックスの上に位置すること、金属部分はおそらくセラミック層の表面に沈着したこと、更に物質中のクラックとボイド部に浸入し固化したことである。

上部クラスト中のセラミック物質の典型的な組織を第33図に示す。セラミック相はかなり多孔質であり、多くの割れが存在する。セラミック相中のボア（気孔）の近くには斑状の黒っぽい相がある。これは構造材物質の酸化物と UO_2 の共晶相である。この共晶相は、体積で全セラミック領域の25%程度であり、デブリ中に存在する気孔と結びついている。ボアから遠く離れた位置では、ミクロ組織は無地の組織になっている。これは単一相の UO_2/ZrO_2 混合酸化物であり、共晶相の存在量は極めて少ない。 $(U,Zr)O$ 単一相物質中には、ごく僅かな量（~1%）の鉄及びクロム酸化物と、おそらく金属状態のニッケルが存在する。第34図は溶融炉心の中心部から採取した全体がセラミック状である粒子（G8-P6-B）の外観写真である。この粒子の切断面を第35図に示す。この写真は大きなボイドが存在することを示している。ボイドは層状になっているようにも思えるし、一列毎に分かれて並んでいるようにも見える。サンプル中のボアがこのような組織になった原因は不明である。35図には二つのボアの近くのみクロ組織も示してある。左側の顕微鏡写真には、構造材物質の酸化物であると見られる斑状組織が含まれている。一方、右側の写真には、ボアに隣接して大きな無地の結晶粒が見られる。ボアの表面からかなり離れた位置は斑状組織（構造材の酸化物）になっている。これらのデータは、層状のボイド領域が構造材物質領域とセラミック領域との界面に形成されたことを示している。領域によっては、構造材の酸化物の量が非常に多いため、単一相の UO_2/ZrO_2 の存在量が僅か17%に過ぎない例もある。

別のセラミック粒子（G12-P4-A）の切断面を見ると、無傷の燃料ペレットの残存物がウランとジルコニウムの混合酸化物のセラミックマトリックスにすっぽりと包まれているのがわかる（第36図）。この組織は、クラストサンプルG8-P11とG12-P1で被覆管に隣接した燃料中で見られるボアに良く似ている。燃料ペレット/セラミックの界面で反応が生じたため、この界面で大きなボイドが形成された。これらのデータすべてが、ボイドの間隔は燃料物質が構造材合金により溶融されることによって造られた工芸品のごときものであることを示唆しているように思われる。

第37図は、36図の領域1における粒子G12-P4-Aのマイクロ組織を示したものである。燃料ペレット/MOXの界面にはポアが存在している。この組織にはいくつかの大きなポアが見られ、大量の構造材酸化物が斑状にマトリックスに析出している。これらの酸化物の中には、構造材酸化物と UO_2 の共晶として結晶粒界に析出しているものもある。

G12-P9-Aのセラミックマトリックス中の金属介在物を調べて、WDSを用いて元素組成を決定した(第38図)。ポアのマイクロ組織を見ると、数個の大きな UO_2 単結晶と数個の小さな単結晶(領域2)の存在がわかる。領域2の高倍の写真を第39図に示す。ポイド中に存在する結晶は立方体の面(八面体)を示している。これは気相から結晶が成長する場合に予想される通常の高原子密度面である。更に高倍で観察すると、これらの結晶の面には筋(striation)が見られる。これはおそらく、蒸気が蒸着している間に刃状転移が成長することで形成されたものであろう。棒状の物質の成分はすべて鉄であり、これはたぶん単結晶である。これらの鉄の棒の表面にインジウムの結晶が沈着している。

下部プレナムサンプルのセラミック部分の外観から判断して、サンプルは多数のポイドを含む連続マトリックスで構成されている。ポイド率はサンプル表面で約25~40%である。気孔率が1~2%に過ぎない位置も少数ながらあった。ほとんどの粒子は、基本的にはすべてがセラミックであり比較的少量の金属介在物を含んでいた。

EPMAのデータは、マトリックス物質の組成は重量で、ウラン66.9%、ジルコニウム15.6%、鉄0.9%、クロム0.4%、シリコン0.3%及びニッケル0.1%であることを示している。この分析では、検出されなかったものはすべて酸素であると仮定している。これら元素のすべてが化学量論組成の酸化物になっていると仮定すると、組成は UO_2 75.9%、 ZrO_2 21.1%、 FeO 1.8%、 Cr_2O_3 0.6%、 SiO_2 0.7%及び NiO 0.2%となる。

結晶粒界の幅は一般に非常に広く、第40図のSEM写真に示されるように、デンドライト(樹枝状晶)組織を呈している(訳者註:ここでは結晶粒界という用語を広義に解釈して用いている。すなわち、凝固過程で先に固化した部分を取り囲んでいる領域のことを指す)。試験したすべてのサンプルの結晶粒界の黒っぽい相は鉄及びクロムと不定量のアルミとニッケルを含んでいることがわかった。この相の主成分は鉄とクロムであり、アルミ、ニッケル及びウランの量は検出できる程度のものである。結晶粒界に存在する相がアルミとニッケルを含むことは明かであるが、EPMAデータによると、クロムと鉄の含有量が高く、ニッケルはマトリックス中より多いことがわかった。これらの元素が酸化物になっていると仮定しても、なお物質収支は達成できない。EPMAではアルミを検出することができなかったため、不足分はアルミであるかもしれない。結晶粒界の白っぽい点はウランのような原子番号の大きい元素と対応しているので、結晶粒界に存在する UO_2 もこの物質欠損に関係するかもしれない。結晶粒界の黒っぽい相のシリコン含有量はマトリックス中とほぼ同じである。

下部プレナムのセラミックデブリの組成が炉心中央部の溶融領域中の物質の組成と類似しているため、下部プレナムの物質は炉心中心領域から移動したものである。両方のセラミック相のマトリックスはウランとジルコニウムの混合酸化物であり、構造材酸化物とウランの共晶組織を含んでいる。

下部プレナムから採取した最大の粒子中で、第2相あるいは中間相が一次結晶粒界を取り囲んでいる小さな領域が見つかった(第41図)。他のサンプルでは、結晶粒界を取り囲むこのような二次相はほとんどの場合存在しない。この相にはウランとジルコニウムしか存在せず、それらの存在比はマトリックス中の比と同じである。EPMAデータによると、この中間相の組成はマトリックス中の組成と非常に似ている。この相に対する二つの測定値を平均した組成は、 UO_2 74.9%、 ZrO_2 19.5%、 FeO 1.3%、 Cr_2O_3 0.7%、 SiO_2 1.0%及び NiO 0.2%である。マイクロプローブでは酸素を検出できないので、これらの化合物は化学量論組成になっていると仮定している。これらのデータは、中間相ではマトリックスに比べてジルコニウムの濃度が僅かに低いこと、また、検出された元素の合計は97.8%であるため、中間相は検出されなかった元素(低原子番号)も含むことを示唆している。例えば、鉄の化学形は Fe_3O_4 であるかもしれない。そうすると分析値より多くの酸素があることになる。

また、下部プレナムから採取された一番大きい粒子では、ジルコニウムを含まない UO_2 のみが見つかった(42図)。純粋な UO_2 とウラン・ジルコニウムの二酸化物からなるマトリックスの界面を第43図に示す。気孔の形態は通常運転温度で照射された燃料のものとは異なっている。しかし、結晶粒径はまだ比較的小さい。このことは、 UO_2 の破片が融けなかったことを示唆している。

構造材酸化物と UO_2 との共晶相の典型的なマイクロ組織を、N5-P1-H粒子の結晶粒界析出物の拡大写真(44図)に示す。きわめて明るい領域は UO_2 の存在を示唆している。このような共晶構造はほとんどのセラミック相で見いだされた。

似たようなセラミック粒子(K9-P3-F)のマトリックスのBSE像とドットマップ(45図)はサンプル中の元素分布を示している。BSE像は、セラミックの UO_2 と ZrO_2 のマトリックスが、鉄、クロム及びアルミ酸化物とおそらく金属状であるニッケルの単一相混合物を取り囲んでいることを示している。この単一相混合物は、(45図に示される)視野の左上部から右下へと流れている⁽⁷⁾。結晶粒内の気孔と結晶粒界に析出した構造材酸化物が、僅かに存在するマイクロクラックと共に、図中に示されている。図中のすべての黒っぽい領域はポアであると解釈できるが、SEM試験によって、少なくとも結晶粒界に沿って存在する物質は構造材の酸化物と UO_2 の共晶であることが示されている。結晶粒界の析出物はサンプル体積の13.4%を占めている。マトリックスは、いくつかの結晶粒中に見られる斑状組織を除

けば、きわめて均一である。

溶融炉心領域の中心部から採取したセラミック粒子の密度は、平均で 8.3g/cm^3 であるが、これはウラン、ジルコニウム及びいくつかの構造材の混合酸化物の存在によるものである。金属組織学的試験とセラミックサンプルの予想される組成、すなわち体積率で、 UO_2 ：60～80%、 ZrO_2 ：10～20%、構造材酸化物と UO_2 の共晶混合物：25%、という組成に基づいて、気孔率ゼロのサンプルの理論密度を計算した結果、測定値と一致した。

上部クラストのセラミック部分が到達したピーク温度の最低値は、 UO_2/ZrO_2 等値線（平衡状態図で組成が50%-50%である場合）に基づけば、2810Kと見積ることができよう。しかし、鉄・クロム・ウラン酸化物共晶中の構造材酸化物の量を8～12%と見積ると、これはピーク温度の最低値を最高で115K引き下げると予想される。この溶融温度低下についての推定は、 UO_2 と ZrO_2 の単一相固溶体が第46図に示す $\text{ZrO}_2/\text{Fe}_3\text{O}_4$ 平衡状態図における ZrO_2 と同様にふるまうであろうという仮定に基づくものである。但し、これは仮定が成り立つ範囲での半定量的な推定に過ぎない。

セラミック物質に関して実施された他の試験としては、デブリの圧縮強度を調べるために行なわれた機械特性試験がある。圧縮試験サンプルは下部プレナムから採取したデブリから得られた。エポキシ樹脂に埋め込んでいない部分から取った1個のサンプル（7-1）は非常に不規則な形状で、亀裂を含んでいた。このサンプルには亀裂があったために、不規則な形状ではあったが、もう1個のサンプル（7-6）を試験に供した。更に、大きくて、エポキシ樹脂に埋め込んだサンプル（11-5）を切断して、できるだけエポキシを除去し、見た目にはクラックのない圧縮試験用サンプルを得た。

これら3個のサンプルに対する荷重-変位曲線を第47図に示す。7-1及び7-6から取ったサンプルは各々、6230、756Nで破損した。11-5から取ったサンプルは15570Nで壊れた。後者は規則的な形状であったので、圧縮強さを計算し、111.4MPaという値を得た。サンプルの面積にある程度の差はあるものの、サンプル7-1中のクラックが破壊荷重を低下させたことは間違いない。各々のサンプルは、予想したように、荷重に平行な方向に壊れた。

111.4MPaという圧縮強さは～30%の気孔率を有する物質の値である。この圧縮強さを密度95%⁽⁸⁾（訳者註：原文は気孔率95%であるが、これは明かに間違っている。）の物質に補正した場合には、その値は226.1MPaとなる。この値は、文献値に報告されている破壊強度、90～100MPaより高い値である。しかし、文献値^{(9)・(10)}は圧縮ではなくて、ウラニア（ UO_2 ）を引っ張り試験して得られた値である。セラミック材料は引っ張りより圧縮で高い強度を示すことが知られている。したがって、111.4MPaという測定値は文献値とかけ離れたものではない。

試験結果は、上部クラスト中では、ジルコニウムとクロムのほとんどと、ステンレス鋼及びインコネル合金からの鉄のある割合は酸化されたことを示している。したがって、事故中に、酸化された鉄とクロムは(U,Zr)Oマトリックス中で融けていたであろう。そして、冷却中に、(溶解度以上の)過剰の物質は液体から析出したであろう。溶融混合物が固化したとき、鉄及びクロム酸化物の各々~1%が、UO₂/ZrO₂のMOX単一相固溶体中に、溶液の状態で残り、過剰な鉄及びクロム酸化物は共晶を形成して固溶体の結晶粒界に析出するかマトリックス中で金属介在物を形成したと思われる。これらの組織は顕微鏡写真中で明らかである。すなわち、写真は構造材物質がまず酸化され、その後UO₂中に融け込んだことを示唆している。したがって、金属領域では、他の元素に比較して、鉄とクロムが枯渇していることが予想される。

下部プレナムデブリは、その外観とマイクロ組織から判断して、一旦溶融した物であると思われる。一番大きい粒子中の純粋なUO₂片は融けなかったかもしれないが、気孔率は変化しているので、融点に近い温度になったのでであろう。この結論は、マトリックスの温度が~3100K(液相線温度)であったことと合致する。サンプルのマトリックスの成分の大部分は燃料(UO₂)及び被覆として存在した物質であった。また、結晶粒界とマトリックス中に存在する鉄とクロムはステンレス鋼とインコネルの成分であった。結晶粒界に比較的高濃度で存在するアルミは熱電対と計装リード線中に絶縁ペレットとして用いられたAl₂O₃及びAl₂O₃/B₄C制御棒からのものである。

6. 物質の酸化

上部プレナムでは、ジルカロイ案内管と燃料棒被覆管の酸化程度は、ロッド毎にあるいは一本のロッドでもその周方向・軸方向によって大幅に変化した。案内管上のZrO₂層は0~6μmであり、一方、燃料被覆管上の酸化膜の厚さは、10~305μmの範囲で変化した。酸化程度の違いを示す典型的な例としては、一本の燃料棒の同一軸方向位置(すなわち同じ高さ)でも、周方向で酸化膜の厚さが70~305μmの範囲で変化したケースがある。

混合状態の金属相とセラミック相を含む粒子(G12-P9-A)は、部分的には酸化物であるように見える。粒子の一方の端には酸化されていない金属介在物が存在する。体積の12~16%が金属で占められるサンプルもあった。このサンプルの断面を第48図に示す。これは、金属介在物のマイクロ組織を示す一例である。この球状の金属物質は多数の相を含み、各相は異なった領域に分離している。また、この金属球はウランとジルコニウムの混合酸化物に囲まれている。これらのデータは、金属物質は溶融した際に凝集して流動するようになり、冷却されるにつれて、分離するようになることを示唆している。

第49図は、ポアの内部にあって酸化物の相を取り囲んでいる金属介在物をEPMAで分析し

た結果（ドットマップ）である。セラミックマトリックスに隣接したポアの周縁部は鉄とニッケルからなる層になっており、ここには少量のインジウムも含まれる。鉄は酸化物として存在しており、おそらく Fe_3O_4 である。図中の金属介在物の底の部分には、銀とインジウムが含まれている。介在物の中央部には白っぽい相があり、これにはニッケルと錫が含まれる。この相はまた、図の一番上の部分にある、ニッケルリッチで鉄も含まれる金属マトリックス中に金属介在物として存在する。このマトリックスはFPのルテニウムも含んでいる。これらのデータは、冷却中に様々な金属相が偏析したこと、また、液体状態にあったときには複雑な（組成の）金属物質が存在したことを示している。

酸素ポテンシャルの低いこれらの物質は十分には酸化されなかった結果、高温に曝された後も金属球や金属介在物のあるものは金属状態で残った。これらの金属相を試験することは酸化過程の究明に有用である。例えば、モリブデンは酸化物と金属相の両方の状態で見つかっている。

構造材用鋼と同程度の比重である金属質の粒子（009-P1-A）は構造材合金が酸化されてできた副産物の一例である。この粒子の切断面と典型的なマイクロ組織を第50図に示す。マクロ写真では、気孔率が非常に大きいことがわかる。また、マイクロ写真は、マトリックスの組織はサイズ $30\sim 100\ \mu\text{m}$ の球状の銀粒子を含む樹枝状晶であることを示している。主要な相は鉄である。二次的な金属相もあるが、これも鉄である。BSE像では、樹枝状晶がはっきりしないので、この相はおそらくデルタフェライトである。球状の銀粒子は球状のポイドとセラミック介在物を含んでいた。これらの写真は、金属相が溶解度に応じて分離し、不溶性の介在物が形成される傾向のあることを示している。

第51図は、物質の金属マトリックス中、及び金属相内にある介在物中の元素分布を示している。マトリックス（領域1）は中程度の原子番号の元素を、一方、球状の介在物（領域3）はマトリックスよりも原子番号の大きい元素を含んでいた。また、大きい球状の介在物は原子番号の異なる元素から構成されている球状介在物とポイド（領域4）を含んでいた。（訳者註：図中で領域4を示す矢印の位置は正しくない。領域4は領域3に含まれる2個の球のうちの小さい方である。）黒っぽい介在物（領域2）は低原子番号の元素を含んでいた。サンプルの白っぽいマトリックスは金属状の鉄、ニッケル及びクロム合金からなっており、マトリックス中の小さな介在物は錫とインジウムのみを含んでいた。大きな球状の介在物（領域3）は銀、インジウム、錫を含んでいた。銀粒子中にある黒っぽい球状介在物（領域2）はクロム酸化物（ Cr_2O_3 ）であると同定された。 Cr_2O_3 が銀介在物上で浮遊していたことは明かである。なぜならば、すべての Cr_2O_3 介在物はサンプルの同一側面に存在しており、金属銀粒子の密度は酸化クロムの密度より大きいからである。

原子炉の中の様々な物質の酸化状態を要約すると、以下のようなになる。錫とニッケルは酸化されなかった数少ない元素である。これは熱力学的考察で予想される通りである。ジ

ルコニウムは、下部クラスト中と切株状燃料棒中に存在した部分を除いて、ほとんどが酸化された。ウランのすべては酸化物の形になっていたと予想されるけれども、銀と合金化していた金属ウランもあったことが見いだされた。クロム、鉄、モリブデンは部分的に酸化されていた。

Fe-Ni-Cr平衡状態図から考えると、この混合物が到達したピーク温度は最低でも1600～1700Kである。この値は銀-インジウム状態図に基づいて予想される温度よりもっと高い。しかし、銀粒子中に均一で球状の Cr_2O_3 介在物が存在することは、 Cr_2O_3 の融点(2263K)に相当する温度になったことを示している。このことは、予想されることかもしれないが、周辺部クラストの温度がクラスト領域の温度以上になったことを示唆している。

7. 結論

インコネル製スパーサグリッドとステンレス鋼製の部品は、ジルカロイ燃料被覆の破損において、重要な役割を演じた。すなわち、これらの材料は、ジルカロイ被覆と反応し、ジルコニウムと鉄、ニッケル及びクロムとの共晶反応によって、Zr-Fe-NiあるいはZr-Fe-Cr合金を形成した。下部クラストは、冷却流路内にあったこれらの金属溶融物が下部プレナムの冷却水で冷やされて形成されたものである。

ジルコニウムは、鉄やクロムが存在する場合には、Ag-In-Cd制御棒合金からの銀とは合金化しなかった。一方、ジルコニウムはインジウムとは合金を形成した。これはおそらく金属間化合物になっている。1100K以上の温度では酸化しない錫は、酸化ジルコニウムから分離して、最終的にはニッケルと合金を形成する。

高温のセラミック溶融物中では、FPはセラミック相よりも金属相中に濃縮された。しかし、高温にはならなかった下部クラストでは、FPはセラミック燃料中に残った。上述したNi-Sn合金は高温のセラミック溶融物からルテニウム、ロジウム、パラジウムといった金属FPを取り込んだ。そのため、これらのFPは金属相中に濃縮された。

金属溶融物中に融け込んだジルコニウムは UO_2 燃料を還元し、金属ウランとジルコニウム・酸素固溶体を生成した。金属溶融物中に存在するFe-Cr合金に加えてこの反応生成物(ウランとZr-O合金)も水蒸気によって酸化され、セラミック溶融物を形成した。限られたケースではあるが、鉄とクロムを含む溶融酸化物とジルコニウム酸化物との反応によって、 UO_2 燃料が溶解された場合もあった。

セラミック相は、上部プレナムから下部プレナムまで、炉心の広範囲に存在していた。セラミック相は、 UO_2 - ZrO_2 混合酸化物と構造材酸化物で構成されていた。これらは点在す

る狭い領域や結晶粒界で、構造材酸化物と UO_2 の共晶相として、ある程度まで固溶体になっていた。この相は体積で $\sim 25\%$ を占め、コアボーリングで採取されたデブリのすべてのセラミック相中ばかりでなく、下部ヘッド上や上部デブリベッド中に存在した物質中にも含まれていた。構造材の酸化物が存在したことで、混合酸化物の溶融温度は（構造材の酸化物が含まれない場合に比べて） $115K$ 程度低下し、 $\sim 2700K$ になった可能性がある。

構造材中の鉄とクロムは酸化された。この酸化によって発生した水素は、ジルコニウムの酸化に伴って発生した分にプラスされ、全発生量の増大に寄与した。但し、すべての鉄が酸化されたわけではない。また、モリブデンとクロムは一部が酸化されたに過ぎない。錫とニッケルは酸化されなかった。これらの中で、クロムは最高の酸素ポテンシャルを有し、最も酸化され易い。このことは、インコネルやステンレス鋼合金中でクロムの欠乏が生じる原因となる。金属状のニッケルとマグネタイト (Fe_3O_4) が存在し、モリブデンは金属と酸化物の両方の状態で存在していたことから、事故時の酸素ポテンシャルは $2000K$ で約 $200kJ/mol$ であったと推定される。

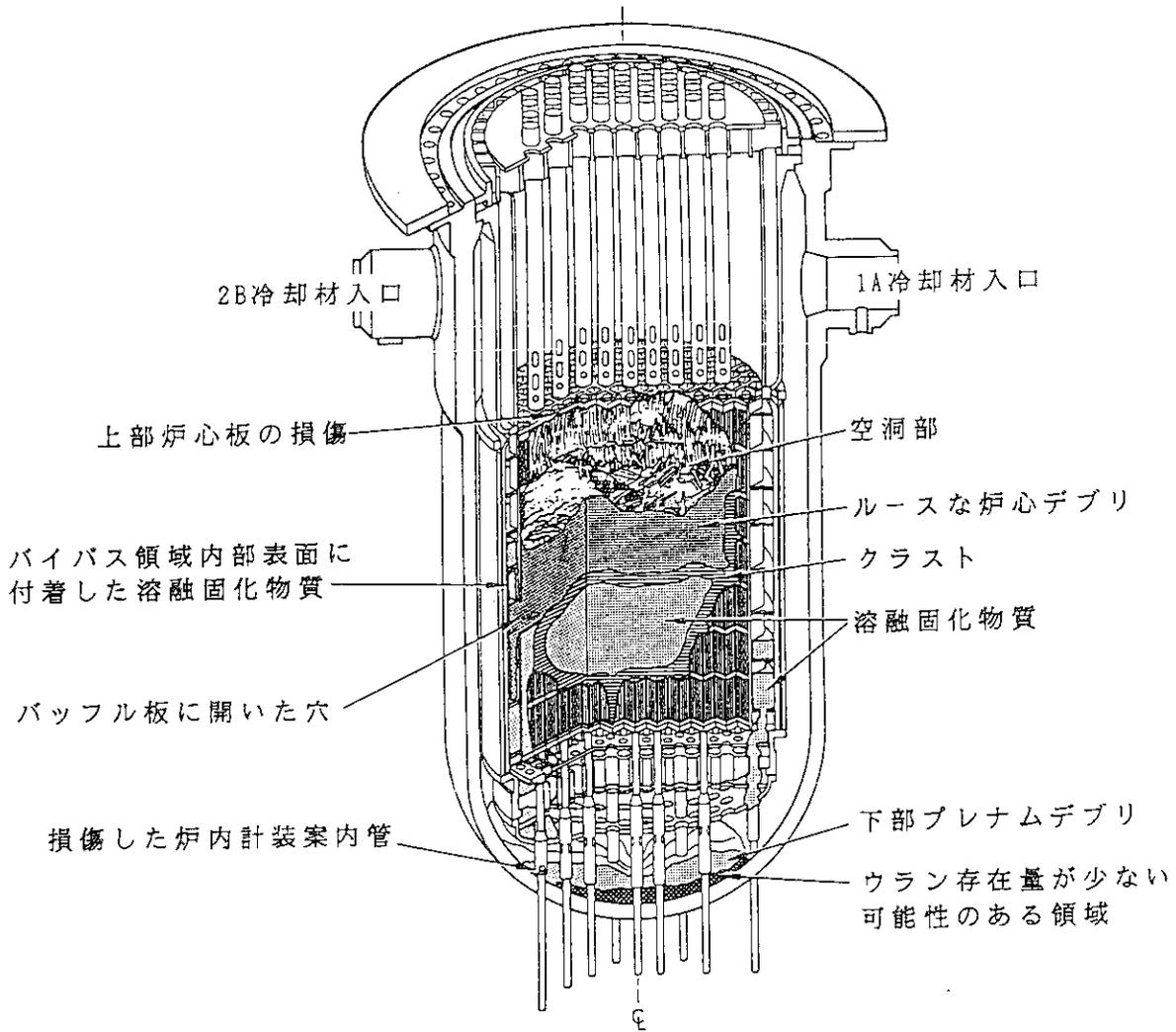
謝辞

本研究は米国エネルギー省、軽水炉安全・技術室、原子力エネルギー担当次官補にサポートされたものである。

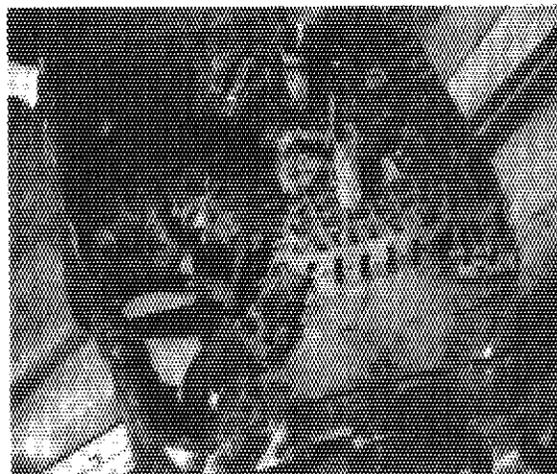
(上塚)

参考文献

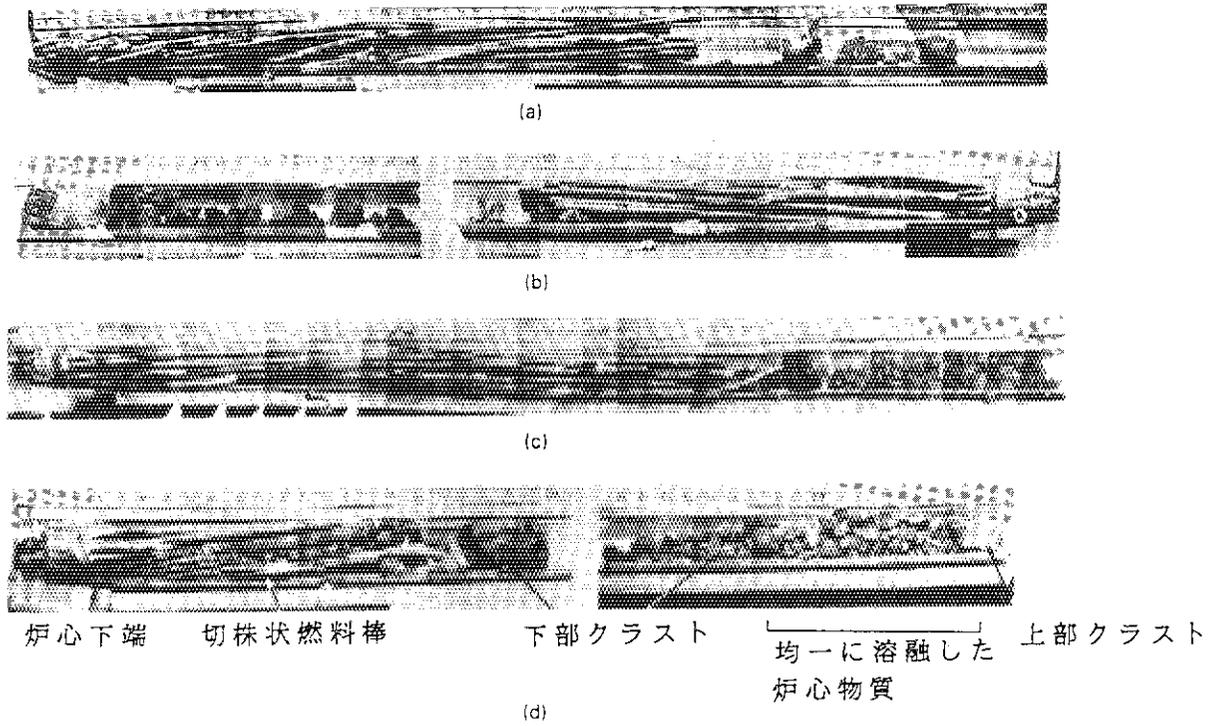
1. G. WORKU, "Core Stratification Sampling Program," Technical Bulletin 86-35 (August 18, 1986).
2. C. S. OLSEN, "Temperature Estimates from Zircaloy Oxidation Kinetics and Microstructure," NUREG/CR-2807, EGG-2207, U.S. Nuclear Regulatory Commission (Oct. 1982).
3. S. A. DAVID, J. M. VITEK, R. W. REED, and T. L. HEBBLE, "Effect of Rapid Solidification on Stainless Steel Weld Metal Microstructures and Its Implications on the Schaeffler Diagram," ORNL/TM-10487, Oak Ridge National Laboratory (Sep. 1987).
4. P. HOFMANN, S. HAGEN, G. SHANZ, and A. SKOKAN, "Reactor Core Materials Interactions at Very High Temperatures," *J. Nucl. Technol.* (to be published).
5. P. HOFMANN and C. POLITIS, "The Kinetics of the UO_2 -Zr Reactions at High Temperatures," *J. Nucl. Mater.*, **87**, 375 (1979).
6. S. LANGER, Ed., *Proc. 1st Int. Information Mtg. TMI-2 Accident*, Germantown, Maryland, October 21, 1985, CONF 8510166.
7. E. S. SCHUSTER, K. H. NEEB, W. AHLFAEGER, R. HENKELMAN, and R. T. JARNSTROEM, "Analyses of Primary Side Oxide Layers on Steam Generator Tubes from PWRs and Radiochemical Issues on the Contamination of Primary Circuits," *J. Nucl. Mater.*, **152**, 1 (1988).
8. D. L. HAGERMAN, Ed., "MATPRO Version 11 (Rev 2): A Handbook of Materials Properties for Use in the Analysis of Light Water Reactor Fuel Rod Behavior," NUREG/CR-0479, U.S. Nuclear Regulatory Commission (Aug. 1981).
9. J. T. A. ROBERTS and Y. UEDA, "Influence of Porosity on Deformation and Fracture of UO_2 ," *J. Am. Ceram. Soc.*, **55**, 117 (1972).
10. R. F. CANNON, J. T. A. ROBERTS, and R. J. BEALS, "Deformation of UO_2 at High Temperatures," *J. Am. Ceram. Soc.*, **54**, 105 (1971).



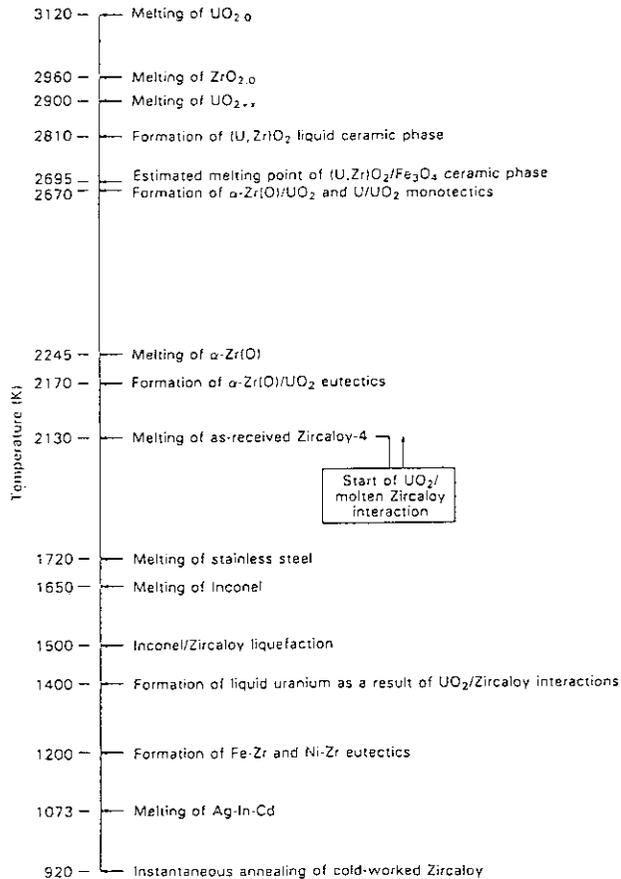
第1図 TMI-2炉心の最終状態



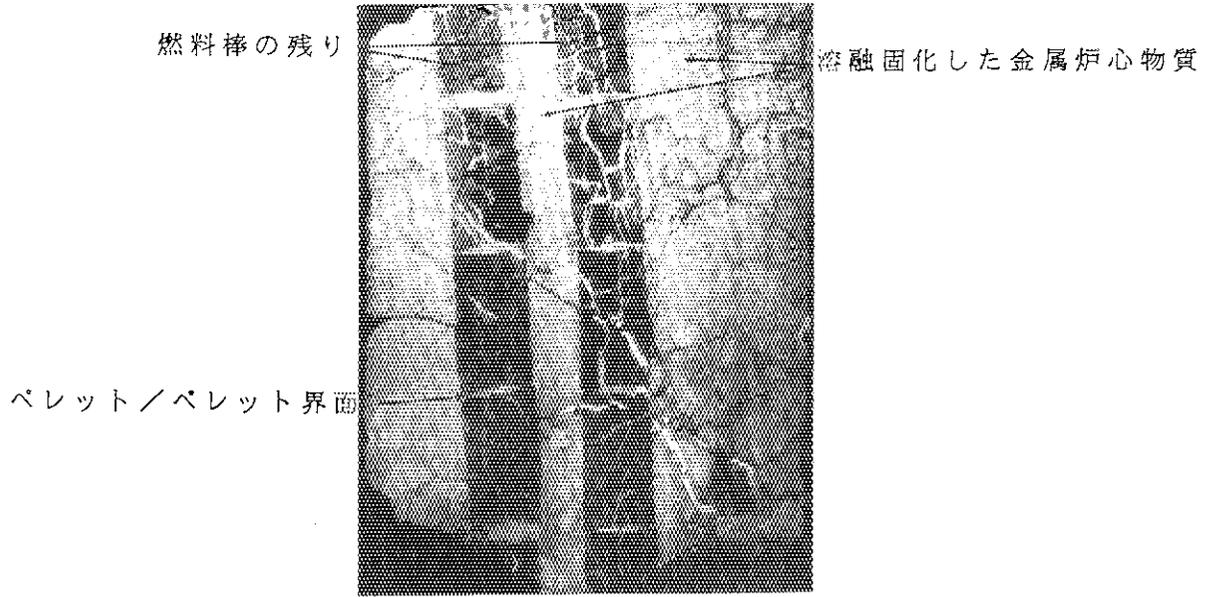
第2図 炉心位置E2から採取した周辺部燃料集合体の上部エンドフィッティング



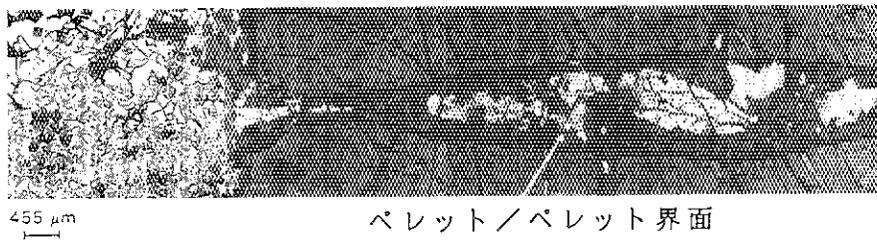
第3図 コアポア試料のモザイク写真、(a)周辺部炉心位置D8, (b)中央部G8, (c)周辺部G12, (d)中央部K9



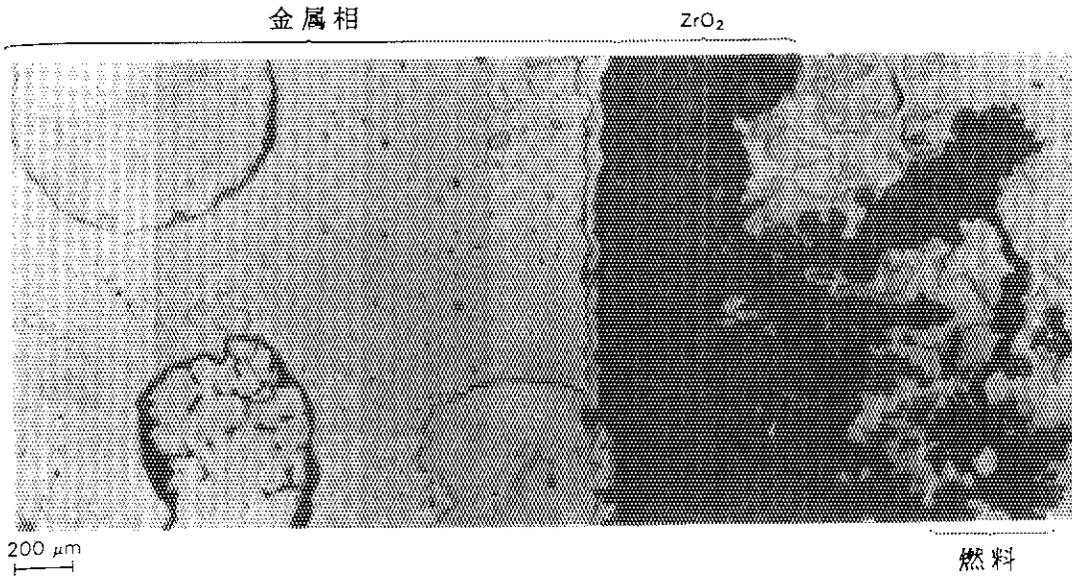
第4図 原子炉炉心物質に関する温度指標；最高到達温度の推定に用いる参考温度



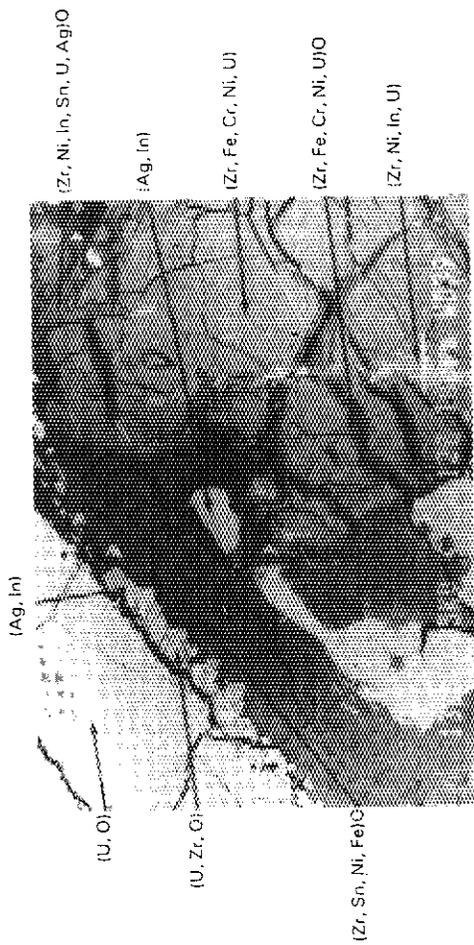
第5図 炉心物質の反応と被覆の溶解



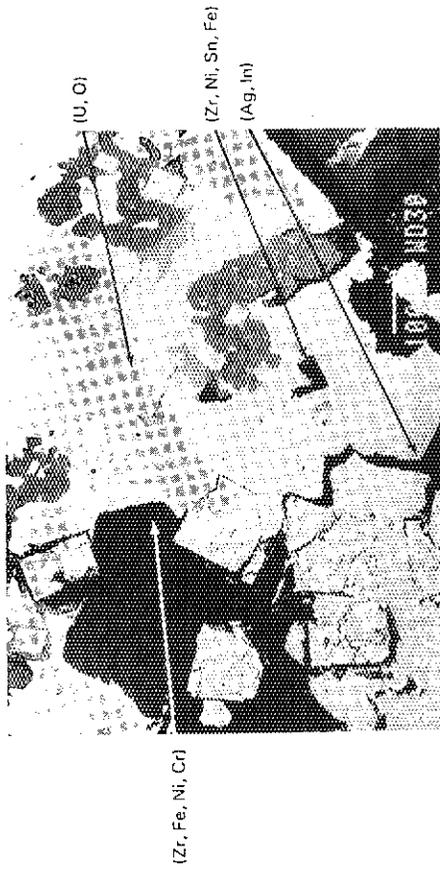
第6図 ペレット／ペレット界面での反応



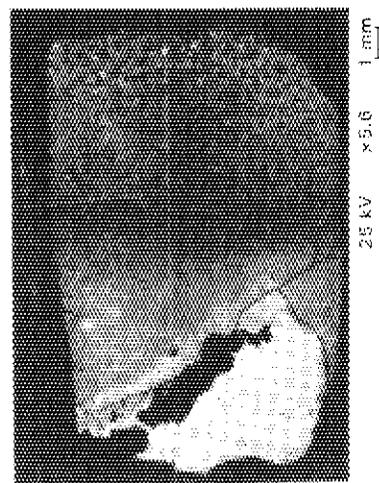
第7図 溶融固化物質と燃料の反応 (D8-02-A2 領域1)



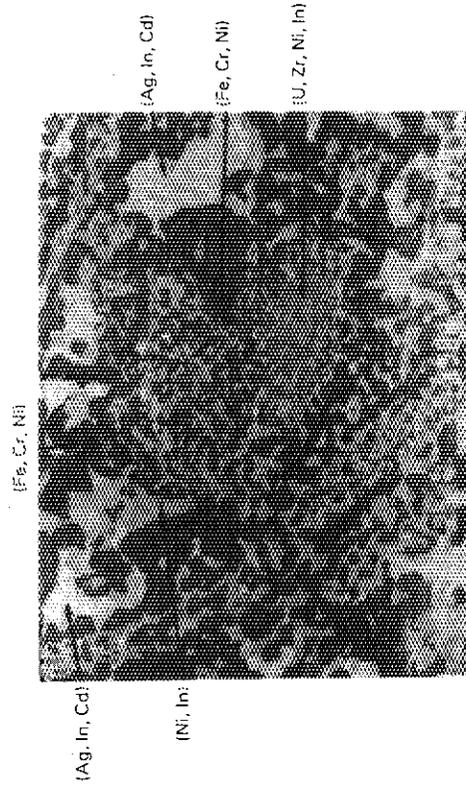
第8図 ペレット/ペレット界面に存在する相の組成



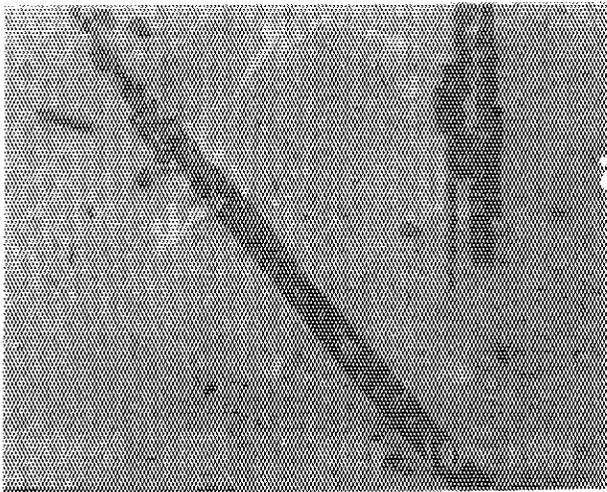
第9図 フローチャンネルに存在する物質のBSE像



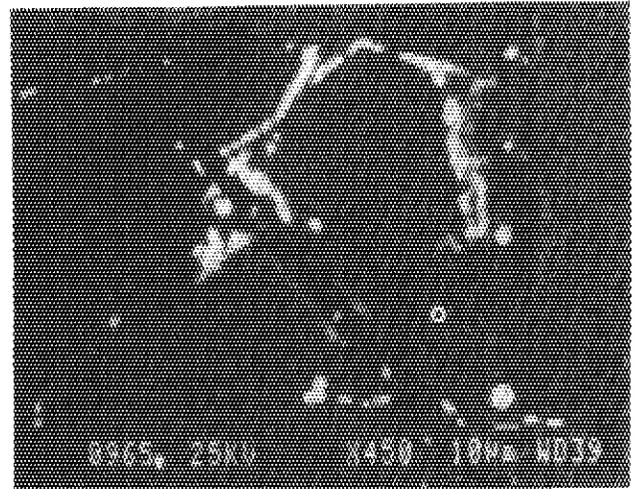
第10図 炉心領域から採取した制御棒 (07-R7) 残材断面のBSE像



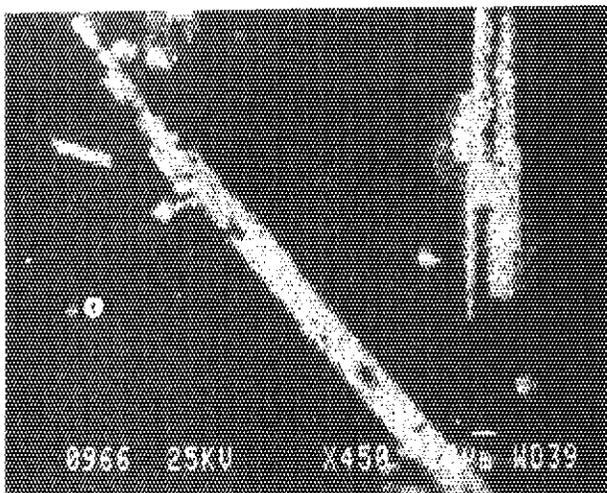
第11図 溶解した制御棒先端付近の材料の反応



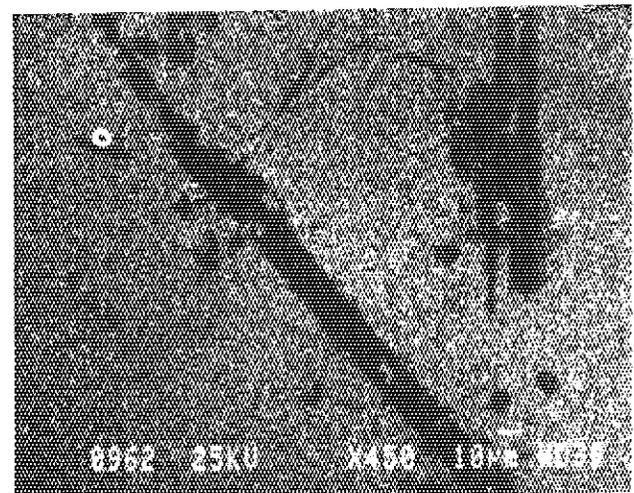
(a)



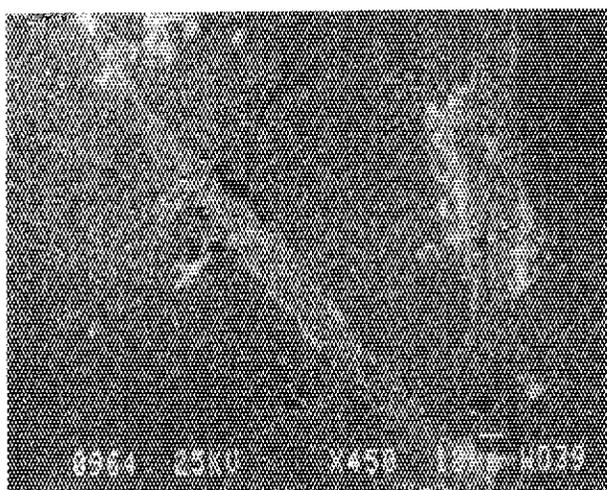
(b)



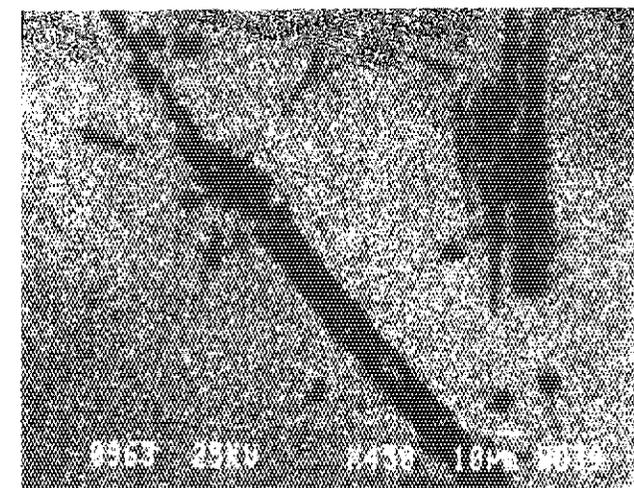
(c)



(d)

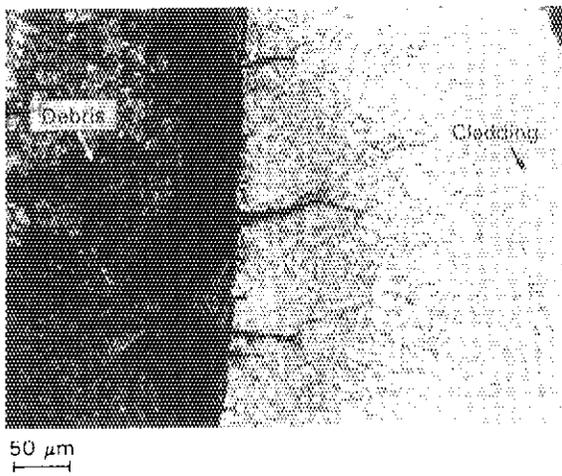


(e)

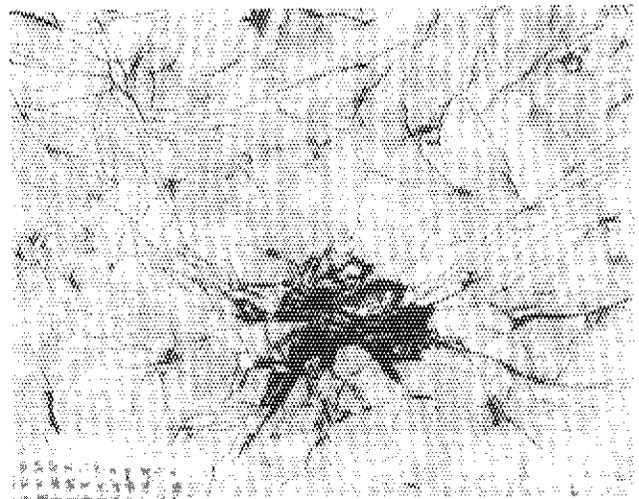


(f)

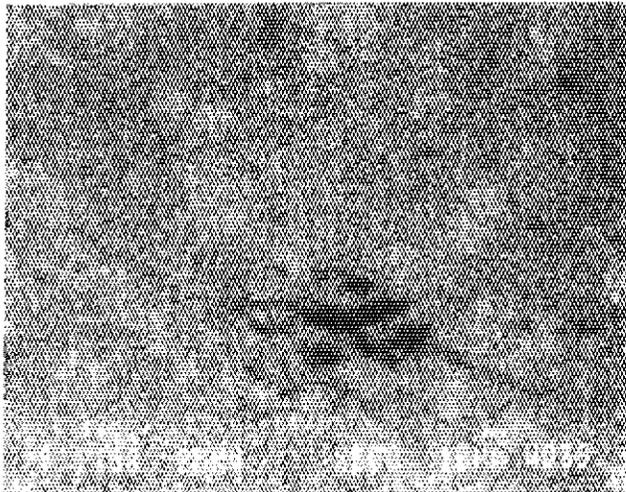
第12図 溶融固化したAg-In-Cd制御棒 (007-R7-60) の(a)BSE像と各元素のドットマップ、
(b)ウラン, (c)ジルコニウム, (d)銀, (e)インジウム, (f)カドミウム



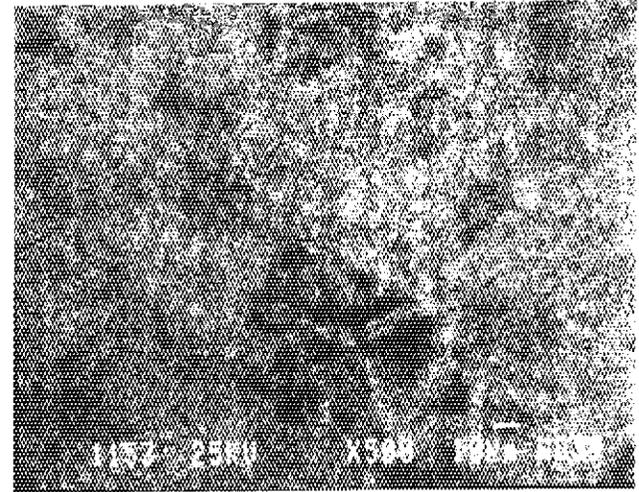
第13図 G8計装管の反応領域における
被覆管のクラック (G8-R3-6M)



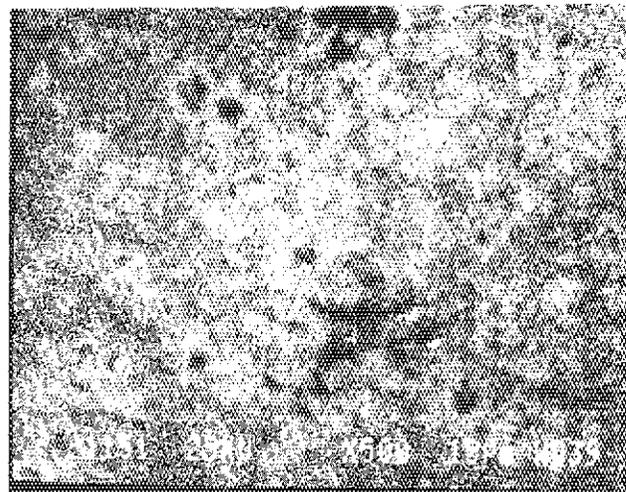
(a)



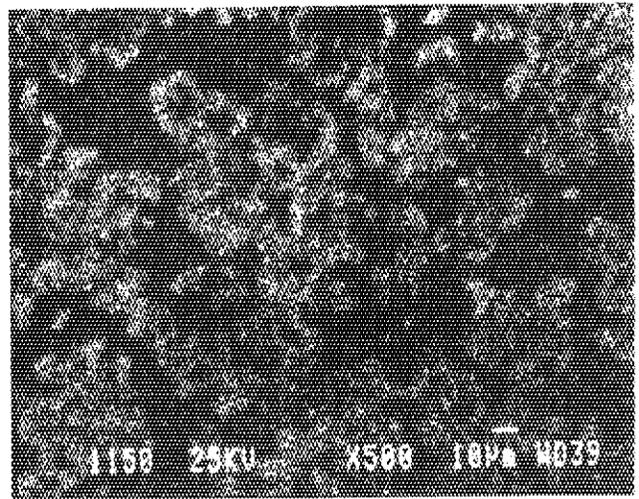
(b)



(c)

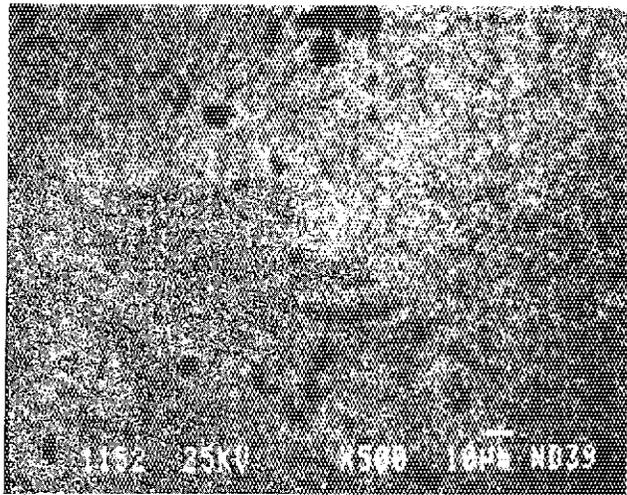


(d)

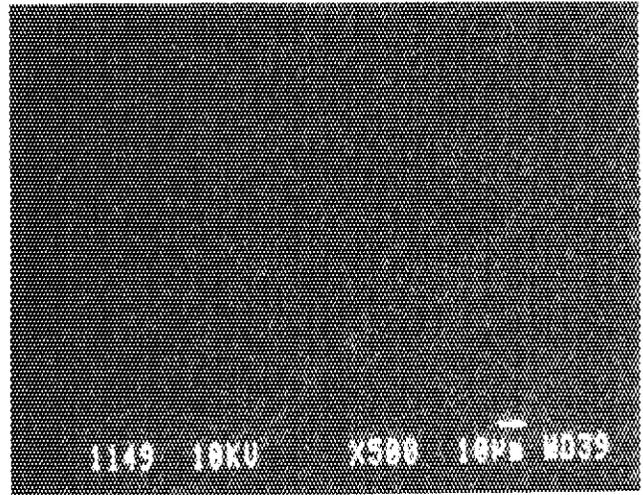


(e)

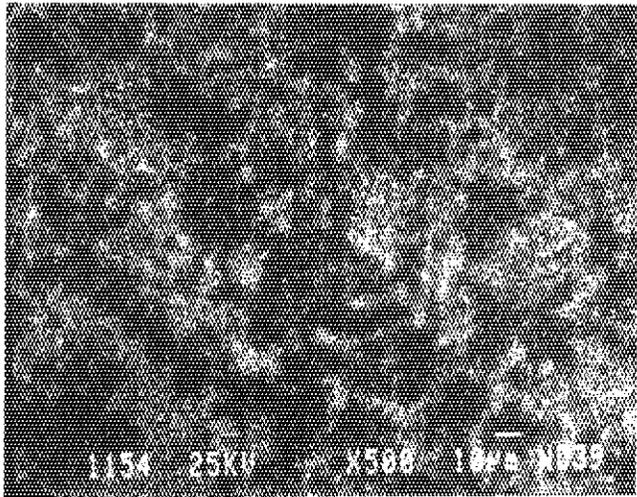
第14a-14e図 計装管内部の炉心デブリ (G8-R3-6M領域B) のBSE像とドットマップ,
(a)BSE像、(b)ジルコニウム、(c)ウラン、(d)鉄、(e)クロム、



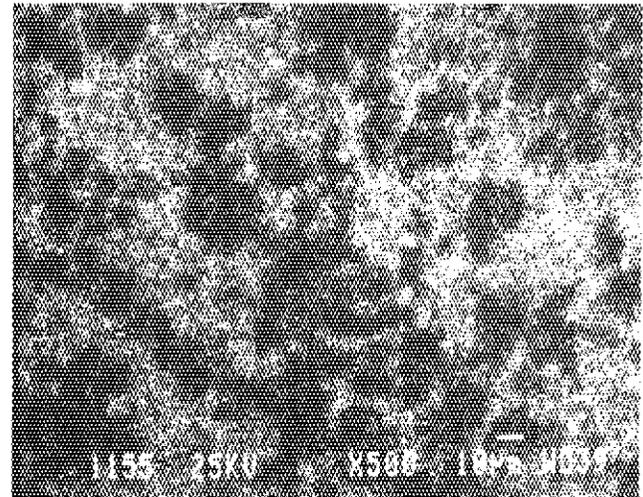
(f)



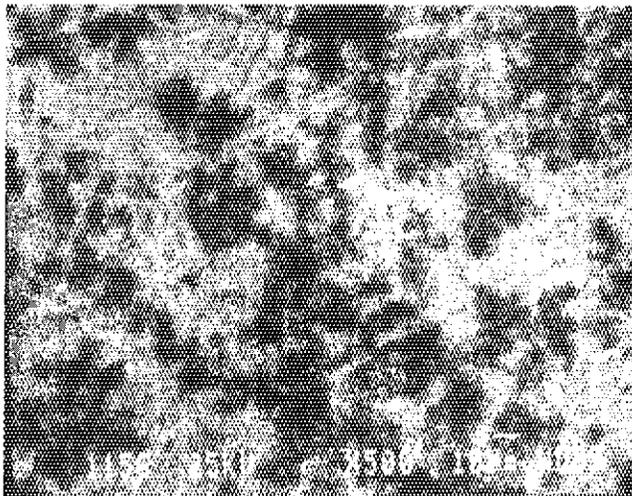
(g)



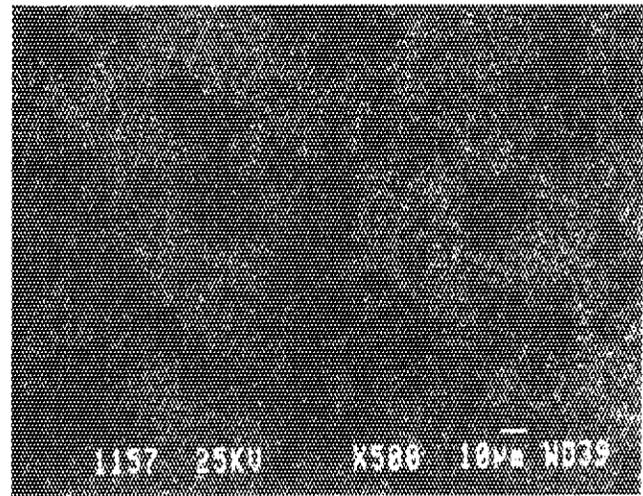
(h)



(i)

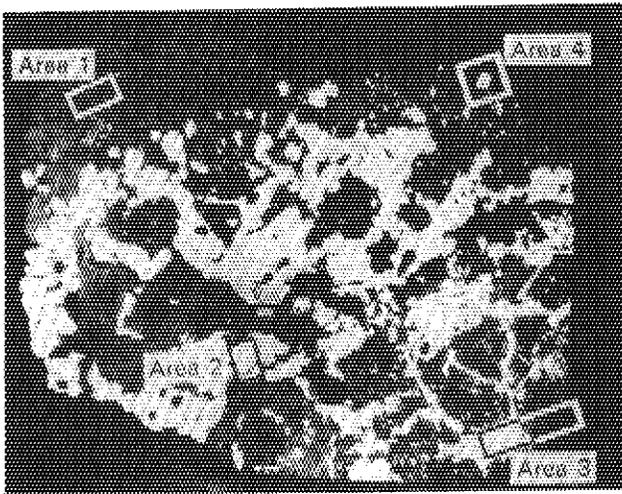


(j)

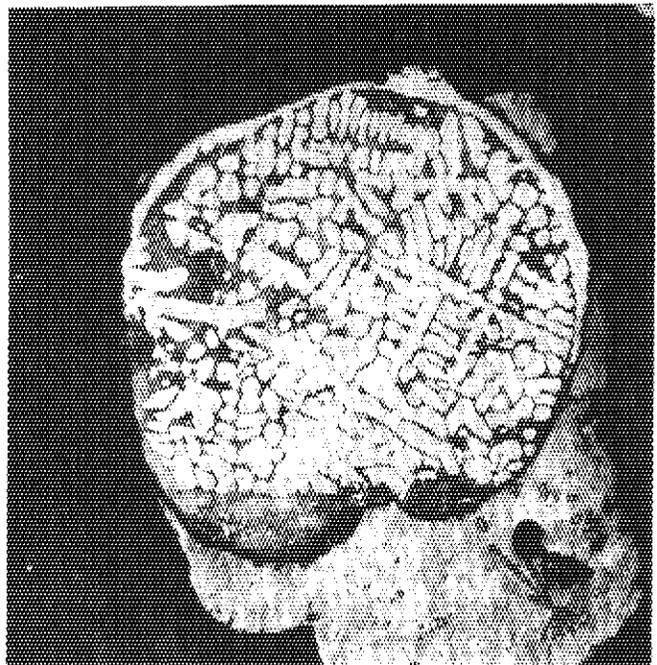


(k)

第14f-14k図 計装管内部の炉心デブリ (G8-R3-6M領域B) のドットマップ,
(f)ニッケル(g)酸素, (h)錫, (i)インジウム, (j)銀, (k)カドミウム

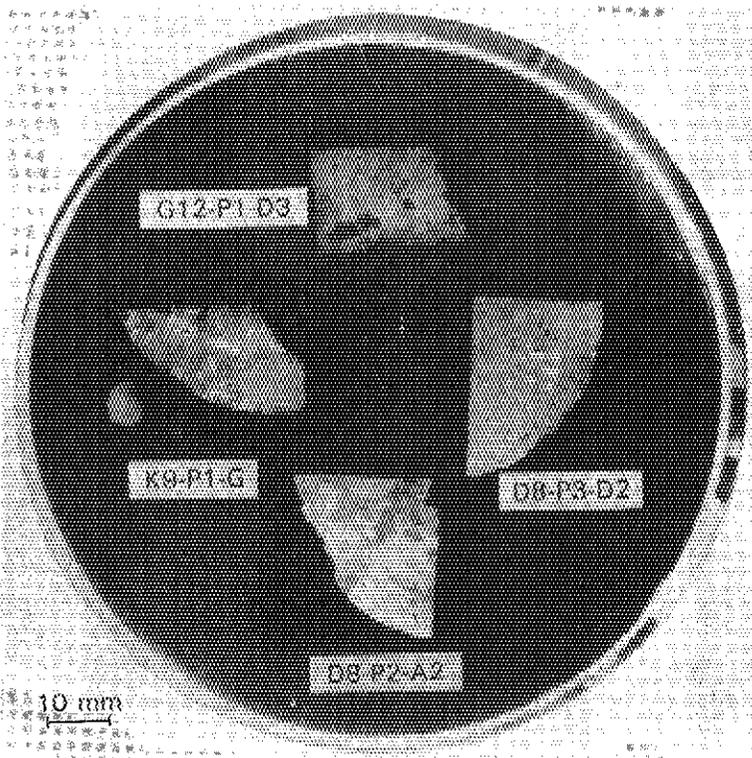


第15図 炉心周辺部クラスト (007-P4) の軸方向断面

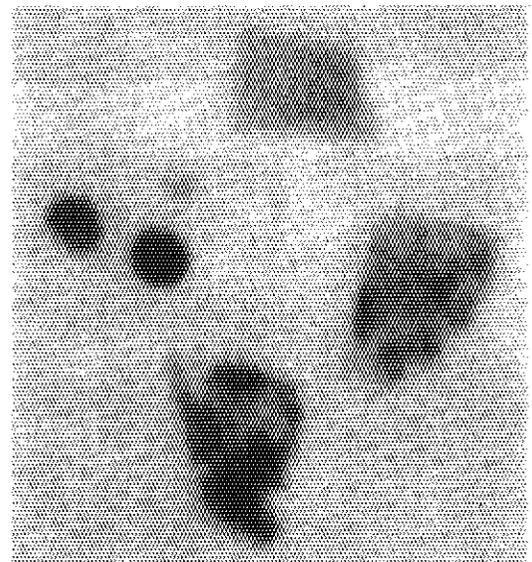


200 μm

第16図 溶融固化した金属相のデンドライト (樹枝状晶) 組織

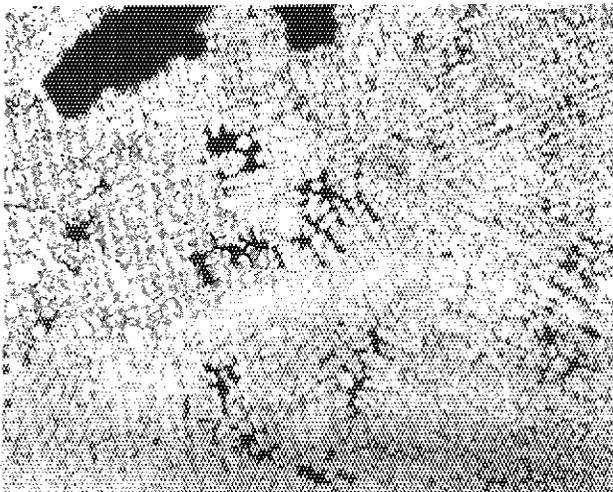


(a)



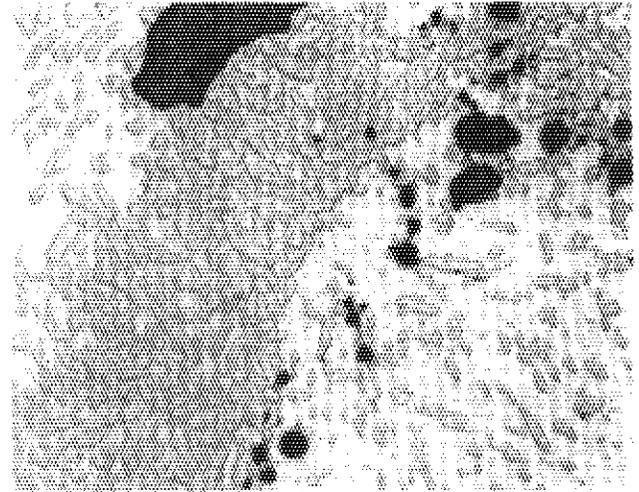
(b)

第17図 TMI-2コアブラストサンプル中の核分裂生成物の分布,
(a)様々なコアプラグの断面, (b)断面のオートラジオグラフ



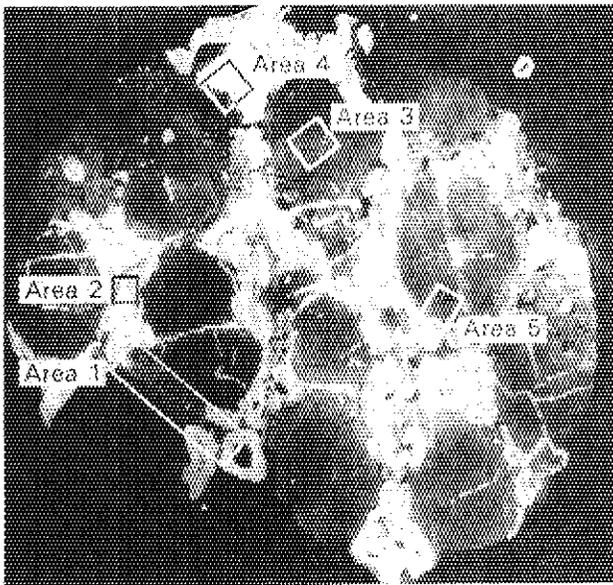
50 μm

第18図 領域5における粗いデンドライト組織



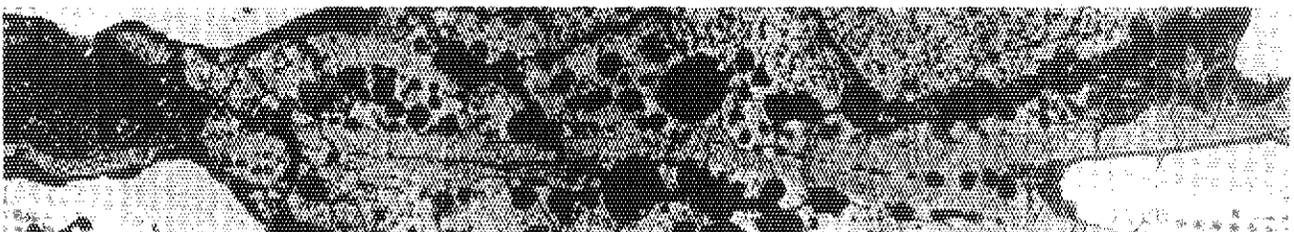
200 μm

第19図 金属介在物における相構造



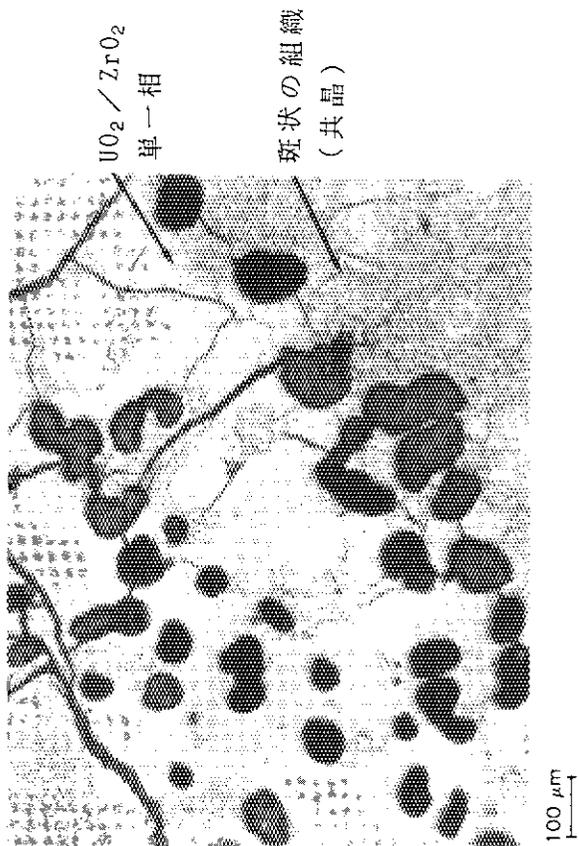
2.91 mm

第20図 G8-P11の断面

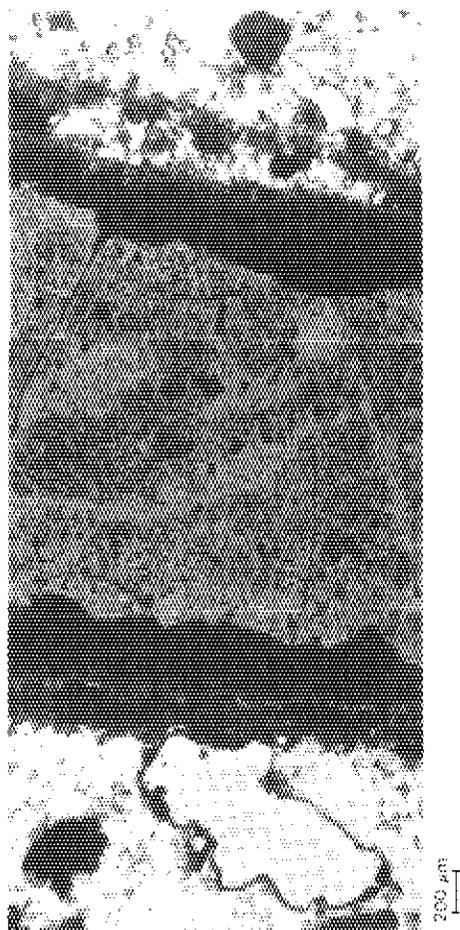


598 μm

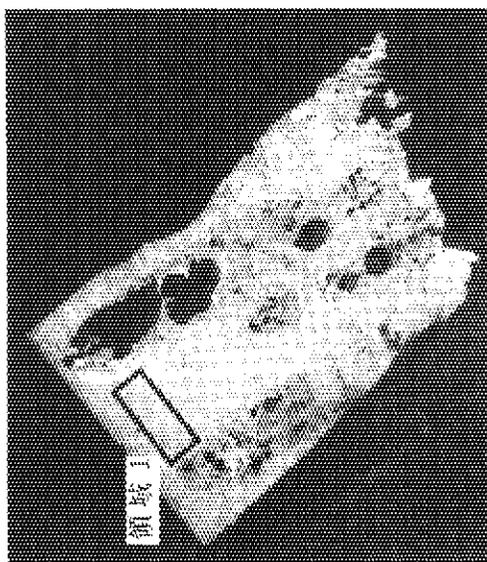
第21図 燃料棒の溶解



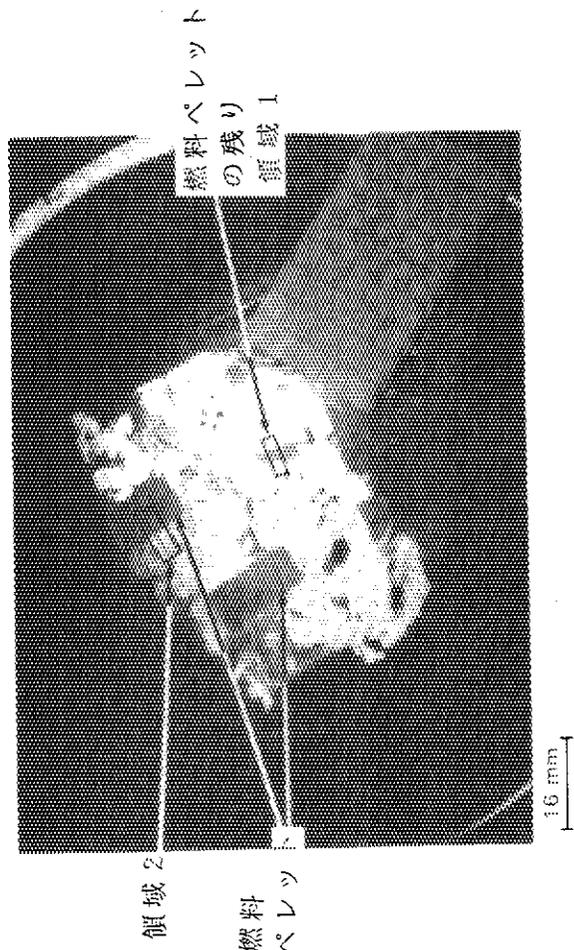
第23図 ポアの分布



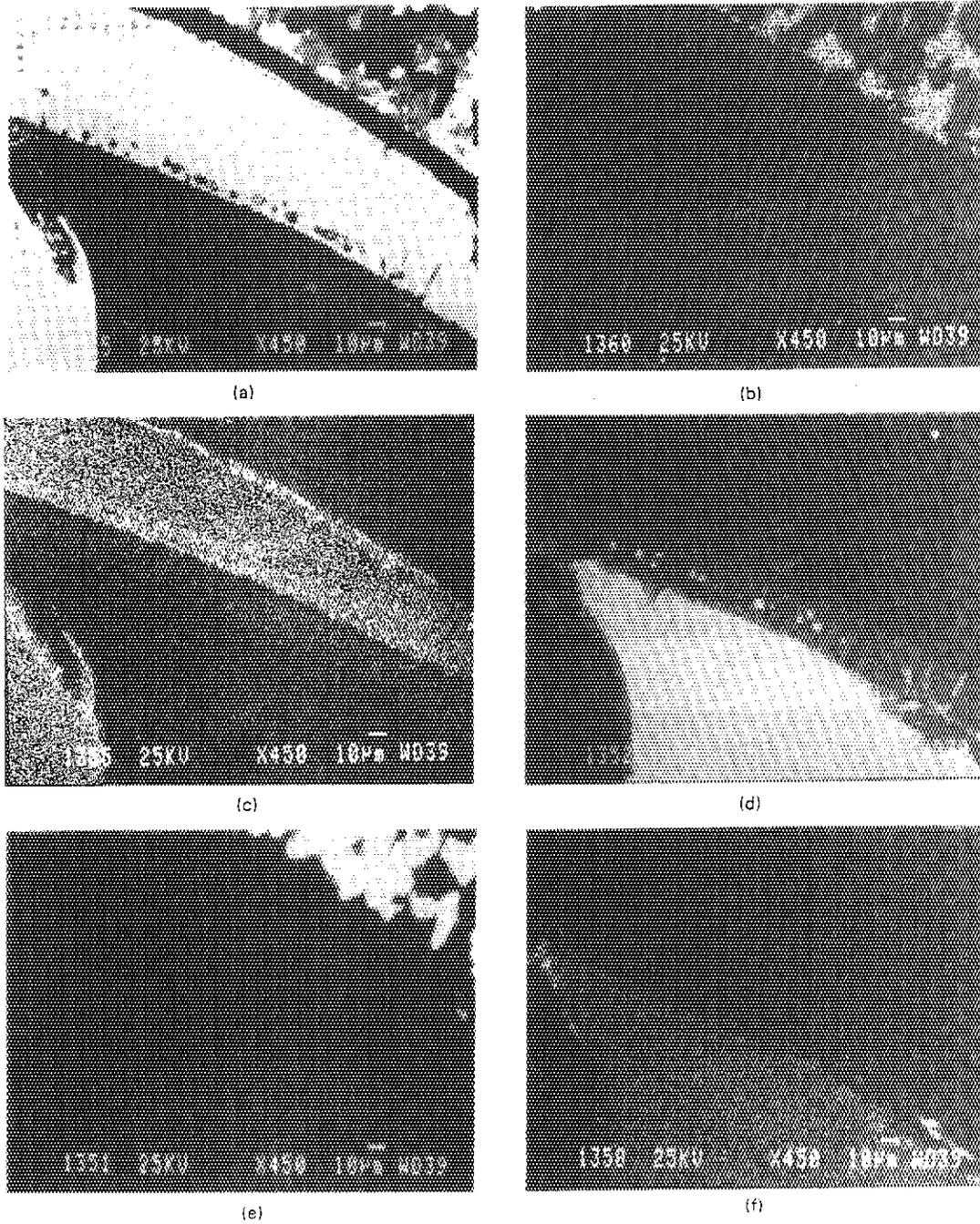
第25図 燃料 (D8-02-A2) と溶融固化した金属の反応



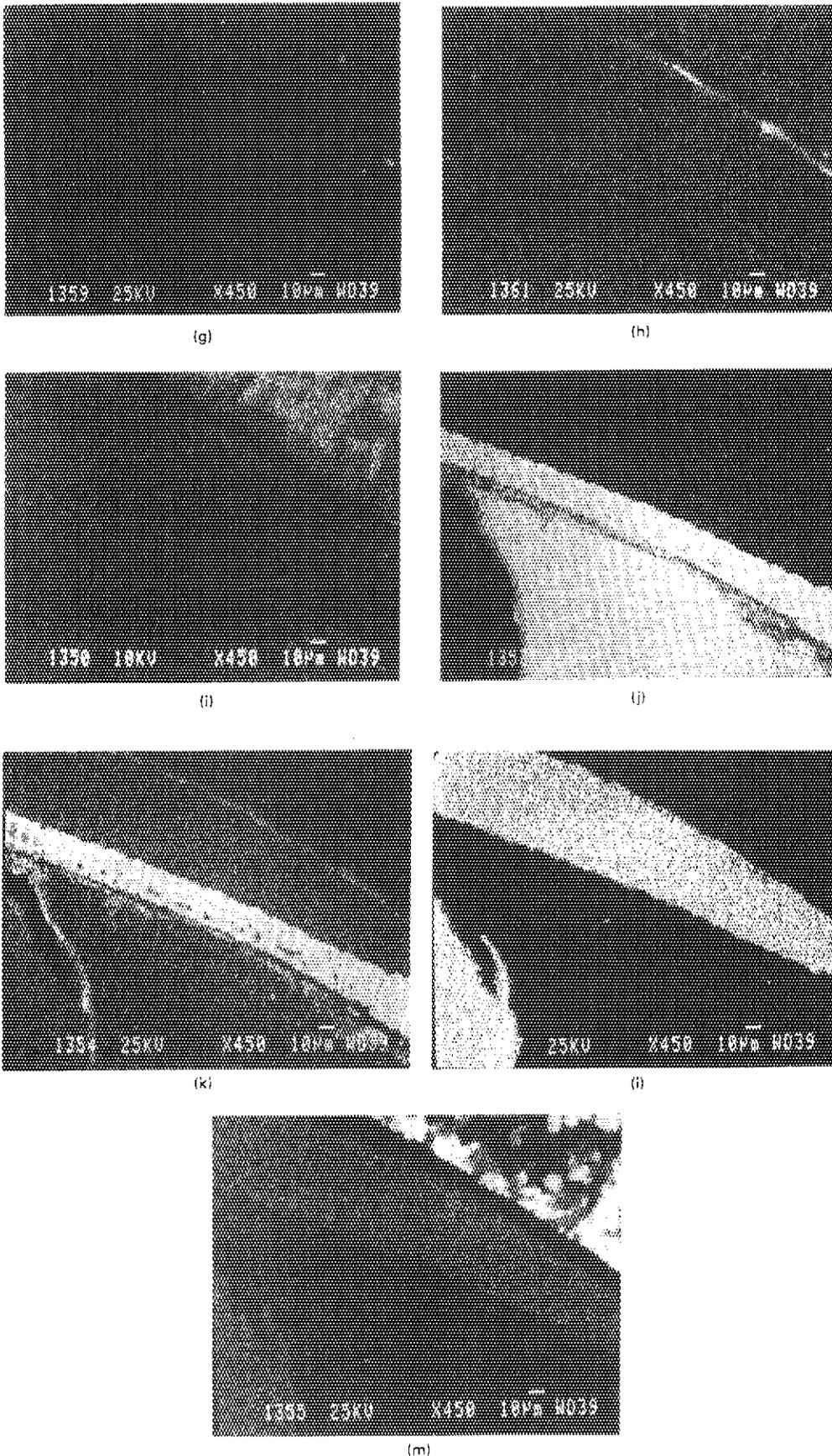
第22図 G12-P11の断面



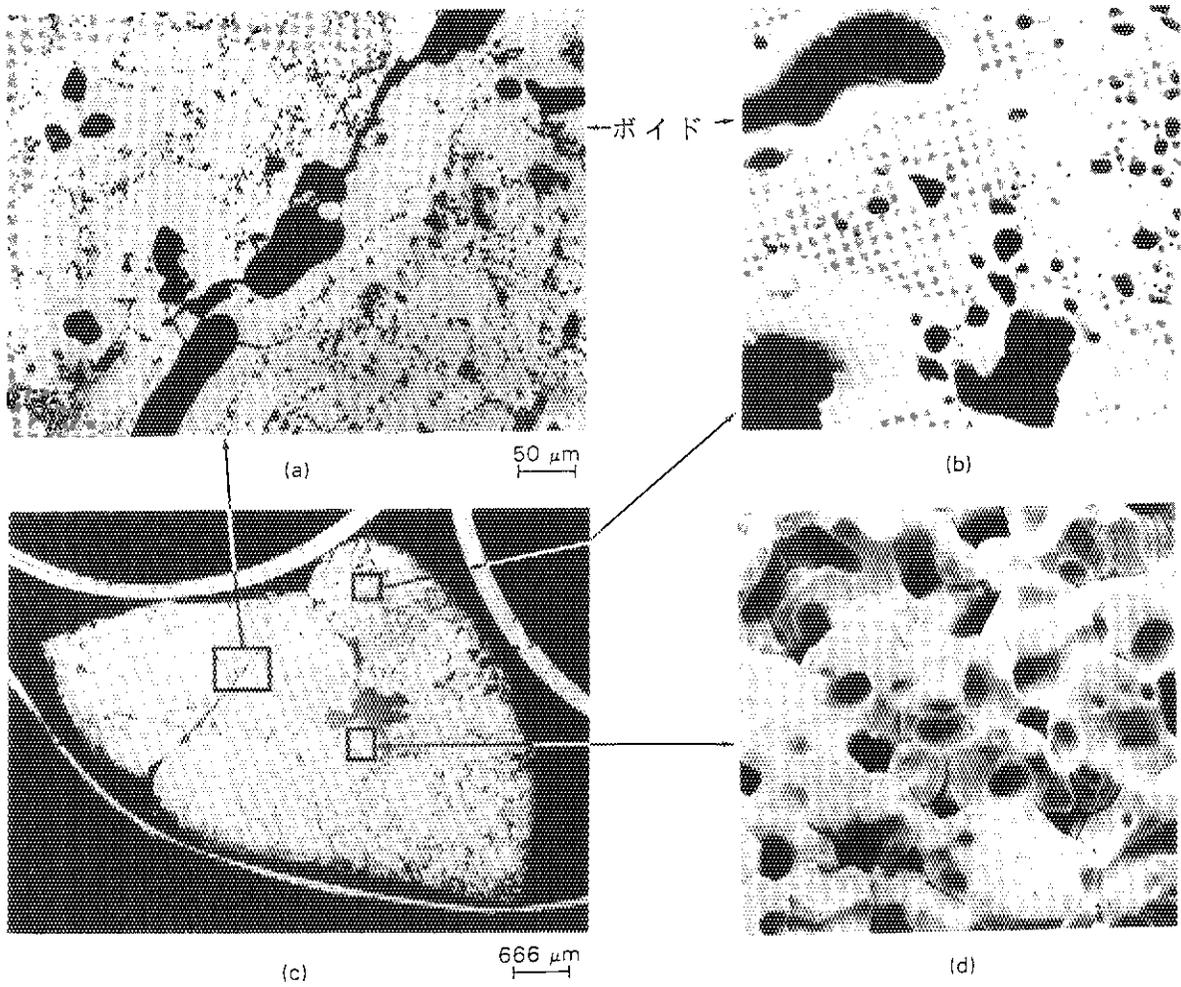
第24図 D8-P1の軸方向断面



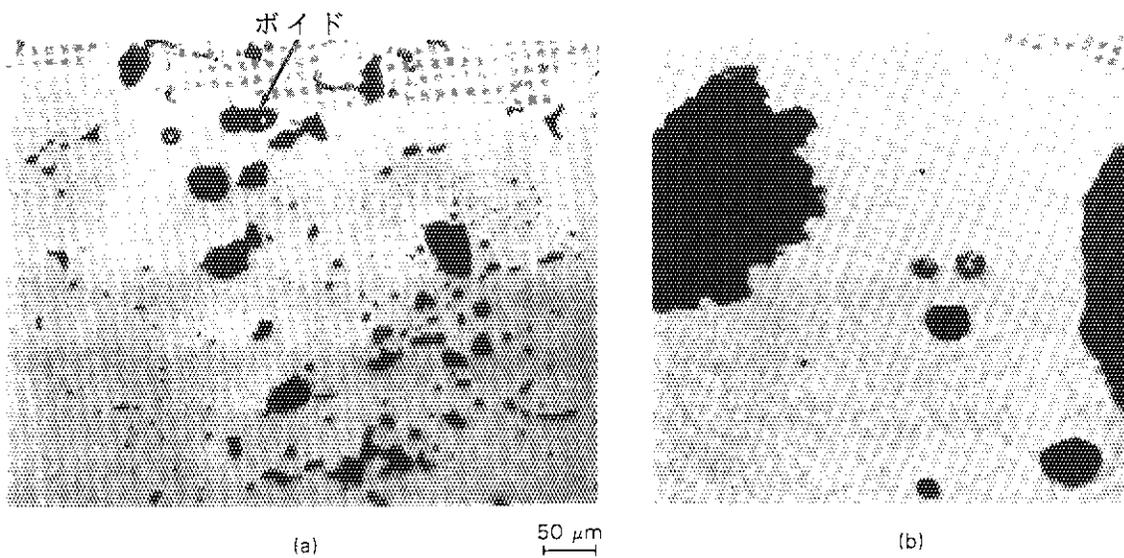
第26a-26f図 金属粒子とセラミックマトリックス (K9-P2-D3) の界面での元素分布,
 (a)BSE像, (b)ジルコニウム, (c)ウラン, (d)鉄, (e)クロム,
 (f)モリブデン



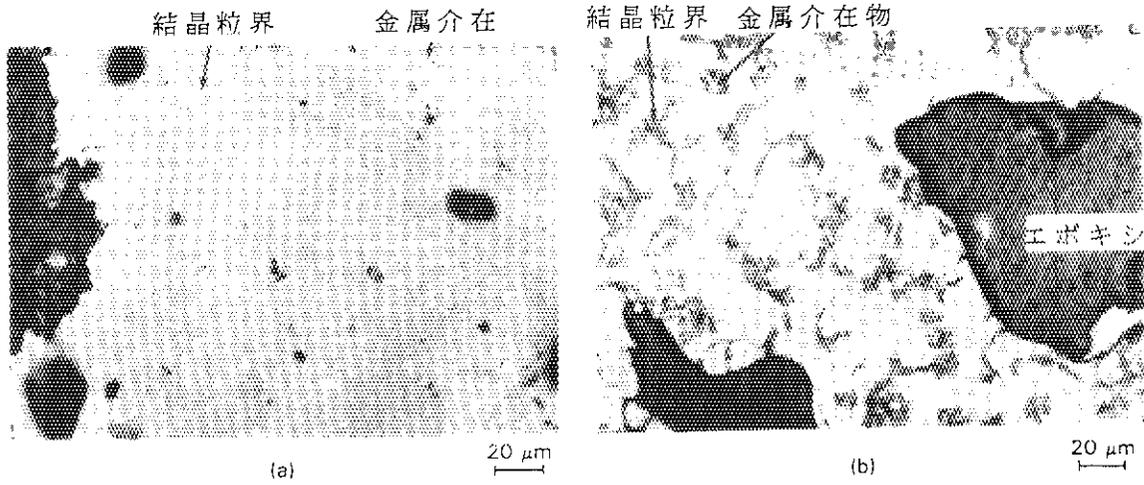
第26g-26m図 金属粒子とセラミックマトリックス (K9-P2-D3) の界面での元素分布,
 (g)ニオブ, (h)マグネシウム, (i)酸素, (j)ニッケル, (k)錫, (l)銀,
 (m)インジウム



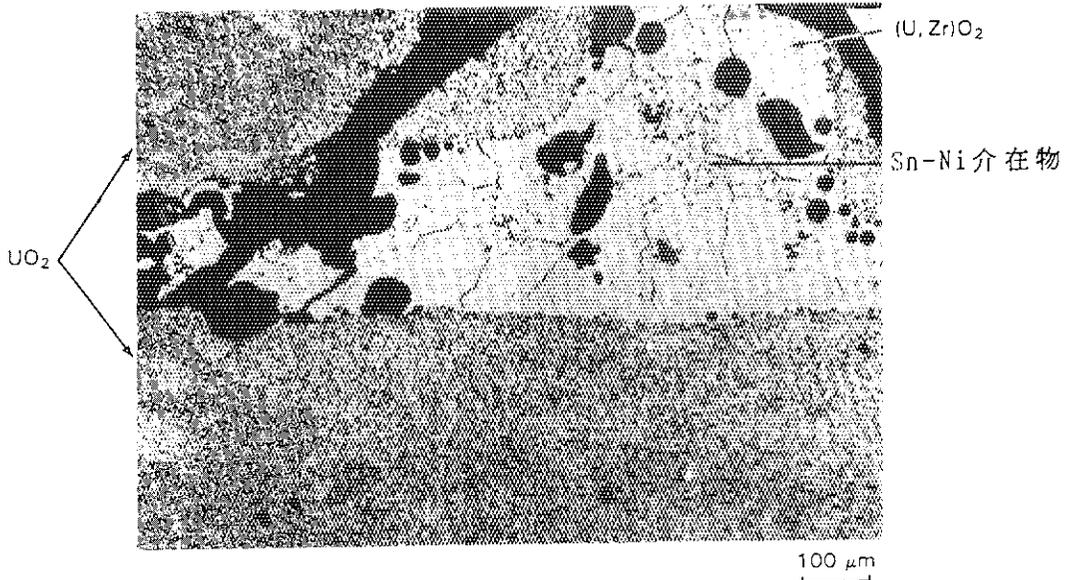
第27図 高濃度のウランを含む溶融固化セラミック物質（炉心領域のデブリベッドから採取），（a）と（c）マイクロ写真，（b）と（d）SEM像



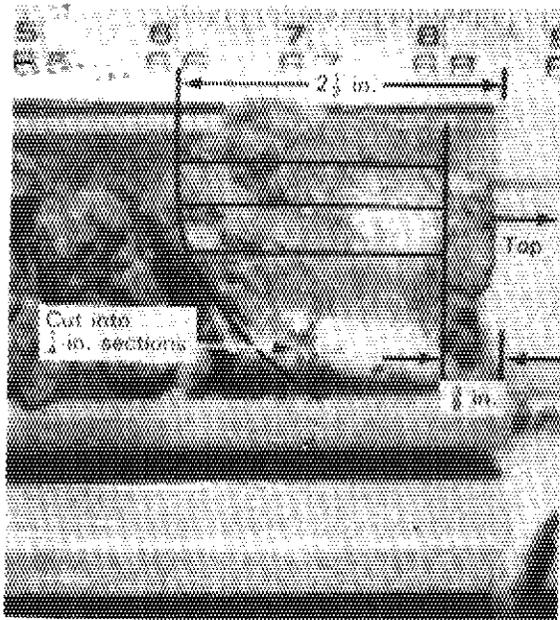
第28図 高濃度のウランを含む溶融固化セラミック物質（炉心領域のデブリベッドから採取した），（a）エッチング後のマイクロ写真，（b）SEM BSE像



第29図 構造材と反応した熔融固化セラミック物質（炉心領域のデブリベッドから採取）
 (a)マイクロ写真, (b)エッチング後のマイクロ写真



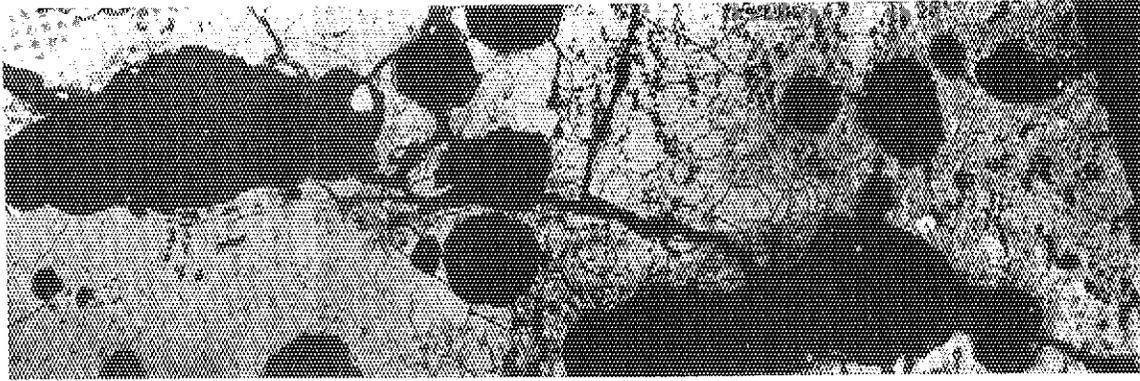
第30図 固化後に酸化した熔融金属物質（炉心領域のデブリベッドから採取）



第31図 K9-P2とサンプリング位置

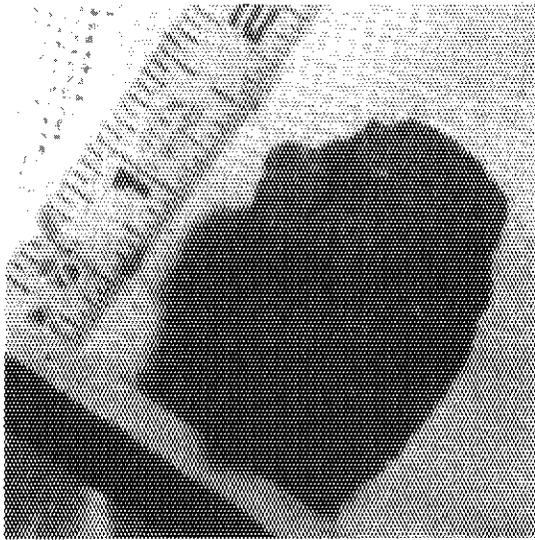


第32図 K9-P2の上部表面

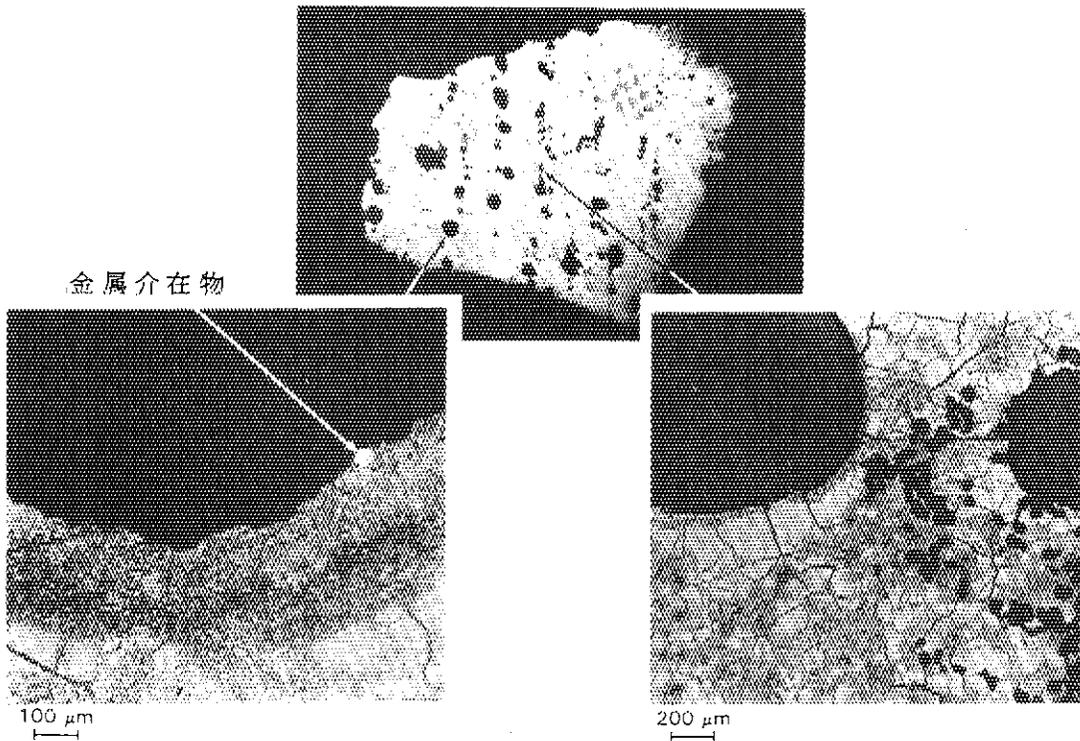


200 μm

第33図 燃料と構造材の混合酸化物 (領域1)



第34図 G8-P6-Bの全体像

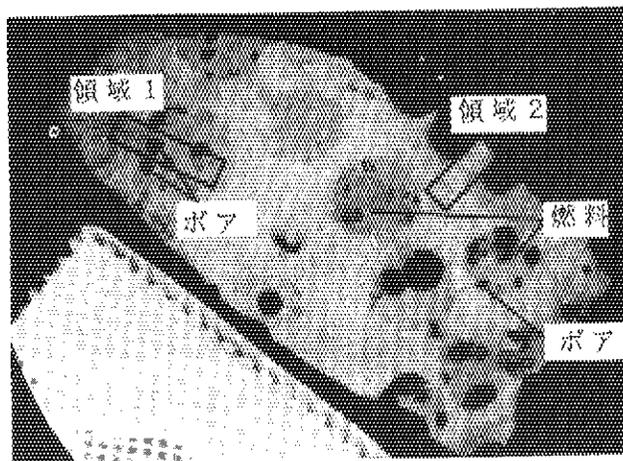


金属介在物

100 μm

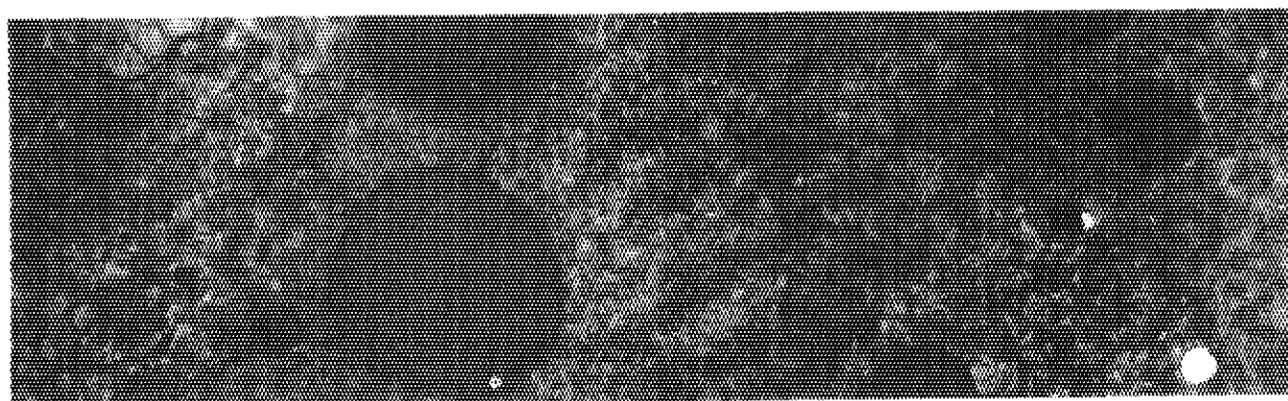
200 μm

第35図 セラミック粒子 (G8-P6-B)



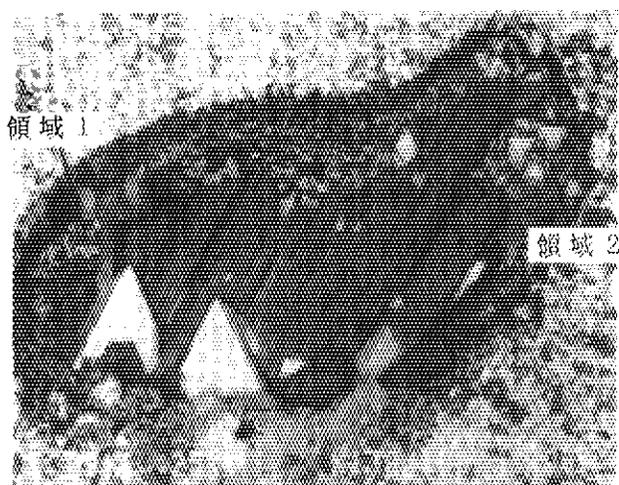
31.3 mm

第36図 残存燃料ペレット周辺のボアの分布

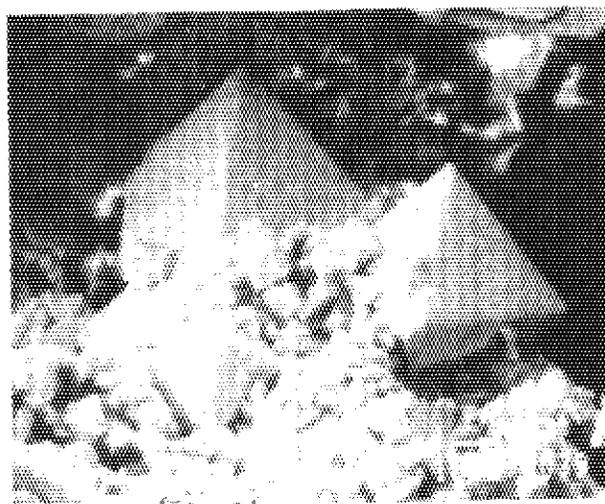


200 μm

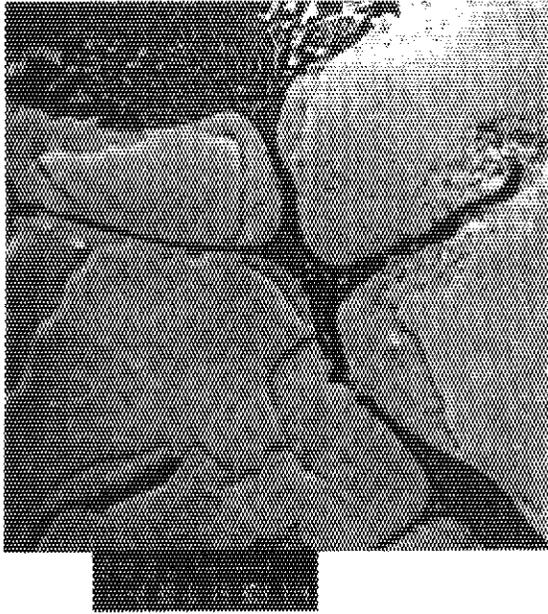
第37図 燃料/MOX界面のミクロ組織



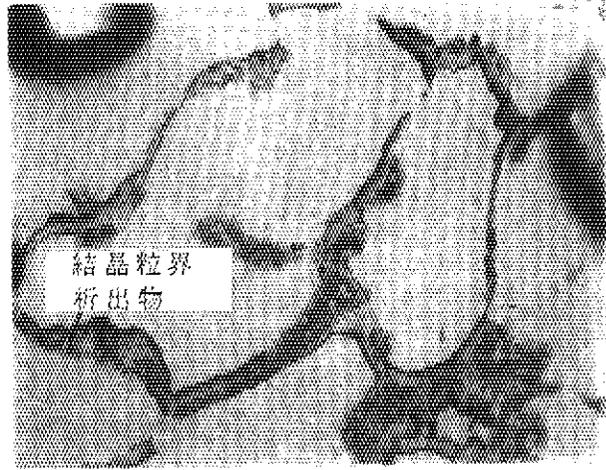
第38図 ポア内部の結晶成長 (G12-P9-A1)



第39図 ポア中の八面体結晶

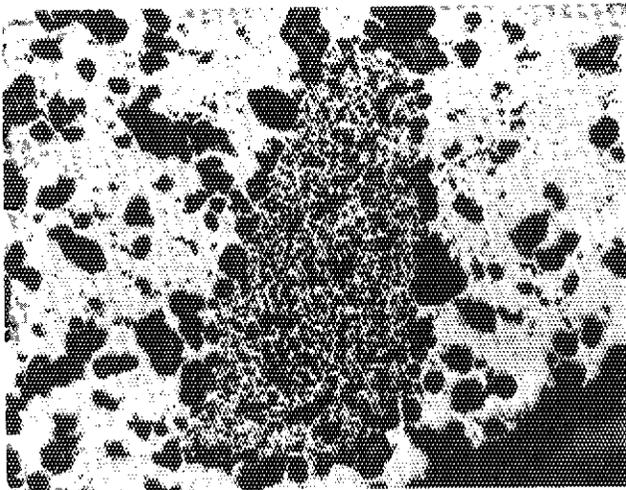


第40図 結晶粒界に共晶を含むセラミックスの組織

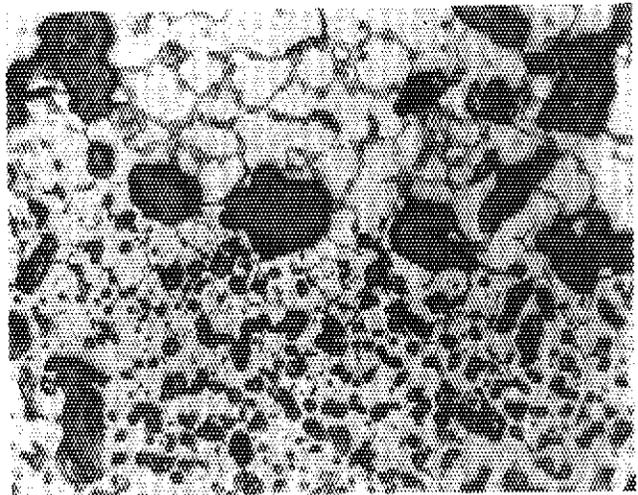


20 μm

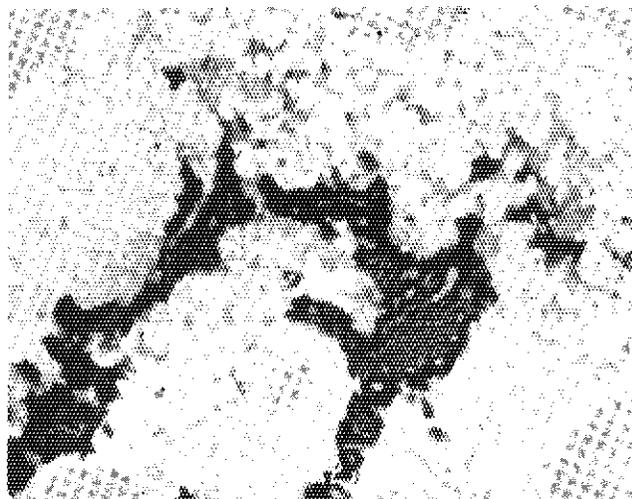
第41図 UO_2 と構造材酸化物との共晶



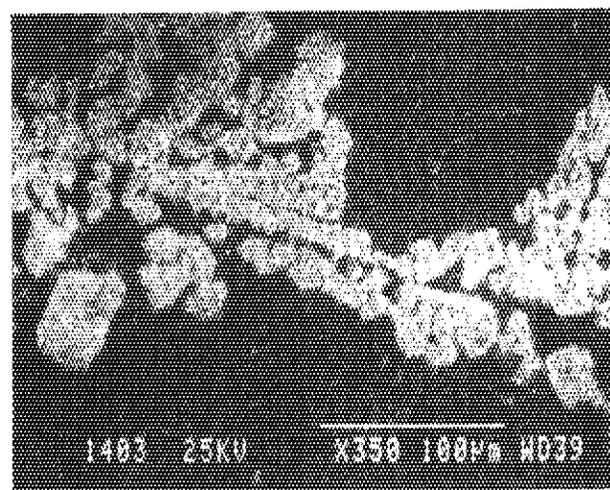
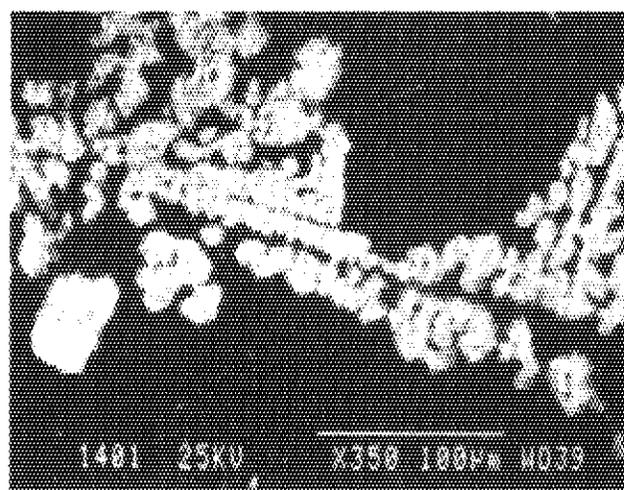
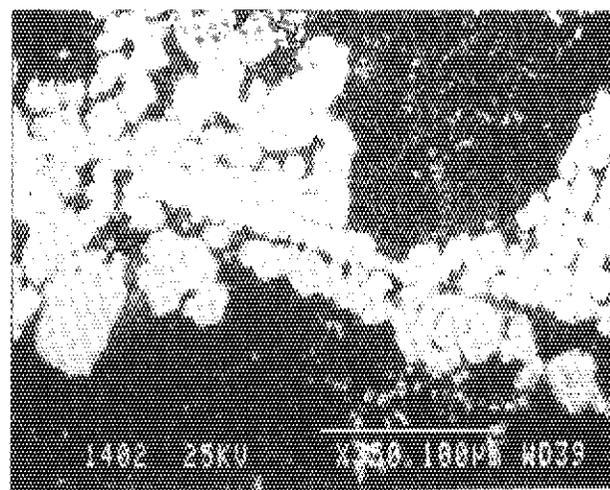
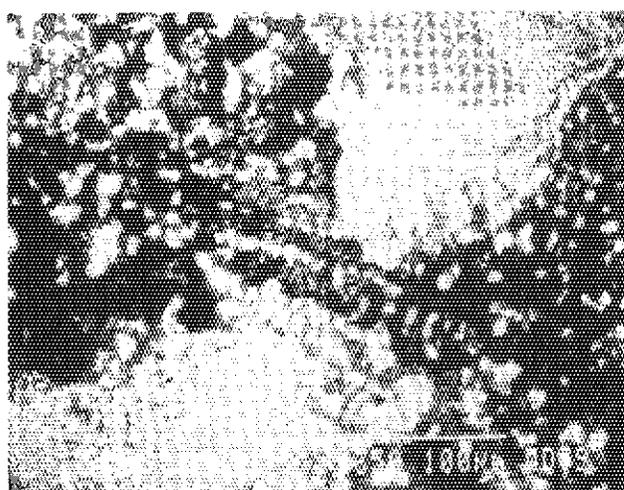
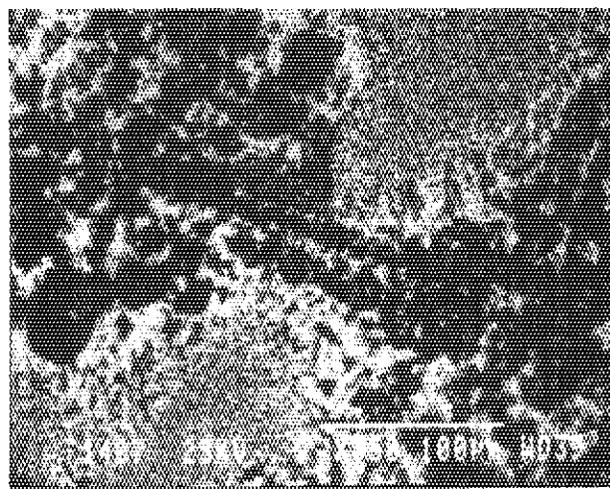
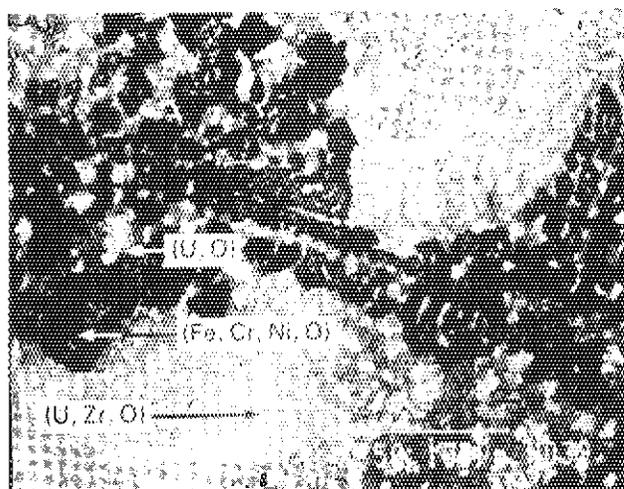
第42図 MOX中の UO_2 介在物



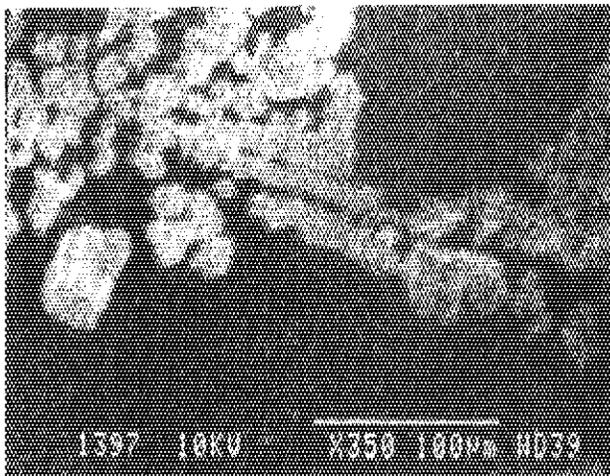
第43図 UO_2 介在物とMOXの界面



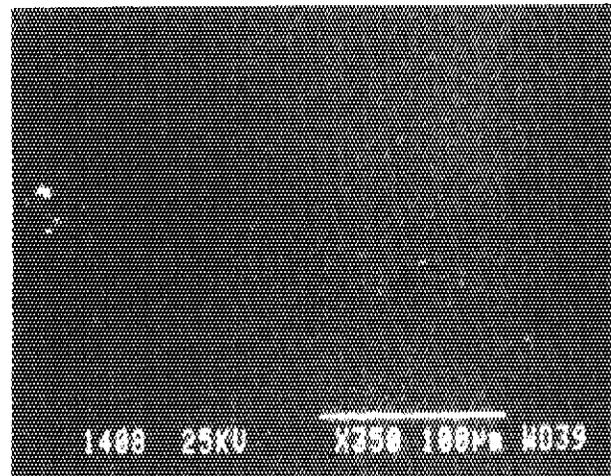
第44図 結晶粒界の鉄、クロム及びニッケル共晶



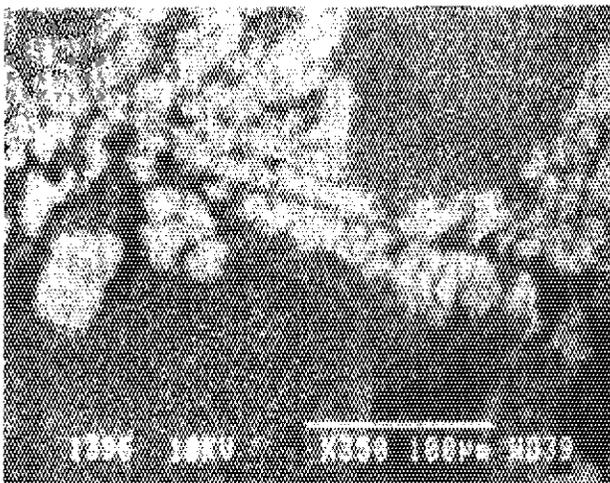
第45a-45f図 UO_2/ZrO_2 マトリックス (K9-P3) 中の構造材物質,
 (a)BSE像, (b)ウラン, (c)ジルコニウム, (d)鉄,
 (e)クロム, (f)ニッケル



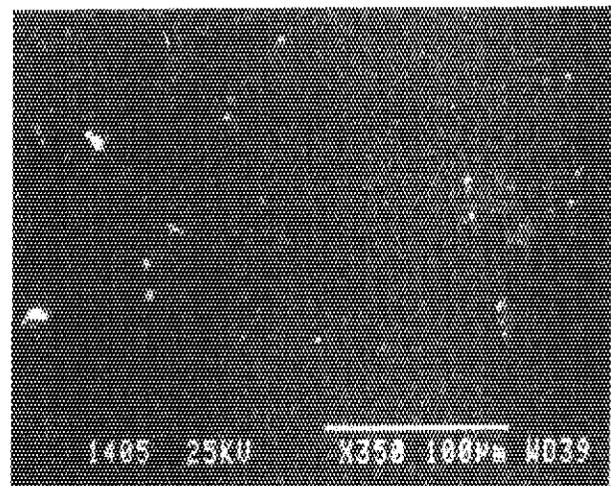
(g)



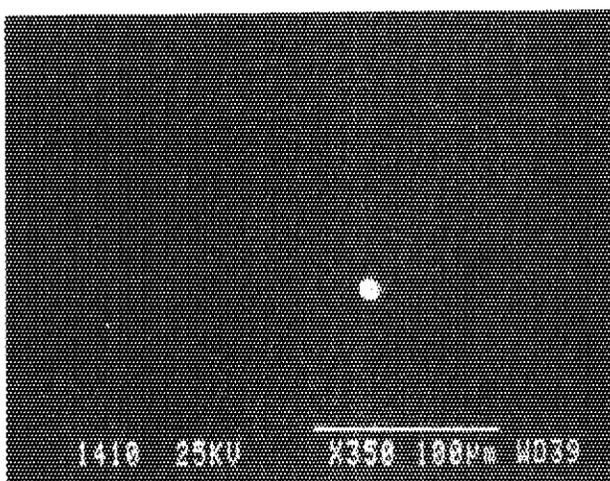
(h)



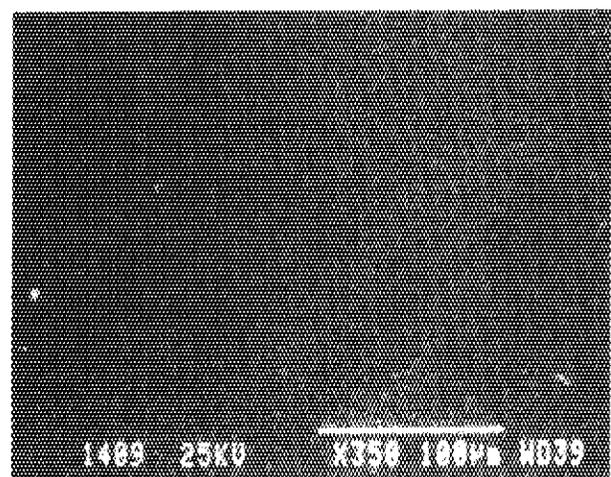
(i)



(j)

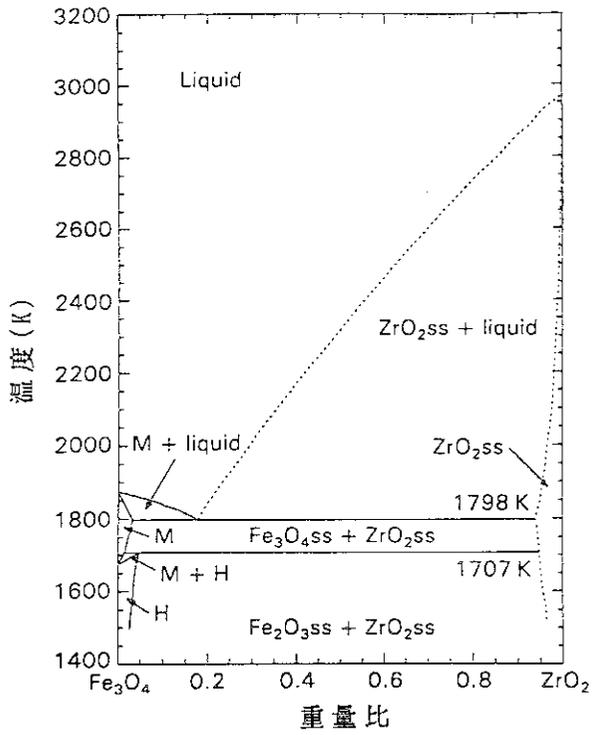


(k)

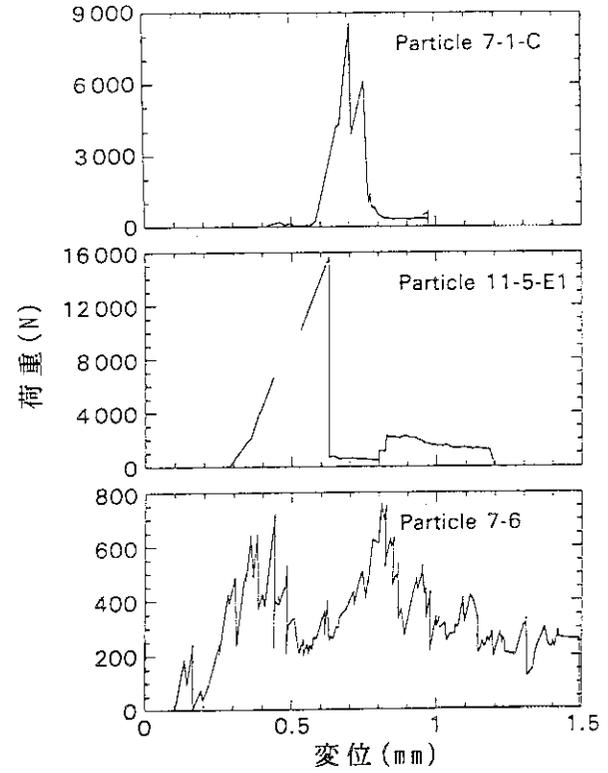


(l)

第45g-45l図 UO_2/ZrO_2 マトリックス (K9-P3) 中の構造材物質,
(g)アルミ, (h)モリブデン, (i)酸素, (j)錫, (k)銀,
(l)テクネチウム



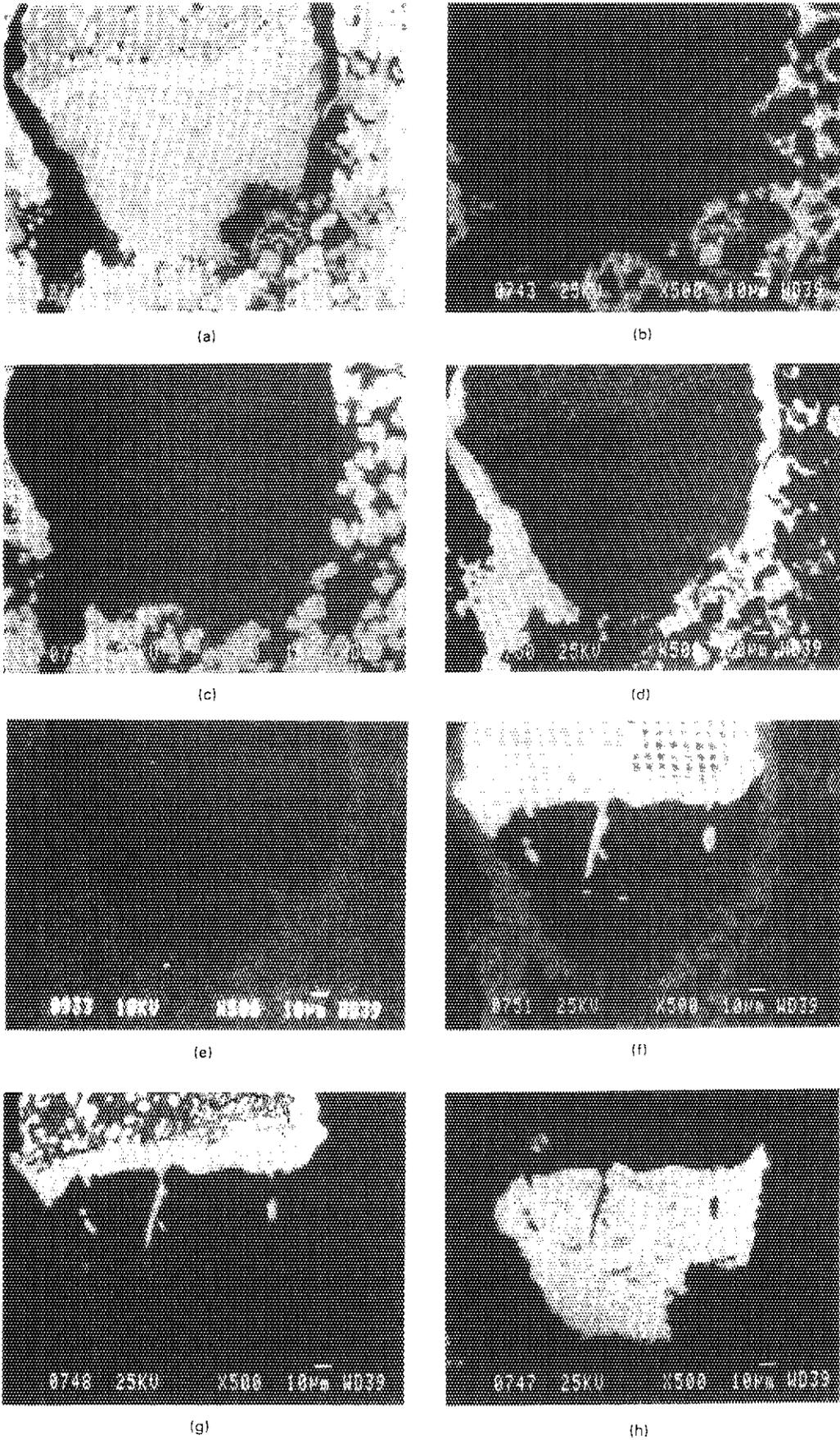
第46図 Fe₃O₄-ZrO₂ 擬二元系平衡状態図



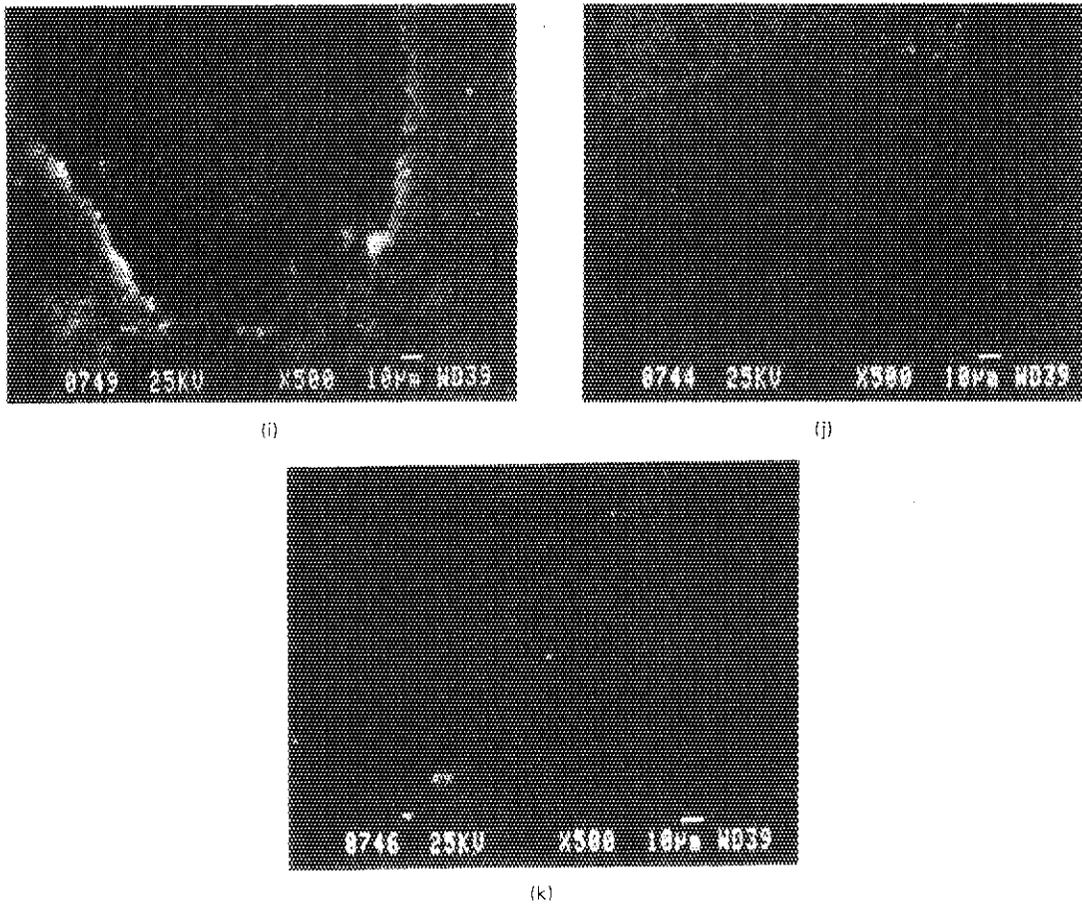
第47図 ウラン-ジルコニウム混合酸化物の圧縮強度



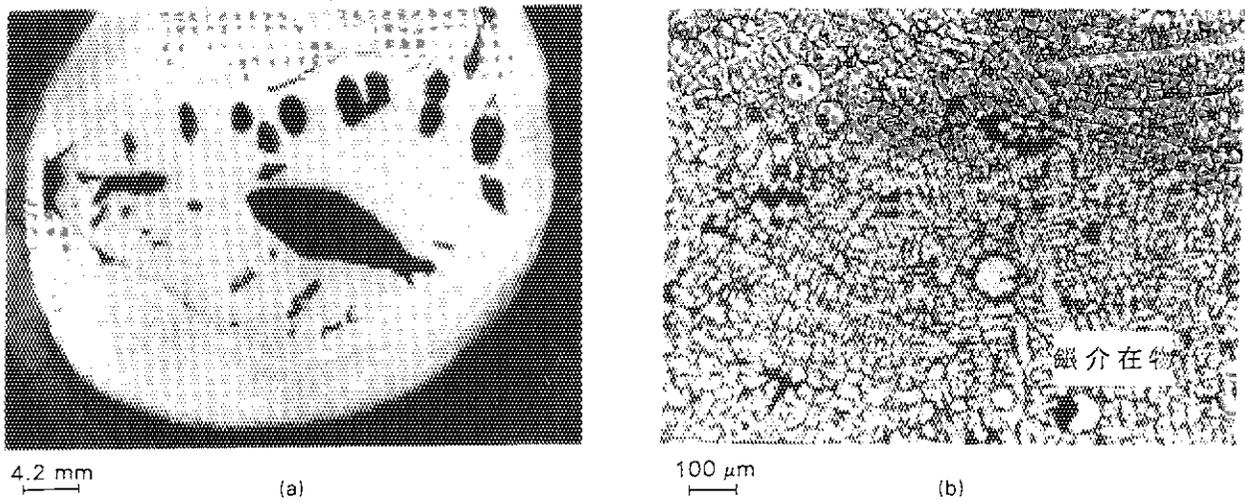
第48図 様々な相を含む金属介在物



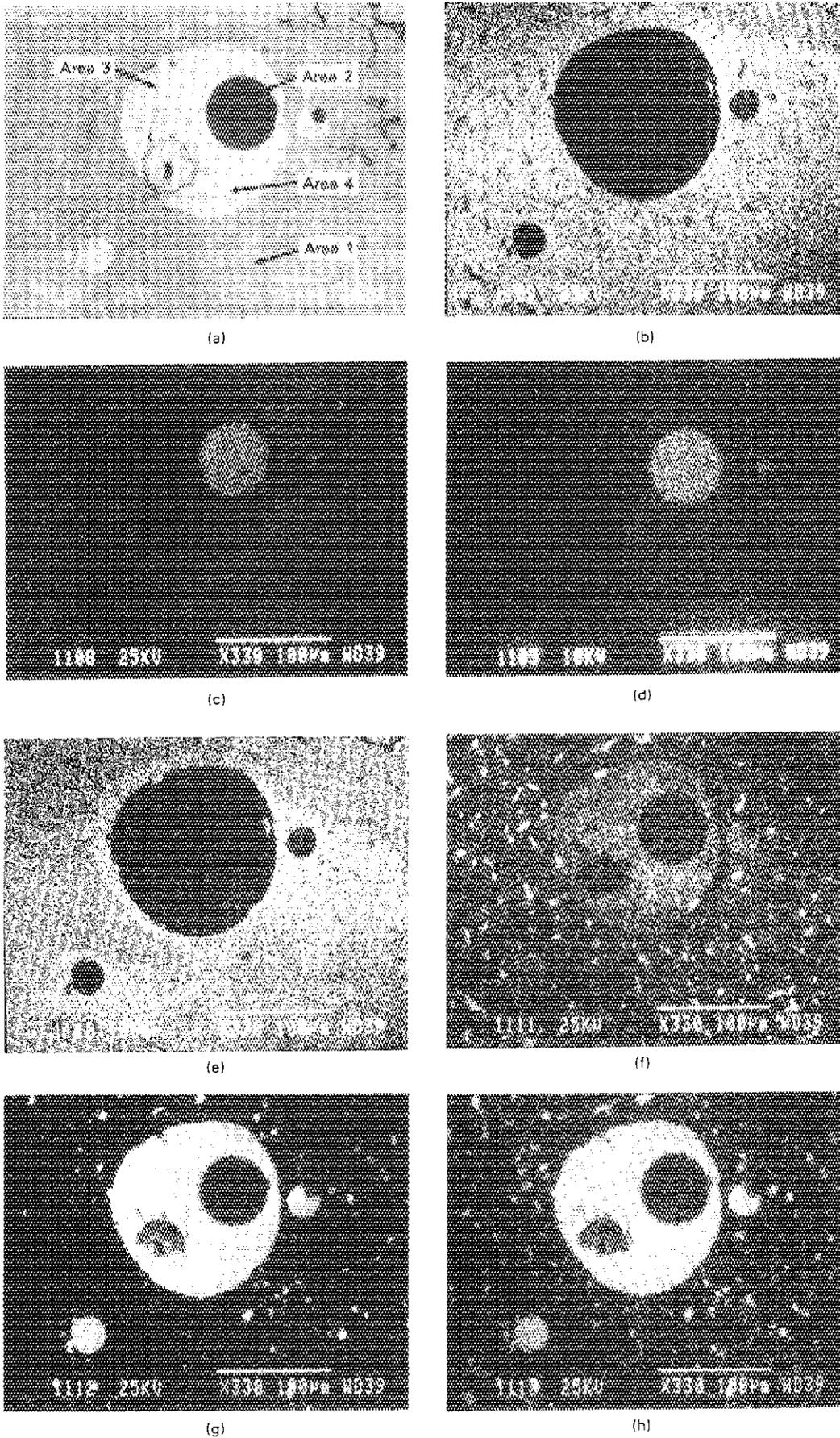
第49a-49h図 金属介在物中の核分裂生成物の分布、(a)BSE像、(b)ジルコニウム、(c)ウラン、(d)鉄、(e)酸素、(f)ニッケル、(g)スズ、(h)銀



第49i-49k図 金属介在物中の核分裂生成物の分布、(i)インジウム、
(j)ルテニウム、(k)テクネチウム



第50図 金属粒子の組織と組成、(a)金属粒子中の気孔と(b)ミクロ組織



第51a-51h図 金属マトリックス中の銀介在物, (a)BSE像, (b)鉄,
(c)クロム, (d)酸素, (e)ニッケル, (f)錫, (g)銀, (h)インジウム

2.3.4 スリーマイル島2号機の核分裂生成物インベントリ評価

(D. W. エイカース、アイダホ国立工学研究所、EG&G アイダホ社、他)

THREE MILE ISLAND UNIT 2 FISSION PRODUCT INVENTORY ESTIMATES

Douglas W. Akers, E. L. Tolman, Pui Kuan and Daniel W. Golden, Idaho National Engineering Laboratory, EG&G Idaho, Inc.; Masahide Nishio, Toshiba Corporation / "NUCLEAR TECHNOLOGY" Vol.87, PP205-213, (Aug. 1989)

本論文は、1988年において実施された事故後のスリーマイル島2号機(TMI-2)原子炉系内の選定された放射性核種のインベントリと分布について行った評価をまとめたものである。クリプトン(^{85}Kr)、セシウム(^{137}Cs)、ヨウ素(^{129}I)、アンチモン(^{125}Sb)、ストロンチウム(^{90}Sr)、ルテニウム(^{106}Ru)、セリウム(^{144}Ce)の最適評価インベントリをまとめた。このインベントリ計量値は、TMI-2原子炉系内の全ての場所の放射性核種の量を含むものである。主要な放射性核種の計量結果の例を挙げると、 ^{144}Ce (105%)、 ^{90}Sr (93%)、 ^{137}Cs (95%)、 ^{85}Kr (91%)等である。放射性ヨウ素の計量結果は、セシウムと同様であった。セシウムとヨウ素及び希ガスの主要な分布箇所は原子炉格納容器建屋内であり、その他の放射性核種全てについては原子炉容器であった。

1. はじめに

スリーマイル島2号機(TMI-2)加圧水型炉は、1979年3月28日に長時間にわたる冷却材喪失事故を起こし、原子炉炉心に苛酷な損傷が生じた。TMI-2事故の結果、軽水炉の安全性の多くの面に対して疑問が投げかけられ、米国原子力規制委員会(U.S.NRC)は、特に苛酷炉心損傷事故の原因とその影響に着目し、原子炉の安全性に関する問題の徹底的な検討に乗り出した。原子力界は、炉心損傷の本質を理解する上で、TMI-2を検査することの重要性を認識した。事故の直後、プラントの復旧と事故データの集積の両方について関心を持つ4つの組織がこれらの領域で協力することを正式に合意した。これらの組織[ゼネラル・パブリック・ユーティリティーズ・ニュークリアー・コーポレーション(GPUN社：TMI-2の所有者/運転者)、電力研究所(EPRI)、NRC、及び米国エネルギー省(U.S.DOE)、総称してGEND]は、現在TMI-2の事故後の評価に関わっている。DOEは、原子炉復旧のための資金の一部(事故の復旧に関する知見が米国の軽水炉産業界にとって有益となる領域について)を提供している。これに加えて、DOEは損傷炉心から採取した試料の集積と検査の資金を提供している。

図1に、有線テレビ(CCTV)^{1, 2}、機械的探針、炉心ボーリング³によって得られたデータを基に決定された、TMI-2炉心の事故直後の最終状態を描いたものを示す。核分裂生成物(FP)に関する初期の検査は、上部プレナムから本来の炉心上端に至る範囲に広がっていた制御棒駆動用リードスクリュウの断片に対して実施された^{4, 5}。リードスクリュウ案内管を通じての可視観察から、ルースな燃料デブリ領域の上方に空洞の領域が存在することが明らかになった。このルースなデブリは、深さ94cmまで堆積しており、1983年10月に初めての試料採取が行われた(参考文献6、7)。これらの検査の過程で、このデブリ層の下部にクラスト層が存在することが明らかとなった。このクラスト層は、最終的に、鉱業の分野で用いられている装置を改造した特別なコアボーリング装置を使って採取された。

原子炉炉心の下部領域の可視検査³により、部分的あるいは全体的な金属クラスト層で囲まれた熔融後固化した領域の存在が明らかとなった。炉心下部領域からの炉心試料の破壊検査⁶により、クラスト層は、事故中に酸化されなかった炉心の金属成分から構成されていることが分かった。炉心より下の領域のビデオ検査も実施され、炉心物質が原子炉圧力容器下部ヘッドに移動したことが分かった。この領域のデブリ試料は、熱遮蔽板と原子炉圧力容器(RPV)との間のアニュラス部を通して得られた。この検査⁶により、この領域のデブリは、熔融後固化した燃料、被覆管、及び構造物の混合物であり、これらが酸化されて原子炉圧力容器下部ヘッド上に流下したものであることが分かった。これらの検査結果は、損傷炉心内のFPの分布に関して大半のデータを提供した。

以下の各節で、原子炉系内における大半のデブリの分布；FPのインベントリ評価に至るまでの種々の仮定；原子炉系内の低揮発性、中程度の揮発性、高揮発性の各FPの分布に関する考察；及び評価に伴う不確実性に関する考察、について論じる。

2. 炉心物質のインベントリ

初期炉心物質インベントリは、～94100kgのUO₂燃料、及び36800kgの被覆管、構造物、制御棒材から成っていた^{10, 11}。事故の結果、原子炉圧力容器の炉心以外の部分の削り取り、及び金属構造成分の一部に酸化が生じたことによりこの炉心物質インベントリに幾分か物質が加わった。上部プレナムの下側から約229kgの構造鋼材が削り取られ、またバツフル板、コアフォーマ板及びRPVの他の構造部分から182kgの構造鋼材が削り取られたと評価された。これに加えて、主にジルコニウムから成る炉心内の金属材料の内の幾分かが酸化され、～459kgの水素を生成した(参考文献12)。この結果、～3300kgの酸素が酸化物として炉心に加わったことになる。以上の結果から、炉心物質の総量は～133250kgとなる。この炉心総量のうち、～100kgは、事故中にRPV外に移動した。この外部デブリのうち多くの部分はGPUNによる燃料取り出し作業の一環として除去された。

表IにTMI-2における事故後の炉心物質の分布を示す。炉心物質のうち最も大きな割合(33%)は、炉心底部と周辺部の健全燃料中に存在する。これらの損傷集合体の検査の結果から、これらの集合体は高温に至らず、そこから炉心物質インベントリが失われなかったことが分かった。残りの炉心物質は、固化領域に存在する溶融固化燃料と構造材の混合物、さらには、上部炉心デブリベッドに存在する健全物質と溶融固化物質の混合物に至るまでの範囲に分布している。

中央の固化物は、溶融固化燃料をクラスト層が取り囲む構成になっており、クラスト層は、中の溶融固化物とは異なる成分である。参考文献3及び8のデータを分析してみると、上部クラストは平均密度 8.3 g/cm^3 で、デブリ重量は2450kg、下部クラストは平均密度 7.3 g/cm^3 で、デブリ重量は8760kgである。これらの公称値は、クラスト中のデブリが非均質性であることと、その分布により、30~40%の集積誤差を含む。以上の分析から、クラスト層に囲まれた溶融固化デブリは、25990kgになる。

上部デブリベッド(炉心物質の20%)は、比較的健全な燃料物質と、溶融固化した燃料、構造材及び制御棒材の混合物である。この部分のデブリは、密度が $3\sim 5 \text{ g/cm}^3$ の比較的脆い物質から成っている。このデブリ中には、健全な被覆管の破片や制御棒材の破片が存在した。

RPV下部ヘッドに移動した溶融固化物(19100kg)は、そのデブリ表面の部分のみ検査された。その表面部分のデブリ⁹は、下部ヘッド上のデブリ全体を代表してはいないと考えられるが、均質な燃料物質(U, Zr)と比較的少量の構造材と制御棒材の混合物である。下部ヘッドの非破壊検査結果は、構造材がこの下部ヘッド領域に移動したであろうことを示唆しており¹³、この領域のデブリの成分をより明らかにするための検査が続けられている。

RPV内の残りの物質(10000kg)については、まだその特性が把握されていないが、それらは、RPV下部ヘッド上のデブリ表面の物質と似た成分をもつか、又は、炉心中央の固化領域の下部クラストのように金属成分を含むと考えられる。

3. 核分裂生成物(FP)インベントリ評価のための仮定

ほとんどの箇所から試料が採取され、選定された放射性核種について濃度を求めるための測定が行われた。インベントリ評価は、測定された放射性核種の濃度の平均値(デブリ又は溶液のグラム当たりのマイクロキュリー)とその物質の容積、冷却材の体積、又は試料を採取した面の表面積の各評価値から求められた。その後、各放射性核種の系内の全インベントリを、系内の全ての場所のインベントリの和として決定した。最後に、各放射性

核種の元の炉心インベントリに対する割合は、事故後の放射性核種のインベントリを試料採取時点に補正した値と、ORIGEN2で計算された¹⁴⁴放射性核種のインベントリを同様に試料測定時点に補正した値の比として求めた。

インベントリを評価するための試料数が限定されていることから、元の炉心インベントリに対する系内保持インベントリを評価するためには、幾つかの主要な仮定が必要となった。

1. 事故以前の放射性核種のインベントリは、ORIGEN2による計算値を、TMI-2から採取した健全燃料中に生成されていた放射性核種の測定値に基づいて補正した値で与えられると仮定する。この方法によってほとんど全ての放射性核種の初期インベントリが比較的正確に得られることが分かった¹⁵。
2. それぞれの箇所から得られる試料中の物質量は、その箇所に存在する物質の質量に比べて非常に小さい(代表的に<100ppm)が、インベントリを計算する目的のためには、測定値の平均値がインベントリを代表するものと仮定する。
3. 健全燃料棒中の燃料の量は、炉心穿孔と可視観察によって推定された炉心の最終形状に基づいて決定した。

4. 核分裂生成物(FP)インベントリ

この節では、TMI-2原子炉系内のFPの分布について考察する。試料数、試料採取箇所、及び試料のタイプが非常に多いことから、FPインベントリのこれらの側面を全て扱うのは不可能であろう。本論文が根拠とした基礎データは、参考文献8、9、16、及び17で扱われている。ここで考察したFPは、その相対的な揮発度を基にして幾つかに分類された。代表的な、低、中程度、高揮発性のFPは測定が行われた時点(事故後4~7年)で検出可能であった。低揮発性FPには、貴金属、希土類元素とアクチニド、4価の元素、初期遷移元素が含まれる。一般的に、これらの元素の酸化物は低揮発性である。このグループの中で測定可能な放射性核種は、¹⁴⁴Ce/¹⁴⁴Pr、¹⁵⁴Eu、及び¹⁵⁵Euのみであった。¹⁴⁴Ceは、基本的に、核分裂時に直接ベータ崩壊により生成するが、一方、ユーロピウム¹⁴⁴の放射性核種は、FP核種の中性子による放射化によって生成する。中性子による放射化で生成される放射性核種の生成量は、中性子による放射化自体が燃料中のFPによる中性子捕獲及び炉心物質の位置に依存するため、より大きな不確実性を有する。

4. 1 低揮発性核種

表IIに、測定された3つの低揮発性FP(すなわち、¹⁴⁴Ce、¹⁵⁴Eu、及び¹⁵⁵Eu)について、TMI-2原子炉系内の保持量と分布を示す。このデータから、低揮発性FPのうち炉心の外に移動したのは少量(0.01%)しかなく、そのうち原子炉冷却系(RCS)内に留った量は少量で

あったことが分かる。原子炉圧力容器内では、予想されたように、燃料物質の分布は、表 I に示した質量分布と同様である。

低揮発性核種の主要な分布箇所は、健全燃料棒中であり、ここにインベントリの30%が存在した。この値は、健全燃料の質量割合(33.4%)より小さいが、これは、健全燃料のほとんどが炉心の低燃焼度領域に位置していたためである。参考文献14のデータに基づいて、低燃焼度燃料中に存在したFPの割合が計算された。

その次にFPの存在割合が大きい箇所は、炉心上部デブリベッドで、表 II ではこの部分を2つのグループに分けている。これら両グループに分けたのは、それぞれがデブリベッド中の別の場所から得られたからである。すなわち、グループAは、炉心中心領域で半径方向の中程から、一方、グループBは、炉心上部デブリがほとんど除去された後に、炉心上部デブリベッドの底に近い5ヶ所から得られたものである。データを比較してみると、これら全ての箇所で同様の結果が得られ、この部分のデブリがかなり均一であったことを示している。

残る2つの主要な分布箇所は、炉心の中心部に近い固化領域、及びRPV下部ヘッドに移動したデブリの領域である。これらの箇所に、 ^{144}Ce の総インベントリの~40%が存在した。 ^{154}Eu と ^{155}Eu のデータは、総保持量については異なっているものの、 ^{144}Ce と同様の傾向を示した。これらの違いは、他の放射性核種の中性子捕獲によってどの程度その放射性核種が生成されるかが比較的大きな不確実性を持つことによる(例えば、 ^{155}Eu は、 ^{154}Sm の中性子捕獲によって生成される)。

それぞれの低揮発性FPのインベントリの和は、100%を越えているが、3つの放射性核種のデータは、これら核種の生成と測定による不確実性の範囲内で良く一致している。試料の代表性及び試料採取対象の大きさに由来する不確実性については後に考察する。

4. 2 中程度の揮発性核種

中程度の揮発性核種に関するFP分布データは表 III にまとめられている。このカテゴリの中で最も低い移動度を示した放射性核種である ^{90}Sr のデータは、この核種のRPVからの放出量はかなり小さい(<3.5%)ことを示した。この放射性核種の分布も、また、燃料物質の分布と同様である。 ^{90}Sr のほとんどは、RPVのセラミック領域に存在したが、クラスト層及び固化領域の検査の結果⁹、濃度としては健全燃料中に比べてかなり低いものの、 ^{90}Sr の金属試料中への移動が生じていたことが明らかとなった。

表 III 中の ^{90}Sr のデータの検討の結果、 ^{90}Sr の主要な分布箇所は、健全燃料中を除くと、炉心上部デブリベッド及び下部プレナムデブリ(計41%)であることを示している。これら

の領域のデータ^{6,9}をORIGEN2の計算値と比較してみると、これら放射性核種がほぼ完全に保持されたことが分かる。これに対して、固化領域のデータは、この領域、特に上部クラスト及びクラストに包まれた固化物からの放出が生じた可能性を示している。データは、固化領域において、⁹⁰Srが¹⁴⁴Ceと比較し得るほどの割合で存在しないことを示している。これらのデータから、⁹⁰Srは炉心部の溶融固化領域で、明らかにある程度の移動度を示している。ただ、この核種が濃縮している場所でもその蓄積量は炉心全体の平均値を大きく上回ることはなかった。

表III中の¹²⁵Sbのデータから、この核種のインベントリのほとんどはRPV内に留り、僅かに1.6%の測定可能な放出が生じている。この放出された1.6%もそのほとんどが原子炉建屋内に留り、原子炉建屋地階の水中又はタンク内の沈殿物中の成分として存在した。

RPVを対象とした検査の結果、燃料からの¹²⁵Sbの移行が生じた領域が存在することが分かる。その部分では、燃料中の¹²⁵Sbの残留は少量(<5%)であった(このような領域としては、例えば、RPVの下部ヘッドに移動したデブリがある)。これに加えて、このFP(¹²⁵Sb)の蓄積が大きい領域が存在する。RPV中では、この放射性核種(¹²⁵Sb)は、炉心下部領域に最も多く存在(60%)し、次に下部クラストの金属部分に多く存在(36%)した。炉心下部領域から採取した金属試料は、¹²⁵Sbが健全燃料中に比べて6~20倍に濃縮されている。

¹²⁵Sbは、酸化されるために必要な自由エネルギーが比較的高いため、スリーマイル島事故時には金属状態のままであったと予測できる。炉心上部領域に位置する溶融固化領域からの金属成分(例えば、ジルコニウム、鉄、クロム)の移行に伴って金属放射性核種が下方のクラストへ移行したこと、及び、固化領域中の金属含有物の量が溶融固化セラミック領域では非常に少ないということがデータから分かる。本質的にはこのFPが原子炉炉心に完全に保持されたということをインベントリは示している。

表IIIに示されている¹⁰⁶Ruのデータは、¹²⁵Sbのデータと同様な分布を示している。また、¹⁰⁶Ruの炉心インベントリの多くは金属試料中から見つかり、この部分では健全燃料中に比べ¹⁰⁶Ruが4から12倍に濃縮されている。しかし、ガンマ線断層撮影及び金相試験によると、¹⁰⁶Ruは¹²⁵Sbと同じ金属成分中には見つからない(参考文献19)。事故シナリオにおいて特に重要なのは、クラストを形成するための金属材料の移行の時期、及び固化領域中の金属の含有量である。これらのデータは、¹⁰⁶Ru(沸点=4423K)と¹²⁵Sb(沸点=1653K)が燃料要素から放出された後に、金属材料が(下方へ)移行し炉心内にこのような(固化)領域を形成したはずであることを示している。

4.3 高揮発性核種

表IVに高揮発性核種(^{129}I 、 ^{137}Cs 、及び ^{85}Kr)のインベントリ分布を示す。これらの放射性核種に関しては、RPVからの大規模な(50%まで)な放出が生じた。これらのFPの中で、最も揮発性が高いのは ^{85}Kr である。この核種の計量結果は、91%である。格納容器内の気体の測定は容易で、かつ気体は均一に分布しているため、格納容器雰囲気中及び健全燃料棒中の核分裂性気体の量の不確実性は低い。健全燃料棒中の希ガスの保持量が測定され¹⁵、これらのFPが固化領域の下部及び炉心周辺部に部分的に残っている燃料集合体中に完全に保持されたことを示している。希ガスの存在箇所として残る可能性は、炉心上部デブリベッドで、この場所には健全燃料ペレットのうちかなりの割合(~20%)が存在するが、これら燃料ペレット中には核分裂性気体が保持された(総インベントリの6%)と考えられる。

^{137}Cs と ^{129}I は、RPVからかなり(>30%)放出されたが、その多くは原子炉建屋地階の表面及び水中に保持された。 ^{137}Cs のほとんどは原子炉建屋地階の事故で発生した水の中に滞留し、少量がコンクリート表面に浸透した。しかし、 ^{129}I については、その多くが地階の表面及びルースな沈殿物中に沈着した。原子炉建屋地階の全ての場所からのルースデブリ試料の検査の結果、地階における ^{129}I の総保持量は ^{137}Cs と類似していると断定できることを示している。しかし、ルースデブリの総量がはっきりしないこと及び濃度が2桁の範囲にわたっていることから、 ^{129}I の持つ不確実性はずっと大きい。

RPV内では、 ^{137}Cs と ^{129}I の分布は類似していることをデータは示している。炉心上部デブリのデータは、 ^{137}Cs 及び ^{129}I 共にその初期炉心インベントリの~20%は、部分的に溶融した燃料デブリ中に保持されたことを示している。炉心の下部領域では、 ^{129}I のうちある程度は炉心の金属領域中から見出されている。これらのデータは、 ^{129}I が金属部分に蓄積した原因となる反応機構を示すものである。炉心下部領域の溶融固化物質中の ^{129}I の炉心インベントリに対する割合は6%しかなく、RPVの下部ヘッド上のデブリ中の割合はこれより小さい。

表IV中の ^{137}Cs のデータは、比較的高い温度(3100K)に晒された溶融固化燃料物質中に ^{137}Cs が大きい割合で(20%まで)保持された(参考文献9)ことを示している。

5. 不確実性の発生源

FP分布データは、解決できない要素から生じる不確実性を有する。それは、主に対象とする物質の質量、溶液の体積、又は対象表面積が大きいことによるものである。特に考慮すべき不確実要因として、以下の5点が挙げられる。

1. 個々の炉心領域の質量と体積、
2. 得ることのできる試料の数が限られていること、
3. ある炉心領域での不均一性、
4. 燃料取り出しが完結していないこと、
5. 用いられた試料採取技術と検査方法に伴う不確実性、

かなりの程度まで他の不確実性の要因になっている第一の問題点は、TMI-2原子炉系内の大きな質量、体積、及び表面である。これらの量は、 10^6 (kg、リットル、又は平方メートル)以上になり、物質又はFPが不均一に分布している原子炉プラント内からの代表的試料の採取を不可能にしている。表Vに、プラント内の主要な領域が相対的に均一であったか不均一であったかを、これまでの検査結果に基づく不確実性の評価と共に示す。

これらのデータから、不確実性の高い主要な領域は原子炉建屋地階の沈殿物、原子炉の下部領域のデブリ、及びRPVの上下部炉心支持構造物(CSAs)と下部ヘッドに移行したデブリであることが分かる。原子炉建屋地階の沈殿物中の ^{129}I の濃度範囲は広く(10^2)、この部分の ^{137}Cs の存在量を考慮すると、 ^{129}I の炉心インベントリの14%までを含んでいると考えられる。

RPV内で大きな不確実性を伴う領域は、中央の固化領域で、この部分からの試料は金属相とセラミック相の集塊物を含み、これらはこの部分の物質全体を代表しているとは考えられない。残る領域のうち、上下部炉心支持構造物からの試料採取は行われておらず、またRPVの下部ヘッド上のデブリについてはデブリベッドの表面からのみ試料が採取された。しかし、採取された下部RPVヘッド上のデブリは均一であり(すなわち、全ての試料中のFPの濃度がほとんど同様である)、この部分の試料は上下部炉心支持構造物のデブリを代表していると仮定した。その理由は、上下部炉心支持構造物のデブリはその場所で停止しなければ下部ヘッドに移動したと考えられるからである。

6. 結論

この論文で示したFPの分布は、対象とする物質の重量の大きさと比べて相対的に少数の試料に基づくものである；しかし、評価された分布は、全てのFPについて90%を越える妥当な計量結果を与えるものである。本解析から明確に言える事柄又は結論の幾つかを以下に列挙する。

1. データによると、低揮発性放射性核種は原子炉炉心から移行せず、また、燃料物質はその内少量(<0.1%)しかRCSに物理的に移行しなかった。

2. RPV内では、低揮発性放射性核種の分布は燃料物質の分布と同様である。
3. 中程度の揮発性放射性核種である ^{90}Sr の分布は、低揮発性核種の分布と類似しており、また、溶融固化燃料物質中にほとんど保持されている。
4. ^{125}Sb は、原子炉炉心中に金属材料として残留した。その大部分はクラスト層の金属部、及び炉心下部領域の金属含有物中に保持された。
5. ^{106}Ru は、 ^{125}Sb のデータと同様の分布を示し、また、 ^{106}Ru の多くは金属試料中に存在し、その濃度は健全燃料中の4から12倍である。
6. セシウムは原子炉建屋中に保持され、補助建屋には5%しか放出されなかった。この放射能は、補助建屋内の主に原子炉冷却材ブリードタンク内、及び抽出系の脱塩装置に存在する。
7. 原子炉建屋地階のデブリ中の ^{129}I の量に伴う不確実性により、この核種は完全に計量できない。
8. 希ガス(例えば、 ^{85}Kr)は、主に部分的に健全な燃料集合体中及び原子炉建屋雰囲気中に保持(炉心インベントリの85%)され、おそらく一部(4から5%)は炉心上部デブリベッド中に残っている。

謝辞

この研究はDOEの後援(軽水炉安全技術局原子力エネルギー課副事務官担当)によるものである。

(橋本)

参考文献

1. "Quick Look Inspection: Report on the Insertion of a Camera into the TMI-2 Reactor Vessel Through a Leadscrew Opening," GEND-030, Vol. 1, EG&G Idaho, Inc. (Mar. 1983).
2. J. ADAMS and R. SMITH, "Lower Plenum Video Data Survey," EGG-TMI-7429, EG&G Idaho, Inc. (July 1987).
3. E. L. TOLMAN, R. P. SMITH, M. R. MARTIN, R. K. McCARDELL, and J. M. BROUGHTON, "TMI-2 Core Bore Acquisition Summary Report," EGG-TMI-7385, Rev. 1, EG&G Idaho, Inc. (Feb. 1987).
4. K. VINJAMURI, D. W. AKERS, and R. R. HOBINS, "Examination of H8 and B8 Leadscrews from Three Mile Island Unit 2," GEND-INF 052, EG&G Idaho, Inc. (Sep. 1985).
5. G. M. BAIN and G. O. HAYNER, "Initial Examination of the Surface Layer of a 9-Inch Leadscrew Section Removed from Three Mile Island-2," EPRI-NP-3407, Electric Power Research Institute (Jan. 1984).
6. D. W. AKERS, E. R. CARLSON, B. A. COOK, S. A. PLOGER, and J. O. CARLSON, "TMI-2 Core Debris Grab Samples - Examination and Analysis," GEND-INF-075, EG&G Idaho, Inc. (Sep. 1986).
7. G. O. HAYNER, "TMI-2 H8A Core Debris Sample Examination," GEND-INF-060, Vol. 2, EG&G Idaho, Inc. (May 1985).
8. D. W. AKERS, C. S. OLSEN, M. L. RUSSELL, and R. K. McCARDELL, "The TMI-2 Lower Core Region: Examination and Analysis," GEND-INF-092, EG&G Idaho, Inc. (Nov. 1988).
9. C. S. OLSEN, D. W. AKERS, and R. K. McCARDELL, "Examination of Debris from the Lower Head of the TMI-2 Reactor," GEND-INF-084, EG&G Idaho, Inc. (Jan. 1988).
10. G. R. EIDAM, E. L. TOLMAN, J. M. BROUGHTON, R. K. McCARDELL, and W. R. STRATTON, "TMI-2 Defueling Conditions and Summary of Research Findings," presented at the IAEA/NEA Int. Symp. Severe Accidents in Nuclear Power Plants, Sorrento, Italy, March 21-25, 1988.
11. "TMI-2 Accident Core Heat-Up Analysis - A Supplement," NSAC-25, Nuclear Safety Analysis Center (June 1981).

12. J. O. HENRIË and A. K. POSTMA, "Analysis of the TMI Unit 2 Hydrogen Burn," GEND-INF-023, Vol. IV, Rockwell International (Mar. 1983).
13. "Analysis of Gamma Scanning of In-Core Detector #18 (L-11) in Lower Reactor Vessel Head," TPO/TMI-175, GPU Nuclear Corp. (June 1985).
14. B. G. SCHNITZLER and J. B. BRIGGS, "TMI-2 Isotopic Inventory Calculations," EGG-PBS-6798, EG&G Idaho, Inc. (Aug. 1985).
15. D. W. AKERS and B. G. SCHNITZLER, "Verification of the ORIGEN2 Code Analysis for the TMI-2 Reactor Core," *Proc. 2nd Symp. Nuclear Reactor Severe Accident Chemistry*, Toronto, Canada, June 5-11, 1988.
16. "Analysis of Gamma Scanning of In-Core Detector #18 (L-11) in Lower Reactor Vessel Head," TPO/TMI-175, GPU Nuclear Corp. (June 1985).
17. S. LANGER, S. T. CRONEY, D. W. AKERS, and M. L. RUSSELL, "TMI-2 Fission Product Inventory Program FY-85 Status Report," GEND-INF-057, EG&G Idaho, Inc. (Nov. 1986).
18. R. R. HOBBS, D. J. OSETEK, D. A. PETTI, and D. L. HAGRMAN, "The Influence of Chemistry on Severe Accident Phenomena in Integral Tests," *Proc. 2nd Symp. Nuclear Reactor Severe Accident Chemistry*, Toronto, Canada, June 5-11, 1988.
19. D. W. AKERS, J. K. HARTWELL, and H. MAKOWITZ, "Fission Product Distribution and Chemistry in Core Material by Gamma Ray Emission Mapping and Tomographic Reconstruction," *Nucl. Technol.*, 87 (1989).
20. D. W. AKERS and G. S. ROYBAL, "Examination of Concrete Samples from the TMI-2 Reactor Building Basement," GEND-INF-081, EG&G Idaho, Inc. (Feb. 1987).

表 I 事故後炉心物質分布評価

Core Region	Estimated Quantity (kg)	Uncertainty ^a (%)	Total Core (%)
Intact fuel assemblies (partially or fully intact)	44 500	5	33.4
Central core region consolidated mass	32 700	5	24.5
Upper core debris bed	26 600	5	19.9
Previously molten material on the lower RPV head	19 100	20	14.3
Lower CSA ^b	5 800	40	4.3
Upper CSA ^b	4 200	40	3.2
Outside the RPV	100	^c	0.1

*不確実性評価は、燃料取り出しの過程に依存するものである。現時点までに燃料取り出しが行われた領域は比較的不確実性が低く、一方、これまでに燃料取り出しが行われていない領域では、不確実性が高い。

^b下部CSAとは、RPVの炉心より下の部分で、下部グリッド構造物と5枚の流路分配板より成る。上部CSAとは、垂直のバフフル板の外側で冷却材の流路の領域にあり、炉心の周辺境界を構成するものである。

^cRPVの外部の燃料物質の量の評価は、原子炉建屋及び補助建屋内の原子炉構成物の非破壊評価によるものである。その評価値は60から~430kgの範囲にある。

表III 原子炉系内の中程度の揮発性核分裂生成物分布

Fission Product Repositories	Fission Product Distribution Percent of Inventory ^a		
	⁹⁰ Sr	¹⁰⁶ Ru	¹²⁵ Sb
Ex-vessel			
Containment atmosphere, basement, and tanks	2.1	0.5	0.7
RCS	1	^b	0.2
Auxiliary building	0.1	^b	0.7
In-vessel			
Upper reactor plenum	^b	^b	^b
Upper core debris			
A	23	14	13
B ^c	19	16	24
Upper crust region			
Ceramic	0.73	0.8	0.5
Metallic	^b	3.8	7.8
Consolidated region			
Ceramic	8.3	2.2	3.1
Metallic	^b	9.0	6.9
Lower crust			
Ceramic	4.5	5.7	7.4
Metallic	^b	24	36
Intact fuel rods	30	30	30
Upper CSA	3.9	0.23	0.22
Lower CSA	5.3	0.32	0.30
Lower RPV head	18	1.1	1.0
Total	93	94	119

*ORIGEN2で計算した核分裂生成物の当初存在総量に対する割合。

^b 上部プレナム測定データに基づき評価値が有意な値(<0.1wt%)に満たない。

^c 上部デブリベッドについては、2セットの試料測定が成された。Aシリーズの測定は、炉心中心部に近い箇所で種々の深さから採取した16cm³の試料に対して行われ、一方、Bシリーズは、上部デブリベッドの底部から得られた試料に対して行われた。データはある範囲に分布している。総計には、Bシリーズのデータが用いられた。

表II 原子炉系内の低揮発性核分裂生成物分布

Fission Product Repositories	Fission Product Distribution Percent of Inventory ^a		
	¹⁴⁴ Ce	¹⁵⁴ Eu	¹⁵⁵ Eu
Ex-vessel			
Containment atmosphere, basement, and tanks	0.01	^b	^b
RCS	^b	^b	^b
Auxiliary building	^b	^b	^b
In-vessel			
Upper reactor plenum	^b	^b	^b
Upper core debris			
A	26	30	24
B ^c	20	19	19
Upper crust region	1.4	2.0	1.6
Consolidated region	24	32	22
Lower crust	5.9	7.9	5.1
Intact fuel rods	30	30	30
Upper CSA	3.4	4.5	^d
Lower CSA	4.7	6.3	^d
Lower RPV head	16	21	^d
Total	105	122	110 ^d

*ORIGEN2で計算した核分裂生成物インベントリの総量に対する割合。

^b 測定データに基づき評価値が有意な値(<0.1wt%)に満たない。

^c 上部デブリベッドについては、2セットの試料測定が成された。Aシリーズの測定は、炉心中心部で種々の深さから採取した試料に対して行われ、一方、Bシリーズは、上部デブリベッドの底部から得られた試料に対して行われた。総計には、Bシリーズのデータが用いられた。

^d この炉心領域では、この放射性核種については測定が行われなかった。

表Ⅳ 原子炉系内の高揮発性核分裂生成物分布

Fission Product Repositories	Fission Product Distribution Percent of Inventory ^a		
	¹³⁷ Cs	¹²⁹ I	⁸⁵ Kr
Ex-vessel			
Containment atmosphere, basement water	b	b	54
RCS	47	(47) ^c	b
Auxiliary building	3	1	b
In-vessel			
Upper reactor plenum	5	7	b
Upper core debris			
A	5.3	5.9	6
B ^d	4.3	5.3	b
Upper crust region	0.41	0.27	b
Consolidated region	0.77	2.1	b
Lower crust	1.4	3.5	b
Intact fuel rods	30	30	30
Upper CSA	0.46	0.12	b
Lower CSA	0.63	0.16	b
Lower RPV head	2.1	0.54	b
Total	95	97	91

^aORIGEN2で計算した核分裂生成物の当初存在総量に対する割合。

^b上部プレナム測定データに基づく評価値が有為な値(<0.1wt%)に満たない。

^c広範囲にわたる濃度値とデブリの量に基づいて計算すると、炉心インベントリよりも総インベントリの割合が大きくなってしまいます。結果的に、¹³⁷Csインベントリが原子炉建屋に沈着したヨウ素の量を代表すると考えた。

^d上部デブリベッドについては、2セットの試料測定が成された。Aシリーズの測定は、炉心中心部に近い箇所種々の深さから採取した16cm²の試料に対して行われ、一方、Bシリーズは、上部デブリベッドの底部から得られた試料に対して行われた。データはある範囲に分布している。総計には、Bシリーズのデータが用いられた。

表Ⅴ 核分裂生成物の主要分布箇所における均一性

Repository	Sampling Uncertainty
Homogeneous	
Reactor building atmosphere	Representative samples, as the region is well mixed with no surface plateout for noble gas samples (<10%)
Reactor coolant/accident water	Representative samples with concentration changes caused by plateout and additions of fresh coolant (<10%)
Upper core debris	Relatively well-mixed debris with generally similar sample concentrations throughout the debris bed (<20%)
Intact fuel rods	Quantity based on visual examination and core boring of the lower core (<15%)
Heterogeneous	
Reactor building sediment	Estimates of the quantity range over a factor of 10 and sample concentrations vary significantly (100%).
Lower core region	Agglomerate of metallic and ceramic material; no accurate estimate of the total quantity of metallic material present (<50%)
CSA debris	Quantity uncertain as region has not been defueled (50%)
Debris on the lower head	Estimated quantity is relatively accurate, but has only been sampled at the surface of the debris bed. A layer of nonfuel material may be present on the lower head (<30%).

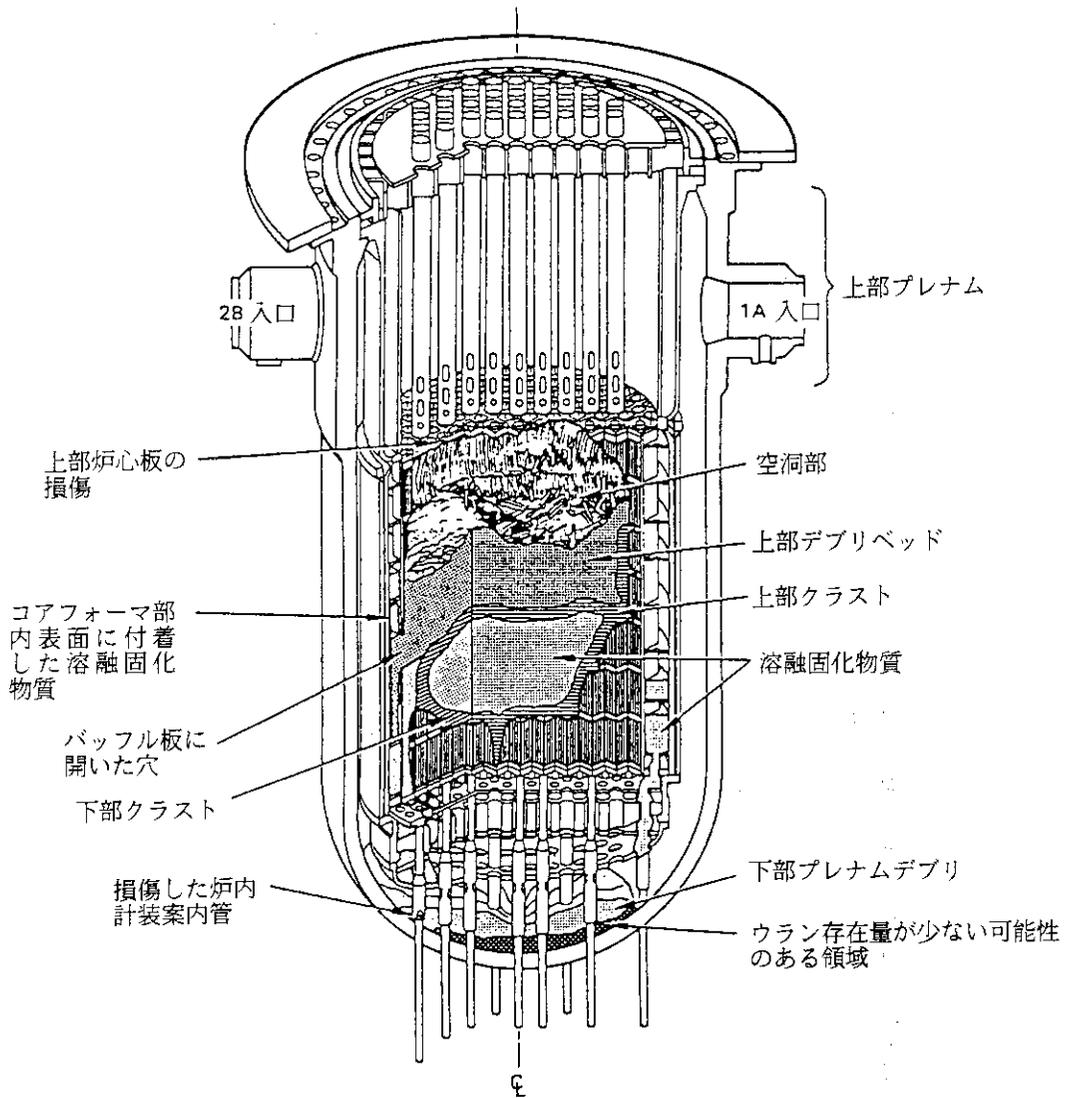


図1 炉心最終状態

2.3.5 炉心溶融デブリとTMI-2 圧力容器構造物の熱的相互作用

(オーガスト W. クロネンバーグ、ESA社、他)

THERMAL INTERACTION OF CORE MELT DEBRIS WITH THREE MILE ISLAND UNIT 2
VESSEL COMPONENTS

August W. Cronenberg, ESA Inc.; E. L. Tolman, EG&G Idaho, Inc.

"NUCLEAR TECHNOLOGY" Vol. 87, PP273-282, (Aug. 1989)

スリーマイル島2号機(TMI-2)の圧力容器を調べ、炉心溶融デブリと原子炉圧力容器内部構造物との熱的な相互作用に関する貴重な情報を得た。本報告においては、観察された内部構造物の損傷状態をまとめると共に、影響した物理的過程を把握し理解するために解析結果を示した。特に、炉心外周部を囲むバッフル板、コアフォーマ板、原子炉圧力容器底部とその計装貫通部に関して熱損傷を評価した。解析により、それらの構造物に対する損傷の特徴の違いは、主に、コリウム溶融物との接触時間の違い、構造物毎の熱容量の違い、冷却水にさらされる程度によることが示された。圧力容器及びデブリの調査によって、TMI-2事故の溶融物リロケーション時の溶融デブリ/構造物相互作用の現時点での理解を確かめることができる。

1. はじめに

スリーマイル島2号機(TMI-2)炉心の損傷は、顕著な燃料溶融、下部プレナムへのコリウム溶融物のリロケーション、それに伴う溶融デブリと圧力容器内部構造物との熱的/冶金学的相互作用によって広い範囲に及んでいることが、燃料取り出し作業によって確かめられた。そのような圧力容器内部構造物の損傷があったことにより、溶融の進行現象やシビアアクシデントの圧力容器への影響をよりよく理解するための貴重な情報が得られている。本報告では、溶融物/構造物間の相互作用を理解することを目的とした解析を示す。炉心の調査結果を簡単に述べ、溶融物リロケーションに至る事故シナリオについて議論する。次に、溶融デブリ/構造物相互作用に関する解析について述べ、シビアアクシデントに対する圧力容器の応答に関してまとめを行う。

2. 炉心調査結果

1985年2月初め、TMI-2下部プレナムのビデオ調査⁽¹⁾により、25,000kg以上もの炉心デブリが下部プレナムに移動しているのが示された。続いて行った試料取り出しにより、このデブリの多くは、移動し始めには溶融していたことがわかった。ビデオ調査により、R7グリッド位置で下部プレナム計装案内管が溶融物により削り取られていることも明らかになった⁽¹⁾。圧力容器底部の貫通管をワイヤープロブを用いて調べると、多くの管は塞がれていることがわかった。この時点では、推定で25トンにもなる下部プレナムデブリの大半は圧力容器から取り出せなかったため、貫通管や下部ヘッドそのものへの損傷に関してはそれ以上の情報はない。炉心デブリと特定の貫通管及び下部ヘッド試料との相互作用の特性に関して、明確な情報を得ようという下部ヘッド試験案が提案されている。

炉心外周部を囲む構造物のビデオ調査では、いくつかの東側バッフ板の溶融貫通部が見い出された。一方、バッフ板とコアバレル間の空間を調べた結果から、コアフォーマ領域で数トンのデブリの存在が認められた。これらの観察結果は、図1に示すように、シビアアクシデント時の溶融進行や圧力容器内部構造物の損傷を理解する上で重要である。3章では、下部プレナムへ大量の溶融デブリが移動するに至ったとされる事故経過を簡単に示す。4章には溶融デブリ/構造物相互作用の解析を、5章にはまとめと結論を示す。

3. 事故シナリオ

TMI-2事故と溶融デブリの移動の過程に関する詳しい説明は文献2に示されているが、以下のようにまとめられる。事故は、タービントリップ（時間ゼロと定義する）に続く二次系給水の停止とその8秒後の原子炉スクラムにより開始した。蒸気発生器中の水は沸騰して空になり、その結果一次系から二次系への熱交換が減少した。このため、一次系冷却材の温度が上昇し、加圧器内水位も上昇して一次系圧力が上昇した。パイロット弁付き圧力逃し弁（PORV）が開き圧力は低下したが、減圧後も閉まらなくなり、圧力容器から冷却材が失われ炉心が露出してしまった。一次系冷却材の大部分は、PORVが隔離されるまでの初めの139分間にPORVを通して失われた。約170分までにジルカロイ燃料被覆管の上半分は、水蒸気との発熱反応により溶融し、約2170Kでは α -Zr(O)/UO₂共晶反応により燃料の溶解が起こった。一次系の2Bポンプが174分に一時的に再起動し、急冷により燃料棒は破碎しルースデブリベッドが形成された。

174分からまもなく、炉心に追加された冷却材の大部分は再び沸騰してなくなった。約200分で非常用炉心冷却（ECC）水が一次系に導入され、207分までに炉心が冷却材で満たされたと考えられる。文献2と3で論じられているように、外周部の燃料集合体中の熱電対はECC水による圧力容器再冠水に反応しているが、中央部の集合体中の熱電対は高温警

報状態を示したままであった。大きく、冷却不可能な固化デブリベッドが明らかに形成されており、その内部は熱的にECC水から隔離されていた。冷却不可能なデブリについての解析⁽³⁾によれば、224分までに25,000kg以上の炉心材料は崩壊熱によって再び溶解した可能性を示している。

約224分には、冷却不可能なデブリベッドから熔融デブリが流れ出し、下部プレナムに移動したことが、同時に起こったいくつかの事象によって示されている。すなわち、炉心内の自己出力型中性子検出器（SPNDs）の多くが警報を発した。炉心出口温度計も警報値を示し、圧力容器の外にある中性子源区域モニターの計数率は急激に増加した。下部プレナムで炉心材料が見つかったこと、炉心の東側領域とバッフル板の熔融貫通部に明らかに熔融物質の流路が認められた炉心観察データ⁽⁴⁾、さらに原子炉計装のデータは、約224分において、それ以前に形成されていた冷却不可能なデブリベッドから流れ出たコリウム熔融物が、下部プレナムに移動したという明かな証拠を示している。224分における熔融物リロケーションの後には、炉心状況の大きな変化を示す兆候はほとんど見られなかった。損傷を受けたTMI-2炉心の最終状態を現時点で最もよく表わす推測図を図1に示す。

4. 熔融デブリ／圧力容器構成材間の相互作用の解析

コリウム熔融物のリロケーションに関する知見と圧力容器内部構造物への熔融物衝突の痕跡をもとに、シビアアクシデント時の圧力容器の応答に関する支配的現象やそれらの意味を評価するために解析を行った。下部ヘッドや、底部の計装貫通管へのコリウム熔融物の衝突の影響だけでなく、熔融物のコアフォーマやバッフル板との相互作用を重点的に述べる。

4. 1 バッフル板の損傷

鉛直に立ったステンレス鋼製バッフル板は、TMI-2 炉心の外側の境界となっている。文献の5と6で議論し、また図2に示したように、東側領域のバッフル板にある熔融貫通部は、幅約60cm、高さ約150cmと大きく、TMI-2炉心の燃料取り出しに際して注目された。熱伝導及び対流が支配する両者の伝熱モードに関して、これらバッフル板熔融の評価を行った。

バッフル板は比較的融点の低いステンレス鋼（融点約1640K）でできており、厚さ約1.9 cmである。従って、バッフル板は UO_2 をベースとしたデブリにより、デブリの融点である3100Kにおいて、熔融され削り取られたと予想される。一次元の熱伝導支配の伝熱を仮定すると、図3に示すように、この問題は異なる熱伝導特性を持つ有限厚さ（バッフル板）の物質と接する半無限物質（コリウム熔融物）として近似できる。

図4⁽⁷⁾に示したチャートは、無次元のフーリエ数 ($Fo = \alpha t/x^2$) とビオ数 ($Bi = h\delta/k$) の関数として、バッフル板のトランジェント加熱の解を与える。ここで、 α = 熱拡散率、 t = 時間、 x = 距離、 h = 熱伝達率、 δ = バッフル板の厚さ、 k = 熱伝導率である。熱伝導特性が支配的であると仮定できるので、ビオ数は UO_2 とステンレス鋼の熱伝導率比で表わされる。すなわち、 UO_2 の熱伝導率 $k_1 = 3.66 \text{ W/mK}$ 、ステンレス鋼の熱伝導率 $k_2 = 16.26 \text{ W/mK}$ であるから、 $Bi = k_1/k_2 = 0.22$ である。厳密な熱伝導支配の伝熱では、無次元温度比 T' を 0.47 にとると、バッフル板の溶融貫通時間は約 5 分と推定される。 T' とは、

$$T' = [T_{mp}(\text{stainless steel}) - T_0] / [T_{mp}(UO_2) - T_0] \quad (1)$$

と表され、 T_0 はバッフル板の初期温度約 590K であり、1500psi での水の飽和温度である。ジェットのように溶融物がバッフル板に当り伝熱が増加すると、削り取られた時間は 1 分以下と推定される⁽⁸⁾。大規模な溶融物リロケーション事象は約 1 分から 2 分続いたので、バッフル板の溶融貫通に関する正確な伝熱メカニズムは特定できない。大規模な溶融物リロケーションが検出される前、数分間にわたって初期の静的熱伝導モードの伝熱が起こった可能性もあると想定される。バッフル板の破損直後に多量の溶融物リロケーションが検出されたことから、バッフル板に溶融孔が生じ、あいた溶融孔を通してコリウムが流出し、バッフル板を溶融し削り取ったのかもしれない。

4.2 コアフォーマ板

プローブ調査によれば、4000kg 以上の一度溶融したコリウムがコアフォーマ空間で再固化していた。従って、溶融物の移動特性は 8 段のコアフォーマ板を調べていくことで評価できる (図 5 参照)。リロケーション解析から、東側領域バッフル板に比較的大きな (幅 60cm、高さ 150cm) 溶融孔ができたため、コアフォーマ板の表面に沿って初めに横方向のコリウム溶融物の移動が起こったことがわかった。この溶融孔に比べて、コアフォーマ板にあげられた小さな流路孔 (直径 2.54cm のものが 64 個、直径 3.33cm のものが 16 個) では流路が限定されている。すなわち、バッフル板溶融孔の断面積が 9000cm² 程度であるのに対して、コアフォーマ板の流路孔では計 464cm² 程度である。

80 個の流路孔を通して溶融物が流出する時間特性を評価するために、5 番目のフォーマ板の形状特性を用いた。フォーマ板は高さ 56cm (4 番面と 5 番目のフォーマ板の間の空間と同じ高さ) の溶融デブリに均一に覆われているものと仮定した。フォーマ板の流路孔を通過した質量流量は重力によって支配されるため、ベルヌーイの流出の式を用いると、流出時間 t_d は以下のように表される。

$$t_d = 2 A_p / (C_d A_f) [Z^{0.5} / (2g)^{0.5}] \quad (2)$$

ここで、 A_p : フォーマ板の断面積 = $1.65 \times 10^4 \text{ cm}^2$

A_f : 流出孔の面積 = 464 cm^2

Z : 初期溶融物高さ = 56cm

g : 重力の加速度

C_d : 流出係数 = 0.9

である。計算結果は、13秒程度という素早い溶融物流出を示した。フォーマ板の破損の可能性を評価するために、溶融物が流出する時間と、3.18cm厚さのフォーマ板が溶融貫通するのにかかる時間を比較した。

図6に示すような、コリウム溶融物からより低温のコアフォーマ板に熱が伝えられる一次元の熱伝導問題を用いた。実際の使用では、コアデブリ領域を半無限平板（領域1）と考えた。フォーマ板（領域2）は厚さ δ （有限）であり、 $x = \delta$ で断熱面を持つ。それぞれの領域は別個の物質であり、別個の熱伝導特性を持つ。崩壊熱を無視し図4のチャートを用いると、フォーマ板の温度が時間 t の関数として求められる。フォーマ板が、 UO_2 の溶融温度に対応するデブリ温度（2850K）にさらされ、590Kという初期温度（1500psiでの水の飽和温度に対応する温度）からステンレス鋼の融点（1640K）まで加熱される際のパラメータは、

$$\alpha \text{ (ステンレス鋼の熱拡散率)} = 0.04 \text{ cm}^2/\text{s}$$

$$Bi = k_1 / k_2 = 0.22$$

$$T' = (1640 - 590) / (2850 - 590) = 0.46$$

$$F_0(T' = 0.46) = \alpha t / \delta^2 = 3.5 \quad (\text{図4})$$

である。 $\delta = 3.18 \text{ cm}$ として、フォーマ板を溶融貫通するのに要する時間 t は約15分と推定されるが、13秒と推定された2つの隣接するフォーマ板を通しての溶融物流出に比べてずっと長い。このことは、8枚のフォーマ板を通してコリウムが流出する際には、フォーマ板は溶融物によって顕著に削り取られなかったことを意味する。しかし、東側領域では、コリウムデブリとの接触時間が長かったため、バッフル板の溶融貫通が起こり、フォーマ板の部分的な溶融削り取りが起こったかもしれない。

かなりの量のデブリがコアフォーマ空間部で見られ、（ドライアウトした炉心デブリ固化領域を除き）圧力容器は200分後のECC水注入によって再冠水したと推定される。このことは、一度溶融したデブリが冷却材と接触してコアフォーマ領域で再固化した（あるいは、部分的に再固化した）ことを示している。コリウム溶融物がコアフォーマ空間領域で冷却水に接し凝固したことは、損傷を受けなかったコアフォーマ板上に再固化した溶融デブリが着いていたり載っていた観察事実と合致する。

4.3 下部ヘッド

コリウム溶融物が、（東側領域コアフォーマ集合体や炉心外周部燃料集合体を通して）下部プレナムにリロケーションしたことによって、溶融デブリと下部プレナム構造物、特に圧力容器底部の計装貫通管や下部ヘッドとの熱的相互作用に関する問題が提起された。下部ヘッドに関するこれまでの解析⁽⁸⁾では、ステンレス鋼ライナーは、金属あるいはセラミックス溶融デブリと接触し溶融したことはまずない、と言われた。その解析で考慮さ

れたのは、下部ヘッド表面に均一に広がった溶融物プールという形状であった。しかし、溶融物リロケーション・シナリオに関する最近の情報⁽²⁾では、炉心リロケーションの大部分はおそらく圧力容器の東側で起こり、その領域では溶融物が凝集したジェットの流れで流出したとされている⁽⁵⁾。溶融コリウムのジェットが突き当たったことで、図7に示すような下部ヘッドの局所的な溶融削り取りが起こったかどうかという問題が持ち上がった。この問題について以下で検討する。

式(2)を用いてコリウム・ジェットが当たっていた時間 t_j を求めると、その値は5つの燃料集合体を通して流れ出す場合の約1.5秒から、ひとつの集合体を通った場合の約7.5秒まで変化した。後者はSPNDや他のTMI-2のデータ⁽²⁾から求められた1~2分という溶融物リロケーション時間とうまく一致し、このことは溶融物の流出は東側の1つあるいは2つの燃料集合体に限られることを示ものである。

下部ヘッドへの熱的損傷に関する2つの限界条件を検討した。すなわち、熱伝導支配型の伝熱を伴う弱いジェットと、乱流による混合と物質の移動により助長された対流支配型の伝熱過程をとる強いジェットである。熱伝導条件下では、下部ヘッドが溶融し削り取られるとは予測されない。強力なジェットが衝突した場合には、以下の関係⁽⁹⁾を用いて接触面における熱伝達率 h を評価した。

$$h D / k = 0.55 P r^{0.35} R e^{0.5} \quad (3)$$

ここで、 $P r$ はプラントル数、 $R e$ はレイノルズ数、 D はジェットの直径、 k はジェットの熱伝導率である。対流支配型のジェットの伝熱でも、14cm厚さの下部ヘッドの溶融削り取り量は限られたものであることがわかる。結論として、ジェットの当たる時間が1~2分(下部プレナムへ溶融物が流れ出すのに相当する時間)であれば、圧力容器の下部ヘッドの溶融削り取りはほとんど起こらないと言える。

4. 4 下部ヘッド底の計装貫通部

下部ヘッド底の溶融削り取りはほんのわずかであると予測されているが、底部の計装管ノズルの熱解析では、そのような貫通部の溶融破損の可能性が示されている。図8に検討したノズルの形状を示したが、ノズルが溶融する時間は近似的に以下のように示される。

$$t_m = \delta^2 / (4\alpha a^2) \quad (4)$$

ここで、 a は無次元の凝固係数であり、

$$C_p (T_{mp} - T_0) / L (\pi)^{0.5} = a \cdot \exp(a^2) \quad (5)$$

δ は壁厚、 α は熱拡散率、 C_p は比熱、 T_{mp} は壁の溶融温度、 T_0 は初期温度である。インコネル(融点 $T_{mp}=1620K$)製のノズル上部は、接触条件が良ければ、1600K以上の温度を持つ溶融セラミックあるいは金属デブリによって溶融破損すると予想される。しかし、下部ヘッドに付けられた約1cmのノズルの溶接部は、下部ヘッドがヒートシンクとなるため、溶融をまぬがれるであろう⁽¹⁰⁾。これらの計装管内での溶融デブリの凝固や詰まりも予想

され、そのために炉心材料は圧力容器の下部プレナム領域から流れ出すことができなくなったのであろう。

5. まとめと結論

炉心燃料取り出し作業から得られた知見と熔融進行事象の解析に基づき、TMI-2の構造物と圧力容器の健全性に及ぼしたコリウム溶融物衝突の影響に関して、以下のような結論が導かれた。TMI-2炉心の上部2/3では、大規模なジルカロイ被覆管と水蒸気の発熱反応が生じ、それに伴って燃料棒が溶解されたり制御棒が熔融落下したことが、燃料の取り出し作業により判明した。炉心の再冠水は一時的に炉心の損傷を停止させた。しかし、25,000 kg以上もの炉心デブリを含む冷却不能な大デブリベッドが形成されたことと、その後コリウム溶融物が流れ出したことは、熔融進行事象やそれに伴う溶融物と圧力容器内部構造物の相互作用に大きな影響を与えた。

ステンレス鋼 ($T_{m,p}=1640K$) とインコネル ($T_{m,p}=1620K$) の構造物は、比較的低い融点を持つ。さらに、炉心の限られた領域における有限厚さの構造物の熱容量は、それらと接触し得たであろう多量のコリウム溶融物に比べて小さいものである。従って、リロケーションするコリウム溶融物の衝突により、圧力容器内部構造物が熱的な損傷を受ける可能性がある。

炉心外周部のステンレス鋼製バッフル板 (厚さ1.9cm) と 熔融デブリの相互作用の解析によれば、熱伝導 (静的な接触) あるいは対流 (ジェットのような衝突) が支配するどちらの伝熱でも、バッフル板の熔融貫通が起こったであろうことが示された。一旦コリウムによって東側のバッフル板に熔融孔が形成されれば、初め水平方向のフォーマ板の表面に沿って溶融物が横方向へ移動した後、80個の穴を通して下方へ流出することが溶融物リロケーション解析によって示された。しかし、冷却水再冠水条件では顕著なフォーマ板熔融削り取りは予測されず、むしろコリウム溶融物が再固化したと考えられる。相当量の炉心デブリがフォーマ板に着いて見つかったことから、200分におけるECC水再冠水の後にフォーマ板空間領域で溶融物の再固化が起こったことがわかる。水の存在とコアフォーマ形状の溶融物移動に関する分散特性は、コアフォーマ領域より外側の構造物健全性の維持に大きな役割を果たしたと考えられる。そのため、コアバレル (厚さ5.1cm) や 熱遮蔽体 (厚さ5.1cm)、圧力容器壁 (厚さ21cm) には損傷がなかった。

溶融物の外方向への進行はコアフォーマ集合体内にとどまったが、下へ向かった溶融物移動は下部プレナムまで及んだ。下部ヘッド上に一度熔融したデブリが存在したことは、TMI-2 で起こったよりも厳しい条件を想定した場合の最終的な圧力容器健全性に関する問題を提起した。下部ヘッドへの熱的損傷に関して2つの限界条件を検討した。すなわち、

熱伝導支配型の伝熱を伴う弱いコリウム・ジェット流と、乱流混合及び物質伝達により助長された対流支配型の伝熱を伴う強い流れである。熱伝導と対流支配のいずれの伝熱でも、下部プレナムへ溶融物が流出する1～2分の衝突時間では、原子炉圧力容器下部ヘッドの溶融削り取りはほとんど起こらないと予想される。これは、圧力容器下部ヘッドの厚さが約14cmであり、熱容量が大きいためである。

下部ヘッド自体には小さな熱衝撃のみが加わると考えられるが、底部のインコネル製貫通管の熱解析により、これら貫通管の溶融破損の可能性が示されている。約1600Kよりも高いコリウム溶融物温度において、セラミックあるいは金属デブリいずれでも、インコネル(T_{mp} =約1620K)製ノズル上部の溶融破損が起これると予測されている⁽⁸⁾。しかし、下部ヘッドに接する高さ約1cmのノズルは、ヒートシンク(下部ヘッド)に十分近いため、ノズルの溶接部分が溶解してしまうことはないであろう⁽¹⁰⁾。溶融デブリがこれらの管内で固まったり詰まったりすると予測され⁽⁸⁾、これによって明らかに圧力容器から炉心材料の流れ出しが妨げられたようだ。下部ヘッドの調査を行うことがアメリカ原子力規制委員会から提案されており⁽¹¹⁾、これにより下部プレナム構造物と溶融物間の相互作用の特性に関する明確な情報が得られるであろう。解析^{(2)・(3)}によれば、水の存在と下部プレナム構造物の分散特性のために、下部プレナムデブリベッドは冷却可能となり底部ヘッドの健全性が保たれたとされている。

以上をまとめると、溶融物と圧力容器内部構造物の相互作用の評価により、内部構造物への損傷特性の相違は、溶融コリウムとの接触時間や構造物ごとの熱容量、さらには冷却材との接触の違いに大きく依存することがわかった。圧力容器とデブリの調査が、TMI-2事故の溶融物リロケーション事象での溶融デブリ/構造物相互作用に関する現時点での理解を確かめるものである。

(永瀬)

参考文献

1. J. P. ADAMS and R. P. SMITH, "TMI-2 Lower Plenum Video Data Summary," EGG-TMI-7429, EG&G Idaho, Inc. (July 1987).
2. E. L. TOLMAN, P. KUAN, and J. M. BROUGHTON, "TMI-2 Accident Scenario Update," *Nucl. Eng. Des.*, 108, 45 (1988).
3. P. KUAN, "TMI-2 Core Debris Bed Coolability," EGG-TMI-7150, EG&G Idaho, Inc. (Mar. 1986).
4. E. TOLMAN, R. P. SMITH, M. R. MARTIN, R. K. McCARDILL, and J. M. BROUGHTON, "TMI-2 Core Bore Acquisition Summary Report," EGG-TMI-7385, EG&G Idaho, Inc. (Sep. 1986).
5. J. L. ANDERSON and J. J. SIENICKI, "Thermal Behavior of Molten Corium During the Three Mile Island Unit 2 Core Relocation Event," *Nucl. Technol.*, 87, 283 (1989).
6. A. W. CRONENBERG and E. L. TOLMAN, "Thermal Interaction of Core Melt Debris with the TMI-2 Baffle, Core-Former, and Lower Head Structures," EGG-TMI-7811, EG&G Idaho, Inc. (Sep. 1987).
7. W. M. ROHSENOW and J. P. HARTNETT, *Handbook of Heat Transfer*, pp. 3-37, McGraw-Hill Book Company, Inc., New York (1973).
8. A. W. CRONENBERG, S. R. BEHLING, and J. M. BROUGHTON, "Debris Thermal Interaction with Lower Plenum Structures," *Proc. 1st Int. Information Mtg. TMI-2 Accident*, Germantown, Maryland, October 21, 1985, CONF-8510166.
9. A. I. LEONT'EV, "Heat and Mass Transfer in Turbulent Boundary Layers," *Adv. Heat Transfer*, 3, 40 (1977).
10. D. A. NITTI, "Evaluation of the Structural Integrity of the TMI-2 Reactor Vessel Lower Head," 77-1158426-00, Babcock & Wilcox (June 1985).
11. D. AIROZO, "Agency Signs Agreement on TMI-2 Reactor Vessel Bottom Head Research," *Inside NRC* (February 13, 1989).

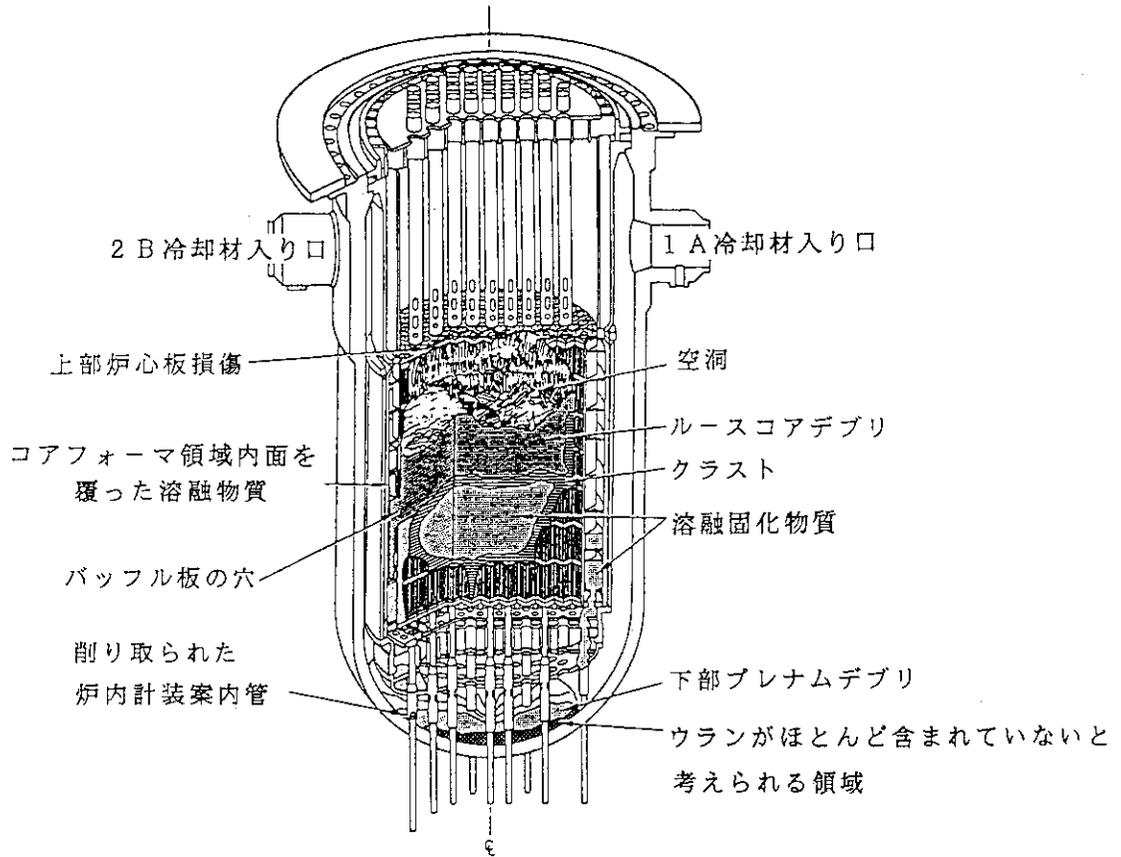


図1 溶融デブリのリロケーション経路と圧力容器内部構造物の図解

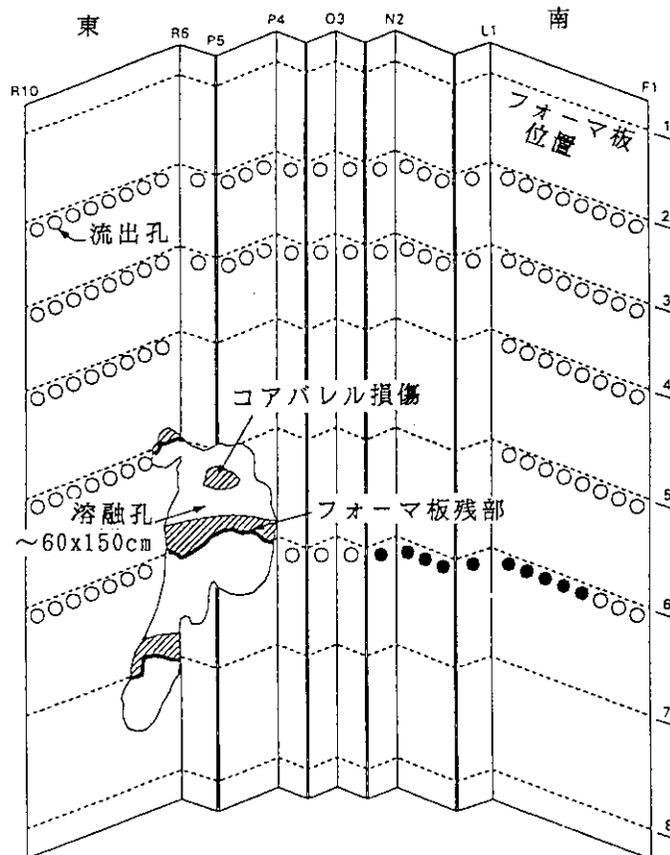


図2 燃料取り出し後のTMI-2圧力容器のビデオ検査で観察されたバッフル板における溶融孔の模式図

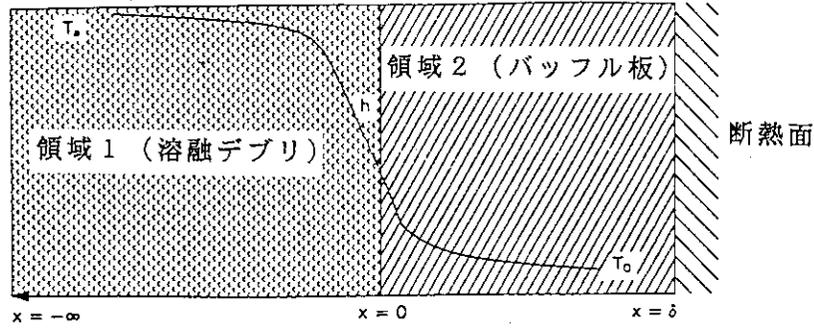


図3 外面 ($x=\delta$) 断熱で有限厚さ δ を持つ壁と接する半無限の溶融領域の図説

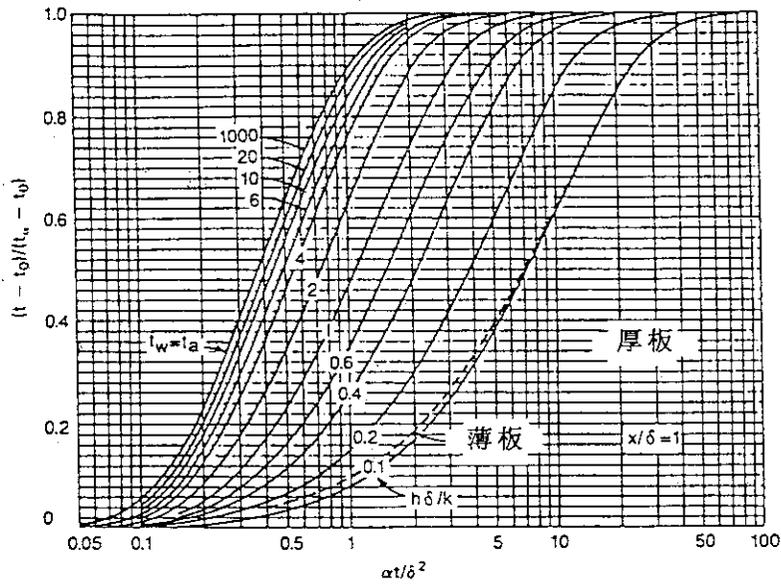


図4 急激に一樣温度変化にさらされた断熱厚肉板 ($0 \leq x \leq \delta$) の $x/\delta = 1$ での温度応答

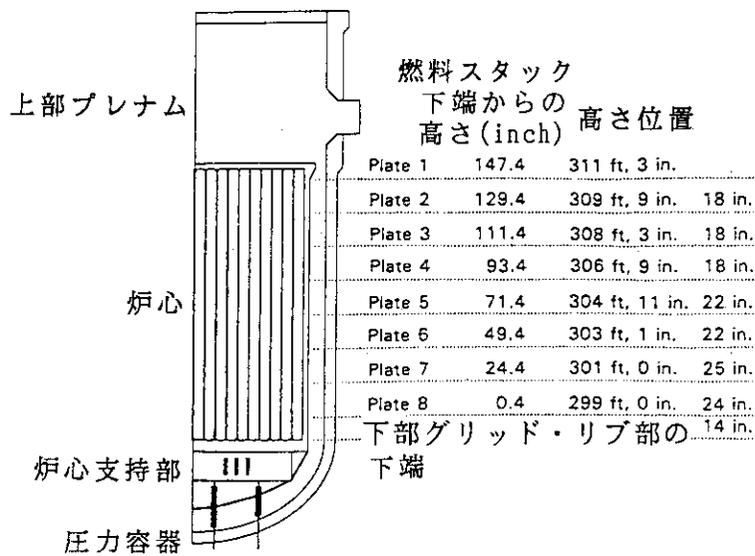


図5 TMI-2炉心フォーマ板の高さ位置

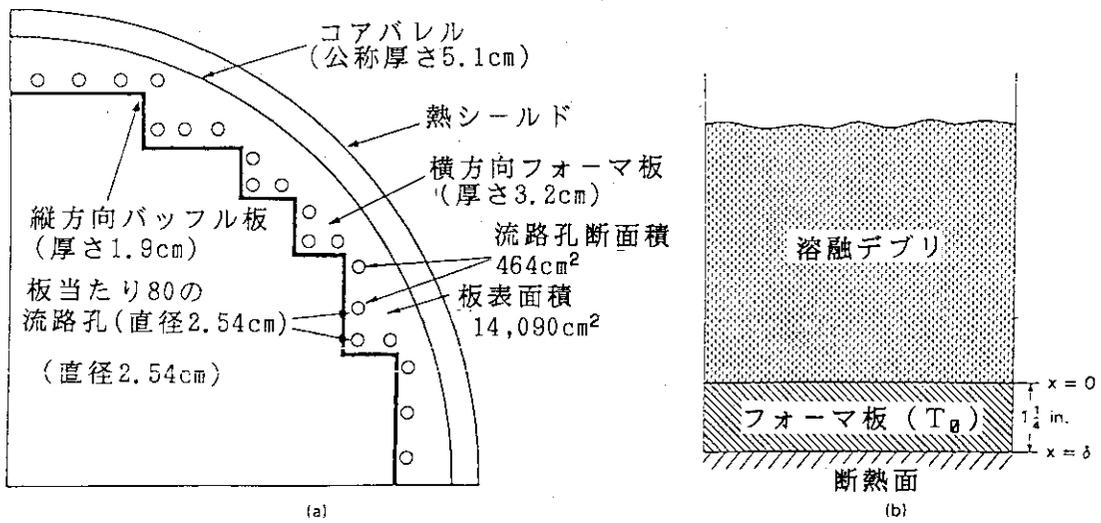


図6 (a)コアフォーマの形状 (b)フォーマ板溶融に対する時間評価伝熱モデル

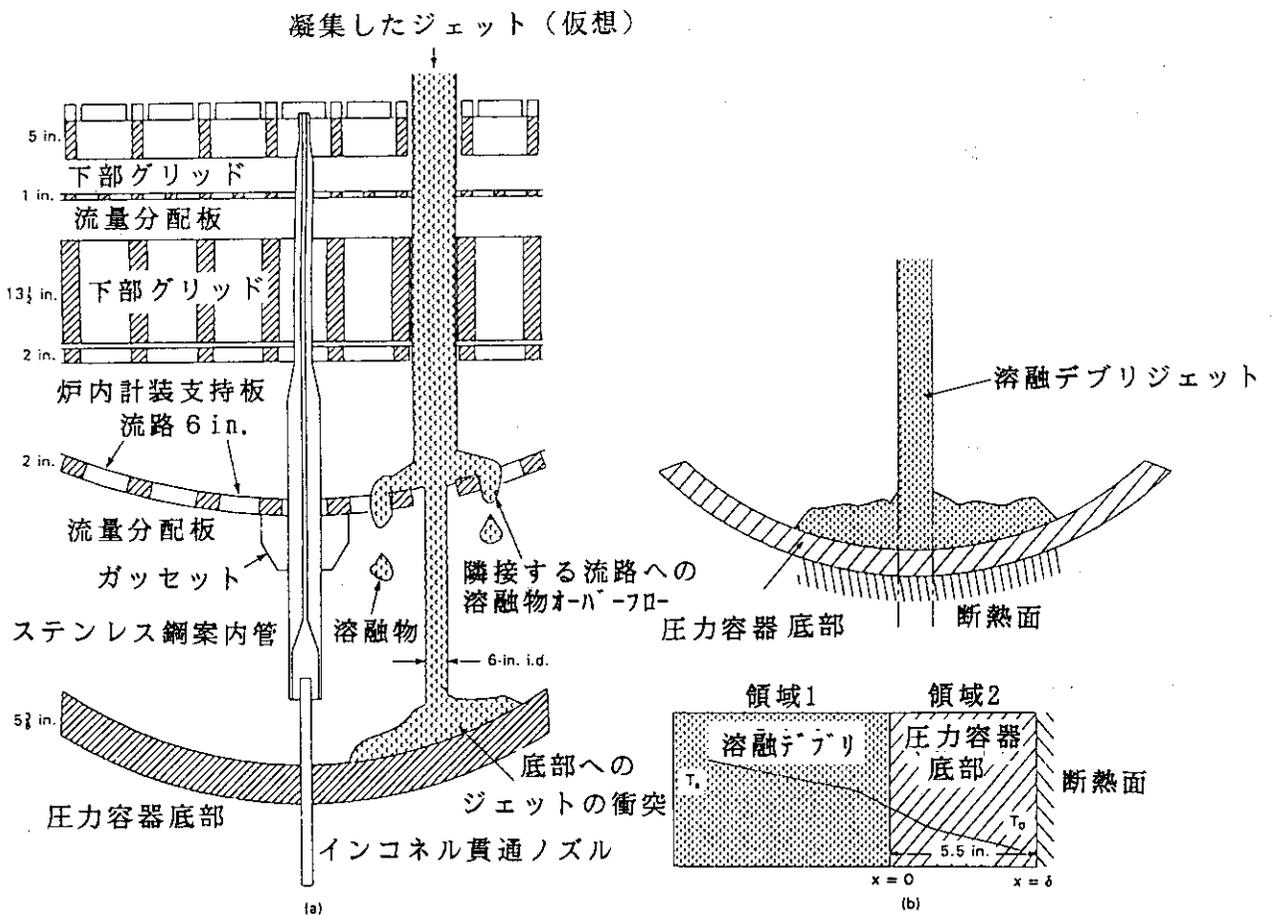


図7 (a)TMI-2下部プレナム構造物と(b)溶融物の流れとジェット流衝突の図説

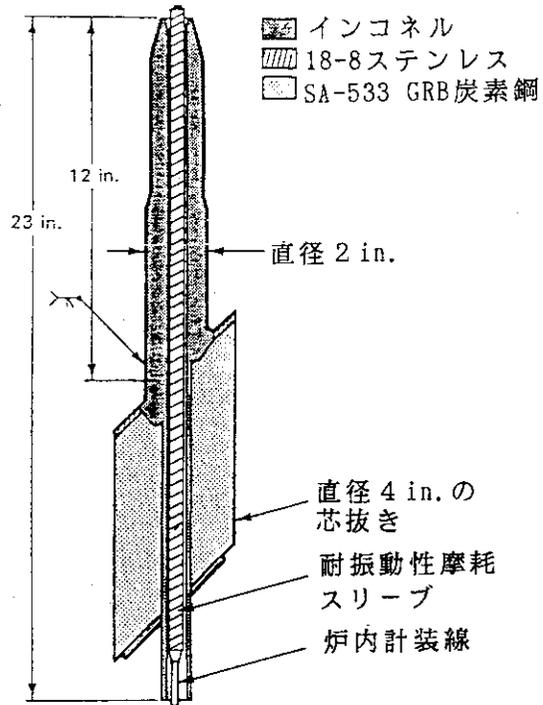


図 8 TMI-2底部挿入計装管ノズル

2.3.6 TMI-2 压力容器の熱的応答と機械的応答の比較

(ゲリ L. シネス、他、アイダホ国立工学研究所、EG&G アイダホ社)

COMPARISON OF THERMAL AND MECHANICAL RESPONSES OF THE THREE MILE ISLAND UNIT 2 VESSEL / Gary L. Thinnis and Richard L. Moore, Idaho National Engineering Laboratory, EG&G Idaho, Inc.

"NUCLEAR TECHNOLOGY" Vol.87, PP1036-1049, (Dec. 1989)

TMI-2 号機事故の結果、炉心の約47% が溶融し炉心の約15% が原子炉容器底部にリロケーションした。あらゆる事故状況からして容器に重大な割れが発生したとは思えないので、事故の厳しさは原子炉容器底部破断に対する裕度について疑問を投げかけた。想定した炉心溶融シナリオに基づき、また原子炉容器底部と接触している間の炉心物質のデブリ形成に基づいて、リロケーションした炉心デブリと容器底部間との熱伝達解析をこれまで実施してきた。

压力容器の構造上の耐負荷能力に対する挑戦であったとも思える温度トランジエントを用いて、有限要素法による原子炉容器底部のクリープ破断解析が述べてある。この温度トランジエントに対する容器の応答を評価することによって、容器壁のクリープ機構や現実的な破損形態および試験によって最高壁温が一旦既知となれば破損までの裕度が評価可能となるその手法等に対する見通しが立った。この分野をさらに発展させる研究についても提言してある。

1. はじめに

TMI-2 号機事故は広範な炉心損傷をもたらした。EG&Gアイダホによる原子炉容器からの燃料撤去作業の結果、炉心の約47% が溶融し、溶融炉心物質のうちの約20トンが炉心領域からリロケーションし原子炉容器底部の上に落ち着いた⁽¹⁾ ことが分かった。このリロケーションによって压力容器壁が高温になったのであるが、この温度が実際の事故条件と压力容器に割れをもたらす条件間に存在する安全裕度に疑問を投げかけることになった。

TMI-2号機压力容器の構造裕度を計算するのに必要な情報はいまの所明らかではないし、また決して明らかにはならないであろうから、これらの疑問に答えるのには簡易手法のほうが良い。しかしながら、複雑な構造物の応答を簡素化するには、いくつかの仮定とか近

似が必要である。しかも圧力容器破損までの裕度を的確に評価するためには、それらが検証済でなくてはならない。

この研究の目的は、安全裕度評価法を確立すること、破損に至る潜在的な機構を洞察し破損するか否かを決定する限界パラメータを定めるための試計算をすること、このような苛酷事故において圧力容器の安全裕度を予測する簡易法を用いることの有効性に対して評価を与えること、であった。

炉心リロケーションの正確なシナリオは知られていないので、有限要素法による熱伝達解析では、熔融デブリから容器壁へのエネルギー輸送をモデル化するという制限つき仮定を設けた。このような制限つき解析の結果、種々のデブリ形状や冷却仮定に対応した温度分布が得られた。これらの温度分布の中には十分に圧力容器を破損させるものもあることが構造物簡易解析法で確かめられた。その他の温度分布については破損までの裕度についてより詳細に評価する必要があった。

つづいて、温度分布履歴・運転圧力・原子炉容器底部の温度依存型塑性およびクリープ特性・構造物の非線型応答等を考慮して、構造物有限要素法応力解析⁽²⁾を実施した。この解析から、現実的な破損機構についての見通しと、破損までの裕度決定のために簡易化した幾つかの仮定の妥当性についての見通しが得られた。さらに、裕度をより正確に評価するために必要な研究分野も検討した。

2. 原子炉容器底部の詳細

TMI-2号機原子炉容器はBabcock and Wilcox社設計のスカート支持型容器である。容器断面を図1に示す。原子炉容器の円筒部分の内半径は2170mm、肉厚は241mmであり、原子炉容器底部の内半径は2220mm、最小肉厚は127mmである。スカートの肉厚は51mmである。圧力容器には公称4.8mm 最小3.2mm 肉厚の18-8ステンレス鋼溶接オーバーレイが施してある。原子炉容器底部には52個のインコネル製計測用貫通ノズルがあり、これを通して炉内計装集合体が圧力容器へつながる。

原子炉容器底部は図1に示すように、容器とスカートとの結合部において軸対称鍛造品から組み立てられている。鍛造材はSA508-64、クラス2である。原子炉容器底部の下の方はSA533-グレード B、クラス1 板材材料である。周方向完全溶け込み溶接によって、鍛造品と板材とが容器とスカートとの結合部近くで結合される。今回の解析では、デブリは原子炉容器底部の上に均一に凝固したものと仮定した。このことは圧力容器全体の中で長時間熱的攻撃を受けている部分は原子炉容器底部のみと制限するものである。そこは、完全溶け込み溶接から十分に離れた位置で、かつ多数の計装集合体用貫通ノズルのある所であ

る。

3. 原子炉容器底部の破損裕度にかんする考察

破損裕度の決定には、原子炉容器底部の構造上の耐負荷能力および底部に実際に作用した荷重にかんする知識が必要である。デブリベッドの物理的データが不足していること、また燃料リロケーション期間中の圧力容器壁温度測定データのないことから、デブリベッドにかんする限られた既知情報とデブリベッドの特性にかんする仮定および有限要素法による熱伝達解析等を利用して原子炉容器底部への熱荷重を概略評価してみた。機械荷重としては運転圧力だけとし、これはリロケーション期間中データが監視されていた。上限温度分布における温度に対する材料物性値は完全には定義されていない。そこで、構造物の有限要素モデルの中で材料物性値を適宜変化させて圧力容器の(訳注:耐負荷)能力を決定した。

以下の章では熱荷重と機械荷重について述べ、さらに圧力容器の耐負荷能力について概略評価法を考察し、つぎに構造物の有限要素モデルを用いることによってより良い評価のための温度分布を考察する。

3.1 圧力容器壁熱履歴

原子炉容器底部デブリベッドの物理的データが不足しているため、デブリから圧力容器壁へと実際に発生した熱伝達率を理解する上で不確かさが残ってしまう。この不確かさは熱伝達解析によって計算された容器壁温度分布に影響を与え、さらに続いて原子炉容器底部の構造解析にも影響を与えている。それゆえ、圧力容器の熱的応答に限界値を設定する目的で、この研究では図2に示すような3個のデブリベッド形状を想定した。この研究はデブリベッドの予備検査から得られた情報に基づいている。

図2aは圧力容器壁に最大熱荷重が発生したと考えられるときのデブリベッド形状を示している。この場合のデブリベッドは、圧力容器壁に接した所に存在している多孔性デブリベッドから構成される。この圧力容器壁には裂け目が生じ、そこに溶融した制御棒材料が溶け込んだため金属/セラミック溶融層が形成されている。この溶融層が圧力容器へ熱を迅速に伝えたと推定される。図2bは圧力容器壁に最小熱荷重が発生したと考えられる場合であって、圧力容器壁に接した所に制御棒材料が凝固して層が出来たと考えられる。制御棒材料は炉心主部がリロケーションする前にすでにリロケーションしてしまったと考えられる。(図から明らかなように)この層はその後炉心から発生した多孔性デブリベッドで覆われた。この場合、凝固した制御棒材料層は熱の吸い込み側となり、デブリと圧力容器壁間の熱伝達を一層妨げる役目をする。

デブリの冷却挙動と下部プレナム冷却材への熱伝達は重要ではあるがもう一つの不明な所である。計算では、デブリの熱伝達と冷却速度について仮定に上限・下限を設けることによってデブリ冷却を計算した。デブリ冷却速度の上限はデブリベッドに水が浸透したことが原因であると仮定し、その結果デブリが20分以内に冷却された。一方、デブリ冷却速度の下限はデブリベッドに水が全く浸透しないことを仮定している。この仮定によりデブリからの熱伝達は、デブリ内部を通しての伝導、デブリ上表面にて冷却材への表面对流、さらにはデブリと圧力容器接触面における圧力容器壁への対流と伝導に限定される。

図3 に熱伝達解析結果を示す。圧力容器内壁温度(記号IS) および外壁温度(記号OS) は原子炉停止後の時間の関数として表示してある(以下時間依存型プロットはすべて同じ)。水の浸透もなければ多孔性デブリクエンチ冷却もないと仮定した場合の圧力容器壁温度は図中実線で示してあり、一方多孔性デブリのクエンチ冷却を仮定した場合の圧力容器壁温度は破線で示した。

3.2 機械荷重

リロケーション中およびリロケーション後の運転圧力変動を図4 に示す。この圧力は事故の最中に圧力計でモニタされていたものであるが、原子炉容器底部への主な機械荷重となった。リロケーション中の運転圧力11MPa に対して、圧力容器中の水と底部へ分散した炉心物質の重量から発生した原子炉容器底部への圧力は 0.07 ~0.14MPa にも達した。原子炉容器の重量はその円筒部分を介してスカートで支持される。スカートは高温部分から十分離れている。したがって、系のトランジエント圧力は原子炉容器底部へ作用する1次応力を発生させている唯一の重要な外力となる。

この種の応力は自己抑制型ではない。すなわち、ひずみが増加すれば応力はとめどもなく増加する。それゆえ、原子炉圧力容器(RPV) の構造健全性を保持するためにも、この荷重はつねに底部壁で支えられねばならない。原子炉容器底部の接線応力、すなわち系内圧力に起因する壁断面に作用する一様応力、を簡易解析してみた結果、トランジエント時の系内圧力に起因する最小応力は74MPa となった。

3.3 圧力容器破損までの裕度

構造物の耐荷重能力に与えるクリープの影響は非常に複雑であり、構造物中で温度分布が均一でない場合には容易には決定されない。原子炉圧力容器に使用される炭素鋼では 371 °C 以上の温度になるとクリープ特性は重要になって来る。これ以上の温度になると、温度上昇にともなって引張り強さもかなり低下してくる。しかしながら、引張り強さは温度に依存するがクリープのように時間には依存しないので、事故の際に圧力容器の耐荷重能力の範囲内であれば引張り強さを用いて可能性のある項目からいくつかの温度分布を選択することができる。

図 3a, 3b, 3c から分かるように、それぞれのデブリ形状において蒸気冷却を仮定した結果、炉心のリロケーション後2000秒(33分)以上経過すると壁平均温度が直線的に増加するような壁温度分布となる。もしSA533 グレイドB, クラス1, これは固まったデブリ内の圧力容器壁材料であるが、この引張り強さ曲線を延長してみると、871℃(1144K)における引張り強さはほぼ69MPa⁽²⁾である。この値は、圧力容器壁温度が最高であったと推定される炉心リロケーションの初期の段階で運転圧力によって圧力容器壁に発生した最小応力にほぼ等しい。図 3から明らかのように、(a) (b) (c) すべてのデブリ蒸気冷却から生じた温度分布は、上限デブリ形状の場合のように、トランジェントの初期2000秒間のうちに壁温度がこの温度以上に達したか、あるいは中間および下限デブリ形状においてトランジェントの初期7000秒(117分)間のうちに壁最小温度が871℃を越えたかかもしれないという傾向を示しているか、のどちらかである。このことから、多孔性デブリ蒸気冷却の仮定は、圧力容器が破断しない限り(実際に破断はなかった)有り得ない。同じ理由から、多孔性デブリのクエンチ冷却をした上限デブリ形状も発生確率が低いと考えられる。

これらのことから、多孔性デブリがクエンチ冷却をした中間および下限デブリ形状の仮定が温度シナリオとしてもっとも現実的である。両方の場合、予想される圧力による応力以下にまで内壁側の引張り強さを低下させるのに十分なほど内壁側温度は一時的に高くなったであろう。それに対し、外壁側温度は引張り強さが予期された1次応力を容易に超える程度にまで低下する。それゆえ、これらのシナリオは上で述べた簡単な方法では発生確率の低いものとして捨て去ることはできない。こうして、これらのシナリオは詳細な構造モデルを用いて、より注意深く研究されるべきであることが分かった。

4. デブリの熱伝達モデルと圧力容器壁の構造応答

事故時の温度履歴をよりよく推定するため、最適な選択方法を考えた。容器壁中の熱による曲げの影響を無視すると言う大まかな仮定では、事故の破損モードを正確に決定することはできず、わずかに解析の出発点を定めたのみであった。詳細な応力解析を実施した結果、熱による曲げ・クリープ・塑性の影響にたいする洞察が得られた。

中間デブリ形状を研究対象トランジェントとして選択した。その理由は、原子炉容器のクリープ応答を考慮した時、残っている2つのトランジェントに比べてより重要であったからである。

4.1 熱伝達モデル

図 5は原子炉容器底部とリロケーションした炉心物質間の熱伝達解析用軸対称有限要素

法モデル概念図である。この図は底部の構造モデルを示しているが、同時に子午線に沿って半径方向温度分布が定義されている位置とか場所も示している。このモデルは COUPLE/FLUID⁽³⁾ 有限要素法コードを用いた Tolman and Moore⁽¹⁾ によるオリジナル・モデルを改良したものであり、原子炉容器底部壁内に5点半径方向温度分布を与えている。この熱伝達コードは2次要素を用いて2次元エネルギー輸送方程式を解いている。

デブリと原子炉容器底部の熱伝達モデルは圧力容器中心軸回りでの対称挙動を仮定しており、多孔性デブリ領域は121要素(図5において要素数は11列あり、 $1+3+\dots+21=121$)、底部壁領域は44要素(4層 \times 11列)から成る。圧力容器外壁は熱遮蔽を通して原子炉圧力容器支持架台内部への熱伝達を模擬している。格納容器温度は38℃、原子炉容器底部の初期温度は286℃と仮定した。初期デブリ温度は2227℃(2500K)と仮定した。クエンチ時間は20分間とした。クエンチ最前線はデブリベッドの外縁から圧力容器中心軸の方へ半径方向へ動くとして仮定した。半径方向クエンチ最前線位置を時間の関数として決定するために、デブリからのエネルギー除去率を一定と仮定した。

場所1と場所13における(図5参照)圧力容器壁内にある5個の半径方向節点における温度履歴を図6と図7に示した。初期状態では内壁が最高温度であるとした。これらの温度履歴は中間デブリ形状解析に相当する。クエンチ最前線、すなわちデブリ外端から圧力容器中心軸の方へと移動する冷却波は、図6と図7において内壁温度の急激な低下をもって表される。図5に示した場所は圧力容器中心線から外側へと移っている。これ以外の場所の解析結果はプロットされていないが、温度中間値とクエンチ最前線が通過した時刻を与えている。解析では構造物の残りの領域は286℃の一定温度とした。

4.2 構造モデル

ABAQUS⁽⁴⁾ 非線型構造有限要素法コードを用いて圧力容器の底部・スカート・円筒部分の軸対称解析を行った。8節点軸対称双2次要素(CAX8)が主に用いられた。この要素は4次の内挿関数を使用して3 \times 3個の積分点を持っている。有限要素モデルを図8に示した。最も重要な部分であるスカートとの結合部より下の底部は、厚さ方向に2要素、子午線方向に10要素に分割した。原子炉圧力容器中心軸において対称性境界条件が適用され、軸対称モデルの円筒部分では連続性境界条件が用いられた。

原子炉容器底部の炉心リロケーションに対する軸対称応答に的を絞ったので、板材 SA533 グレイド B, クラス1 を対象材料とした。この材料のクリープ破断データは Smith⁽⁵⁾ によって数点報告されている。SA533 グレイド B, クラス1 材料の高温弾・塑性・クリープ特性は Reddy and Ayres⁽⁶⁾ によって649℃までの値について報告されている。この温度以上の材料データは今の所ない。ABAQUSモデルは要素積分点で649℃以上の温度が必要となった場合は、この温度データを用いている。

これらの試験データを表す構成方程式を作成した⁽⁶⁾。この式はクリープひずみと温度・有効応力・時間との関係を次の一般型で表したものである：

$$\epsilon_c = A^B (\sigma / \sigma_m)^C t^B$$

ここに、

- ϵ_c = クリープひずみ
- A, B, C = 温度の関数
- t = クリープ時間
- σ = 有効応力
- σ_m = 有効応力と時間の関数

高温試験データは応力の低い領域に限られていた。後により詳しく述べるが、TMI-2 解析で遭遇した有効応力の中にはこれらの応力値以上のものがあつた。高応力状態におけるクリープひずみを概略評価するため、構成方程式を用いてこれらの高温試験データから外挿して求めた。

温度依存型応力-ひずみ曲線⁽⁶⁾は構造モデルの材料特性に用いられた。参考文献(6)にある温度依存型平均熱膨張係数・ヤング率・降伏応力はモデルで使用され参考文献(2)に記述されている。

構造モデルのデブリ領域にある圧力容器壁内の全節点に、時間で変動する温度が与えられた。それ以外の節点温度は287℃(560K)の一定値とした。

この解析ではアイソパラメトリック有限要素を用いたので、要素の機械的性質は要素の積分点温度の関数として決められる。これらの温度は選択した要素タイプに依存する内挿関数もしくは形状関数によって決まる。各要素の節点温度を2次多項式で内挿して、積分点温度を求めた。この内挿式は、構造モデルにおいて内壁節点温度と最も内壁に近い積分点温度との間で相当量の違いを発生させてしまう。しかしながら、与えられた温度シナリオに対して極度の高温点は圧力容器内壁に極めて局所化しているので、このことは正しいものと考えられる。このようにして、影響を受ける領域は、荷重が上昇したり、応力が開放されたり、内挿の効果と同様になめらかに内壁要素にたいし荷重の再配分をしたりする。これが適当と思われる近似法である。と言うのは、要素レベルで温度表示の精度上昇を計るにはモデル寸法を大きく採らねばならないからである。この温度内挿の結果として、構造モデルにおいて生じる積分点最高温度はほぼ727℃(1000K)程度であり、材料のクリープデータと引張り強さが利用できる温度よりやや高かった。

温度負荷に加えて、構造モデルの内面にある全要素に原子炉運転圧力の時刻歴(図4)も作用させた。解析ではこの圧力は最高11.6MPa から最小9.7MPaまで変化するとした。

構造解析では連続した3個のステップに分割した。最初のステップでは、構造物を内圧9.7MPaの静的釣合い状態にし、286℃(559K)の均一温度を与えた。この時は非線型構造挙動はなかった。これらはリロケーション・トランジエントが始まる以前の状態であった。この状態は壁内で86.9MPaの平均有効応力(= von Misesの応力)を生み出した。この値は次式による値と一致した。

$$\sigma = pr/(2t)$$

ここに、 σ = 球の接線方向応力

p = 内圧

r = 球の平均半径

t = 肉厚

この応力はデブリより下にある原子炉容器底部の断面内でほとんど変化しない。つまりこの応力は一様な圧力荷重に対してはこの領域にある境界から影響を受けないことを示している。

解析の第2ステップでは、内圧荷重を9.7MPaと一定にし、デブリより下にある部分の圧力容器壁中の節点温度を温度トランジエント開始時の値まで上昇させた。この値は図6と7に一部分示した。このステップでは、構造モデルは塑性変形を受けたがクリープ変形はなかった。

3番目の最終ステップでは、第2ステップの最終状態を初期状態とし、構造モデルに材料のクリープ特性を付け加えた。このステップでは図4に示した内圧荷重と図6と7に示した温度履歴に対する原子炉容器底部の時間依存型非線型構造応答を解析した。この解析ステップは荷重トランジエント開始後1600秒続いた。

5. 結果

図9から図12に16枚の図を示す。ここには要素積分点における温度トランジエントと炉心リロケーション後のTMI-2号機原子炉容器底部の軸対称構造解析による応力分布が示してある。図の左側には等温度線を、右側には等応力線を示す。熱トランジエント開始から応力計算時点までの経過時間が秒単位で図の中央に示してある。応力成分としては各図の右下にあるように"1"軸に平行な成分を選んだ。この応力成分を選んだ理由はこれが周方

向成分よりも大であること、またこれが想定熱トランジエントの結果生じた応力シナリオについて最も明快な図を与えてくれるからである。これら4個の図は炉心リロケーション後約1600秒の結果を示している。

図9に示すように、スクラム後227.5分まで圧力容器壁の中で冷却されないままの温度勾配が保持されている。図6と図7から分かるように、このトランジエント期間を通じて内壁表面温度が指数的に減少してくるので初期の高温度勾配はやがて減小してくる。この期間、壁内の応力分布は、内壁の高熱側が延びようとしても外側の低温側がそれを拘束するので、内壁で圧縮、外壁で引張りとなる。この期間、本質的にはこれが壁を通じて曲げ応力となる。中立面における応力勾配の高いことに注意して欲しい。これは中立面のせん断応力と圧力容器内・外壁子午線方向応力の高いことに依るものである。この期間、圧力容器内・外壁の両面で降伏が生じている。

約228.8分でクエンチ冷却が始まる。これは(図9, 左最下)等温線がデブリベッドの外端で容器壁内面近くで圧力容器中心軸の方に曲がっていることから分かる。これは内壁温度が下がって来たことに対応する。その結果、クエンチ冷却最先端では容器内壁で局所的に引張り-圧縮-引張りの応力勾配が発生する。この勾配は空間的にはクエンチ冷却最先端から圧力容器中心軸の方へ移って行くにつれて減衰していくが、その形状は不変である。

その後の時間経過を見ると、クエンチ冷却最先端がデブリベッド中心軸の方へ発達して行くにつれて、等温線は圧力容器中心軸の方へと移って行くことが分かる。壁内の局所的な高応力勾配はクエンチ冷却最先端と一緒に移動していく。クエンチ冷却最先端の跡を追っていくと、局所的な引張り-圧縮-引張りの応力分布が残留曲げ応力に打ち負けてしまう。その結果、クエンチ冷却前の応力分布(たとえば図9, 右最上)を逆転させてしまう。250.1分で温度勾配はさらに一様になり、かつ初期温度よりも低くなって圧力容器壁に対する熱的影響の終了を示している。

熱的トランジエントの期間を通じて、最も高い応力勾配は一般に圧力容器壁の内半分側で生じることに注意して欲しい。これは、この想定温度シナリオの正当性を指示するかも知れないが、結果は事故後の検査で明らかにされることであろう。

時々刻々に内壁の至る所で降伏が発生したとしても、非弾性変形はわずかであった。最大弾性ひずみは熱ひずみを含んで2%のオーダーであり、最大塑性ひずみとクリープひずみはそれぞれ1%であった。

与えられた温度履歴に対する構造物の応答を与えるこの筋書きから、原子炉容器底部壁中の応力の厳しさを表す決定要因として以下のものが挙げられる。

1. 圧力容器壁中の熱伝導率
2. 材料の熱容量
3. クエンチ冷却先端移動速度
4. 接触温度
5. 649 °C (922K) 以上における圧力容器壁材料のクリープと塑性特性
6. 499 °C (672K) から649 °C における高応力状態下でのクリープ特性

最初の4項は熱荷重の厳しさに、最後の2項は材料変形の厳しさに影響を与える。

6. 結論と要望

このトランジェントにたいする圧力容器壁中の応力分布は極めて複雑であった。応力勾配はデブリベッドより下にある圧力容器壁中の熱勾配によって支配された。塑性ひずみとクリープひずみが発生し、その結果壁中の応力に再配分が生じた。トランジェント期間中応力は逆転した。トランジェント期間中、塑性変形が壁中の至る所であらゆる時刻で生じた。壁の内半分で圧縮降伏と引張り降伏の両方が発生した。それにたいし、壁の外半分では主として引張り降伏が発生した。塑性変形は広く分布したが、それほど大きくはなかった。最大塑性ひずみとクリープひずみはそれぞれ1%程度であり、510°C (783K) におけるクリープ破断ひずみである35%よりはるかに小さく、また510°C における引張り強さ時のひずみ⁽⁵⁾ である25%よりも小さい。

SA533-グレイドB, クラス1 材料の非弾性試験データは現在の所649 °C (922K) まで利用可能である。このトランジェントは短時間ながら、圧力容器内表面の非常に局所化した部分に982 °C (1255K) もの高温を生じさせた。形状関数として基本的な関数を使用したため、積分点温度の最高値は約727 °C であった。もしその高温における物性値が既知であるならば、これらの物性値を考慮することによって、壁の大部分の所で僅かながら塑性変形が増加することになる。変形量が僅かである理由は、これらの高温部が非常に局所的に分布しているためである。

これらの試計算の結果から、圧力容器壁内外面に大きな温度差が存在したとしても、それがもとで原子炉容器底部が破損することはないと結論した。ここで用いた温度分布は高温部分が内壁面にのみあるものと制限している。また、破断を起こさせるほどクリープを顕在化させるには、実際のトランジェント時間はあまりにも短かったのである。このタイプの温度分布に対しては、クリープは単に内壁にある大きな圧縮熱応力がすぐさま消滅するように作用し、さらに壁の外側部分が荷重を支えるよう作用するのみである。

圧力容器壁を横切っての大きな熱勾配が破断を起こさせるとは考えにくいので、より現実的な破断モードは壁中の高温一様温度で発生するであろう。壁半分もしくはそれ以上と

言った重要部分が底部材料の引張り強さが68.95MPaとなる温度になったり、そしてこの温度レベルが原子炉容器底部の大きな領域にわたって発生したとすると破断が発生するであろう。

クリープ破断が懸念される他の領域は原子炉容器底部貫通口付近である。これらの貫通口はインコネル・ノズルから作られており、底部に25.4mm直径の穴をあけノズルスリーブで固定し、ノズルの付け根で圧力容器内面に溶接されている。もしノズルが破断するとすれば、貫通口壁の低温度ゆえに管中の材料が凍結・凝固してしまうまで、熔融材料は多分貫通口を通して流れ出るであろう。さらに、極度に局所化された温度のため、貫通口中の影響もこれまた局所化されていると考えられる。しかし貫通口集合体への影響調査はより詳細に評価されるべきであろう。

謝辞

この仕事は米国エネルギー省(DOE)、核エネルギー書記官補、軽水炉安全技術省からDOE 契約番号DE-AC07-76ID01570 に基づいて援助を受けた。

(磯崎)

参考文献

1. E. L. TOLMAN and R. A. MOORE, "Estimated TMI-2 Vessel Thermal Response Based on the Lower Plenum Debris Configuration," *Proc. 1988 ANS Natl. Heat Transfer Conf.*, Houston, Texas, July 24-27, 1988, Vol. 3, p. 11, American Nuclear Society (1988).
2. G. L. THINNES, "TMI-2 Lower Head Creep Rupture Analysis," EGG-TMI-8133, EG&G Idaho, Inc. (Aug. 1988).
3. E. C. LEMON, "COUPLE/FLUID, A Two-Dimensional Finite Element Thermal Conduction and Convection Code," ISD-SCD-80-1, EG&G Idaho, Inc. (Feb. 1980).
4. *ABAQUS User's Manual*, Version 4.6, Hibbitt, Karlsson & Sorensen, Inc., Providence, Rhode Island (1987).
5. G. V. SMITH, "Evaluations of the Elevated Temperature Tensile and Creep-Rupture Properties of C-Mo, Mn-Mo, and Mn-Mo-Ni Steels," DS47, Metal Properties Council, American Society for Testing and Materials ASTM Data Series Publication (1971).
6. G. B. REDDY and D. J. AYRES, "High Temperature Elastic-Plastic and Creep Properties for SA533 Grade B Class 1 and SA508 Materials," NP-2763, Electric Power Research Institute (Dec. 1982).

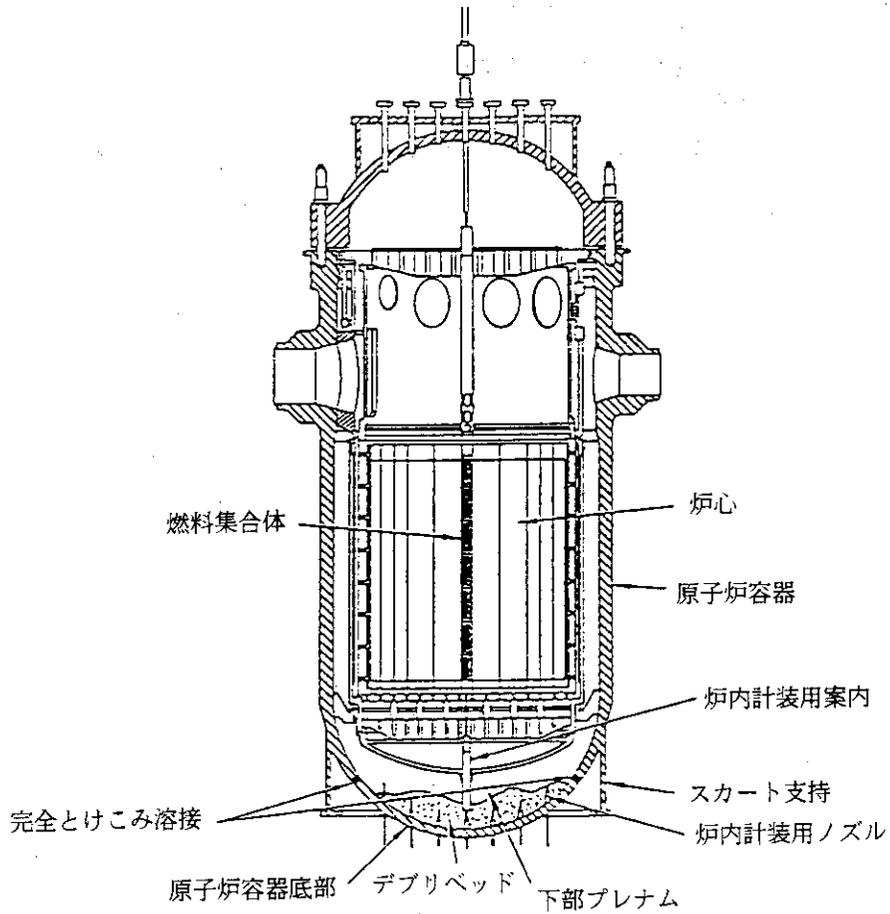


図1 原子炉容器断面

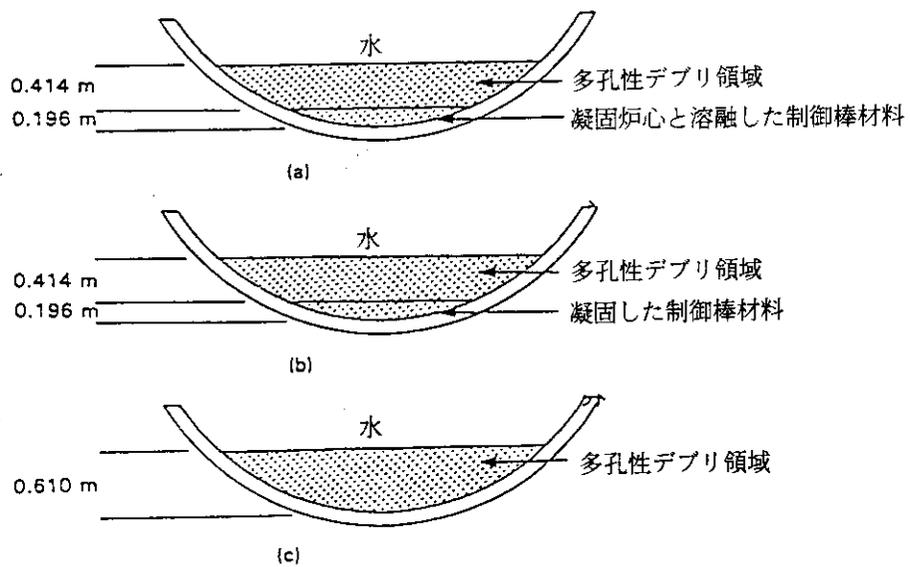
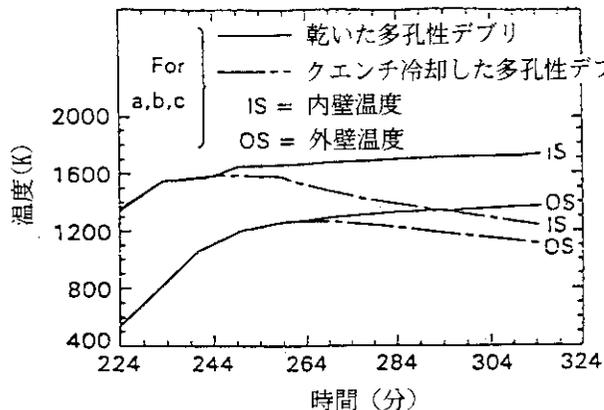
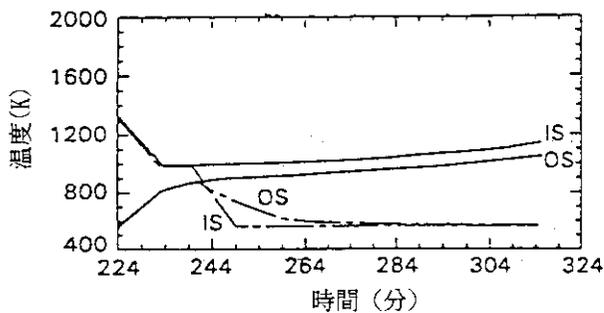


図2 種々のデブリ形状

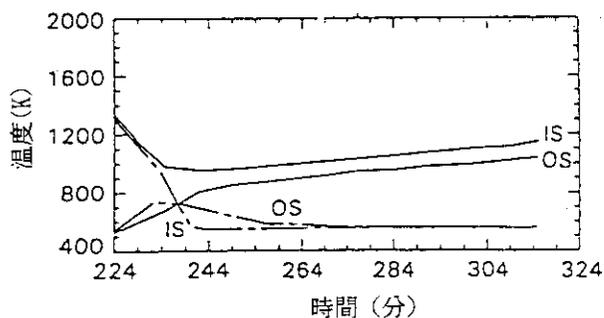
- (a) 最大熱荷重時のデブリベッド形状
- (b) 最小熱荷重時のデブリベッド形状
- (c) 中間のデブリベッド形状



(a)



(b)



(c)

図3 種々のデブリベッド形状に対する
圧力容器壁の温度変化(計算値)
(a) 容器壁に最大熱荷重が作用する場合の
デブリベッド形状
(b) (a)と(c)の中間の場合
(c) 容器壁に最小熱荷重が作用する場合の
デブリベッド形状

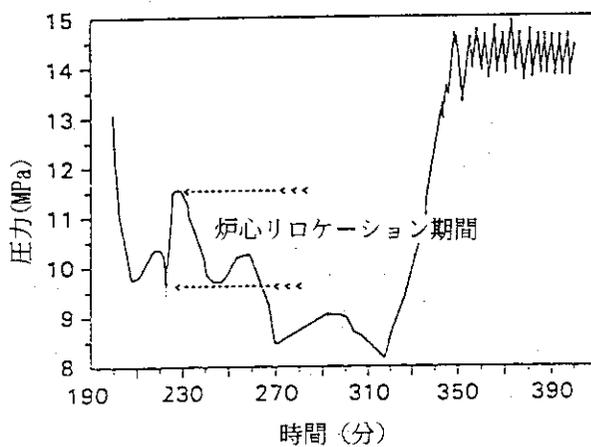


図4 リロケーション中およびそれに付随した
温度トランジェントにおける系内圧力

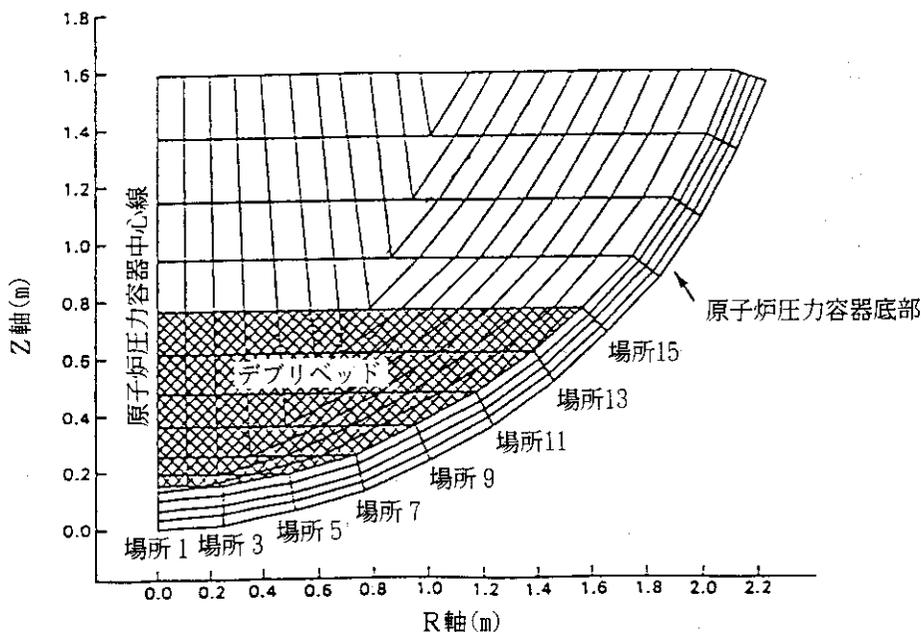


図5 原子炉容器底部とデブリに関する
有限要素法モデル(COUPLEコード)

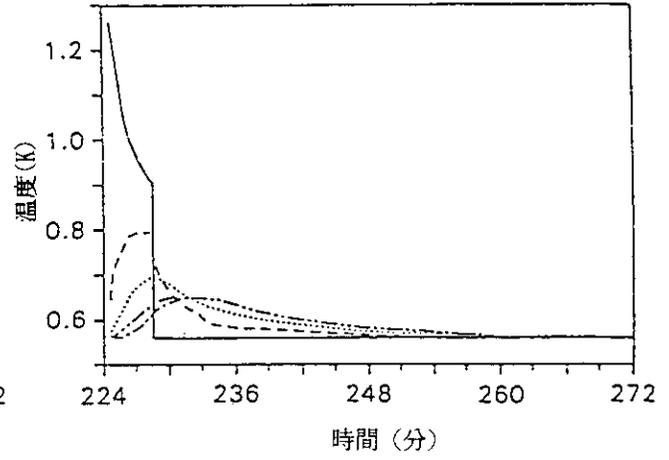
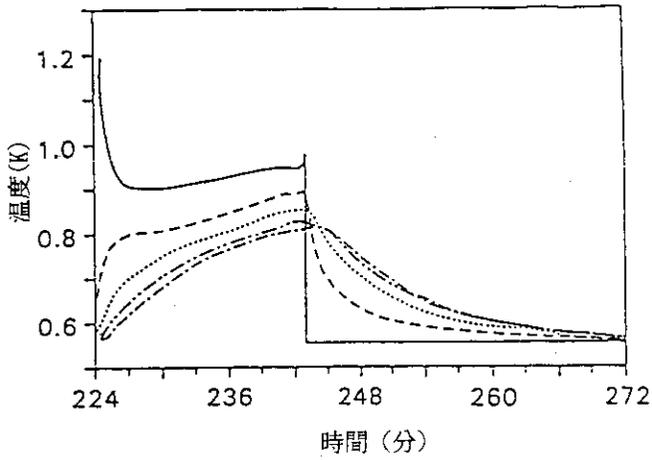


図6 場所1 における圧力容器壁温度履歴(x1000)

図7 場所13における圧力容器壁温度履歴(x1000)

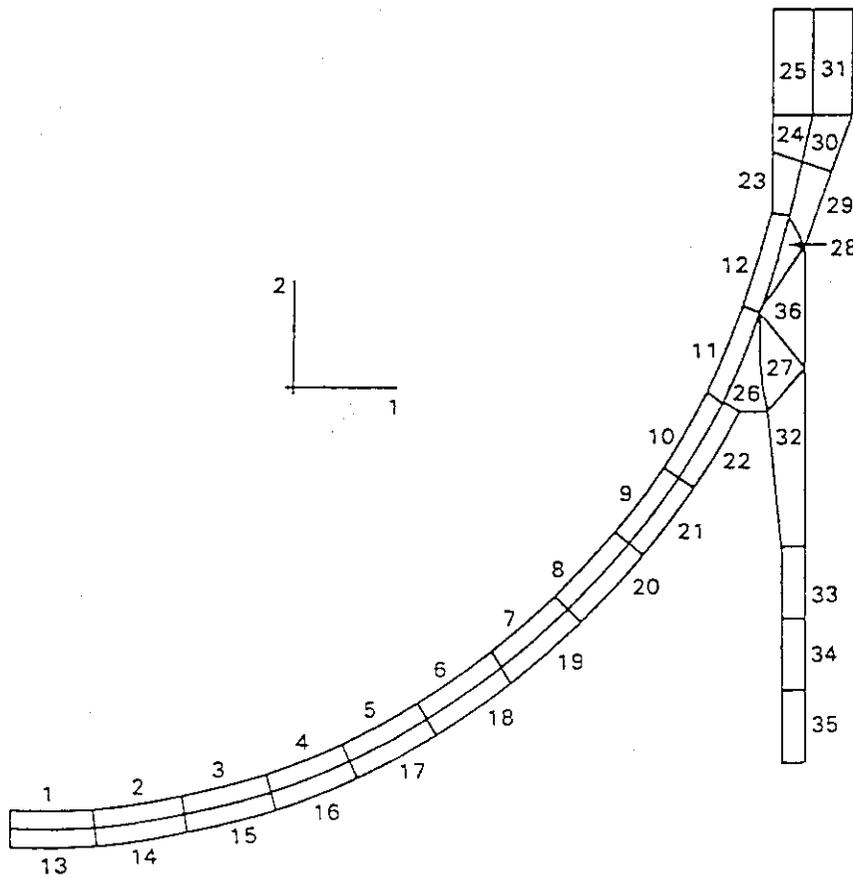


図8 原子炉圧力容器底部の有限要素モデル

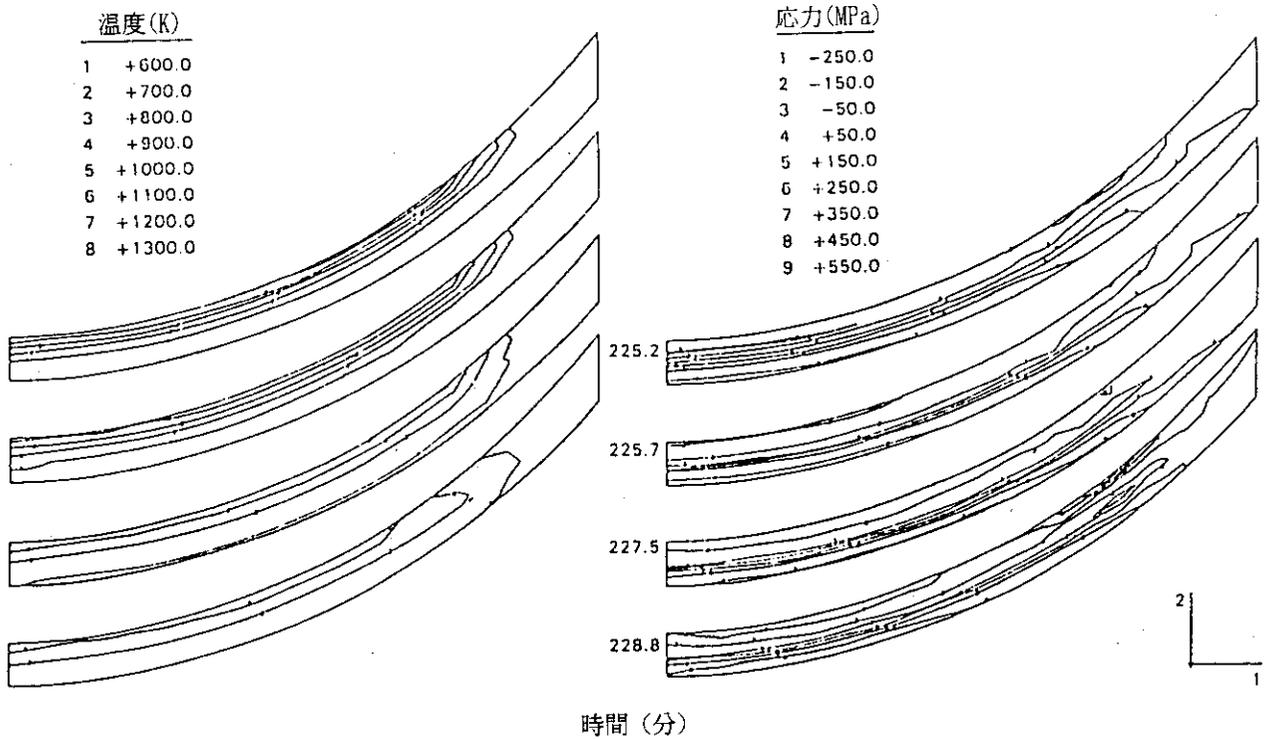


図9 原子炉容器壁の温度と応力分布
(スクラム後225.2分から228.8分まで)

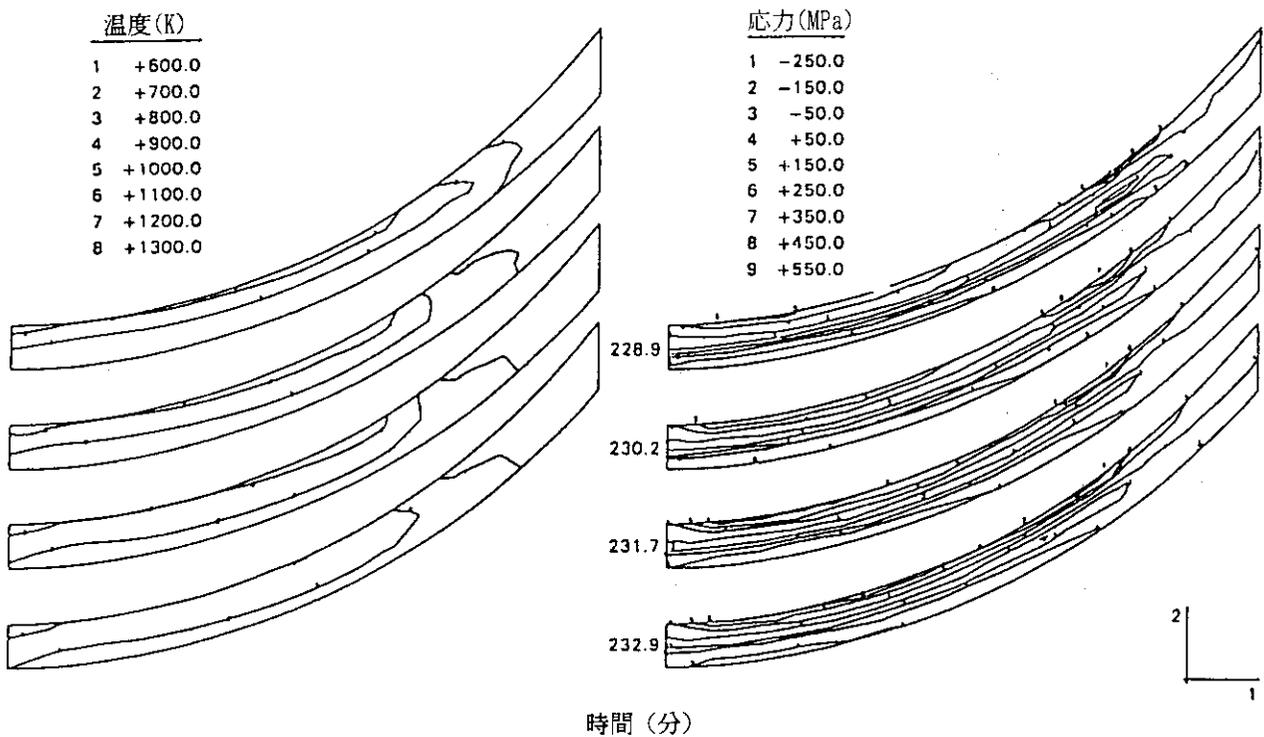


図10 原子炉容器壁の温度と応力分布
(スクラム後228.9分から232.9分まで)

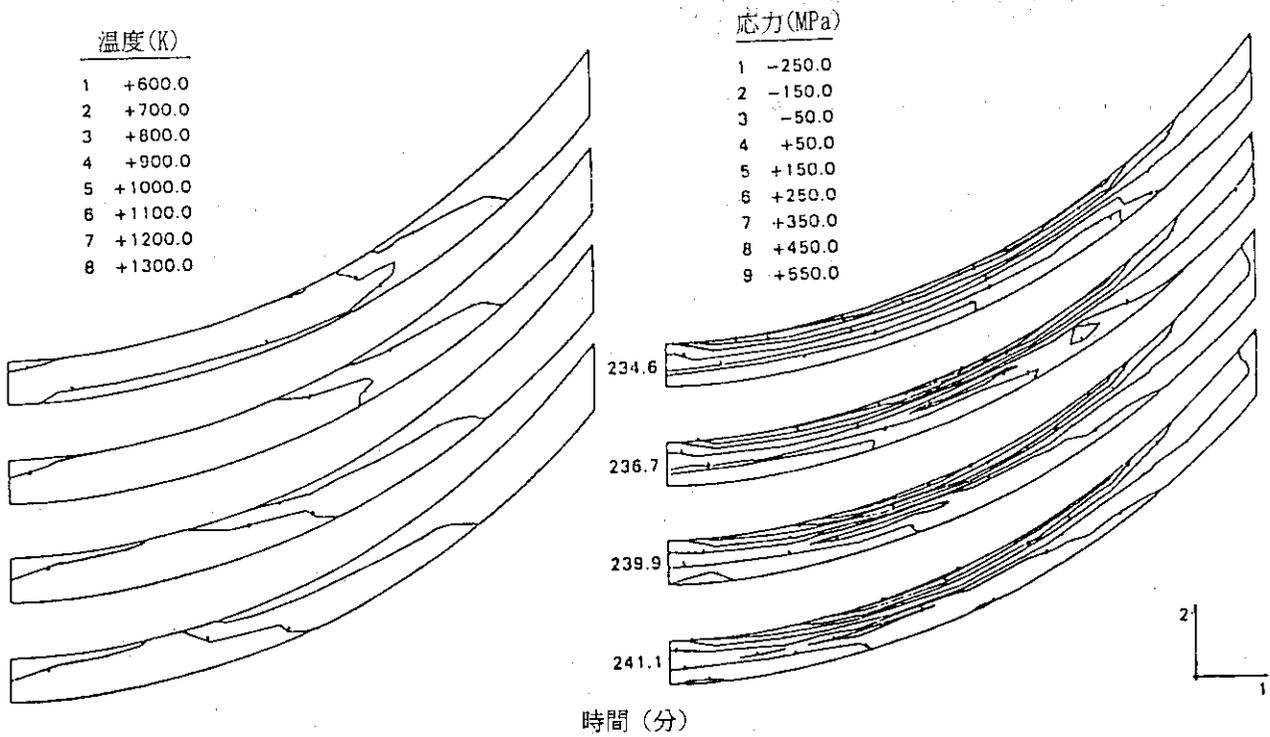


図11 原子炉容器壁の温度と応力分布
(スクラム後234.6分から241.1分まで)

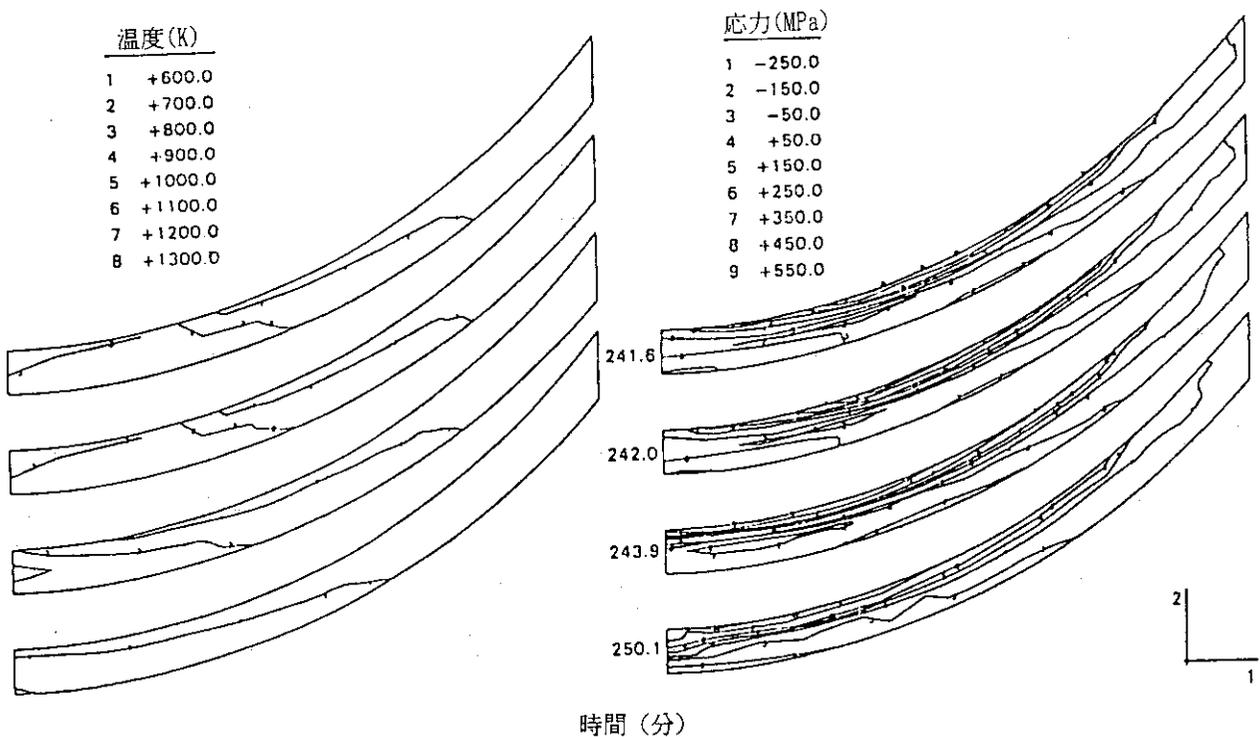


図12 原子炉容器壁の温度と応力分布
(スクラム後241.6分から250.7分まで)

2.3.7 TMI事故時のリフィル現象の解析

(野村 靖、日本原子力研究所、他)

ANALYSIS OF THE REFILL PHENOMENA DURING THE THREE MILE ISLAND UNIT 2 ACCIDENT / Yasushi Nomura, Japan Atomic Energy Research Institute; James L. Anderson, Idaho National Engineering Laboratory
 "NUCLEAR TECHNOLOGY" Vol.87, PP912-925, (Dec. 1989)

TMI-2事故発生後の200分から217分にかけて生じたリフィル現象がRCS(原子炉冷却系)圧力及び加圧器水位などの測定データを基に解析された。事故発生後200分においてHPI(高圧給水系)が炉心に給水を開始し、蒸気の凝縮により一次系の減圧、従って加圧器からの水の容器内へのドレイン(流下)、炉心水位の上昇が引き続いて起こった。加圧器水位が減少しRCS減圧が停止した約207分までには、炉心はほぼ完全に水で覆われたものと信じられている。その後もHPI給水は継続し、ホットレグ水位が上昇し約210分にサージライン入り口に達した後は、加圧器水位が上昇に転じた。このリフィル現象を解釈するため従来の解析では、RCS内部の水位が一様に上昇すると仮定したが、実際の現象をうまく説明することができなかった。本報告では、非凝縮性ガスの圧縮を考慮に入れた一組の方程式を理論的な考察により導き、RCS各部における水位の変化を解として求め、上述したリフィル過程における一連の現象を正しく説明する。

1. はじめに

TMI-2事故発生後150分¹までに一次系冷却水の約半分が、加圧器頂部の開固着したPORV(圧力逃し弁)を介して格納容器内部へ放出された¹。嗣²って、100分に運転員が最後に残ったRCP(冷却水循環ポンプ)運転を停止して、一次系内部の冷却水を気相と液相に分離して燃料棒の冷却には十分の水が行かなくなった。崩壊熱の蓄積によりやがて炉心は熔融し、約100分から200分までの間に、RCS内に約450kgの水素が放出された²。炉心における沸騰及び引き続き冷却水のRCSからの喪失は、炉心上部の露出を引き起こした。これは、110分において核計装指示値の上昇及びA-ループ・ホットレグ内過熱温度データの記録からも明らかである³。139分に運転員がPORV元弁を閉とした後も、炉心の損傷が進んだ。(原文脚注³;時刻 0

は事故の起因事象すなわち主給水ポンプ停止の発生時と定義する。)

200分において、HPIを起動して冷却水をRCS内に送り込むと、一次系圧力は蒸気の凝縮のため低下し、加圧器内部の水が引かれて圧力容器内部に入り炉水位を上昇させた。207分には一次系圧力低下が止んだ。210分には加圧器水位が急激に上昇を開始した。これは、ホットレグ内部の水位がA-ループホットレグのサージライン入り口高さに達したことを示す(図1参照)。217分にはHPIが停止して、炉心の損傷は224分から226分まで続いた。そのときには、約29Mgの熔融炉心物質がリロケートして、以後安定な炉心配置が達成された。

上記で、207分には炉水位がホットレグ水平管の上部を覆い、蒸気凝縮の起こる水表面を劇的に減少させたものと信じられている。しかしながら従来の一様な水位上昇を仮定した解析では、HPIが停止するまでの10分間の冷却水の注入では、207分以後の圧力容器内部の満水、コールドレグポンプ吐出側、ホットレグのサージラインを越えての水位の上昇をうまく説明できなかった。さらに、水蒸気で満たされた一次系内部では、ポンプの高さ位置に達した水はポンプ吸い込み側の垂直配管内部にも流れ込むことを考慮すると、より詳細なモデルによる解析、すなわち、RCS内部の異なる水位の水表面で隔てられたいくつかのガスポケットにおける非凝縮性気体の存在を考慮した解析が望まれた。

本報告では、事故期間中に記録されたRCS圧力及び加圧器水位、それに推定されたHPI及び抽出系流量のデータを用いて、RCS各部の水位を時間の関数として解析した結果を述べる。

2. TMI-2 機器の配置

図1にRCSの主要な機器の配置を示す。圧力容器内部の核燃料は2系統の独立した冷却回路(ループA及びループB)を循環する水によって除熱される。各ループには蒸気発生器1基と冷却水循環ポンプ2台が設置されている。このB&W(Babcock and Wilcox)社の設計では、図2に示すように蒸気発生器が過熱された炉心レベルの下側に配置されている。従って、ポンプ動力の喪失事故が発生した場合には、蒸気発生器の下半分に溜まった水は炉心冷却に有効に利用されないこととなる。

加圧器の主要な機能は、RCS内部の圧力サージを吸収することである。図2に示すように加圧器とRCS内部の各機器とは、ループAのホットレグ配管内部で炉心底部から6.9m高さに開口したサージラインを通してつながっている。

HPIは、冷却水喪失事故時にESF(工学的安全系統)が作動したときに、炉内の冷却水保有量を調節して維持するように機能する。この高圧注水は、それぞれのコールドレグポンプ吐

出側に位置した配管により行われる。一方、抽出系入り口配管は、コールドレグ1Aの基底部に開口して、冷却水を抽出する。

3. リフィル現象の解析

PORV元弁が139分に閉となってから、RCS圧力は連続的に上昇して191.6分に弁が再び開くまで続いた。これより先174分には、RCP2B(ポンプ)が短時間ではあるが起動に成功し、加圧器水位がRCSからの大量の水蒸気の流入によって急激に上昇した。同時に、かなりの量の冷却水がループBから炉心に注入された。図3は、加圧器水位とRCS圧力の180分から230分までの記録データを示す。その期間には、加圧器水位がRCS内部の変動に対応して活発に変化している。PORV元弁は、191.6分から200分にかけて周期的に開閉を繰り返し、RCS圧力及び加圧器水位の変動をもたらしている。

本解析においては、HPI注水開始時の200分からHPI停止時の217分までの期間におけるRCS各部の水位変化に影響を及ぼした一連の事象を、TMI-2事故全体解析で用いられている区分方法に対応させるため、4A(200分から207分)と4B(207分から217分)の2フェイズ(区分)に分けて考察することとする。

3.1 フェイズ4A - 単一気相のフェイズ

HPIは200分に注水を開始して、炉水位は徐々に上がり始めた。コールドレグへの冷たい水の注入は、そこに溜まっていた水蒸気を凝縮し、水素ガスを冷却して、局部的に圧力を低下させた。このコールドレグと圧力容器上部プレナムの圧力差、約2kPaは、ダウンコマ上部のフラッパー弁を開けるに十分となり、水蒸気と水素ガスが圧力容器からコールドレグへ流れ込み、圧力は系内で均一化した。この時点では、全系の気相はまだ単一の領域を形成していた。

炉水位が上昇し、やがてコールドレグ及びホットレグ水平管をふさぐようになると、蒸気凝縮及び水素ガス冷却が行われていた水表面が急になくなって、207分にはRCS圧力は一定となり、その後徐々に圧力は上昇傾向に転じた。(原文脚注^b;他の説明としては、コールドレグをふさぐまではHPI注水口まわりでの水蒸気と冷水との混合により凝縮が効率良く行われたことが考えられる。原文脚注^c;203分から209分までの記録計チャート紙上のRCS圧力測定値は信頼性に欠けている。)

RCS内部の水位は、次式に示すように全体のマスバランスから求められる。

$$\frac{dM_{wc}}{dt} = R_H + R_p + R_c \quad (1)$$

$$\frac{dL_c}{dt} = \frac{dM_{wc}}{dt} \frac{v_{wc}}{A_c}, \quad (2)$$

ここで、

- M_{wc} = 炉心下端より上の圧力容器内部の水質量(kg)
- R_H = HPI 注水流量 (kg/s)
- R_p = 加圧器流下水流量(kg/s)
- R_c = 圧力容器内部の蒸気凝縮率(kg/s)
- L_c = 炉心下端より上の圧力容器内の水位(m)
- v_{wc} = 炉心内部の水の比容積(m³/kg)
- A_c = 炉心及びダウンカマの水表面積(m²)

抽出系は、コールドレグ1A底部から抽出ラインを通して水を引き、従って、このコールドレグ部分の水位は次式により記述される。

$$\frac{dM_{wa}}{dt} = -R_1 \quad (3)$$

$$\frac{dL_a}{dt} = \frac{dM_{wa}}{dt} \frac{v_{wa}}{A_a}, \quad (4)$$

ここで

- M_{wa} = ループA内部の水質量(kg)
- R_1 = コールドレグ1A底部から引かれる抽出流量(kg/s)
- L_a = ループA内の水位(m),
- v_{wa} = ループAのコールドレグ及び蒸気発生器内の水の比容積(m³/kg)
- A_a = ループAのコールドレグ及び蒸気発生器内の水表面積(m²)

一方、ループBポンプの吸い込み側には水の流入あるいは流出がないので、圧力容器内の水位が上昇してポンプ吐出側からコールドレグ内へ水が逆流するまでは、コールドレグBの水位はほぼ一定のレベルを保つ。この期間(200分~207分)、ループB蒸気発生器における水蒸気凝縮は無視し得る程度である。従って、フェイズ4Aの解析では、ループB保有水量は一定と仮定する。

RCS圧力変化は、正味の水蒸気凝縮率(マイナスに効く)とHPIによる気相押し込み(プラスに効く)などのバランスによって決まる。水蒸気及び水素ガスを理想気体として扱い、それぞれの分圧の和としてRCS圧力を次式のように表す。

$$P_{RCS} = P_{h0} + P_{s0} , \quad (5)$$

$$P_{h0} = \frac{\mathfrak{R}}{C_h} \frac{T_g M_{h0}}{V_g} , \quad (6)$$

$$P_{s0} = \frac{\mathfrak{R}}{C_s} \frac{T_g M_{s0}}{V_g} , \quad (7)$$

ここで、

- P_{RCS} = 一次冷却系圧力(Pa)
- P_{h0} = 水素ガス分圧(Pa)
- P_{s0} = 水蒸気分圧(Pa)
- T_g = 気相温度(K)
- V_g = 気相体積(m³)
- M_{h0} = 水素ガス質量(kg)
- M_{s0} = 水蒸気質量(kg)
- \mathfrak{R} = 気体定数(8.314 N・m/mole/K)
- C_h = 水素ガスのモル定数(2.016×10⁻³ kg/mole)
- C_s = 水蒸気のモル定数(18.02×10⁻³ kg/mole)

$$\frac{dM_{s0}}{dt} = -R_c . \quad (8)$$

$$\frac{dV_g}{dt} = -R_H v_H + R_I v_{wa} - R_c v_{wa} - R_p v_{wp} . \quad (9)$$

(5)式を時間に関して微分して、(6)式から(9)式まで置換すれば、水蒸気凝縮率 R_c に関する次の表式が導かれる。

$$\begin{aligned} & \mathfrak{R} \frac{T_g}{V_g} \left[\frac{1}{C_s} - \frac{v_{wa}}{V_g} \left(\frac{M_{h0}}{C_h} + \frac{M_{s0}}{C_s} \right) \right] R_c \\ & = \mathfrak{R} \frac{T_g}{V_g^2} \left(\frac{M_{h0}}{C_h} + \frac{M_{s0}}{C_s} \right) (R_H v_H - R_I v_{wa} + R_p v_{wp}) - \frac{dP_{RCS}}{dt} . \end{aligned} \quad (10)$$

(10)式は、水蒸気及び水素ガスに関する分圧の式を用いて整理すると次のようになる。

$$\begin{aligned} & \left(\frac{\mathcal{R}}{C_s} \frac{T_g}{V_g} - \frac{v_{wc}}{V_g} P_{RCS} \right) R_c \\ & = \frac{P_{RCS}}{V_g} (R_H v_H - R_l v_{wa} + R_p v_{wp}) - \frac{dP_{RCS}}{dt} . \end{aligned} \quad (10')$$

この(10')式は、水蒸気質量 M_{s0} 及び水素ガス質量 M_{h0} をあらわに含まないで凝縮率 R_c が求まることを示す。

加圧器内部の状態を表す方程式は、以上述べたのと同様に導かれる。

$$\frac{dM_{wp}}{dt} = -(R_p + R_v) \quad (11)$$

$$\frac{dL_p}{dt} = \frac{dM_{wp}}{dt} \frac{v_{wp}}{A_p} , \quad (12)$$

ここで、

$$\begin{aligned} M_{wp} &= \text{加圧器内部の水質量 (kg)} \\ R_v &= \text{加圧器内部の蒸発率 (kg/s)} \\ L_p &= \text{加圧器内部の水位 (m)} \\ v_{wp} &= \text{加圧器内部の水比容積 (m}^3\text{/kg)} \\ A_p &= \text{加圧器内部の水表面積 (m}^2\text{)} \end{aligned}$$

(11)及び(12)式から加圧器保有水流下率 R_p が次式のように求まる。

$$R_p = -\frac{A_p}{v_{wp}} \frac{dL_p}{dt} - R_v . \quad (13)$$

加圧器気相圧力 P_p は、RCS圧力 P_{RCS} から水頭差だけ差し引いた分として求まり、また加圧器内部の水蒸気を理想気体と仮定して次式のように求められる。

$$P_p = P_{RCS} - \frac{(L_p - L_s)}{v_{wp}} g, \quad (14)$$

$$P_p = \frac{\mathfrak{R}}{C_s} \frac{T_{gp} M_{sp}}{V_{gp}}, \quad (15)$$

$$\frac{dM_{sp}}{dt} = R_v, \quad (16)$$

$$\frac{dV_{gp}}{dt} = R_p v_{wp} + R_v v_{wp}, \quad (17)$$

ここで、

- $g =$ 重力加速度 (9.8067 m/s^2)
- $T_{gp} =$ 加圧器内部の気相温度 (K)
- $M_{sp} =$ 加圧器内部の水蒸気質量 (kg)
- $V_{gp} =$ 加圧器内部の気相体積 (m^3)
- $L_s =$ サージライン高さ (炉心下端より 6.9m)

(14)式を時間に関して微分して、(15)、(16)、(17)式を代入すれば次式が得られる。この式は、加圧器内部の蒸発率を求める式である。

$$(V_{gp} - M_{sp} v_{wp}) R_v = \frac{C_s}{\mathfrak{R}} \frac{V_{gp}^2}{T_{gp}} \left(\frac{dP_{RCS}}{dt} - \frac{g}{v_{wp}} \frac{dL_p}{dt} \right) + M_{sp} v_{wp} R_p. \quad (18)$$

以上述べた方程式を連立して解き、 R_c 及び R_p が求まれば R_H の測定値と共に、炉心の水位が(1)、(2)式から次式により計算される。

$$\frac{dL_c}{dt} = \frac{v_{wc}}{A_c} (R_H + R_p + R_c). \quad (19)$$

ループAコールドレグ内部の水位は、(3)及び(4)式から次のように求まる。

$$\frac{dL_a}{dt} = -\frac{v_{wa}}{A_a} R_l. \quad (20)$$

フェイズ4Aの解析は、以上導いて来た方程式群と表 I に示す定数及び初期条件を用いて行われた。一次系各部の水位の変化を時間の進行を横軸にとって図に示したものが図 4である。解析による炉水位は、約205.5分においてホットレグ水平配管上部に達しているが、これは他の測定値から判断して時期尚早である。従って、炉水位の初期値を当初の3.13mから変更して2.04mとすることにより、図 4に示したように妥当と考えられる炉水位の変化が解析される。

図 5は、HPI流量の定格値及び $\pm 10\%$ 変化値について炉水位を計算した結果を示す。これから炉水位の変化は約3%である。

図 6は、炉水位に対する水位初期値の変動に対して時刻歴応答の計算値を示す。これから時間の進行と共に炉水位の変化幅が小さくなって行くことが示される。

他の入力データ、気相温度、RCS初期圧力、冷却水比容積などについてはその変動の影響は小さく、炉水位の計算値に対して1%以下である。

3.2 フェイズ4B-複数気相のフェイズ

207分に、圧力容器内部の水位がホットレグ水平管上部に達したとき、一次系にはもはや単一の気相の連続領域は存在しなくなった。そこには液相によって隔てられた7つの気相領域が存在しており、本解析では図 7に示すように領域Iから領域Vと区別することとする(各ループのコールドレグは同一の挙動を示す2個の気相領域があり、ここでは代表して各ループごとに1個として扱う)。

207分に、蒸気凝縮が可能な水表面が急減すると、一次系の減圧はやがて停止して、加圧器からの流下も止まった。加圧器水位は約3分間一定値を保ち、その後210分には約0.5m/minで急上昇を開始した。この時、Aループホットレグ垂直管の水位はサージライン入り口に達し、加圧器内部に流入したものである。またこの加圧器水位の上昇には、HPIの注水継続及び非凝縮性ガス(水素)の圧縮による一次系圧力上昇開始が寄与した。一次系各領域の水位は、分け隔てられた気相の圧縮及び水頭圧バランスにより複雑に変化することとなる。ここではこの210分までの各領域の水位の変化を解析する。

この期間には、気相領域に残存する水蒸気は加圧により凝縮するが、その量は僅かであろう。コールドレグ水位はやがてポンプケーシング高さに達して、吸い込み側に流下する。

圧力容器、ホットレグ及びコールドレグポンプ吐出側の液相(以後容器の液相と称する)は、マスバランスから次式により表される。

$$\frac{dM_{wv}}{dt} = R_H + R_p + R_c, \quad (21)$$

$$R_c = \sum_{i=1}^5 \sum_{j=1}^{N_i} R_{cij}, \quad (22)$$

$$\frac{dM_{wv}}{dt} = \sum_{i=1}^5 \sum_{j=1}^{N_i} \frac{A_{ij}}{v_{wv}} \frac{dL_{ij}}{dt}, \quad (23)$$

ここで、

- M_{wv} = 容器液相の水質量(kg)
- R_H = HPI注入流量(kg/s)
- R_p = 加圧器流下流量(kg/s)
- R_c = 容器気相の全水蒸気凝縮率(kg/s)
- R_{cij} = 領域*i*水表面*j*の水蒸気凝縮率(kg/s)
- A_{ij} = 領域*i*水表面*j*の濡れ面積(m²)
- v_{wv} = 容器内部の水の比容積(m³/kg)
- dL_{ij}/dt = 領域*i*水表面*j*の水位変化(m/s)

この場合、各項の和は、5個の気相領域及び各領域に付随するいくつかの水表面にわたる。

各気相領域で起こる現象は、水素及び水蒸気を理想気体と仮定して導かれる次式により記述される。

$$P_i = P_{hi} + P_{si}, \quad (24)$$

$$P_{hi} = \frac{\mathfrak{R}}{C_h} \frac{T_g M_{hi}}{V_{gi}}, \quad (25)$$

$$P_{si} = \frac{\mathfrak{R}}{C_s} \frac{T_g M_{si}}{V_{gi}}, \quad (26)$$

$$\frac{dM_{si}}{dt} = - \sum_{j=1}^{N_i} R_{cij}, \quad (27)$$

$$\frac{dV_{gi}}{dt} = - \sum_{j=1}^{N_i} A_{ij} \frac{dL_{ij}}{dt}, \quad (28)$$

ここで、

$$\begin{aligned}
 P_i &= \text{領域 } i \text{ (} i \text{ は } I \text{ から } V \text{) の全気相圧 (Pa)} \\
 P_{h_i} &= \text{領域 } i \text{ の水素分圧 (Pa)} \\
 P_{s_i} &= \text{領域 } i \text{ の水蒸気分圧 (Pa)} \\
 M_{h_i} &= \text{領域 } i \text{ の水素質量 (kg)} \\
 M_{s_i} &= \text{領域 } i \text{ の水蒸気質量 (kg)} \\
 V_{g_i} &= \text{領域 } i \text{ の全気相体積 (m}^3\text{)}
 \end{aligned}$$

領域 i の圧力 P_i は隣接する領域 k の圧力 P_k と次の圧力バランス式により関連付けられる。

$$P_i + \frac{L_{ij}}{v_{w_j}} g = P_k + \frac{L_{kj}}{v_{w_j}} g, \quad (29)$$

ここで、

$$\begin{aligned}
 L_{ij}, L_{kj} &= \text{水体積 } j \text{ により分けられた領域 } i \text{ 及び } k \text{ の水位 (m)} \\
 v_{w_j} &= \text{水の比容積 (m}^3\text{/kg)} \\
 g &= \text{重力加速度 (9.8 m/s}^2\text{)}
 \end{aligned}$$

領域 I の全圧すなわち A ループ気相圧力は、測定データを用いる。

コールドレグポンプ吐出側の水位がポンプケーシングに達すると、水が溢れて吸い込み側の垂直配管部分を流下し始める。これは、蒸気発生器の水位上昇に寄与する。これらの現象は次の全体の質量バランス式により表される。

$$\sum_{i=1}^5 \sum_{j=1}^{N_i} \frac{A_{ij}}{v_{ws}} \frac{dL_{ij}}{dt} = \left(\sum_{i=1}^5 \sum_{j=1}^{N_i} R_{c_{ij}} \right) + R_{sp} - R_l, \quad (30)$$

ここで、

$$\begin{aligned}
 A_{ij} &= \text{領域 } i \text{ 水表面 } j \text{ の濡れ面積 (m}^2\text{)} \\
 dL_{ij}/dt &= \text{領域 } i \text{ 水表面 } j \text{ の水位変化 (m/s)} \\
 v_{ws} &= \text{蒸気発生器内部の水の比容積 (m}^3\text{)} \\
 R_{sp} &= \text{ポンプケーシングからの水の流下率 (kg/s)} \\
 R_l &= \text{A ループに対する抽出系流量 (kg/s)}
 \end{aligned}$$

方程式(21)から(30)を9個の未知変数について連立させて解くこととする。この場合、表Ⅱに示す定数及び初期条件の値を用いる。各気相内部の水素量を変化させて感度解析を行い、ケース1の計算については、領域I、Ⅱ、Ⅲ、Ⅳ、Ⅴに対して分配比を0.43:0.04:0.02:0.47:0.04とおく。

図8に一次系各領域の水位変化の解析値と上部プレナムの水蒸気質量を示す。これからAループホットレグ水位は、Bループホットレグ水位より速く上昇する。Aループ及びBループのコールドレグポンプ吐出側の水位は、ポンプケーシングに達したとき(207.5分)以降炉心底部より5.74m位置で一定となる。上部プレナムの水蒸気質量は、209.5分で0となる。計算では、水蒸気質量が0以上と仮定しているため、この時点でケース1の計算を打ち切る。

そこで、ケース1の水素質量450kgの仮定を、ケース2では400kg(それだけ水蒸気質量の初期存在値が大きくなる)と変更して解析してみる。この場合、各気相領域の水素分配比を0.48, 0.01, 0.01, 0.49, 0.01とする。図9は、このようにしてフェイズ4Bの全期間で得られた水位変化の解析値を示す。

Aループホットレグ水位は、210分に6.9m高さに達しており、加圧器水位がこの時点で上昇を開始していることから、測定データとも符合している。上部プレナム水位は、水表面積が大きいため徐々に増加している。A及びBループコールドレグ吸い込み側の垂直管内部の水位は、フェイズB初期に水蒸気凝縮のため急上昇するが、やがて凝縮の停止及び抽出系の連続運転のため減少に転ずる。

以上述べたような解析の結果により、RCS各部の水位変化は非凝縮性の水素ガスの圧縮により大いに異なる挙動を示すことがわかった。また、ホットレグ水位は両方の蒸気発生器の管内部の水位より8ないし10m上にあることがわかった。

4. 結論

本報告では、TMI事故のHPI注水が行われた200分から217分までのリフィル現象を解析して、RCS各部の水位変化を求めた。この解析では、簡単な数学的モデルにより測定データを用いて解を求めた。これにより、従来有り得べき過程とされてきた現象が、現実的な初期条件及び境界条件の下で実際に起こり得る物理現象であることが示された。以下は、解析の結果得られた結論を整理して示す。

1. ホットレグ水位は、蒸気発生器水位より約8ないし10m高く、これは分離された気相領域に存在する非凝縮性(水素ガス)の圧縮効果に帰する。これにより、210分の加圧器リフィル現象が説明される。

2. 200分における炉心の水位が約2.0mという仮定は、207分までにホットレグ水平管の上部に水位が達するための必要条件である。
3. HPI注水により炉心、ホットレグ、コールドレグの水位が上昇したことは、主要な事実である。
4. 始めに加圧器からの流下が起こったことにより、圧力容器の水位が実質的に上昇した。
5. 蒸気凝縮率は、RCS各部の水位上昇に対して直接の影響は少なかったが、RCS圧力への影響は大きかった。
6. フェイズ4Bの解析では、各気相領域に配分される水素ガスの質量比が適当に仮定された。

付録 A HPI流量の推定

高圧給水(HPI)系の流量は、給水ポンプのヘッドー流量特性曲線により決まる。したがって、事故時のHPI流量はRCS圧力をヘッドとしてポンプ特性曲線から読み取る。詳細には、次の手順による。

1. 事故時のある期間における一次系圧力をRCS圧力測定データから求める。
2. 給水ポンプの吸い込み側にある給水タンクの圧力は、通常100kPaであるので、上で求めた一次系圧力と100kPaの差をヘッドとしてポンプ特性曲線から流量を求める。
3. 運転中の給水ポンプの数からRCSの注水流量を求める。TMI事故時の200分から217分においては、給水ポンプ2台が運転中であった。

付録 B 抽出系流量の推定

TMI-2の抽出系の熱交換器は、2個のシェルアンドチューブ型からなる。したがって、流量は、熱交換器の入り口及び出口の温度測定値及び冷却水流量測定値などから、次に示す単純な向流式熱交換器に適用される熱収支式により求める。

$$q = UA \frac{[(T_{ii} - T_{so}) - (T_{io} - T_{si})]}{\log_e [(T_{ii} - T_{so}) / (T_{io} - T_{si})]} , \quad (\text{B.1})$$

$$q = W_{id} C_{pt} (T_{ii} - T_{io}) , \quad (\text{B.2})$$

$$q = W_c C_{ps} (T_{so} - T_{si}) , \quad (\text{B.3})$$

ここで、

$q =$	熱交換率(W)
$UA =$	総括熱伝達係数(=4.2×10 ⁴ W/K)
$T_{ti} =$	抽出系熱交換器(管側)入り口温度(K)
$T_{to} =$	抽出系熱交換器(管側)出口温度(K)
$T_{si} =$	冷却水(胴側)入り口温度(K)
$T_{so} =$	冷却水(胴側)出口温度(K)
$W_{td} =$	抽出系質量流量(kg/s)
$C_{pt} =$	抽出系水比熱(=5025J/kg・K)
$W_c =$	冷却水流量(=25kg)
$C_{ps} =$	冷却水比熱(=4195J/kg・K)

謝辞

本報告は、DOEの契約(DE-AC07-76ID01570)のもとに、軽水炉安全性及び技術局の援助を受けて実施された。(野村)

参考文献

1. Y. NOMURA, "PORV Discharge Flow During the TMI-2 Accident," EGG-TMI-7825, Idaho National Engineering Laboratory (1987).
2. J. O. HENRIE and A. K. POSTMA, "Lessons Learned from Hydrogen Generation and Burning During the TMI-2 Event," GEND-061, U.S. Department of Energy (May 1987).
3. E. L. TOLMAN, P. KUAN, and J. M. BROUGHTON, "TMI-2 Accident Scenario Update," *Nucl. Eng. Des.*, **108**, 45 (1988).
4. G. R. EIDAM, E. L. TOLMAN, J. M. BROUGHTON, R. K. McCARDELL, and W. R. A. STRATTON, "TMI-2 Defueling Conditions and Summary of Research Findings," presented at Int. Symp. Severe Accidents in Nuclear Power Plants, Sorrento, Italy, March 21-25, 1988.
5. R. E. HENRY, H. K. FAUSKE, M. O. EPSTEIN, M. N. HUTCHERSON, and M. A. KENTON, "Core Relocation Phenomenology," Fauske and Associates, Inc. (1985).

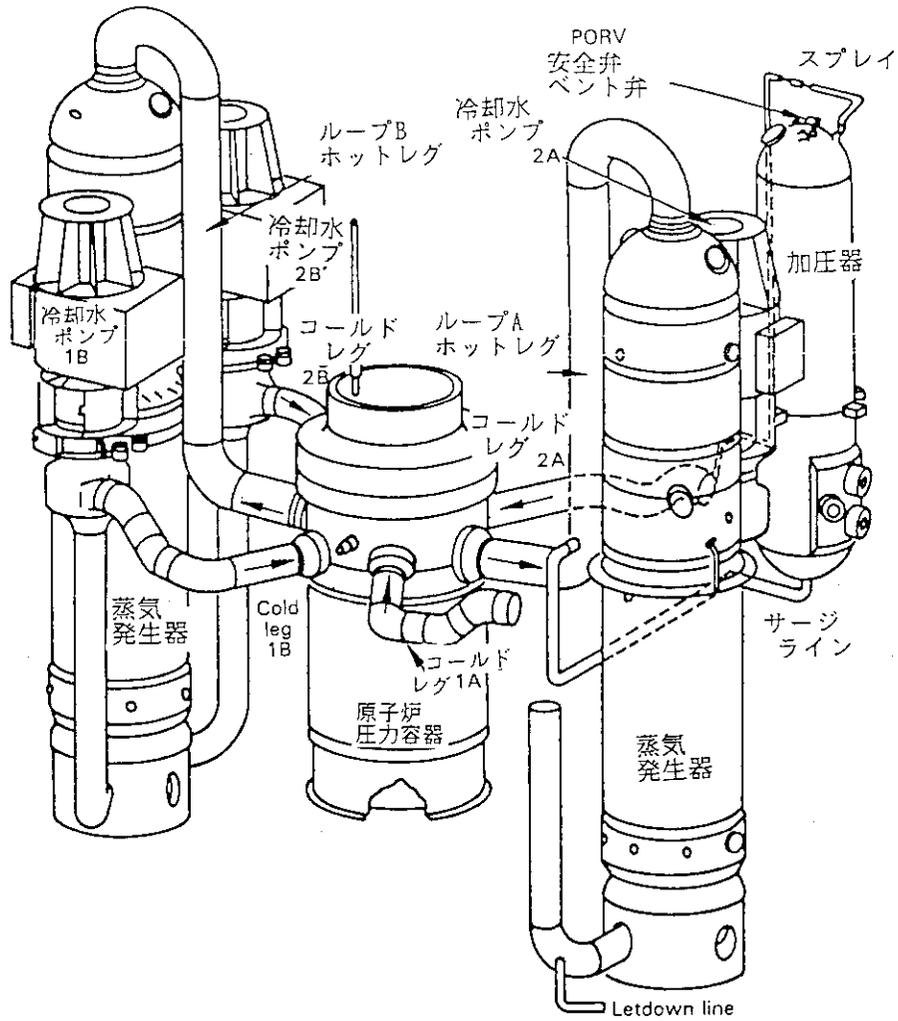


図 1 TMI 2号炉のRCS(原子炉冷却系)機器配置

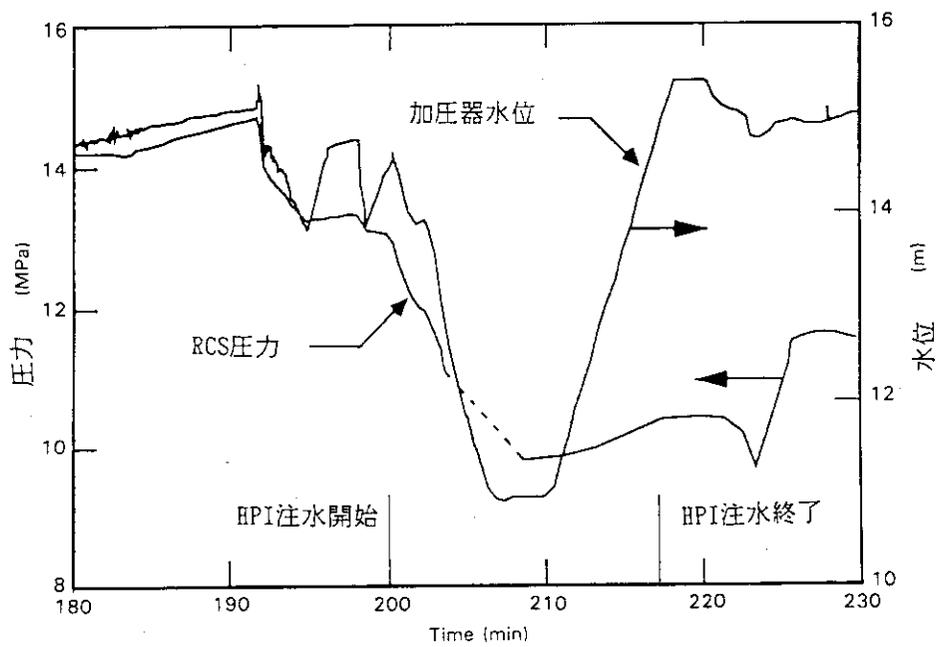


図 3 加圧器水位及びRCS(原子炉冷却系)圧力

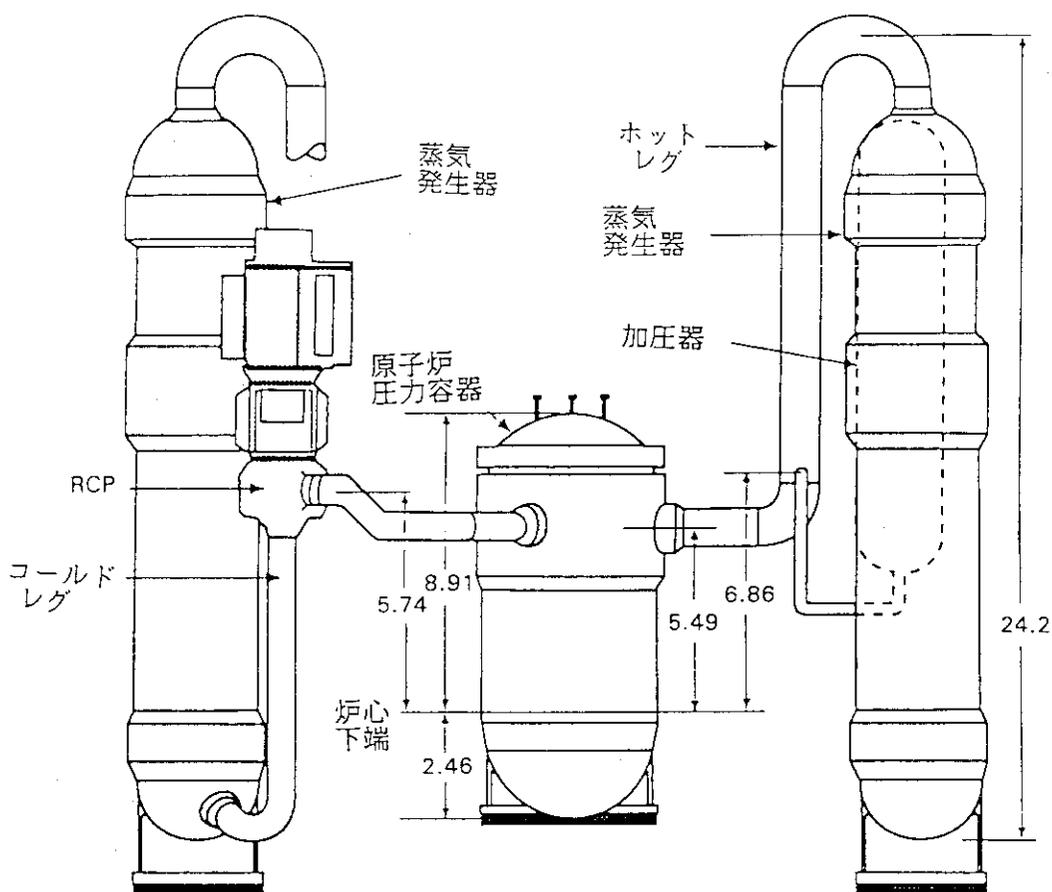


図 2 TMI 2号炉の一次系機器の側面図(単位m)

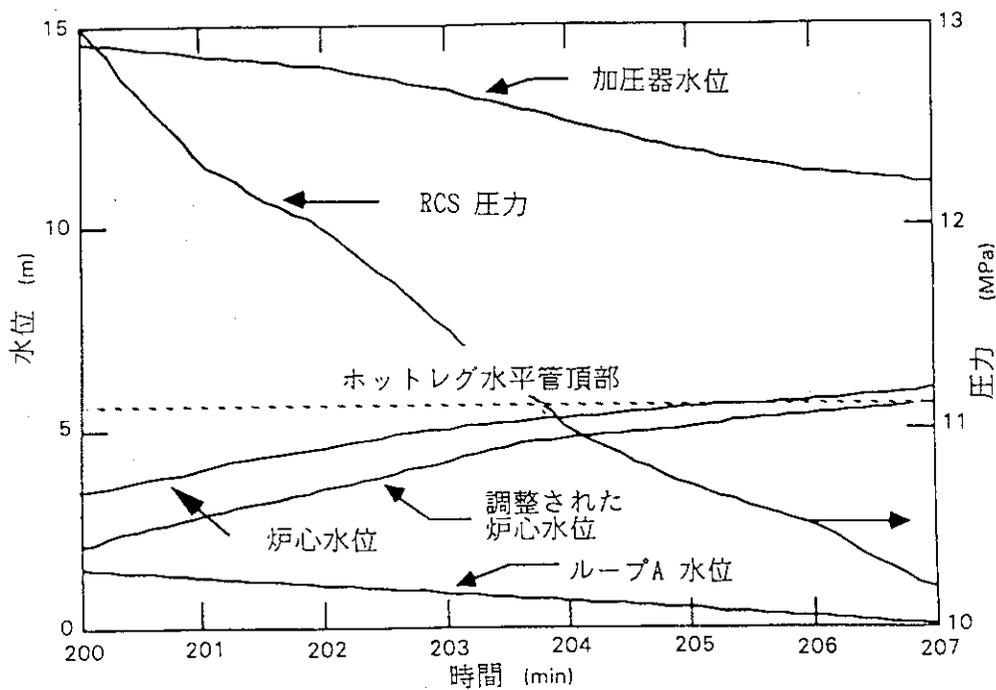


図 4 水位変化とRCS 圧力

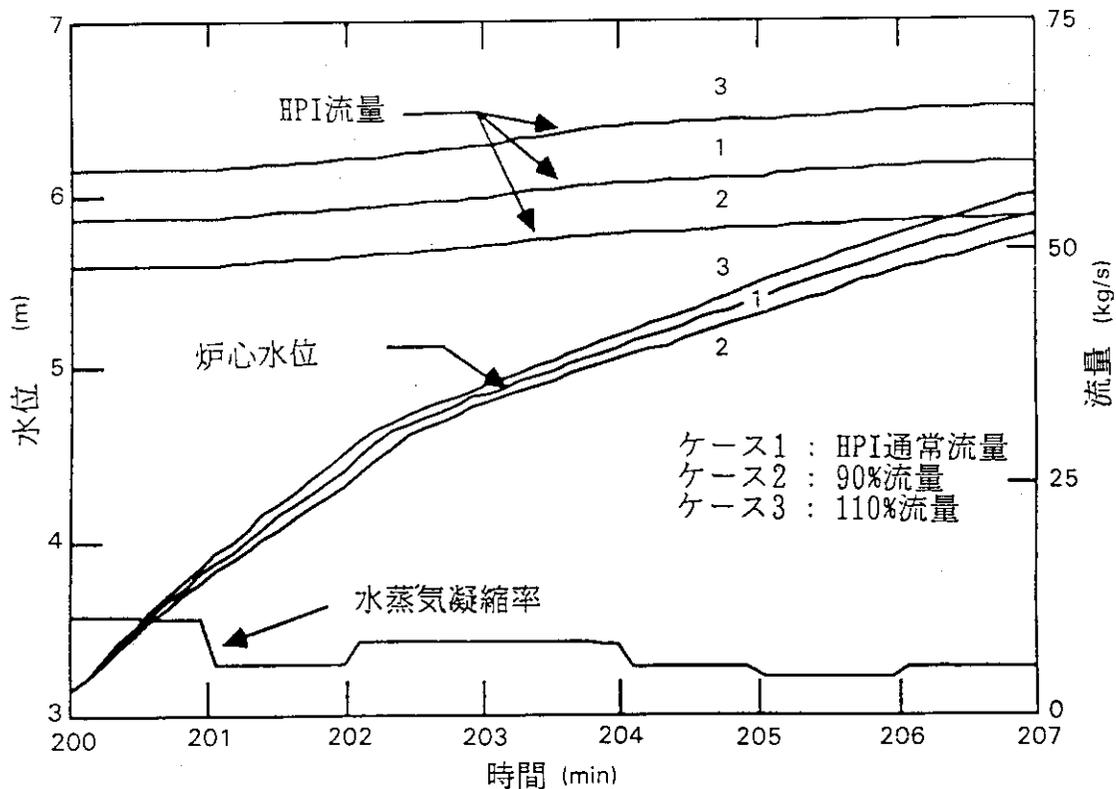


図 5 HPI(高圧注入系)注水流量の変動に対する感度解析結果

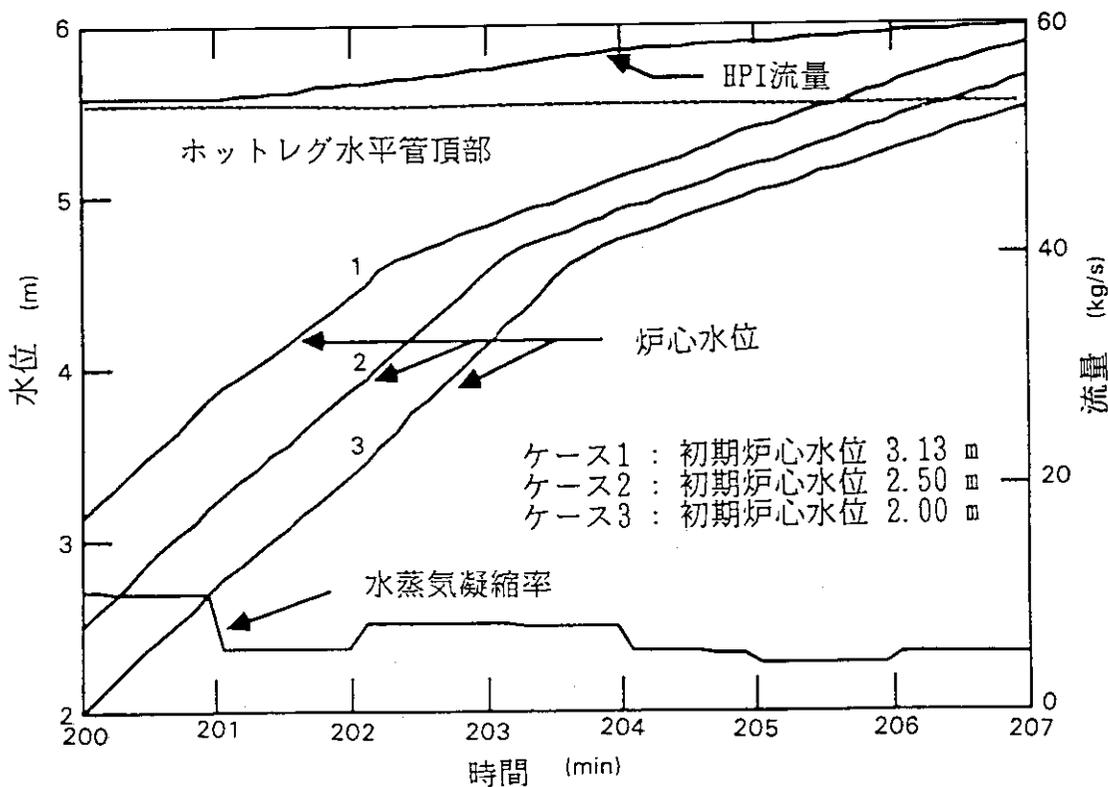


図 6 初期炉心水位の変動に対する感度解析結果

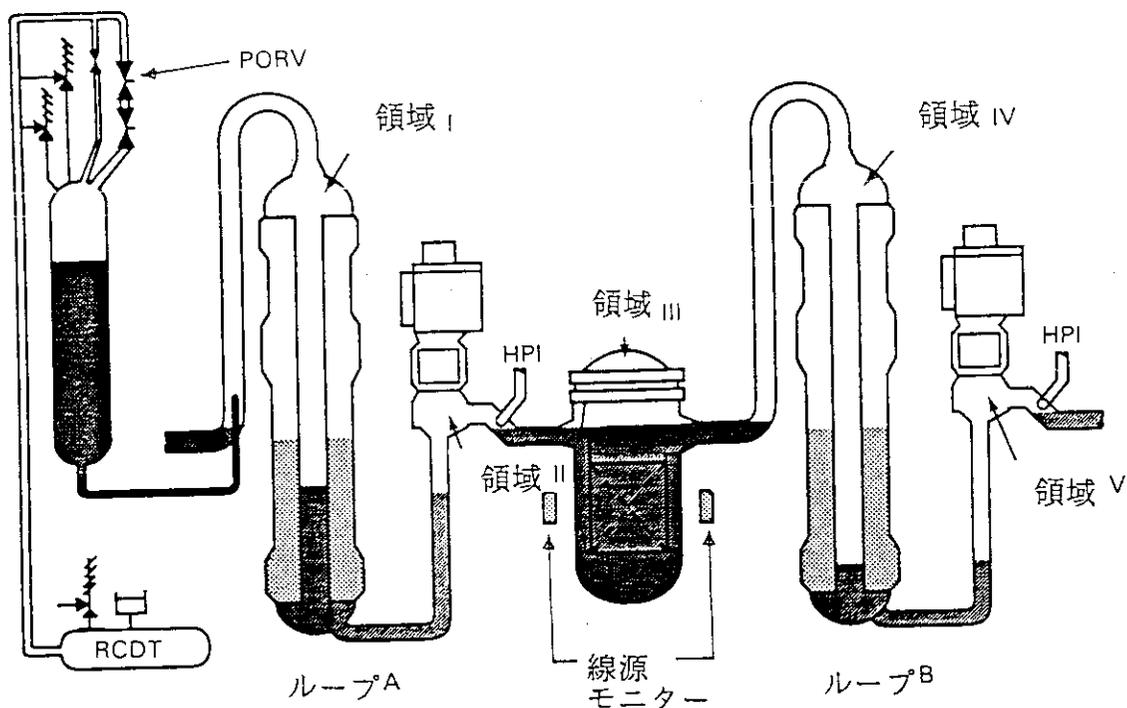


図 7 TMI 2号炉の原子炉冷却系の207分における仮定された水位分布

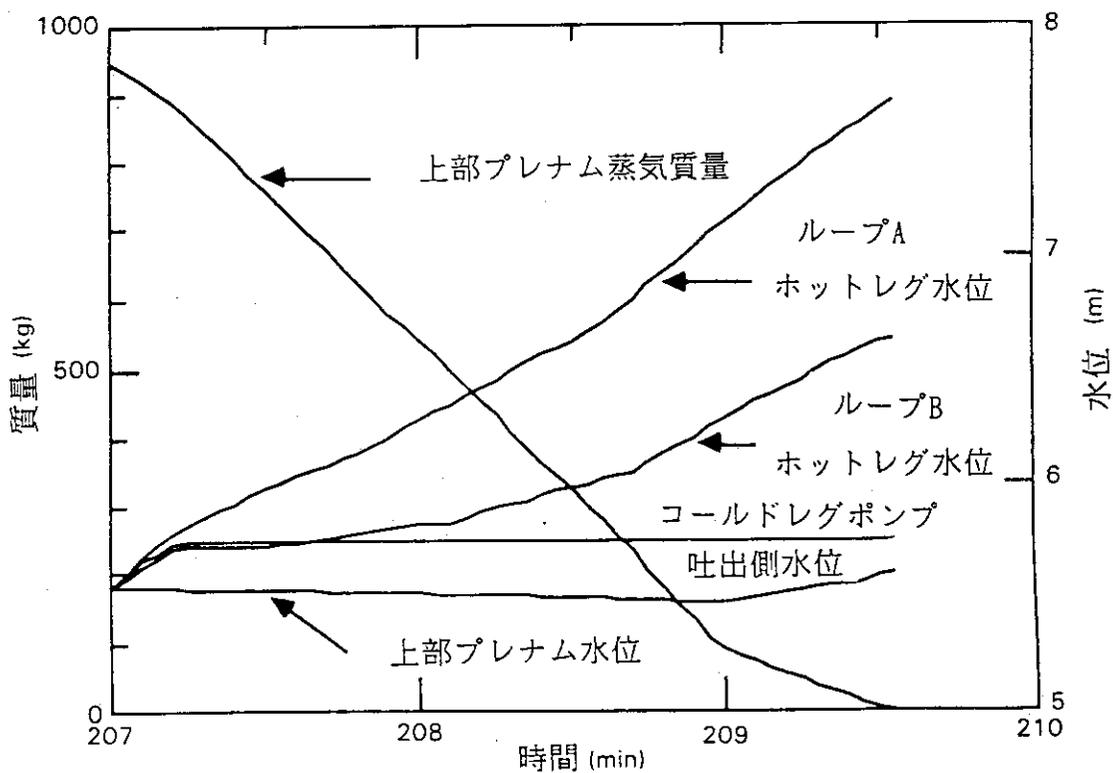


図 8 ケース 1 フェイズ4Bの解析における水位変化及び上部プレナム蒸気質量

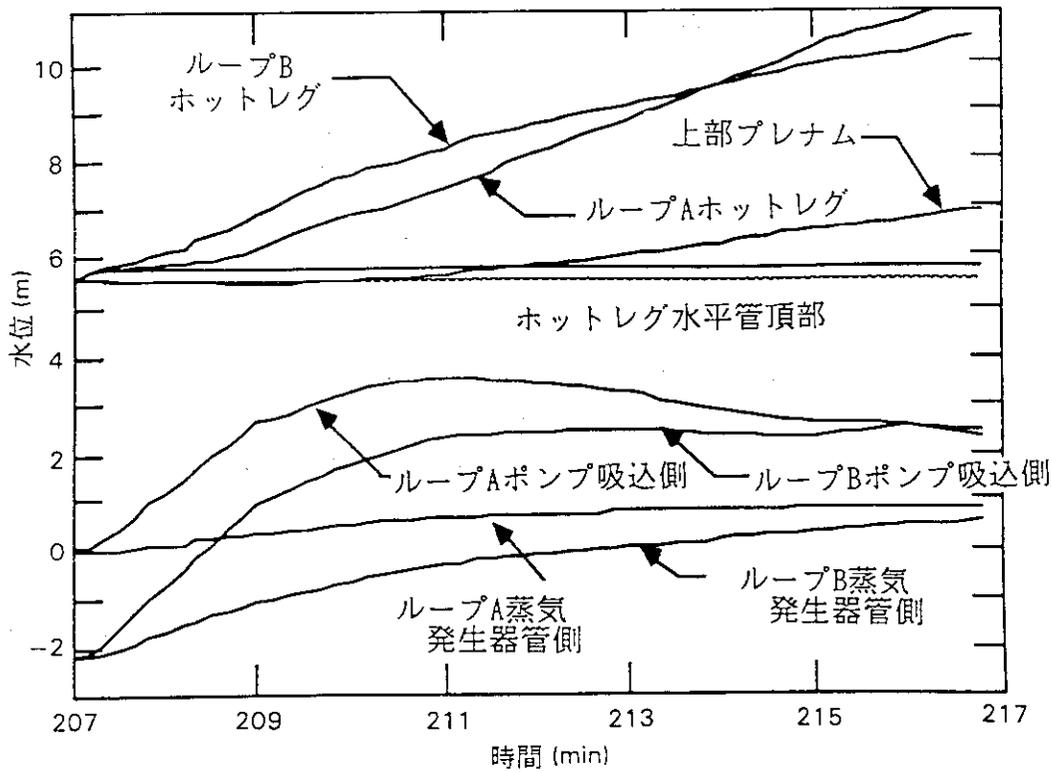


図 9 ケース 2 RCS内部の水位変化解析結果

表 I
フェイズ4A解析のための
定数及び初期条件

Specific volume of water, v_{wc}, v_{wp} (m^3/kg)	0.001515
Specific volume of water for HPI, v_H (m^3/kg)	0.001009
Wetted cross section in reactor vessel	
For 0 to 3.66 m above the bottom of the core (m^2)	9.677
For 3.66 to 4.63 m above the bottom of the core (m^2)	10.89
For 4.63 to 5.55 m above the bottom of the core (m^2)	29.44
Wetted cross section in pressurizer (m^2)	3.545
Wetted cross section in A loop (m^2)	3.235
Initial gas temperature in RCS (K)	650
Initial gas temperature in pressurizer (K)	600
Initial level in reactor vessel (m)	3.13
Initial level in A-loop cold leg (m)	1.5
Initial gas volume in RCS (m^3)	205
Initial mass of hydrogen gas in RCS (kg)	450
Initial mass of steam in RCS (kg)	4867
Initial level in pressurizer (m)	14.61
Initial mass of steam in pressurizer (kg)	324

表 II
フェイズ4B解析のための
定数及び初期条件

Initial level in reactor vessel at 207 min (m)	5.5
Initial level in B-loop cold leg (m)	2.14
Wetted cross section in upper plenum	
For 5.50 to 8.96 m (upper plenum plus upper head) (m^2)	9.10
Wetted cross section in cold-leg pump discharge	
For 5.50 to 5.74 m (pump casing down to top of horizontal segment) (m^2)	0.837
Wetted cross section in cold-leg pump suction	
For -3.08 to 4.85 m (vertical section) (m^2)	0.397
Wetted cross section in steam generator	
For 1.49 to 14.4 m (tube sections) (m^2)	2.441
Wetted cross section in hot leg	
For 5.50 to 6.61 m (90-deg elbow) (m^2)	0.737
For 6.61 to 17.8 m (vertical segment) (m^2)	0.657
Initial gas volume of region I (m^3)	55.62
Initial gas volume of region II (m^3)	5.56
Initial gas volume of region III (m^3)	30.31
Initial gas volume of region IV (m^3)	60.99
Initial gas volume of region V (m^3)	6.44

2.3.8 スリーマイル島2号機解析演習のまとめ

ダニエル W. ゴールデン (アイダホ国立工学研究所)
赤金喜久雄 (安全解析所)
モーリツィオ コラグロシ (ENEA-DISP)
パトリック デュマ (CEA)
芳賀暢 (安全解析所)
橋本和一郎 (日本原子力研究所)
ジョン N. リリントン (UKAEA)
リスト サイラネン (フィンランド技術研究センター)
エイリエル シャロン (FAI)
ロジャー O. ウートン (BCD)
テオ ファン デア カー (ECN)

SUMMARY OF THE THREE MILE ISLAND UNIT 2 ANALYSIS EXERCISE

Daniel W. Golden, INEL
Kikuo Akagane, Japan Institute of Nuclear Safety
Maurizio Colagrossi, ENEA-DISP
Patric Dumaz, CEA
Tohru Haga, Japan Institute of Nuclear Safety
Kazuichiro Hashimoto, Japan Atomic Energy Research Institute
John N. Lillington, UKAEA
Risto Sairanen, Technical Research Center of Finland
Ariel Sharon, Fauske & Associates Inc.
Roger O. Wooton, Battelle Columbus Division
Theo Van Der Kaa, ECN

本論文は、スリーマイル島2号機 (TMI-2) 解析演習に参加している国際コンソーシアムの現在の活動についてまとめたものである。TMI-2解析演習は、TMI-2事故をシビアアクシデント解析コードを評価する基準として利用するために形成された、TMI-2に関する経済協力開発機構原子力機関と米国エネルギー省の共同タスクグループ計画の一部である。参加者は、TMI-2事故を模擬するため種々の最新の苛酷炉心損傷解析コンピュータコードを用いた。各解析の結果は、定性的には類似していたが、定量的に見るとかなり異なっていた。このことは、これらのコードの開発を継続することが望ましいことを示している。

1. はじめに

スリーマイル島2号機(TMI-2)事故は、シビアアクシデント解析コードを評価するための基準となる唯一の総合的実規模の軽水炉シビアアクシデントデータを提供するものである。経済協力開発機構原子力機関は、関連するシビアアクシデント・コンピュータコードを評価すべく同事故の種々の期間を対象に解析を行うための共同タスクグループを米国エネルギー省と協力して組織した。本論文は、本論文の著者等が今日までに実施した基準解析をまとめたものである。解析演習のより詳細な結果の比較については、同演習が終了する1990年に発表されよう。

解析を行う目的で、事故は4つの独立したフェーズに分割された。これら4つの事故フェーズはそれぞれ特徴的な一連の複雑な現象から成立っており、それぞれのフェーズは異なる解析機能を必要とする。図1は、重要な事象と4つの事故フェーズを、記録された原子炉冷却系と2次系圧力と共に示したものである。事故のフェーズ1(1から100分)は、加圧器逃し弁(PORV)の開固着と運転員による高圧注入(HPI)の停止が重なった小破断冷却材喪失事故(LOCA)である。フェーズ2(100から174分)は、沸騰により水位低下し、燃料が加熱昇温し、さらに原子炉炉心中心部の溶融が開始した期間である。フェーズ3(174から200分)には、原子炉冷却材ポンプ2Bが再起動された。これにより $\sim 30\text{ m}^3$ の水が1分未満の間に原子炉圧力容器内に注入され、大量の水蒸気発生と急激な原子炉系の圧力上昇をもたらした。しかし、水流は損傷炉心領域をクエンチするには不十分であり、炉心の損傷は継続した。フェーズ4(200から300分)には、運転員がHPI水を注入開始した。これにより、炉心水位は207分までにホットレグのレベルに到達したにも拘わらず、クラストに囲まれた一部溶融状態の炉心物質を含む炉心中心領域は、HPI水により冷却されなかった。224から226分にかけて、溶融物質を取り囲んでいたクラストの破損が生じたと信じられている。この時期に、約20から30トンの溶融炉心物質が炉心バイパス領域に入り下部プレナムに流下した²。これら4つのフェーズは、図1に事故時に記録された原子炉冷却系(RCS)圧力応答及び2次系圧力応答と共に示されている。

解析演習を実施するため、著者等は、表1に示すコードを用いた。同一コードで異なるバージョンを2人の著者が用いた。同一コードを用いた複数の解析により、解析の再現性が示された。以下に各コンピュータコードを簡単に記述する。

CATHARE1/ICARE：熱水力(CATHARE1)及びシビアアクシデント解析(ICARE)統合コード。

FLOW3D：事故解析のフェーズ2における自然循環に起因した炉心内流動形態を予測する多次元熱水力コード。解析演習のため2次及び3次元容器モデルが用いられた。

MAAP：熱水力、炉心損傷進展、及び核分裂生成物放出移行モデルを含む統合シビアアクシデント解析コード。熱水力挙動モデルは、シビアアクシデントに適合させるため単純化された。

MARCH3：ソースターム・コードパッケージの一部である。炉心、原子炉システム、及び格納容器内の熱水力挙動を解析する統合コードである。MARCHは、一次系及び二次系を単純化した単一ボリュームで代表するモデルを用いている。

MELPROG：原子炉容器と炉心のみを対象にした熱水力及び苛酷炉心損傷解析コード。MOD0バージョンは、一次元熱水力挙動を扱えたが、MOD1では二次元を扱えるようになった。

SCDAP：炉心損傷進展及び核分裂生成物インベントリとその放出を予測するモデルを含む苛酷炉心損傷解析コード。

SCDAP/RELAP5：熱水力シビアアクシデント解析統合コード。SCDAP/RELAP5は、SCDAPとRELAP5各コードの統合バージョンである。同コードのMOD1(アイダホ国立工学研究所(INEL)が用いた)は、MOD0と大きく異なる。主要な相違は、クラスト形成、熱伝達及び破損、及び溶融プールのリロケーション等の後期炉心溶融進展のためのモデルが含まれていることである。

SHAPE：核分裂生成物インベントリの計算(ORIGEN)に基づき核分裂生成物の放出を予測し、また炉心の加熱状態を解析する。このコードは、出力を統計的に扱える。

THALES：熱水力苛酷炉心損傷統合解析コード。

各コードは、表IIに示す一連の境界条件を必要とする。HPI/充填、抽出、補助給水の各流量を含む幾つかの重要な境界条件は、事故時に記録されなかった。記録されなかった境界条件の評価が、プラントの他の測定値に基づいて行われた³⁻¹¹。100から200分におけるHPI/充填流量は、事故時の実際のプラント応答に対して非常に重要であり、各コードの入力として必要であるが、境界条件の中で最も不確実さが大きい。従って、コードによる解析から得られる如何なる結論も、充填流量が解析結果にどう影響するかを考慮する必要がある。

2. 結果

フェーズ1及び2の解析演習結果は、2つの大きな領域に分けることができる。第一の領域は、全体的なシステム応答の模擬を含むものである。すなわち、炉心損傷進展モデルを

含み、システム熱水力挙動を総合的に解析できるコードにより、圧力及び温度等のシステム応答を適切に予測しなければならない。第二の領域は、局所的な炉心内現象の予測を含むものである。総合解析コード及び分離効果解析コード共、炉心損傷現象を適切に予測しなければならない。

2. 1 RCS圧力

解析コード及びコードによる事故の解析(模擬)結果と比較するための十分な質をもつ記録された唯一のパラメータは、RCS圧力である。図に示した測定されたRCS圧力は、異なる機器及び記録装置により得られた値の合成であるため、不確実さは時間の関数であり、最大約0.3MPa(106から175分)である。再び図1を参照すると、RCS圧力は、フェーズ2(100から174分)の炉心加熱時において重要である。炉心の加熱は、約110分から開始した¹²。炉心の加熱が進むに従って、燃料棒被覆管の酸化の結果として加熱が促進され、RCSは再加圧された。特に重要なのはこの再加圧の時期である。

図2に示したのは、RCS圧力を境界条件として使わないコードにより計算されたRCS圧力である。幾つかの傾向がこの図中に明瞭に示されている。第一に、同一コードによる二つの独立したTMI-2事故解析結果は、異なっている(SCDAP/RELAP5による150分までの結果を除く)。MAAP[®]及びMARCH共に、これらのコードを開発した機関により行われた解析は一般的にデータに近い。SCDAP/RELAP5バージョンに関しては、末端のユーザーは約140分以降について同コードを機能させることができなかったが、同コードの開発機関は解析を実施するためのコードの誤りを修正することができた。末端ユーザーが有効にコードを使用できるように、コードを一層改善する必要があると結論する。

第二の傾向は、約140から174分における再加圧の過大評価である。[一般的に、酸化速度が大きい(全水素発生量から推定される)ほど再加圧速度も速い。]予測された再加圧速度は、予測された酸化速度と強く結びついていると結論する。従って、全体的なシステム応答を正確に予測するためには、コードはジルカロイと水蒸気の存在量、炉心内の流動様式、初期の炉心露出の時期、及び酸化の開始時期を正確に計算しなければならない。

THALESによるRCS圧力の計算では、0から100分の間では、圧力の計算結果と測定値の差が比較的大きいが、100から174分(相分離以降)ではその差が比較的小さくなっている。差を生じた原因として考えられるのは、境界条件入力、蒸気発生器での熱伝達、状態方程式等に関する誤り等である。CATHARE1コードは、熱水力計算式で水素を考慮しない。その結果、計算された130分以降の圧力は、計算が終了するまで下降し続ける。

2. 2 水素発生

水素発生総量(被覆管酸化総量)を比較して図3に示す。第一の重要な点は、総合コードが約135から140分に開始する水素発生総量の急激な増加を予測している点である。これは、RCSの急激な加圧に対応する。第二の重要な点は、MAAP、SCDAP/RELAP5、及びTHALESで計算された酸化の停止であり、これは水素発生総量が一定値に達していることから分かる。これは、一般に溶融ジルカロイがより低温の炉心下部領域に移動したことによるものである。従って、コードは炉心内で急激な酸化が生じ得る高温領域にジルカロイが残存していないと予測していることになる。これらのコードにより計算されたRCS圧力は、酸化の終結により平坦化又は低下している。これらコードによる二つの結果から、計算された加圧は被覆管の酸化過程の結果であると結論する。SCDAPによって計算された(イタリア)水素発生総量は総合コードよりかなり低い、これは解析に用いた境界条件としての充填流量による。このSCDAPの解析(イタリア)では、原子力(訳注：“National”は“Nuclear”の誤り)安全解析センター¹³(NSAC)による境界条件を用いたが、その流量は基本ケースの境界条件よりも約70%大きい(153分まで)。NSACの充填流量は153分以降ゼロに下降しているが、基本ケースの充填流量は4kg/sに保たれている。最終結果として、155分における水素発生総量の急激な増加に示されるように炉心加熱の遅れを生じている。MELPROGは低めの酸化速度を予測しているが、これは図4に示されている加熱速度と一致している。

2. 3 炉心温度

炉心損傷進展を判断するために用いられ得る重要パラメータの一つは、炉心温度計算結果である。本論文では、炉心の上部領域及び半径方向中心部についての温度計算結果を比較のために用いる。図4に、総合コードで計算された温度を示す。この図を検討してみると、コードは同じ時点(約110分)で炉心露出を予測している⁹。SCDAP/RELAP5、MARCH、THALESによる初期の加熱速度は同程度であるが、MAAP及びCATHARE1/ICAREは共にかなり低い初期加熱速度を予測している。SCDAP/RELAP5は、最も早く酸化による加熱を示しており、約1200Kから始まっている。MARCHとMAAPは、約1600Kから酸化による加熱が始まると予測している。これら全てのコード計算結果は、174分において同様の状態か又はそれに近い状態を予測している。これらの状態は、予測された水素発生量に示されるように被覆管の広範な酸化(約10から50%)であり、また炉心温度については被覆管の融点を越えて燃料の溶融温度までの範囲である。しかし、もし140分においてRCSポンプの再起動等を仮定した場合、種々のコードにより予測された結果は著しく異なっていたと考えられる。

同様の不一致は分離効果コードでも見られる。MELPROG、SHAPE、及びSCDAP(イタリア)は、かなり低い初期加熱速度を予測している。これは、やはり解析結果が境界条件としての充填流量に対して感度が高いことを示すものである。SCDAP(イタリア)及びMELPROGの計算結果は、共に損傷の程度に関する予測については妥当でない。例えば、174分以前に生じたと考えられている下部クラストと溶融プールの形成¹²を予測していない。MELPROGの計算は174分以前に溶融物のリロケーションを予測しているが、それ以上計算を続行でき

なかった。FLOW3Dは、MELPROG解析と非常に似た結果を2次元で計算した。総合コードの計算と同様に、もし仮想的なポンプの再起動が140分に生じたら、少なくとも二つの異なる結果が予測されたと考えられる。

3次元のFLOW3D計算においても、フェーズ2で生じた3次元流動に関して重要な知見が得られた。その結果は、一般に観察された上部プレナムの損傷と一致している。

2. 4 加圧器水位

他の重要なパラメータは加圧器水位である。図5に示すように、計算された加圧器水位はフェーズ1の終りまで測定値と非常に良く合う(MAAP-FAIとTHALESは底部のレベルタップからの全レベルを計算している)。最後に残ったRCSポンプが停止した後、加圧器内の冷却水がA-ループホットレグに逆流し始めた。しかし、この冷却水排出は、おそらく対向二相流限界状態であったと推測される¹⁴。CATHARE1/ICARE以外の全てのコードは、100分からPORV元弁閉止までの間の冷却水排出量を過大評価した。MAAP(フィンランド)とTHALESによる加圧器水位計算結果で特徴的な点は、加圧器からのほぼ完全な冷却水排出である。これは、計算されたRCS圧力が低下し始める時点で生じている。加圧器とA-ループホットレグの結合部はループシールになっており、加圧器水位はホットレグと加圧器内蒸気ドームとの差圧に敏感である。一次系圧力が低下すると、加圧器から冷却水が排出する傾向となる(最後のRCSポンプ停止後に実際にそのようになった)。コードは、一定値を保つ加圧器水位に対して、一定値から上昇に向う圧力挙動を予測しなければならない。

2. 5 炉心水位

最後の比較パラメータは、予測された炉心水位である。炉心最終状態¹²は、最低水位が約0.6mであったことを示している。図6に示すように、コードによる計算値は一般に最低水位として約1mを予測している。事故時に生じた炉心水位よりも高い水位を計算することは、下部クラストの高さを実際の位置より高く計算する傾向をもたらす。

2. 6 充填流量に対する感度

MARCH[バツテル・コロンバス・ディヴィジョン(BCD)]による感度解析では、図7に示すように計算されたRCS圧力は充填流量に対して感度が高いという結果が得られた。これは予想された結果であり、それぞれのコードが充填流量を調節することにより圧力データを予測できる可能性のあることを意味する。この点は、TMI-2解析演習の有用性を本質的に制約するものである。なぜならば、充填流量の不確かさは明確でないからである。SCDAP/RELAP5による解析¹⁵は、充填流量の変化に関して同様の感度を示しただけでなく、以下のようなモデル上のパラメータに関する感度も示した。

1. 溶融ジルカロイを支える酸化被覆シェルの破損する温度
2. 溶融ジルカロイが酸化シェルの貫通するのを阻止する酸化被覆シェルの厚さ
3. 炉心領域の軸方向及び半径方向ノード分割

従って、計算結果の相違がコードに依るのか又は境界条件に依るのかという疑問が常に存在する。

3. 結論

境界条件に関して幾分かの不確かさが残るため、コードによる結果(例えばRCS圧力)が記録データと異なるのは不合理であるとはいえない。しかし、同一の境界条件を用いた場合に各コードにより同様の結果が得られると予想するのは合理的である。RCS圧力及び炉心温度の計算結果は、定性的には同様であるが、定量的にはかなり異なっている。従って、各コードは、シビアアクシデントを予測する機能を有するものの、更に改良・開発を継続する必要があると結論する。シビアアクシデント解析コードを開発するために必要となる情報が現状の実験計画から得られることを期待する。TMI-2解析演習の境界条件の不確かさ及び結果の相違により、シビアアクシデント解析コードとしてどれが適しているかについては如何なる勧告もできない。最適のシビアアクシデント解析手段を確立するためには、更に比較解析が必要であろう。

謝辞

論文作成、解析演習実施、及びINELのSCDAP/RELAP5計算は、DOEの軽水炉安全技術局の後援(契約番号DE-AC07-761D01570)による。

(橋本)

参考文献

1. D. GIESSING, "The TMI Analysis Exercise," *Trans. Am. Nucl. Soc.*, 57, 434 (1988).
2. J. L. ANDERSON and J. J. SIENICKI, "Thermal Behavior of Molten Corium During the TMI-2 Core Relocation Event," *Trans. Am. Nucl. Soc.*, 57, 429 (1988).
3. R. D. McCORMICK, J. L. ANDERSON, and D. W. GOLDEN, "TMI-2 Data Summary Report," EGG-TMI-7843, EG&G Idaho, Inc. (Sep. 1987).
4. "TMI-2 Accident Core Heat-Up Analysis," NSAC-24, Nuclear Safety Analysis Center (Jan. 1981).
5. J. C. M. LEUNG, "Analysis of Thermal Hydraulic Behavior During TMI-2 LOCA," ANL/LWR/SAF 80-4, Argonne National Laboratory (Oct. 1980).
6. J. L. ANDERSON, "TMI-2 Once Through Steam Generator Secondary Level Analysis," EGG-TMI-7359, EG&G Idaho, Inc. (Jan. 1987).
7. J. L. ANDERSON, "TMI-2 Once Through Steam Generator AFW Injection Rates," EGG-TMI-7481, EG&G Idaho, Inc. (Jan. 1987).
8. J. L. ANDERSON, "Steam Generator Secondary Side Effects upon Primary Side Thermal-Hydraulics During the TMI-2 Accident," EGG-TMI-7482, EG&G Idaho, Inc. (Jan. 1987).
9. P. KUAN, "Electromatic Relief Valve and Primary System Hydrogen Storage," EGG-TMI-7703, EG&G Idaho, Inc. (May 1987).
10. Y. NOMURA, "PORV Discharge Flow Analysis During the TMI-2 Accident," EGG-TMI-7825, EG&G Idaho, Inc. (Sep. 1987).
11. J. L. ANDERSON, "Recommended HPI Rates to Use in TMI-2 Analysis Exercise (0-300 Minutes)," EGG-TMI-7833, EG&G Idaho, Inc. (Sep. 1987).
12. J. M. BROUGHTON, E. L. TOLMAN, P. KUAN, and D. A. PETTI, "A Scenario of the TMI-2 Accident," *Trans. Am. Nucl. Soc.*, 57, 395 (1988).
13. M. A. KENTON, R. E. HENRY, A. SHARON, M. EPSTEIN, G. R. THOMAS, L. J. RUDY, M. MEERBAUM, and J. AZZARELLO, "Simulation of the TMI-2 Accident Using the MAAP Modular Accident Analysis Program, Version 2.0," EPRI-NP-4292, Electric Power Research Institute (Jan. 1986).
14. J. L. ANDERSON, "Analysis of TMI-2 Pressurizer Level Indications," EGG-TMI-7100, EG&G Idaho, Inc. (Jan. 1986).
15. D. W. GOLDEN, N. OHNISHI, and A. TAKIZAWA, "SCDAP/RELAP5 Analysis of the TMI-2 Accident," *Trans. Am. Nucl. Soc.*, 57, 542 (1988).

表 I 各著者の使用コンピュータコード

Country (Organization)	Code(s) Used
Finland (Valtion Teknillinen Tutkimuskeskus)	MAAP 3.0-(EU ^a) and RELAP5-(EU)
France (Commissariat à l'Énergie Atomique)	CATHARE1/ICARE (D ^b)
Italy (ENEA)	SCDAP/RELAP5/MOD0/VER47-(EU) and SCDAP/MOD1/VER21-(EU)
Japan Japan Atomic Energy Research Institute Japan Institute of Nuclear Safety	THALES-(D) and SCDAP-(EU) SHAPE-(D)
Netherlands (Netherlands Energy Research Foundation/Petten)	MARCH-(EU)
United Kingdom (United Kingdom Atomic Energy Authority)	MELPROG-(EU) and FLOW3D-(D)
United States INEL BCD Electric Power Research Institute/FAI	SCDAP/RELAP5/MOD1/VER05-(D) MARCH 3/Experimental-(D) MAAP 3B revision 12-(D)

a: "EU" は、その機関がコードの末端利用者(end user)であることを示す。

b: "D" は、その機関がコードの主要な又は唯一の開発者であることを示す。

表 II コード解析に必要とした境界条件

Code	Required Boundary Conditions
CATHARE1/ICARE	HPI/makeup flow rate, letdown flow rate, and steam generator pressure and levels
FLOW3D	Conditions at reactor vessel boundaries
MAAP	HPI/makeup flow rate, letdown flow rate, steam generator levels, and secondary side pressure
MARCH	HPI/makeup flow rate, letdown flow rate, secondary pressure, and PORV flow rate
MELPROG	Conditions at reactor vessel boundaries
SCDAP	Conditions at reactor vessel boundaries
SCDAP/RELAP5 ^a	HPI/makeup flow rate, letdown flow rate, steam generator levels, and secondary pressure and temperature
THALES	HPI/makeup, letdown, and emergency feedwater flow rates
SHAPE	Conditions at core inlet and outlet

a: SCDAP/RELAP5解析では、12分から100分の間について充填流量の推奨値6.5kg/sの代りに下限値である1kg/sが用いられた。100分以降、推奨値である4kg/sが用いられた。この充填流量推奨値は、100分から139分における加圧器からの冷却水の流出の過大評価を補償するものであると考えられた。

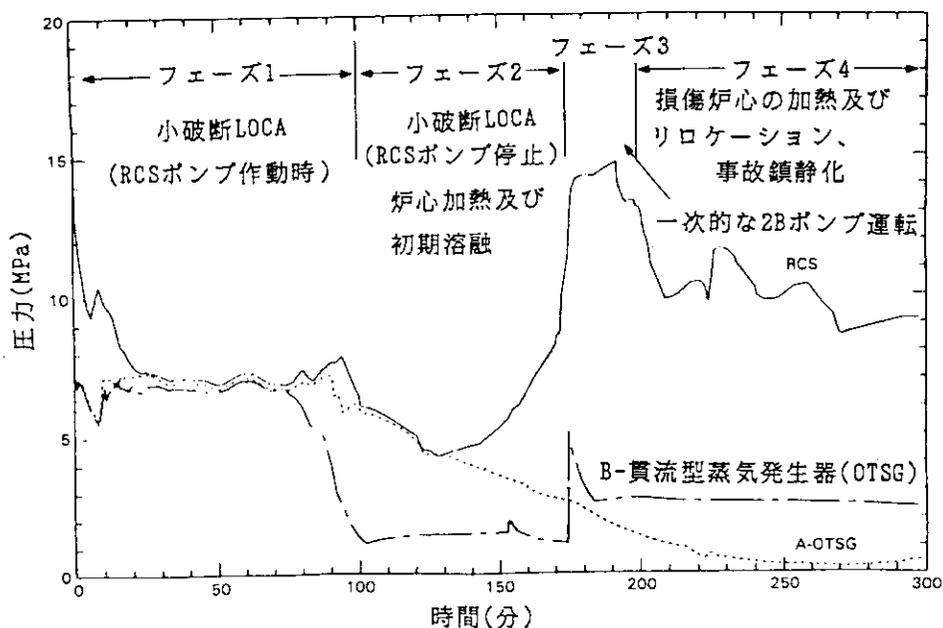


図 1

TMI-2 1次系圧力

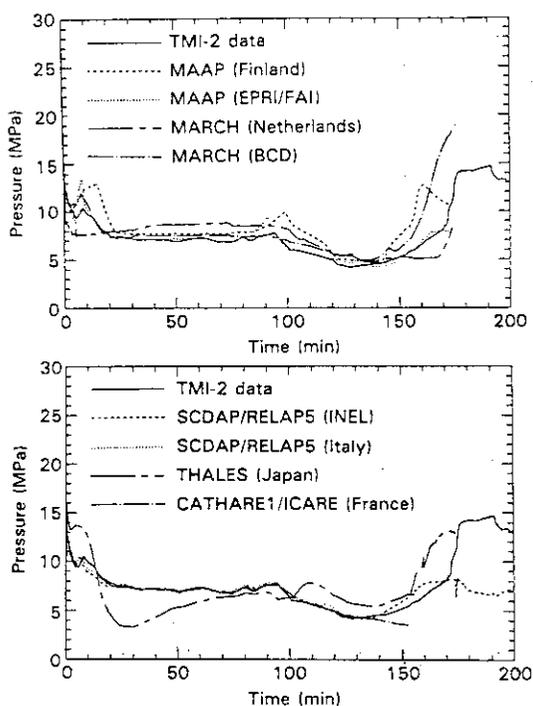


図2 原子炉1次系圧力の比較

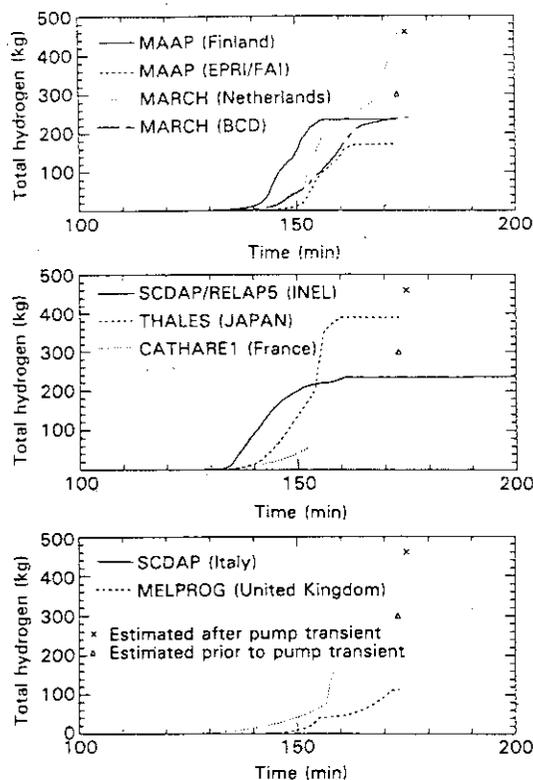


図3 水素発生総量解析結果の比較

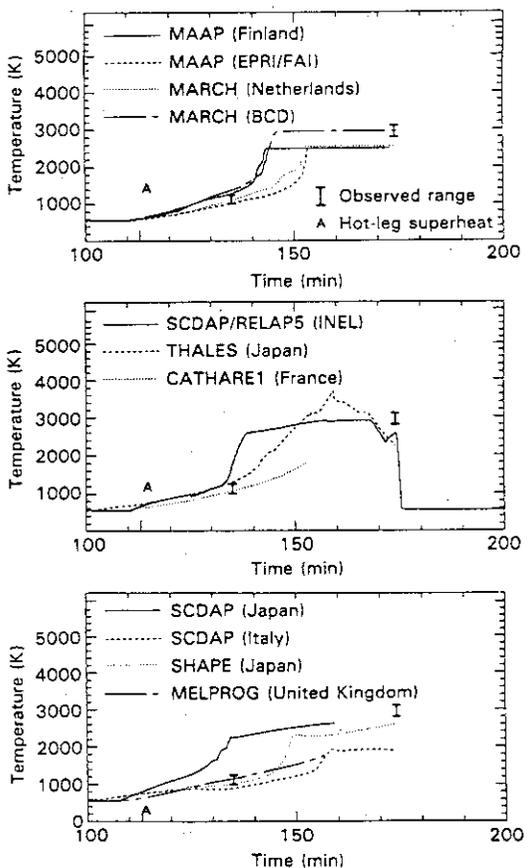


図4 上部炉心領域における温度解析結果の比較

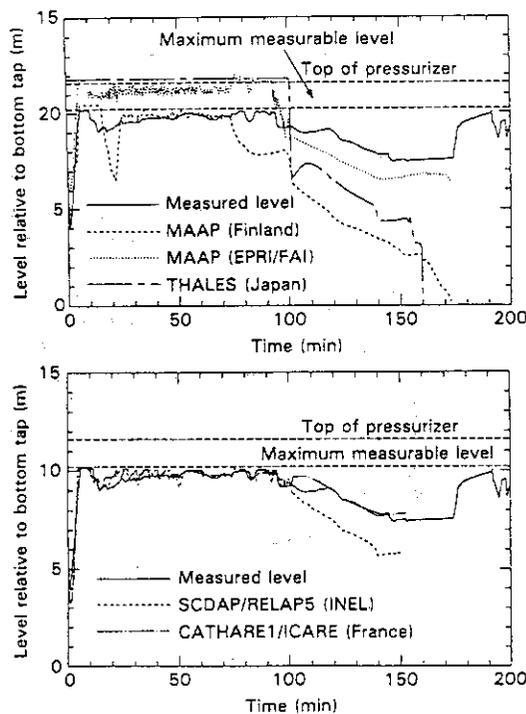


図5 加圧器水位の比較

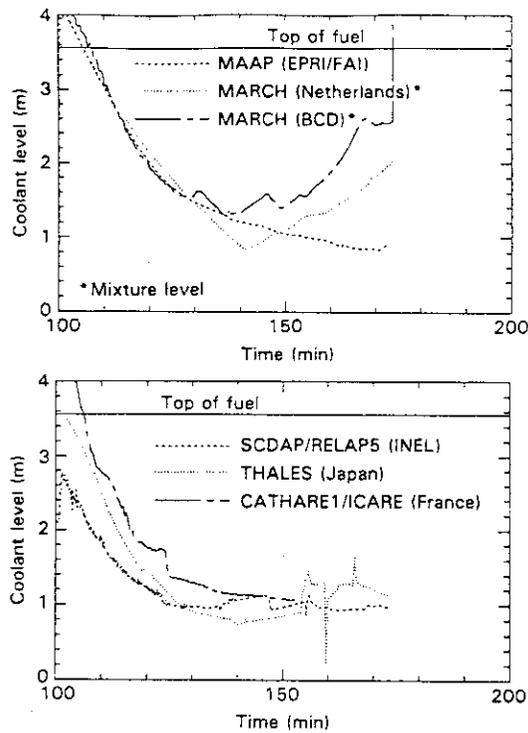


図6 炉心における換算水位の比較

脚注a:ファウスケ・アンド・アソシエイツ社(FAI)によるMAAP計算では、4秒のタイムステップを使用した。著者等は、より小さいタイムステップ(例、約1秒)の使用によってMAAPによるフェーズ1の計算結果は改善されるものと期待している。これは、INELのSCDAP/RELAP5計算に使用されたフェーズ1の最大タイムステップ0.05秒と比較されるものである。

脚注b:種々のコードが損傷状態をどのように扱うかに依存しているので、被覆管リロケーションを越えた状態の温度を比較することには無理があるかもしれない。例えば、SCDAP/RELAP5コードの最新版では、全ての物質があるノードから移動して無くなった場合に、そのノードの温度を T_{sat} に設定している。

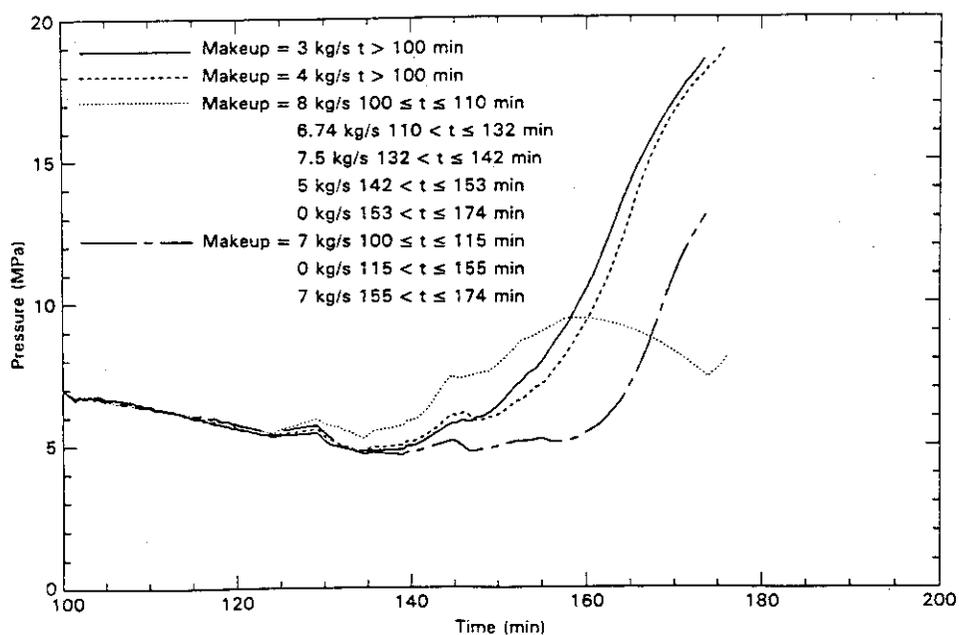


図7 1次系圧力の充填流量に対する感度

2.4 保健物理と環境放出等に関する論文

2.4.1 序文 TMI-2 : 保健物理と環境放出

(カール H. ディステンフェルド、GPU N社)

PREFACE TMI-2 : HEALTH PHYSICS AND ENVIRONMENTAL RELEASES

Carl H. Distenfeld, GPU Nuclear Corporation

"NUCLEAR TECHNOLOGY" Vol.87, PP345, (Oct. 1989)

放射線防護はニーズに合わせて対応を変えていく能力を必要とする。この伸縮力によって、自然環境における放射線測定からストップウォッチでもって管理しなければならない作業までの広い範囲のものが包含される。スリーマイル島2号機(TMI-2)における事故は、まさにこの伸縮性を必要としている。事故時から始まった作業は、環境評価のサイト外作業と事故の封じ込めや施設の復旧のサイト内作業に分けられた。

本特集号は、幾つかの独立した機関で実施された研究を概括することを目的としている。それらのグループは、個々に作業し、環境への放出、原子炉建屋への最初の人立ち入り、復旧のための作業員について放射線防護の実施、TMI-2 プラントの放射性物質状況の把握、及びプラントの一次系と二次系における核燃料物質の分析について決定し評価を行った。職員の線量計測、防護衣、呼吸保護具を実用化あるいは改良し、達成された諸結果を報告し、及び核燃料物質を含む汚染ソースタームの分析をするために相当な技術的開発が必要であった。

初期の事故復旧期間中には、"教訓に学ぶ" (lessons learned) という言葉が頻繁に使われた。この表現は、最新の装置や教育訓練を改善するための勧告の序文としても役に立つものであった。次の二つの重要かつ明確な教訓が見落とされがちであった。第1は格納容器が十分であったために公衆の被曝は微小であったこと、第2は炉心溶融事故から安全に復旧できたことがあげられる。

(井沢)

2.4.2 スリーマイル島2号機：原子炉建屋の初期放射線状態

(ウィリアム C. ホプキンス、ベクテル電力会社)

THREE MILE ISLAND UNIT 2 : THE EARLY RADIOLOGICAL CONDITIONS OF THE RE-
ACTOR BUILDING / William C. Hopkins, Bechtel Power Corporation
"NUCLEAR TECHNOLOGY" Vol.87, PP347-360, (Oct. 1989)

スリーマイル島2号機(TMI-2)の事故の直後GPUN社は、ベクテル電力会社の原子力専門家とともに TMI-2の原子炉建屋(RB)の放射線状態を評価するために、格納容器評価タスクフォース(CATF)を設立した。タスクフォースは、原子炉建屋への最初の立入り、浄化、復旧のために必要なデータを取得するための一連の実験及び解析を計画し実行した。解析と実験は、下記の事項の評価のために企画された。

- 1) 空気中浮遊物汚染レベル
- 2) 表面汚染レベル
- 3) 地階の水のソースタームの大きさ
- 4) 全般的な放射線環境

CATFの下で初期に実施された作業は下記の通りである。

- 1) 原子炉建屋の装備ハッチを通じてのGe(Li)検出器による遠隔ガンマスキャン
- 2) 原子炉建屋の補助貫通孔を通じてのNaI検出器による遠隔ガンマスキャン
- 3) 事故後の空気中浮遊物のサンプリング
- 4) 原子炉建屋地階の水のサンプル収集
- 5) 原子炉建屋開口部を通じての遠隔操作テレビ及び放射線モニタの設置

1. はじめに

スリーマイル島2号機(TMI-2)の事故の直後、原子炉建屋(RB)の放射線状態の特性を早期に把握することは、復旧作業の戦略策定のデータとして緊急に必要であることが明らかになった。GPUN社(GPU)は、その重要なデータを収集するための格納容器評価タスクフォース(CATF)の中核となる原子力専門家のチームを編成するためにベクテル電力会社を選出した。この論文は、その期間に知られたデータを、それが後に間違いであると分かったものであっても手直しせずで紹介している。このように、真の経緯的視点が、原子炉建屋

の放射線状態の進展の正確な本質を理解するための方法として示されている。特に、我々は「ドームモニタ」(HP-R-214)の読みが初期に意味していたものと原子炉建屋内空気中に残った核分裂生成物の放射性希ガスからの自由空間のベータ線量率の初期測定に注目したい。

2. 背景

CATFが1979年4月初めに設立された時、いくつかのキーパラメーターが格納容器の復旧作業のために重要であると認識された。

- 1) 空气中浮遊物汚染レベル
- 2) 表面汚染レベル
- 3) 地階の水のソースタームの大きさ
- 4) 全般的な放射線環境

これらのパラメーターを定量化するため、CATFは一連の実験を行った。主要な実験作業は、下記の事項である。

- 1) 原子炉建屋の装備ハッチを通じてのGe(Li)検出器による遠隔ガンマスキャン
- 2) 原子炉建屋の補助貫通孔を通じてのNaI検出器による遠隔ガンマスキャン
- 3) 原子炉建屋開口部を通じての遠隔操作テレビ及び放射線モニタの設置
- 4) 事故後の空气中浮遊物のサンプリング
- 5) 原子炉建屋地階の水のサンプルの収集

この論文では、はじめの2つの実験についてのみ詳細に検討している。他の実験についての詳細は、文献1、2及び3に見ることができる。

3. 原子炉建屋の装備ハッチを通じてのGe(Li)検出器による遠隔ガンマスキャン

3.1 試験的測定の説明

放射線測定は、ポータブル放射線サーベイ機器とサイエンス・アプリケーション社(SAI)が設計した鉛コリメーター付きのGe(Li)ガンマ線検出器を用いて1979年6月に装備ハッチの外で実施された。Ge(Li)検出器は、テーブルに固定された。測定されたガンマ線スペクトルは、光子同定のための小規模のスペクトルライブラリー付のマイクロプロセッサが組み込まれた、光電ピーク解析機能を有する4096チャンネル分析器によって記録、分析された。使用された装置は、

- 1) ポータブルサーベイ機器
 - a. タングステン遮蔽付きのHP-220プローブのエベリンE-530N

- b. 標準的なガイガーミュラー(GM)管のエベリンE-520
- 2) Ge(Li)検出器システム
- a. Ge(Li)検出器—プリンストン・ガンマ・テック社：一端開放型同軸ドリフトのGe(Li)検出器. ^{60}Co の1332KeV の25cmの位置における 3×3インチのNaI(Tl)検出器に対する相対効率が約10%
- b. 多重波高分析器—キャンベラ8180：ネット及びグロス全吸収ピーク積分が可能なマイクロプロセッサ回路付4096チャンネル波高分析器
- 3) コリメーター：鉛遮蔽のコリメーターをブロック、組立図、プラグ別にそれぞれ図-1, 2, 3 に示す。

光子スペクトルは、異なるコリメーターのシリーズについて種々のジオメトリーで測定された。スペクトル中の各光電ピークは、ピークの下全計数面積が積分され、その後ピークを形成している個々の光電子のネット計数が、高エネルギー側の光子のコンプトン散乱によって光電ピークの下方に生成された計数を差し引いて評価された。光電ピーク計数率はスキヤニング位置の関数としての放射能レベルの比較を容易にするため、コリメーターのサイズによってグループ分けされた。

同時に装備ハッチのガンマ線量率サーベイがGM管検出器付のポータブル・サーベイメータエベリン E-520でなされた。サーベイの結果を図-4に示す。Ge(Li)検出器の位置1における線量率は、

$$D_m = 0.60 \text{ mSv/h (60 mR/h)}$$

と測定された。

この値が3.2で述べられている方法を適用して上記の全スペクトルデータを規格化するのに使用された。

3.2 検出器位置のガンマフラックスの決定方法

TMI-2 装備ハッチの外におけるガンマ線フラックスサーベイに使用されたGe(Li)検出器と計数システムは、ガンマ線との相互作用で検出器内に蓄積したエネルギーに相当する不連続のエネルギーパルスのスペクトルを生成したが、これは入射ガンマ線フラックスの関数である。検出器の応答 $C(E)$ は、検出器位置の非散乱ガンマ線フラックス $\phi_d(E)$ に次式によって変換される。

$$\phi_d(E) = C(E) / K(E) \quad (1)$$

ここで、

$\phi_d(E)$ = 検出器位置における光子エネルギー E の
非散乱ガンマフラックス($\tau/\text{cm}^2 \cdot \text{s}$)

$C(E)$ = エネルギー E についての検出器の応答(count/s)

$K(E)$ = エネルギー E についての検出器の非散乱ガンマ線に関する応答関数校正係数 $[(c/s)/(\tau/cm^2 \cdot s)]$

非散乱ガンマフラックス $\phi_d(E)$ は、次式によって検出器位置の等価の直達ガンマ線量率 $D_d(E)$ に変換される。

$$D_d(E) = K_d(E) \times \phi_d(E) \quad (2)$$

ここで、 $K_d(E)$ は、 $mSv/h(mR/h)$ per $\tau/cm^2 \cdot s$ の線量率変換である。

エネルギーに依存する直達ガンマ線量率 $D_d(E)$ を全エネルギースペクトルに亘って合計したものが、検出器の全直達ガンマ線量率 D_d であり、次式であたえられる。

$$D_d = \sum_E D_d(E) \quad (3)$$

検出器の全直達ガンマ線量率 D_d と、同じ放射線源による他の位置の全線量率 D_0 は、等価ジオメトリー係数 G により

$$D_0 = G \times D_d \quad (4)$$

と定義される。

ジオメトリー係数は、間に置かれた遮蔽体の他、距離と立体角の影響に関するものである。この実験では、検出器を囲んでいる鉛遮蔽自体を非散乱ガンマフラックスの一部が通過することによる不完全なコリメーションの影響も考慮している。等価ジオメトリー係数 G は、コリメーターの外部で測定された線量率 D_m と算出された検出器の線量率 D_d から得られる。

$$G = D_m / D_d \quad (5)$$

ジオメトリー係数は実質的には Ge(Li) 検出器システムの応答を装備ハッチの表面で測定された線量率に規格化することにより、大略的な方法ではあるが散乱ガンマ線（これも Ge(Li) 検出器と相互に作用する）のビルドアップを補正している。

Ge(Li) 検出器で測定された直達（すなわち、光電ピーク）ガンマスペクトルは、鋼製のシェルの等価減衰係数 $T(E)$ とジオメトリー係数 G を用いて装備ハッチ内部の等価ガンマフラックス $\phi_h(E)$ に変換される。

$$\phi_h(E) = G \times \phi_d(E) \times T(E) \quad (6a)$$

ここで、

$$T(E) = \frac{\exp(\mu t)}{B(\mu t)} \quad (6b)$$

$\mu = \mu(E)$ = 鉄のガンマエネルギー E についての全線吸収係数 (cm^{-1})

t = ハッチの厚さ (cm)

$B(\mu t)$ = 鉄遮蔽の厚さ μt 相当を通過する

ガンマ線の点等方無限媒体線量ビルドアップファクター

線源を平面で法線 2 方向放出と近似することによって、ガンマフラックスの値 $\phi_h(E)$ は次式により等価面線源 $\sigma_h(E)$ に換算される。

$$\sigma_h(E) = \frac{2\phi_h(E)}{\tau(E) \times (3.7 \times 10^4)} \mu\text{Ci} / \text{cm}^2 \quad (7)$$

ここで、

$\tau(E)$ = 各放射性同位元素の壊変当たりの光子分岐比 (τ / dis)

3.7×10^4 = 壊変率からマイクロキューリーへの変換 [$\text{dis}/(\text{s} \cdot \mu\text{Ci})$]

式(7)において係数 2 は、平面で表裏の 2 方向へ放出されたという仮定を表わしている。

全表面放射能は、下記の合計で与えられる。

$$\sigma_h = \sum \sigma_h(E) \quad (8)$$

$\phi_h(E)$ に対応する線量率 $D_h(E)$ は、下記の式で与えられる。

$$D_h(E) = \phi_h(E) \times K_d(E) \quad (9)$$

全線量率は、 $D_h(E)$ を全てのエネルギーについて合計し下記の式で与えられる。

$$D_h = \sum_E D_h(E) \quad (10)$$

上記の評価は、装備ハッチの外で測定された線量率がハッチのプレートアウトからだけのものであるとする条件に相当する。エリア内の他の場所の線源からの寄与は考慮していない。

2番目の境界条件は、希ガスを除く放射能全てが格納容器内の床上に付着しているものと仮定される。ハッチの内部表面について既に算出されている線量率に付加的なジオメトリ係数 F を適用することによって、測定された線量率を発生するものと等価の線源が評価された。ジオメトリ係数は、ハベル等の方法⁵を使用して下記の式により評価された。

$$F = \frac{1}{\pi} \tan^{-1} \left[\frac{ab}{(1 + a^2 + b^2)^{1/2}} \right] \quad (11)$$

ここで、

$$a = L/Z$$

$$b = W/2Z$$

W = 長方形線源の巾

L = 長方形線源の長さ

Z = 長方形の W の辺の中心点上の検出器位置

ジオメトリーを図 5 に示す。 F を用いて、同位元素の線量率は、下記の式で与えられる。

$$D_f(E) = \frac{1}{F} D_h(E) \quad (12a)$$

全線量率は、

$$D_f = \frac{1}{F} \sum_E D_h(E) = \frac{D_h}{F} \quad (12b)$$

で与えられる。

同様の方法で、同位元素の表面放射能は、

$$\sigma_f(E) = \frac{1}{F} \sigma_h(E) \quad (13a)$$

さらに全表面放射能は、

$$\sigma_f = \frac{1}{F} \sum_E \sigma_h(E) = \frac{\sigma_h}{F} \quad (13b)$$

で与えられる（注、原文では σ_h の代わりに σ_f となっている）。

3. 3 検出器位置のガンマフラックスの決定

光子フラックスは、装備ハッチ内の等価放射線源に変換された。

この論文は、ソースタームの最初の概算をするための、図3に示すGe(Li)検出器のコリメーション開（プラグ無し）に相当するデータのみを報告する。これらのデータが、検出器によって測定された実際のフラックスの代表的なものに思われる。

この研究で、図6の位置1における検出器で得られたコリメートされない光子スペクトルが、装備ハッチ内のソースタームの評価に使用された。解析では、さらに装備ハッチの外側に密着して測定された線量率は、格納容器内部のプレートアウト線源によるものと仮定した。仮定されたプレートアウト線源に対して2つの境界条件が考慮されている。

- 1) ハッチ外側の全ての光子は、ハッチの内側垂直表面上のプレートアウトからのものである。
- 2) ハッチ外側の全ての光子は、ハッチの内側床上のプレートアウトからのものである。

Ge(Li)スキャンで同定された主要放射性同位元素の各々の検出器位置の等価非散乱線量率 $D_d(E)$ が、式(2)で決定され、それらを表Iに示す。表Iと式(3)からGe(Li)検出器位置における等価全線量率は、

$$D_d(E) = \sum D_d(E) = 0.014 \text{ mSv/h (1.40 mR/h)}$$

である。

線量率ジオメトリ係数 G は、式(5)により、

$$G = \frac{D_m}{D_d} = \frac{0.60}{0.014} = 43$$

である。

ここで、 $D_m = 0.60$ mSv/h (60 mR/h) は、位置 1 における GM 管の測定値である。

この方法は、位置 1 の全線量を直達ガンマに起因するとしており、これは安全側（放射能を過大評価する）である。

3. 4 測定されたガンマ線場を生ずると考えられる線源の決定

3. 4. 1 低めのシナリオ—線源がハッチの内部垂直面にのみ付着

このシナリオは、ハッチに密着して測定された D_m 60mR/h は鋼製ハッチの内部垂直面のプレートアウトによるものと仮定している。ハッチ内部表面の等価光子フラックス $\phi_h(E)$ が、式 6 で $G=43$ 、 $T(E)$ は 3.81cm (1.5 インチ) の厚さのハッチ板の減衰として計算された。

ハッチ内部表面の放射能 $\sigma_h(E)$ は式 (7) で、線量率 $D_h(E)$ は式 (9) で計算された。結果を表 II に示す。

表 II と式 8 からハッチの内部垂直表面の全表面放射能 σ_h は、

$$\sigma_h = \sum_E \sigma_h(E) = 6.3 \mu\text{Ci} / \text{cm}^2$$

である。

表 II と式 10 から、外側の線量率 0.60mSv/h (60mR/h) で規格化されたハッチ内部の垂直面に位置すると仮定されたプレートアウト線源による装備ハッチ内部の全線量率は、

$$D_h = \sum_E D_h(E) = 1.77 \text{ mSv} / \text{h} (177 \text{ mR} / \text{h})$$

である。

3. 4. 2 高めのシナリオ—線源がハッチの内部床面にのみ付着

このシナリオは、垂直表面にプレートアウトが無く、上記で決定されたハッチ内部の 1.77mSv/h (177mR/h) は、ハッチ前面の床のプレートアウト線源からのものと仮定する。図 6 は、1.77mSv/h (177mR/h) に寄与するおおよその床面を示す。この面は、床平面と Ge(Li) 検出器のプラグ無しの状態のコリメーターの立体角との交差で形成される。この面は、解析のため 2 つの不等辺三角形で近似された。

ハッチ内部表面の線量率と床の等価線量率の間のジオメトリ係数 F は、既に決定されている。この方法を適用するため、不等辺三角形の面積は、等価の長方形に近似された。ジオメトリ係数 F は、式 (11) によって 0.386 と計算された。

F と表 II に与えられているハッチの同位元素の表面放射能 $\sigma_h(E)$ によって、床上の同位元素の表面放射能 $\sigma_f(E)$ が式 (13a) で計算された。 F と表 II に与えられているハッチの同位元素の線量率 $D_h(E)$ によって、床上の同位元素の線量率 $D_f(E)$ が式 (12a) で計算される。これらの結果を表 III に示す。

表 III または式 (12b) から床上の等価線量率は、

$$D_f = \frac{D_h}{F} = 4.57 \text{ mSv/h (457 mR/h)}$$

と計算される。

表 III または式 (13b) から床上の全表面放射能は、

$$\sigma_f = \frac{\sigma_h}{F} = 17.3 \text{ } \mu\text{Ci/cm}^2$$

と計算される。

4. 予備の原子炉建屋貫通孔を通しての NaI 検出器による遠隔ガンマ線スキャンニング

4.1 背景

この実験の目的は、事故によって高さ 347ft, 6in. の位置に蓄積した核分裂生成物による表面汚染の程度を決定することであった⁶。HP-R-214 ドームモニターの応答に基づく早い段階での評価⁷は、核分裂生成物が致死レベルでありうることを示した。文献 7 から引用した表 IV と V は、HP-R-214 の応答で規格化されたベータとガンマ線量率の非常に大きな初期評価が予測されたことを想起させる。ドームモニターの異常な挙動は、マーフィ等⁸によって広範囲に研究されてきており、合理的でないことが明らかになってきている。しかし、CATF はドームモニターの指示値を疑問視したが、格納容器への立入りと復旧の当初の計画研究⁹として指示値を安全側に信頼することを選択したことに注意を払わなければならない。結果としてこの研究は、人間の立入りに先立って遠隔除染システムとして格納容器スプレイの使用を提案した。R-626 実験は、この手段の実施を未然に防ぎ、TMI-2 格納容器の放射線状態の理解のマイルストーンとなった。

4.2 測定方法

1979 年 9 月に実施されたこの実験では、3 章で議論した解析方法と同様の方法が使用されたが、格納容器の貫通孔 R-626 の新たなジオメトリの空間的な制限から Ge(Li) 検出器の使用は不可能であった。これに対処するため新規に小さな、コリメータ付きの NaI(Tl) 検出器が SAI で設計された。NaI の測定に先立ち、R-626 貫通孔内部のガンマ線量率測定のために、1979 年 10 月 4 日にテレテクターが使用された。これらのデータは、後に NaI 測

定から得られたスペクトル結果の規格化に使用された。0.50mSv/h(50mR/h)の値が最も代表的であるとして使用された。この貫通孔の中心線の高さは、358ft,6inである。貫通孔フランジの内部表面のサーベイ点は、原子炉建屋壁の内側から約1ftで操作デッキの床面から11ft(高さ347ft,6in)である。これらのサーベイの結果を図7に示す。

ガンマ光子ピークスペクトルは、1cmのコリメータを備え付けた7.26cm(3in.)の鉛で遮蔽された5.08×5.08cm(2×2in.)のNaI(Tl)検出器を貫通孔に挿入し収集した。コリメータと検出器の配置を図8に示す。検出器/コリメータは、コリメータ孔を床面に向けて貫通孔の内部フランジ方向に置かれた。コリメータ孔の位置は内側フランジから約10cm(4in.)[原子炉建屋壁から約20cm(8in.)]であった。求められた光子フラックスが表VIに要約されている。

4.3 高さ 347ft,6inの位置における線量率と表面レベル

原子炉建屋内部の操作レベルの床面の線量率が、貫通孔パイプ内の測定線量率はすべてが床上の放射性同位元素の堆積からのものであるとの仮定にもとづいて求められた。

床面の線量率が、既に概要を述べた線源-検出器のジオメトリーの関係のために測定される。この評価では、2つの等価の長方形が、実効的な板状線源として説明されている。測定された線量率 D_m とこれに相当する床面の線量率 D_f の関係は、

$$D_m = D_f(f_1 \times f_2) \cdot B(\mu t) \cdot \exp(-\mu t) \quad (14)$$

となる。

ここで、

μ = 線源と検出器の間の遮蔽体の減衰係数

t = 遮蔽体の厚さ

$B(\mu t)$ = 遮蔽体のビルドアップファクター

f_1, f_2 = 式(11)による面線源1、2についての線源/検出器のジオメトリー係数

鋼製貫通孔のパイプの厚さ1in.の遮蔽パラメーターは、

$t = 2.54\text{cm}(1.0\text{in.})$

$\mu = E_\gamma = 0.7\text{ MeV}$ に対して 0.55cm^{-1} (文献, 2)

$B(\mu t) = 2.2$ 、点等方線量ビルドアップファクター

貫通孔パイプ内部の線量率測定値 $D_m = 0.50\text{ mSv/h}(50\text{ mR/h})$ を式14に代入し、床の線量率 D_f が $D_f = 2.97\text{ mSv/h}(297\text{ mR/h})$ と求められた。

347ft,6in.の高さ位置の堆積放射能についての同位元素分布が、貫通孔内部で測定された線量率は床上の全ての同位元素からのものであるとの仮定のために、決定された。

検出器のコリメーション係数 K_c が、表 I の光電ピークデータを使用して検出器の線量 D_d の最初の計算で決定された。 K_c 値は検出器外部を除く貫通孔内部の直達ガンマ線による線量率と光電ピークから得られた見掛けの直達ガンマ線による線量率に対する比として定義された。見掛けの検出器線量率は 0.00312mSv/h (0.312mR/h)であった。

床の同位元素の表面線源放射能がコリメートされた $5.08 \times 5.08\text{cm}$ ($2 \times 2\text{in}$)NaI(Tl) 検出器で測定された非衝突光子フラックスから評価された。床表面放射能と貫通孔パイプ内部で検出器によって測定された非衝突光子フラックスとの関係は

$$\varepsilon_i = \frac{2\phi_{di}(2.7 \times 10^{-5})K_c \exp(-\mu t)}{\tau_i(f_1 + f_2)} \quad (15)$$

で与えられる。

ここで、

ε_i = 同位元素 i の表面放射能($\mu\text{Ci}/\text{cm}^2$)

ϕ_{di} = 検出器位置における同位元素 i からの
非衝突光子フラックス($\text{photon}/\text{cm}^2 \cdot \text{s}$)

τ_i = 同位元素 i の光子分岐比(photon/dis)

K_c = コリメーション係数

2.7×10^{-5} = 比例定数 ($\text{s} \cdot \mu\text{Ci}/\text{dis}$)

式15は表VIの検出器光電子フラックスと線源/検出器ジオメトリ係数 f を用いて解かれる。これらの結果は表VIIに要約されている。

5. 他の実験によって得られた結果

5.1 空気中浮遊物サンプル

事故の当初から、GPUは格納容器内の空気中浮遊物(放射能)レベルについて矛盾の無い結果を得ることは困難であることに気付いた¹。これらの問題は後にサンプルパネルHP R-227に通じている長いパイプラインと解析の困難さに起因するとされた。しかし、それに続く他の貫通孔R-401(地階の水サンプルを得るためにも使用された)とR-626(3章の実験がなされた場所)のサンプルポイントは、矛盾のない代表的サンプリング法の確立の一助となった。表VIIIは、実測値を示す。 ^{85}Kr が直ちに支配的な気体状放射性同位元素になっていたことに注目すべきである。

5.2 地階の水のソースターム

地階のソースタームの当初の評価は、FP移行方法について1979年7月頃の認識によるモ

デリングのみによってなされた。文献 7 に計算コードと仮定したモデルが述べられている。表Ⅴは予測された同位元素の濃度のリストである。しかし経過的に見ると、地階の水全てが汚染しているかどうかということについて、当初激しい議論があったことに注目すべきである。CATFの分析が独自に確立されて、はじめて復旧活動に関する地階の水のソースタームについての上記の議論に合意がなされた。

地階のソースタームの大きさの絶対的な確認が1979年 6月20日にテレテクターをR-605に挿入して始めて明らかになった。指示値は0.30Sv/h(30rem/h)であった。モデル化されたソースタームの予測では0.53 Sv/h(53rem/h)であった。1979年 8月28日に実際の水だめの試料が得られ、オークリッジ国立研究所で ^{137}Cs について176 μCi と分析された。後に3、4章の光子スペクトルによって3次元の遮蔽解析を行い、 ^{137}Cs の比放射能を予測できるかどうかの試み²がなされた。3次元解析の結果は ^{137}Cs について366 $\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ であり、これは使用された点減衰核遮蔽計算コードに合理性を与えた。

5. 3 ベータ放射線場

ベータ場の当初の評価⁷は核分裂生成物の移行過程のモデルに基づいてなされた。表Ⅴはこれらの評価を表わす。これらの解析的評価の精度は、貫通孔R-626を通して実施された一連の実験ではじめて試験された。これらの実験³は貫通孔の内向きのフランジに穴あけし、切り取り部分を取り除くまでの間格納容器の健全性が保たれる保証を必要とした。これらは実施され、1979年11月10日に遠隔TVカメラがバブコック&ウィルコック社によってポータブルのベータガンマ・サーベイプローブとともに挿入された。ガンマ線の指示値は約0.01Sv/h(1rem/h)であった。ベータ自由空間の指示値はしかし、3.9Gy/h(390rad/h)であった。このベータ線の指示値は、ベータプローブが圧力平衡化を可能にする小さな孔付の平行板イオンチェンバーであるため高い値である事が後で判明した。この孔から希ガスがイオンチェンバー内に入り、これによって間違った高い線量率の指示値を生じた。TVカメラとポータブル放射線サーベイ管を取り除いた後、熱ルミネセンス線量計付の器具とフィルムバッジが格納容器内に置かれた。これらの位置(床に近いか遠いか)によって、ベータ自由空間は1.0 から3.5Gy/h(100 から350rad/h)の範囲となった。これは1980年 6月から 7月の間の ^{85}Kr の放出に先立ってすべて実施された。

6. 所見

TMI-2格納容器の放射線環境の最も早い時期の評価は、核分裂生成物の移行モデルの解析、特製のガンマ線スペクトルメータの適用及びドームモニターの指示値の組み合わせに基づいてなされた。予備の貫通孔を通じての実際の格納容器内の測定によってなされた精

度が向上したので、戦略を計画する担当者は格納容器スプレイを遠隔除染する計画を放棄した。表 X、X I、X II (文献11) に示されている最終的な放射線場は、人の立入りによるサーベイのような手段以前の、高さ305ft と347ft, 6in について容易に成就できる限られた時期の知見の状態を反映している。

謝辞

著者は、最も困難な状況の下で、独創的でかつ複雑な実験プログラムを実行したCATFチームのメンバーに謝意を示す。

特に、著者はこれらの実験を可能にした新しいガンマ線スペクトロメトリ機器の設計を行なったJ. E. クライン氏(SAI) に感謝を表明したい。さらに我々の実験の遂行を時機を得た方法で不動のものとすることを保証し、価値ある技術的協力をなされたE. ウェイカー氏(ベクテル・ナショナル社) に謝意を表明する。最後に、著者はD. ハロルド氏とGPUのM. モリール氏の初期の段階における全ての援助と、我々すべてを導いてくれたJ. W. セイシング氏に感謝の意を表す。

(高橋)

参考文献

1. M. P. MORRELL, "The Three Mile Island Unit-2 (TMI-2) Containment Assessment Task Force Program," *Proc. ANS/ENS Thermal Reactor Safety Conf.*, Knoxville, Tennessee, April 6-9, 1980, CONF-800 403/V-I, p. 1132, available from the National Technical Information Service (June 1980).
2. T. MENZEL, D. S. WILLIAMS, W. C. HOPKINS, E. WALKER, J. E. CLINE, and C. D. THOMAS, Jr., "Determination of Three Mile Island Containment Building Water and Specific Activity of Cs137 by GeLi Measurements Through Penetration R-605," *Proc. ANS/ENS Thermal Reactor Safety Conf.*, Knoxville, Tennessee, April 6-9, 1980, CONF-800 403/V-I, p. 1154, available from the National Technical Information Service (June 1980).
3. M. P. MORRELL and L. H. BOHN, "Remote Camera/Radiation Monitoring Experiments in TMI-2 Containment Building," *Trans. Am. Nucl. Soc.*, 34, 635 (1980).
4. E. WALKER, W. C. HOPKINS, T. C. MENZEL, J. E. CLINE, P. VOILLEQUE, and C. D. THOMAS, Jr., "Equipment Hatch Plateout and Activity Measurements at Three Mile Island," *Proc. ANS/ENS Thermal Reactor Safety Conf.*, Knoxville, Tennessee, April 6-9, 1980, CONF-800 403/V-I, p. 1188, available from the National Technical Information Service (June 1980).
5. J. H. HUBBELL, R. R. BACH, and J. C. LAMKIN, "Radiation Field from a Rectangular Source," *J. Res. Nat. Bur. Stand.*, C64, 121 (1960).
6. J. E. CLINE, C. D. THOMAS, Jr., E. WALKER, and S. R. BLAZO, Jr., "Gamma-Ray Measurements in Containment Penetration R-626 at Three Mile Island, Unit 2," *Proc. ANS/ENS Thermal Reactor Safety Conf.*, Knoxville, Tennessee, April 6-9, 1980, CONF-800 403/VI, p. 1175, available from the National Technical Information Service (June 1980).
7. W. C. HOPKINS, "Assessment of the TMI-2 Containment Radiation Environment," *Three Mile Island—Unit 2: Planning Study for Containment and Decontamination*, Chap. 2, Bechtel Power Corporation (July 1979).
8. M. B. MURPHY, G. M. MUELLER, and W. C. JERNIGAN, "Analysis of the TMI-2 Dome Radiation Monitor," GEND-INF-063, Sandia National Laboratories (Aug. 1985).
9. T. CHRISTENSEN, "Remote Containment Decontamination," *Three Mile Island—Unit 2: Planning Study for Containment, and Decontamination*, Chap. 5, Bechtel Power Corporation (July 1979).
10. W. RODGER, Private Communication (May 6, 1979).
11. W. C. HOPKINS, *Three Mile Island—Unit 2: Planning Study for Containment and Decontamination*, Suppl. 1, Chap. 2, Bechtel Power Corporation (Feb. 1980).

表 I 検出器位置の光子線量率

Isotope	Major τ (E τ -keV)	$\phi_f(E)$ ($\tau/\text{cm}^2 \cdot \text{s}$)	$\frac{K_d(E)}{(\tau/\text{cm}^2 \cdot \text{s})}$ (mR/h)	$D_f(E)$ (mR/h)
¹³¹ Xe	163	6	4.10×10^{-4}	0.002
⁸⁵ Kr	514	53	1.17×10^{-3}	0.062
¹³¹ I	365	162	9.11×10^{-4}	0.148
¹³⁷ Cs	662	185	1.44×10^{-3}	0.266
¹³⁴ Cs	796	59	1.68×10^{-3}	0.099
¹³⁶ Cs	1048	8	2.02×10^{-3}	0.016
¹⁴⁰ La	1596	316	2.75×10^{-3}	0.869
Total				1.398

表 II 垂直ハッチ表面のプレートアウトの放射能

Isotope	E τ (keV)	$\epsilon(E)$ (τ/dis)	T(E)	$\phi_n(E)$ ($\tau/\text{cm}^2 \cdot \text{s}$)	$\sigma_h(E)$ ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^2$)	$D_n(E)$ (mR/li)
^{131m} Xe	163	0.0196	58.2	1.5×10^4	a	a
⁸⁵ Kr	514	0.0043	3.4	7.8×10^3	a	a
¹³¹ I	365	0.812	4.9	3.4×10^4	2.296	31.4
¹³⁷ Cs	662	0.900	3.3	2.6×10^4	1.592	38.0
¹³⁴ Cs	796	0.854	2.7	6.9×10^3	0.436	11.6
¹³⁶ Cs	1048	0.819	2.2	7.6×10^2	0.052	1.5
¹⁴⁰ La	1596	0.959	2.5	3.4×10^4	1.938	94.3

* 空气中放射線レベル

表 III 高さ305ftの床の放射性同位元素の
プレートアウト放射能^a
(スキャン: 1979年 6月 1日)

Isotope	$\sigma_f(E)$ ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^2$)	$D_f(E)$ (mR/h)
¹³¹ I	6.95	81
¹³⁷ Cs	4.12	98
¹³⁴ Cs	1.13	30
¹³⁶ Cs	0.13	4
¹⁴⁰ La	5.02	244

表 V 全ての高さ位置におけるベータ線量率^a

Elevation	Contact Dose Rates	Airborne Dose Rates	Dose Rates Total
282	510	210	720
305	42	210	250
347			
Case A ^b	3.4×10^4	210	3.4×10^4
Case B ^b	2.6×10^5	210	2.6×10^5
Polar crane	---	210	210

- * 線量率は全て1979年12月1日についてのもので(サンプルは排出されたものと仮定)有効数字2桁のみ表示している。
- * ケースAは位置1のGe(Li)検出器により305ftの高さ位置における放射性同位元素の測定値の濃度と同じものが347ftの高さ位置にあるものと仮定している。
- * ケースBは347ftの高さ位置の線量率は全て¹³⁷Csによるものと仮定している。

表 IV 全ての高さ位置におけるガンマ線量率^a

Elevation ^a	Dose Rate from Floor Plateout	Dose Rate from Wall Plateout	Airborne Dose Rate	Dose Rate Through Floor	Dose Rate Through Ceiling	Total Dose Rate
282 ft	[1.9 to 19] ^a	0.27	0.046	---	0.0075	[2.2 to 22] ^a
305 ft						
Case A ^b	0.40	0.14	0.077	0.073	6.0	6.7
Case B ^c	0.40	0.14	0.077	0.073	46	46
347 ft						
Case A ^b	320	0.48	0.22	---	---	320
Case B ^c	2400	3.6	0.22	---	---	2400
Polar crane						
Case A ^b	88	0.30	0.22	---	---	88
Case B ^c	680	0.30	0.22	---	---	680

- * 線量率は全て1979年12月1日についてのもので(サンプルは排出されたものと仮定)有効数字2桁のみ表示している。
- * []内の線量率は、サンプルから排出された同位元素の化学的溶解性の不確実によりとりうる範囲です。
- * ケースAは位置1のGe(Li)検出器により305ftの高さ位置における放射性同位元素の測定値の濃度と同じものが347ftの高さ位置にあると仮定している。
- * ケースBは347ftの高さ位置の線量率は全て¹³⁷Csによるものと仮定している。

表VI TMI-2 格納容器貫通孔R-626 で得られたNaI(Tl) スペクトルの解析結果 (文献 6)

Gamma-Ray Peak Energy (keV)	Nuclide	Peak Counting (count/s)	Gamma-Ray Flux ($\tau/\text{cm}^2 \cdot \text{s}$)
1596	$^{140}\text{Ba}/\text{La}$	1.22	4.7 ± 0.2
1368	^{134}Cs	3.14	11 ± 4
1168	^{134}Cs	3.0	9 ± 3
796(+801)	^{134}Cs	16.2	42.3 ± 0.6
662	^{137}Cs	41.8	96.2 ± 1.0
604(+563+569)	^{134}Cs	12.3	27.3 ± 1.0
514(+511)	$^{85}\text{Kr}(+^{140}\text{Ba}/\text{La})$	3.5	7.1 ± 1.0

表VII 高さ位置347ft の表面放射能

E_γ (keV)	Isotope	ϵ_i (τ_i/dis)	μl	ϕ_{0i} ($\tau/\text{cm}^2 \cdot \text{s}$)	$(f_1 + f_2)$	ϕ_{fi} ($\tau/\text{cm}^2 \cdot \text{s}$)	σ_i ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^2$)
514	^{85}Kr	0.0041					
(Not a plateout source)							
563	^{134}Cs	0.084	1.759	8 845	0.320	2.7600	1.53
569		0.154					
604		0.976					
662	^{137}Cs	0.851	1.688	29 033	0.320	90 700	5.76
796	^{134}Cs	0.854	1.530	10 901	0.320	34 100	2.15
801		0.087					
1168	^{134}Cs	0.018	1.283	1 812	0.320	5 660	17
1368	^{134}Cs	0.0304	1.182	1 991	0.320	6 220	11
1596	$\text{Ba}/^{140}\text{La}$	0.956	1.086	777	0.320	2 430	0.14

表VIII TMI-2 空気サンプリング結果¹

Nuclide	April 3, 1979	June 21, 1979	September 8, 1979	December 2, 1979	January 8, 1980	June 1980 Best Estimate
^{85}Kr	$9.6\text{E}-1^a$	$7.9\text{E}-1$	$7.8\text{E}-1$	$9.8\text{E}-1$	$1.02\text{E}+0$	$1.04\text{E}+0$
^{131m}Xe	---	$8.5\text{E}-2$	---	<MPC ^b	<MPC	<MPC
^{133m}Xe	$5.9\text{E}+0$	---	---	<MPC	<MPC	<MPC
^{133}Xe	---	$2.4\text{E}-2$	---	<MPC	<MPC	<MPC
^{135}Xe	$1.6\text{E}-1$	---	---	<MPC	<MPC	<MPC
^{131}I	$1.1\text{E}-1$	$1.2\text{E}-4$	---	<MPC	<MPC	<MPC
^{134}Cs	---	$2\text{E}-9$	$3.4\text{E}-7$	<MPC	<MPC	<MPC
^{137}Cs	---	$9\text{E}-9$	$1.5\text{E}-6$	<MPC	<MPC	<MPC
Tritium	---	---	---	---	---	$=4\text{E}-5$

^a 9.6×10^{-1} と読む。

^b 最大許容濃度

表IX 中央領域のサンプのインベントリー
1979年6月20日 (文献 7)

Isotope ^a	Activities ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)	Isotope ^a	Activities ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)
^{131m}Xe	$7.64\text{E}-01^b$	^{142}Ce	$4.92\text{E}-15$
^{131m}Xe	$4.74\text{E}-15$	^{144}Ce	$6.75\text{E}+01$
^{133}Xe	$1.09\text{E}-10$	^{143}Pr	$1.51\text{E}+01$
^{129}I	$5.93\text{E}-05$	^{144}Pr	$6.75\text{E}+01$
^{131}I	$2.51\text{E}+01$	^{155}Eu	$1.78\text{E}-01$
^{132}I	$1.74\text{E}-05$	^{156}Eu	$5.31\text{E}-01$
^{133}I	$1.20\text{E}-22$	^{147}Nd	$4.22\text{E}+00$
^{89}Sr	$2.97\text{E}+02$	^{95m}Nb	$2.78\text{E}+00$
^{90}Sr	$9.37\text{E}+00$	^{95}Nb	$1.02\text{E}+02$
^{129m}Te	$2.40\text{E}+00$	$\text{Mo}/^{99}\text{Tc}$	$3.06\text{E}-06$
^{129}Te	$1.54\text{E}+00$	^{89m}Y	$2.67\text{E}-02$
^{131m}Te	$7.91\text{E}-18$	^{90}Y	$9.37\text{E}+00$
^{131}Te	$1.44\text{E}-18$	^{91}Y	$2.86\text{E}+01$
^{132}Te	$1.69\text{E}-05$	^{134}Cs	$4.70\text{E}+01$
^{137m}Ba	$1.45\text{E}+02$	^{135}Cs	$5.52\text{E}-01$
^{140}Ba	$6.17\text{E}+00$	^{136}Cs	$1.91\text{E}+00$
^{103}Ru	$5.68\text{E}+01$	^{137}Cs	$1.54\text{E}+02$
^{106}Ru	$9.21\text{E}+00$	^{95}Zr	$1.28\text{E}+02$
^{140}La	$7.10\text{E}+00$	^{110m}Ag	$5.77\text{E}-02$
^{141}Ce	$6.95\text{E}+01$	Totals	$1.26\text{E}+03$

^a サンプル中のトリチウム (^3H) の放射能は、原子炉冷却系のサンプル ^{137}Cs を queuing isotope として使用し1979年6月19日に規格化したものに基づいている。

^b 7.64×10^{-1} と読む。

表 X 全ての高さ位置におけるサンプルが排出されたベータ線量率

Elevation (ft)	Contact Dose Rates ^a	Airborne Dose Rates ^b	Dose Rates Total ^a
282	510	210	720
305	42 (140)	210	250 (350)
347	42 (190)	210	250 (400)
Polar crane	---	210	210

- ・線量率は全て1979年12月1日についてのもの（サンプルは排出されたと仮定）有効数字2桁のみ表示している。
- ・カッコ内の数値は⁸⁹Y、⁹⁰Sr、⁹⁰Yのプレートアウト放射能を含んで評価された線量率である。これらの放射能はサンプル試料で測定された¹³⁷Csと同じ比率で存在するものとの仮定により合成。
- ・空气中線量率は、格納容器内が洗浄されていないものと仮定している。

表 X II 高さ位置305と347のプレートアウト放射能の評価

Isotope	305-ft Elevation (μCi/cm ²)	347-ft Elevation (μCi/cm ²)
¹³⁷ Cs	4.0	5.8
¹³⁴ Cs	1.1	1.8
^{137m} Ba	4.0	5.8
⁸⁹ Sr ^a	0.97	1.4
⁹⁰ Sr ^a	0.060	0.087
⁹⁰ Y ^a	0.060	0.087
Grand total	10	15

- ・全ての値は有効数字2桁のみであり、プレートアウト放射能全てが1979年9月7日に合わせてある。
- ・これらの同位元素のプレートアウト放射能は、ORNLにおいて1979年8月28日にサンプル試料分析で得られたものと同じ¹³⁷Csに対する比率で存在すると仮定して合成されたものである。

表 X I 全ての高さ位置におけるサンプルが排出されていないガンマ線量率¹¹ (rad/h)

Elevation (ft)	Dose Rate from Floor Plateout	Dose Rate from Wall Plateout	Airborne ^a Dose Rate	Dose Rate Through Floor	Dose Rate Through Ceiling	Total Dose Rate
282	120 ^b	---	0.046	---	0.0075	120
305	0.13	0.091	0.077	2.3	0.0077	2.6
347	0.20	0.31	0.22	---	---	0.73
Polar crane	0.055	0.20	0.22	---	---	0.48

- ・線量率は全て1979年12月1日についてのもの（サンプルは排出されていないと仮定）有効数字2桁のみ表示している。
- ・空气中線量率は、格納容器内が洗浄されていないものと仮定している。
- ・線量率はサンプルの中心線に接近した位置のものであり、プレートアウトの線量率ではない。結果は、ORNLの1979年8月28日のサンプル試料測定と比較放射能分析に基づいている。

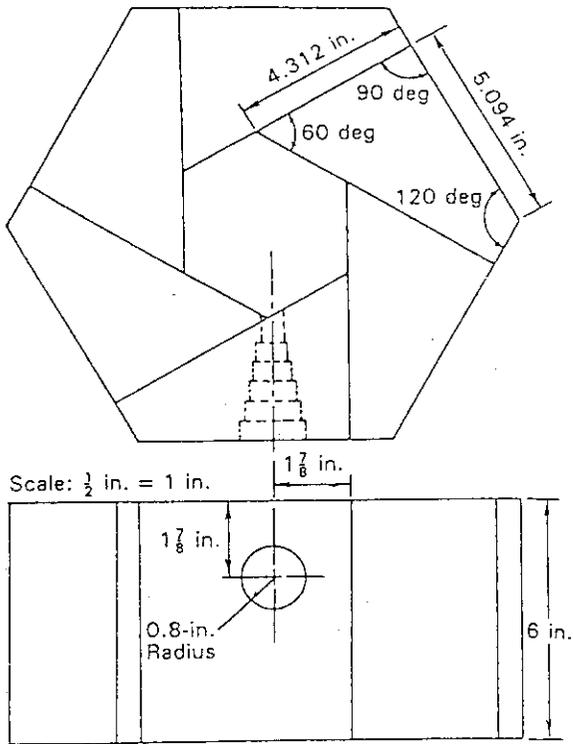


図.1 鉛コリメーターブロック 半径 0.8インチ

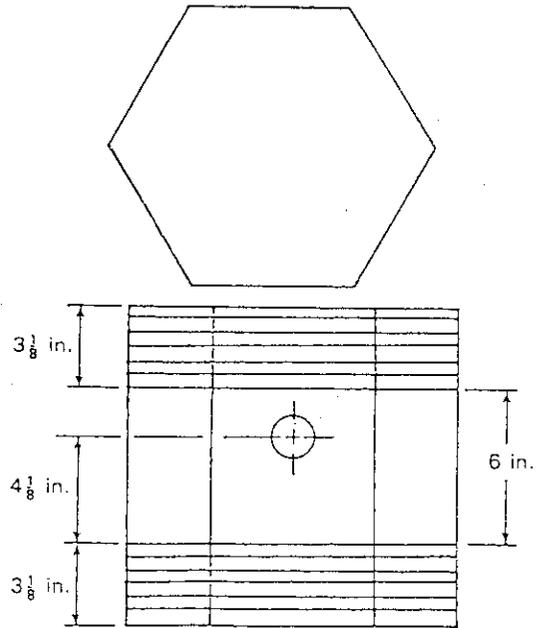
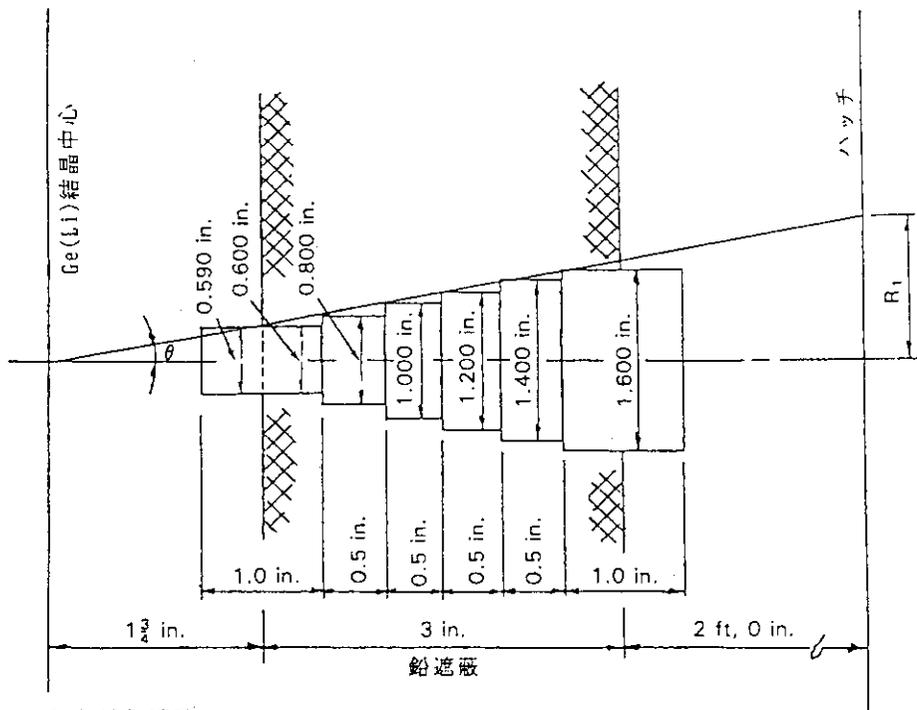


図.2 鉛コリメーター遮蔽の組立

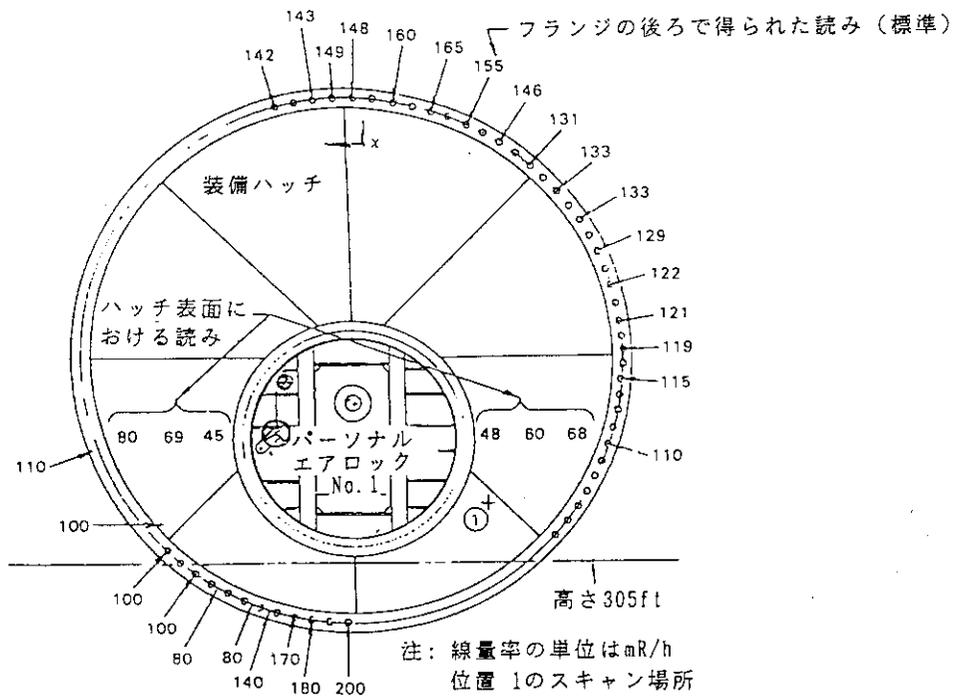


Ge(Li)鉛遮蔽ジオメトリー

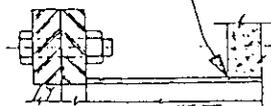
$$\theta = \tan^{-1} \frac{0.75}{4.75} = \tan^{-1} 0.1578 = 8.97 \text{ deg} = 0.157 \text{ rad}$$

$$R_1 = 28.75 \text{ in.} \quad \tan \theta = 4.5 \text{ in.}$$

図.3 鉛遮蔽とコリメーター



線量率を読んだ場所



x-x断面
フランジとして典型的なもの

装備ハッチの線量率測定(1979年
6月1日スタンダードGMプローブの
Eberline E-520で測定)

図.4 線量率測定と装備ハッチ

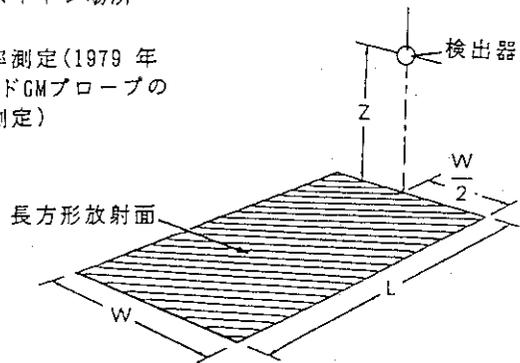


図.5 調整係数 F のジオメトリー (文献 4)

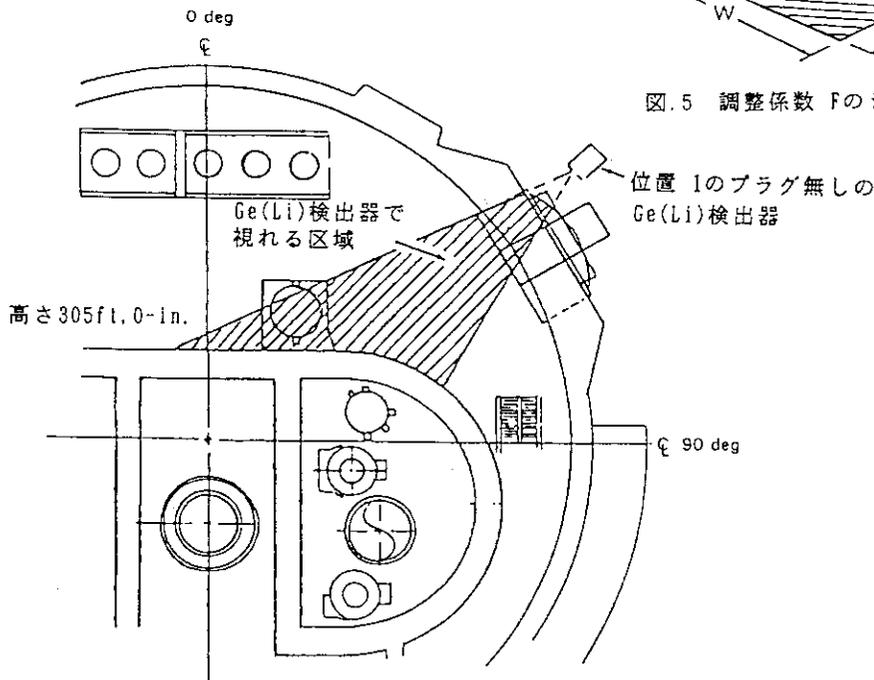
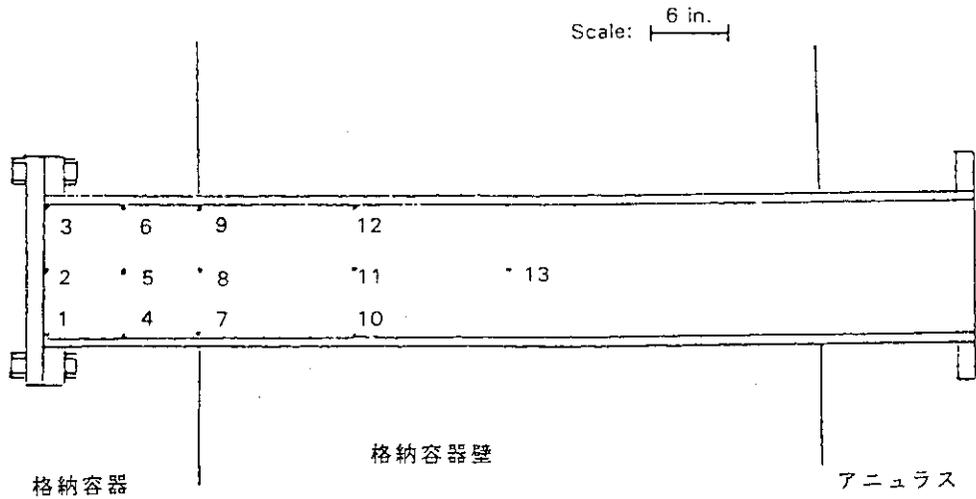


図.6 位置1においてGe(Li)検出器から見た床の区域 (文献 4)



Position	Dose Rate (mR/h)	
	September 9, 1979	October 4, 1979
1	30	27
2	35	35
3	35	32
4	40	45
5	50	50
6	45	47
7	15	35
8	25	40
9	15	32
10	1.5	3
11	1	3
12	1	3
13	0.6	—

図.7 貫通孔R-626 のガンマ線量率-テレテクターのサーベイ結果

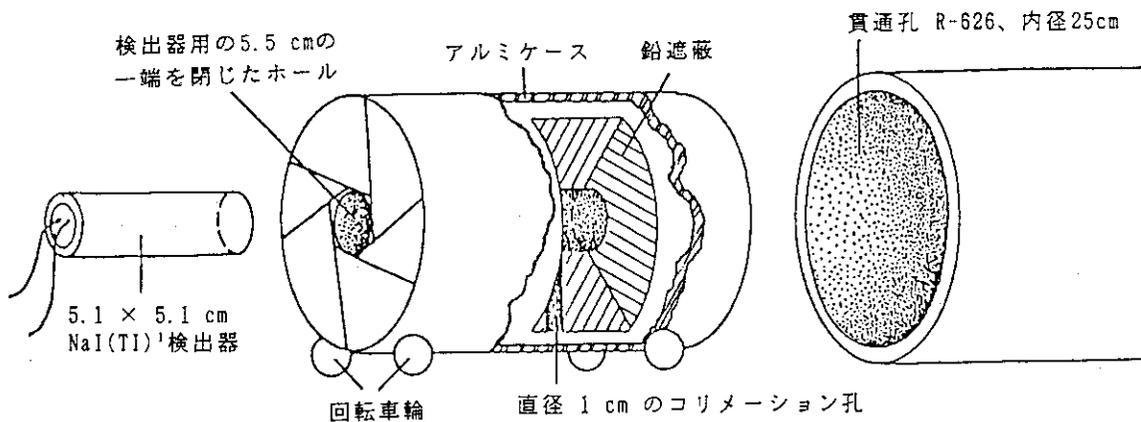


図.8 5.1 cm×5.1 cm NaI(Tl)のコリメーションのための遮蔽、組立の断面図を示す

2.4.3 スリーマイル島2号機事故時の環境測定

A. P. ハル ブルックヘブン国立研究所

ENVIRONMENTAL MEASUREMENTS DURING THE THREE MILE ISLAND UNIT 2 ACCIDENT
A. P. Hull, Brookhaven National Laboratory

今日の基準から考えれば事前の準備はごく限られたものであったが、TMI-2 事故時に、大規模で総合的な連邦及び州の環境モニタリング活動が行われた。主要な物資・人材は米国エネルギー省 (DOE) から提供されたが、この中には、ブルックヘブン国立研究所 (BNL) を基地とする放射線援助計画 (RAP, Radiological Assistance Program)、大気放出助言機能 (ARAC, Atmospheric Release Advisory Capability)、航空機測定システム (AMS, Aerial Measurements System) が含まれており、さらに、他の DOE の国立研究所から支援職員が派遣された。加えて、環境保護庁 (EPA) から物資・人材が供出された。

環境モニタリング活動の中で、ブルームトラッキング、野外環境測定と試料採取、試料の分析、そして線量評価が行われた。プラント設置のモニタリング装置は、放射線レベルが測定可能範囲を越えていて役に立たなかったため、事故後の数週間、施設からの日毎の放出物の核種と量を決定するうえで、環境モニタリングデータが重要な役割を果たした。連続放出物は主に放射性希ガスからなり、放射線ヨウ素はごく僅かしか含まれていないことが明らかになった。

観測された地上レベルでの最高線量率は 1.3×10^2 C/kg (50 mR/h)^{*}、 ^{131}I の最大濃度は 3.7×10^{-6} Bq/cm³ (1×10^{-10} μ Ci/cm³) 以下であった。DOE の集団線量評価によれば、個人の受けた最大線量率は 1 mSv/h (100 mrem/h) 以下、全集団線量は 20 人・Sv (2000 人・rem) であった。

今日、米国の原子力施設で重大事故が発生した時に実施するよう準備されている連邦の放射線モニタリング・評価計画は、TMI 事故の臨時の活動が基礎的なモデルとなっている。

* 訳者注：この文献では単位の変換が明らかにおかしい部分があるが、その数が少ないため、以下、原文に記された数値と単位をそのまま訳文にも記した。訳者の感じでは、旧単位 (R, Ci, rem 等) で表わされたものの方が正しいようである。なお、全体を通して用いられている C/kg は正確には C/(kg・h) のことであり、 $1 \text{ R/h} = 2.58 \times 10^{-4} \text{ C/(kg} \cdot \text{h)}$ 、 $1 \text{ Ci} = 3.7 \times 10^{10} \text{ Bq}$ である。

1. はじめに

事前準備は明確に定められてはいなかったが、TMI-2事故の際には連邦及び州の環境モニタリング活動が行われた。本論文では、1979年3月29日7:00頃開始され、約3週間続いた緊急時体制について検討する。この活動を支えるための主な物資・人材を提供したDOEの活動は特に重要であった。

7:24の一般緊急事態宣言のすぐ後、施設管理者であるメトロポリタン・エジソン社のチームにより、最初のサイト外活動が行われた。ペンシルベニア州環境資源局 (DER, Pennsylvania Department of Environmental Resources) の協力により派遣された技術者が、ハリスバーグのダウンタウンにあるDERの事務所 (TMIサイトから12 km 離れている) とサイト間の直通電話線を設置した。さらに、その後、原子力規制委員会 (NRC) の第1地区事務所からの職員が緊急時初日に数点でのサイト外モニタリングを実施した。

BNLにあるDOE RAPの6人の保健物理学者からなるチームが、午後中頃、米国湾岸警備隊のヘリコプタによりハリスバーグ近郊にあるキャピタル・シティー空港に到着した。ちょうど同じ頃、メリーランド州のストランドにあるアンドリュー空軍基地内のDOE AMS東部事務所より、航空機サーベイ用のヘリコプタが到着した。RAPチームはDER事務所外で試料採取と線量評価を補助するための活動を行い、AMSヘリコプタはブルームトラッキングを実施した。

一方正午頃、カリフォルニア州リバモアにあるローレンス・リバモア国立研究所 (LLNL) のDOE ARACは、報告を受けた風向きに基きブルーム粒子の動きの予測を開始した。予測された流跡線は当初電話でNRCへ報告された。ラスベガスにあったAMSの主要な資機材、また他のDOE国立研究所の資機材は準備体制におかれた。DOEの活動は引き続き数日のうちに次第に広がっていった。4月2日までに、約100名のDOE放射線防護専門家と援助職員がブルームトラッキング、野外環境測定と試料採取、試料の分析、そして線量評価に従事するようになっていた。これらの活動はTMIサイトの北西約16 kmに位置するキャピタル・シティー空港に設置された指令部を本拠地としていた。3月30日に到着した21人のEPAの専門家のチームも同じ指令部に所属した。

この極度に専門的な指揮系統、組織構成、そして州と連邦のいくつかの局を結ぶ連絡通信網の多くは、現行の連邦放射線モニタリング評価計画 (FRMAP, Federal Radiological Monitoring and Assessment Plan) の概念的な基礎となった。FRMAPでは最初からDOEが連邦緊急時管理局 (FEMA) の連邦放射線緊急時活動計画の技術部門での指揮局となるよう定められている。

2. 施設内でのモニタリング

非常事態が宣言された時刻には、施設の技術者が、施設内のモニタリングの読み値が 0.103 C/kg (400 R/h) に基づき、風下に当るゴールズボロ (TMIサイトの 2.4 km 西) での線量を 0.01 C/kg (40 R/h) と予測した。引続いてNRCにより行われた調査により、その時の本当の読み値は $1 \times 10^{-3} \text{ C/kg}$ (400 mR/h) 程度であることが判明した。しかし、その後9:00までに 1.55 C/kg (6000 R/h) まで増加した。当初の予測は、 $3.8 \times 10^5 \text{ Pa}$ (55 psi) の過大圧力による洩れを想定しておこなわれたが、実際の過大圧力は $1.0 \times 10^4 \text{ Pa}$ (1.5 psi) であった。

6:55に始まった施設内の放射線レベルの急激な増加を示すたくさんの証拠があった。6:55の直後、ユニット換気ガスモニタがスケールオーバー (740 Bq/cm^3 ($2 \times 10^{-2} \mu\text{Ci/cm}^3$)) を起こした。明らかに高濃度放射性ガスと、これにともない増加した放射線レベルの影響で、ヨウ素及びダストモニタも1、2時間のうちにスケールオーバーを起こした。

ガスモニタが実質的に使用不可能になったあとの数日間、2、3のグラフ試料を除き、ガス放出に関する施設からの情報は全くない。このグラフ試料も3月31日までは捕集されていない。また、近傍での放射線レベルが高かったため、ヨウ素ガスの試料も事故後の1週間は、ごくたまに入れ替えられただけであった。これらのグラフ試料の時間を遡った解析結果に気象計算及びTLDの測定データも考え合わせ、3月28日日中の最初の放出率は約 2.0 GBq/s (55 Ci/s)、濃度で約 185 Bq/cm^3 ($5 \mu\text{Ci/cm}^3$) と予想された。希ガスの核種組成は、ORIGENプログラムにより計算された値と良い一致を示した。希ガスは次の2日間、1.5日の半減期でほとんど指数関数的に減衰した。 ^{131}I 放出データはかなりのばらつきを示した。3月29日19:00から3月30日22:00の間に合計 155 GBq (4.2 Ci)、平均濃度にして約 15 mBq/cm^3 ($4 \times 10^{-7} \mu\text{Ci/cm}^3$) の ^{131}I が放出され、最大放出率は 821 kBq/s ($22.2 \mu\text{Ci/s}$) であった。最初の1週間に合計約 259 GBq (7 Ci)、またそれに引続く2週間に、毎週 111 GBq (3 Ci) が放出された。 ^{133}Xe と ^{131}I の放出濃度の推定値を図1に示す。この図から ^{131}I の放出量は初期のレベルからゆっくり減衰したことが明らかである。

事故後の数日間事故の対策に携わった当局は、施設の状態の全般的な知識ではなく、主に環境測定結果を参考として、放出の推定と防護活動の組織化を行った。

3. 初期の野外サーベイ、第1、2日

事故後の2日間に、メトロポリタン・エジソン社のサイト外チームは約50の測定を行った。午前に行ったゴールズボロでの最初の測定は $2.6 - 5.2 \times 10^{-4} \text{ C/kg}$ ($1 - 2 \text{ mR/h}$) の外部照射線量率を示した。シングルチャンネル・アナライザーとNaI(Tl)検出器を用いた

野外測定から $3.7 \times 10^{-4} \text{ Bq/cm}^3$ ($1 \times 10^{-8} \text{ } \mu\text{Ci/cm}^3$) という ^{131}I 濃度が得られた。この濃度値は重大な大気中放出を示唆しており、一時的な不安を喚起した。しかし、DERが引続き行った実験室での試料の分析により、濃度は $5.5 \times 10^{-7} \text{ Bq/cm}^3$ ($1.5 \times 10^{-11} \text{ } \mu\text{Ci/cm}^3$) 以下であることが判明した。野外測定の値は、明らかにチャコールの捕集材に吸着した放射性ガスに対する応答であった。

正午ごろ短い蒸気ダンプの間に、NRCの測定値はブルームの中で $5.2 \times 10^{-3} \text{ C/kg}$ (20 mR/h)を示したが、これは後で同時にユニット換気口から放出されていた放射性ガスのせいであることが分った。15:00、施設のチームはTMI-2の北東約 0.8 km の地点にあるサスケハナ川の東の堤防上で $1.3 \times 10^{-2} \text{ C/kg}$ (50 mR/h) という測定値を得た。22:38には施設の北北東9.0 km の地点で $3.4 \times 10^{-3} \text{ C/kg}$ (13 mR/h) の測定値を得た。3月29日 6:00、ゴールズボロで $7.7 \times 10^{-3} \text{ C/kg}$ (30 mR/h)、22:35にはTMIの北4.0 kmにあるロイヤルトンで $7.7 \times 10^{-4} \text{ C/kg}$ (3 mR/h)を記録した。3月30日9:06、TMIの南1.6 kmの地点S-11で $3.9 \times 10^{-3} \text{ C/kg}$ (15 mR/h)を測定した。メトロポリタン・エジソン社チームにより行われた他の全ての測定は明らかに $2.6 \times 10^{-4} \text{ C/kg}$ (1 mR/h)以下であった。放射性核種の空気試料約57体を採取した。いくつかの野外測定値は放射性ヨウ素の存在を示唆していた。しかし、引続き行われた実験室での分析では、全て 7×10^{-7} 未満 - $2 \times 10^{-6} \text{ Bq/cm}^3$ (2×10^{-11} 未満 - $6 \times 10^{-11} \text{ } \mu\text{Ci/cm}^3$) の範囲であることが明らかになった。

また、電力会社によりヘリコプタを用いた300を越す放射線レベルの測定が行われたが、測定範囲はほとんど施設の近傍に限られていた。この測定の情報は施設職員には利用されたが、その時点で環境評価に利用されることはなかった。

3月28日午後遅く、BNL RAPチームがサーベイメータとポータブル・アナライザにより風下地点での測定を行った。放射性ガスをほとんど捕集することがない性質を持つシリカゲル材を用いて、空気サンプリングを実施した。TMIの北から北東へ向い 8から16 kmの地点で、 $2.5 \times 10^{-4} - 5 \times 10^{-4} \text{ C/kg}$ (1 - 2 mR/h) のレベルの線量率が観測された。ポータブル・アナライザは ^{133}mXe (半減期2.19日) から放出される0.23 keV γ 線*の顕著なピークを示した。 ^{131}I の0.36 MeVピークは識別できなかった。 ^{131}I の空気試料の野外測定は $3.7 \times 10^{-6} \text{ Bq/cm}^3$ ($1 \times 10^{-10} \text{ } \mu\text{Ci/cm}^3$) 以下の値を示した。引続き行われたDERの実験室での分析では $2.2 \times 10^{-6} \text{ Bq/cm}^3$ ($6 \times 10^{-11} \text{ } \mu\text{Ci/cm}^3$) 以下であった。施設の状況は安定しているとの情報に基づき、28、29日の深夜のRAPチームによるサーベイは翌朝まで延期された。

4月28日午後遅く、AMSのヘリコプタも使用された。ヘリコプタ測定は当初、施設の北のブルーム軸の位置の決定に用いられた。ブルームは約30度の広がりを持っていた。ブルー

* 0.23 MeV の間違いと思われる。

ム内の放射線レベルは、11.3 km 離れた地点で 5.2×10^{-5} C/kg (0.2 mR/h)、26 kmの地点では 2.6×10^{-5} C/kg (0.1 mR/h) であった(参考文献 7)。地上線量率を得ることのできる、従来から搭載してあった測定システムは、計数率が高すぎて(80000 cps以上)使用不可能であった。3月28~29日にポータブルγ線アナライザーを用いて測定されたスペクトルを図2と3に示す。このスペクトルから、核分裂生成物の希ガスが存在すること、また相対的に ^{131}I がほとんど存在していないことが確認された。

29日にポータブルのシンチレーション・サーベイメータとGMサーベイメータがAMSヘリコプタに積み込まれた。4つのプルームトラッキング飛行が行われた。16:30にTMIの北西16 kmの地点で 5.2×10^{-5} C/kg (0.2 mR/h)、22:00には北西0.8 kmの地点で 1.3×10^{-4} C/kg (0.5 mR/h) の線量率レベルが観測された。

3月29日2:00に到着したBNLの6人の支援チームに援助を受け、DOE RAPチームは29日朝、地上サーベイを遂行した。ゴールズボロで8:00頃、 5×10^{-5} C/kg (0.2 mR/h) までの放射線レベルが観測された。全ての試料の ^{131}I 濃度は 3.7×10^{-7} Bq/cm³ (1×10^{-11} μCi/cm³) 以下であった。

29日の午後遅く、ピッツバーグのベティス原子力研究所(BAPL)からの17名の派遣部隊がBNL RAPチームに加わった。サーベイ機器と空気サンプラーに加え、彼等は試料の野外分析用のGe(Li)測定器も装備していた。

4. 2日目以後の野外活動

図1から、放射性ガスの最大の放出は事故後2日の間に起こったことが明らかである。また、格納容器建屋、核燃料取り扱い建屋、補助建屋から多量の放射性ヨウ素が空中に放出されて重大な環境問題を引き起こしたとは考えにくい。もっとも、このことはその時点では明らかではなかった。

30日の金曜日までには原子炉はまだ自然循環冷却状態にはなかったが、施設の状態はおおむねコントロール下にあると考えて良かった。減圧の試みとしてガス貯蔵タンクの口を周期的に開放した。メリーランド州のベセスダにあるNRC本部の誤解により、ガス放出の際に電力会社のヘリコプタが得た0.31 C/kg (1200 mR/h) の読み値に基づき、午前中中頃、部分避難のための間違った警戒警報がだされた。続いて、NRCにより原子炉容器内の水素ガスの泡により爆発が起るかもしれないという仮説が出され、避難勧告がなされ、連邦のサイト外活動は急激に増大していった。

BNL RAPチーム15名の増強にくわえ、DOEのノールズ原子力研究所(KAPL)から16名の派

この部隊が召喚された。BNL、KAPLともNaI(Tl)及びGe(Li)検出器を持ち寄り、キャピタル・シティー空港の指令部にてセットアップした。これらの装置とBAPLシステムを用いて、つぎつぎに溜まる環境試料のγ線分析が24時間休みなく行われた。この即席に設けた実験室のなかで、3月30日に38の試料、4月4日までに800の試料のγ線分析が行われた。

当初のAMSグループに対し、アンドリュー空軍基地から約17名の援助職員が増強された。また、ポータブル電源、通信機、航空機用の撮影機材を含む後衛の援助物資、及び、37名程のDOEの援助職員がラスベガスのAMS西基地より空路で向った。引続き4月2日、ニューヨーク市のDOE環境測定研究所(EML)から4人のチームが到着し、Ge(Li)検出器及び高圧電離箱が提供された。

指令部にはBNL、KAPL、BAPL、シカゴとラスベガスのDOE事務所及びDOE本部それぞれからのDOE管理職員が含まれていた。NRCとDERを援助するよう指示を受け、付加的なDOE職員が、オークリッジ国立研究所、アルゴンヌ国立研究所そしてマウンド研究所から補充されたものであった。DERとその他の関連した連邦の機関の合意により、DOEは全ての利用できる環境測定データを管理する中央データ基地を指令部内に設置し、関心を持つ団体へのデータの配布に関し責任をおった。中央データ基地にはデータ評価、線量評価の機能も与えられ、指令部において毎日簡単な結果報告がなされた。

3月30日のあと数日間、天候が許す限りAMSヘリコプタの3時間毎の飛行が予定された。4月10日までに約60回の飛行が実施された。NRCの要請により、ガス放出が予想される場合には特別の飛行が行われた。観測された最高の放射線レベルは、3月30日のTMI-2から0.4 kmの地点の5.1から7.7 C/kg (20から30 mR/h)であった。原則として1.6 km, 4.8 km, 16 kmの地点で約200回のヘリコプタによるルーチンサーベイが行われた。1.6 km地点で観測された最高放射線レベルは、3月30日の 2.3×10^{-3} C/kg (9 mR/h)であった。その後はほとんどの観測値は 2.6×10^{-4} C/kg (1 mR/h)以下であった。日毎の最高値は次の通りであった。4月1日、 7.7×10^{-4} C/kg (3 mR/h) ; 4月2日、 2.6×10^{-4} C/kg (1 mR/h) ; 4月3日 1.0×10^{-3} C/kg (4 mR/h) ; 4月4日、 1.8×10^{-3} C/kg (7 mR/h) ; 4月5日、 1.5×10^{-3} C/kg (6 mR/h) ; 4月6日、 7.7×10^{-3} C/kg (3 mR/h) ; 4月7日、 1.3×10^{-3} C/kg (5 mR/h) ; 4月8日、 7.7×10^{-4} (3 mR/h) ; 4月9日、 5.2×10^{-4} C/kg (2 mR/h) ; 4月10日、 5.2×10^{-4} C/kg (2 mR/h)。AMSヘリコプタにより3月30日から4月14日の間にTMIサイトから1.6 kmの地点で観測された線量率を図4に示す。図5に示されているように、日平均の線量率は約2日の半減期で指数関数的に減衰した。

3月30日、指令部にARAC現地局が開設された。この現地局は、LLNLで行われたブルームの方向と広がり予測結果の、ファクシミリによる定常的な受け取り作業を行った。予測結果は、ヘリコプタによる飛行測定、地上測定と試料サンプリングのガイドに役立てられた。

3月28日から4月3日までの間に、DOEチームはTMIから16 kmの範囲内で約500回の地上測定を実施した。殆どの測定値は $2.6 \times 10^{-4} \text{C/kg}$ (1 mR/h)以下で、最高値は 2.6×10^{-3} (10 mR/h)より小さかった。これらの値から80 km以内の住民に対し60.9人・Sv (6090人・rem)というβ線及びγ線の集団吸収線量を計算した。測定器の測定窓を開けた場合と閉めた場合の測定値の比率5という値に基づき、12人・Sv (1220人・rem)という全γ線量が見積もられた。

3月29日から4月の中ごろまで、放出物中の ^{133}Xe 1日平均値濃度の減衰傾向(図1)は、推定されたプルームのセンターラインでの濃度平均値(図5)の減衰傾向とよく一致した。

しかし、ヘリコプタの放射線測定から導かれた ^{133}Xe のセンターラインでの濃度の絶対値と図1の値を比較して得られる平均希釈率(x/Q)は、妥当な値よりもほとんど1桁高いように思われる(ヘリコプタからの推定値は妥当な値よりも高濃度であった)。これは、少なくとも部分的には、ヘリコプタで ^{133}Xe の81 keVγ線の測定に用いられたサーベイメータの3から5倍の過剰応答のせいである。この過剰応答は1979年5月25日の国立標準局(NBS)の校正で確かめられた。また、風が弱い時には放出気体はしばしば古典的なガウスプルームモデルに従って拡散せず、むしろ溜まり込む傾向にあることにも注目しなければならない。

3月28日から4月3日までの間の全外部線量の等値線図を、3.2 kmと16 kmまでの範囲に対して、それぞれ図6と7に示す。図中の四角で囲った数字は、同期間中のTLDによる測定値である。TLDの値は等値線図を引くには用いられなかったが、より多くの情報を与えるために加えられた。TLD測定値と隣接する等値線の値との一致は、殆どの場所で驚くほど良かった。これは部分的にはTLDの ^{133}Xe からの低エネルギー光子にたいする過剰応答に(参考文献13)より説明されるかもしれないが*、2つの独立した線量評価方法の一貫性は特筆すべきものがある。

ヘリコプタ測定はまた集団線量の計算にも利用され、80 km以内の住民に対して約20人・Sv (2000人・rem)の値を得た(参考文献13)。詳細は表1に示されている。この結果は、事故後に野外測定に基づき行われたいくつかの集団線量評価値の、上端と下端のちょうど中央に位置する。

3月29日と4月10日の間に807程の環境試料が分析されたが、ほとんど全てが検出限界以下であった。この結果は表11にまとめられている。これらの試料中の ^{131}I 濃度が非常に小

*ヘリコプタの測定も過剰レスポンスの可能性があるとと思われる。

さいことから、TMI発電炉からごく少量の ^{131}I が放出されただけであったことが確かめられた。

DOEのチームはミルク試料は採取しなかったが、DER、EPA、食料薬品管理事務所と電力会社の毎日のサンプリングの結果は、指令部の中央データ基地に集められた。事故の当時、TMIから約20マイル以内に約50の大きな酪農農家が存在していたが、これらはほとんどTMIサイトがある広いサスケハナ川渓谷内に位置していた。図8に示すように、 $0.11 - 1.1 \text{ Bq/l}$ ($3 - 30 \text{ pCi/l}$)の範囲で汚染した試料の大半は、4月1、2日の間にTMIから北と南約2-4 kmの範囲で集められたものである。表IIIに示すように、その後、汚染した試料の1日当りの数と平均汚染濃度は減少した。

4月2日、EMLチームはTMIのまわりの37ヵ所で高圧電離箱とGe(Li)検出器を用いて非常に感度の高い野外線量測定を開始した。検出限界である 7.4 Bq/m^2 (0.2 nCi/m^2)程度の濃度の沈着 ^{131}I に特に注目した(参考文献 17)。表IVに示されているように、検出限界よりも少し上の、だいたい 98.5 Bq/m^2 (0.5 mCi/m^2)程度の値が東南東の近接した2地点で観測され、検出限界程度の小さな値も他の6ヵ所で観測された。4月9日に東南東で測定された γ 線スペクトルを図9に示す。DOEの指令センターの実験室で以前にNaI検出器を用いた試料の γ 線分析により得た ^{131}I 濃度と、EMLの測定値は全般的に良い一致を示した。

3月30日からEPAチームによる補足的なモニタリングが行われた。ヨウ素、ダスト、トリチウムを対象とした、数十の連続空気モニタステーションからなるネットワークを開設した。そのうちのいくつかには、放射性ガスを採取するために、エアコンプレッサーが設置された。

4月6日以降、DOEの活動の規模は次第に縮小された。緊急時体制は4月17日に解除された。そして、この日から指令部と事故後モニタリングの責任及び4000を越す測定結果を収めたデータ基地はEPAに引き継がれた。

5. 結論

TMI事故の環境への影響は結局それほど大きくはなかったが、連係して環境モニタリング活動を行う州や連邦の放射線局の能力の重要なテストとなった。これらのモニタリング活動は、DOEの指導の下に非常に専門的な基礎に立って行われた。いくつかの微妙な調整も含め、この経験は、再び重大な原子力事故が起きた場合に実行されるべく、今日完成されているFRMAPモニタリング計画の基礎となっている。

謝辞

この研究はBNLの安全環境保護課 (Safety and Environmental Protection Division) との契約に基づき、DOEにより援助を受けた。

(斎藤)

参考文献

1. P. L. CANTELON and R. C. WILLIAMS, "Crisis Contained," DOE/EV/10278-T1, U.S. Department of Energy (1980).
2. "Federal Radiological Emergency Response," FR 49:1789, p. 35896, Federal Emergency Management Agency (1984).
3. "Investigation into the March 28, 1979, Three Mile Island Accident," NUREG-0600, U.S. Nuclear Regulatory Commission (1979).
4. K. WOODWARD, "Assessment of Off-Site Radiation Dose from the Three Mile Island Unit 2 Accident," TDR-TMI-116, Pickard, Lowe & Garrick, Inc. (1979).
5. C. A. PELLETIER, "Radioiodine Behavior at TMI," presented at the TMI Public Health Fund Workshop, Philadelphia, Pennsylvania, November 12-13, 1984.
6. C. DISTENFELD and J. KLEMISH, "A Low Cost Air Sampling System for Nuclear Incident, Experience at TMI," BNL-27082, Brookhaven National Laboratory (1980).
7. "Airborne Cloud Tracking Measurements During the Three Mile Island Nuclear Station Accident," EG&G-10282-1009, EG&G Idaho, Inc. (1984).
8. A. P. HULL, "Emergency Preparedness for What? (Implications of the TMI-Accident)," *Nucl. News*, 24, 5, 61 (1981).
9. C. A. PELLETIER, P. D. VOILLEQUÉ, C. D. THOMAS, J. P. DANIEL, E. A. SCHLOMER, and J. R. NOYCE, "Preliminary Radioiodine Source Term and Inventory Assessment for TMI-2," SAI-139-82-12, Rev. 6, Science Applications, Inc. (1982).
10. J. D. KNOX, M. H. DICKERSON, G. D. GREENLY, P. H. GUDIKNEN, and T. J. SULLIVAN, "Utilization of the Atmospheric Release Advisory Capability (ARAC) Services During and After the Three Mile Island Accident," UCRL-52959, University of California, Lawrence Livermore National Laboratory (1980).
11. "Dose Assessment for the Population Surrounding the Three Mile Island Power Plant for the Period March 28 Through April 3, 1989," Internal Working Papers, DOE Dose Assessment Group at Command Post, U.S. Department of Energy (1979).
12. L. V. SPENCER, "Reported Test of Two Radiation Survey Instruments for EG&G, Inc.," DS7338/79, National Bureau of Standards (May 25, 1979).
13. J. A. AUXIER, C. D. BERGER, C. M. EISENHAUER, T. F. GESSELL, A. R. JONES, and M. E. MASTERSON, "Report of the Task Group on Health Physics and Dosimetry," *Report of the President's Commission on the Accident at Three Mile Island*, Appendix 12 (Oct. 1979).
14. A. P. HULL, "Revised Population Exposure Estimate in Vicinity of Three Mile Island Nuclear Power Station, March 29-April 10, 1979," Internal memorandum to L. J. DEAL, U.S. Department of Energy (May 3, 1979).
15. P. F. KNIGHT, J. T. ROBINSON, F. J. SLAGLE, and P. M. GARRETT, "A Review of Population Exposure at TMI," NSAC-26, Nuclear Safety Analysis Center (1981).
16. A. P. HULL, "A Critique of Source Term and Environmental Measurement at Three Mile Island," *IEEE Trans. Nucl. Sci.*, NS-27, 1, 664 (1980).
17. K. M. MILLER, C. GOGOLAK, M. BOYLE, and J. GOLBIN, "Radiation Measurements Following the Three Mile Island Accident," EML-357, Environmental Measurements Laboratory (1979).

表 I TMI原子力発電所から50マイル以内の住民に対する1979年3月29日から4月3日の期間の集団線量

Radius (miles)	Collective Dose (person-rem) ^a	Total Population ^b	Average Individual Exposure (mrem)
0 to 1	51.2	685	77.8
1 to 2	66.7	2017	33.1
2 to 3	482.2	7579	63.3
3 to 4	352.2	9676	36.4
4 to 5	76.4	8891	8.6
5 to 10	810.0	137474	5.9
10 to 20	137.4	577288	0.24
20 to 30	27.3	433001	0.063
30 to 40	1.9	273857	0.0069
40 to 50	0.3	713210	0.00048
Total	2095.7 (2000)	2165651	0.092 (0.9)

^aヘリコプタで観測された照射線量の半分が放射線ブルームによる地上での照射線量率であると仮定して

^bTMI-2の最終安全解析レポートからの22.50セクターと距離のデータを基に推定された1980年の人口

Note: 1 person-rem = 0.01 person-Sv
1 mrem = 0.01 Sv.

表 II 1979年3月28日から4月10日までの間にTMIの近傍でDOEにより採取された環境試料の分析結果のまとめ (参考文献 16)

	Sample Type	Number of Samples Collected	Number of Samples Less Than MDA ^a	Number of Samples Greater Than MDA ^a	Range of Positive Values
Period from March 28 to April 6	Stagnant surface water	122	122	---	---
	Rainwater	0	0	0	---
	Vegetation	236	234	2	0.1 to 0.3 nCi/m ²
	Soil	225	224	1	0.3 nCi/m ²
	Air	19	11	3	7 × 10 ⁻¹² to 3 × 10 ⁻¹¹ μCi/cm ³
		602			
Period from April 7 to April 10	Stagnant surface water	60	60	---	---
	Rainwater	17	17	0	---
	Vegetation	78	69	9	0.5 to 0.7 nCi/m ²
	Soil	27	27	0	---
	Air	23	11	12	6 × 10 ⁻¹² to 9 × 10 ⁻¹¹ μCi/cm ³
		205			

^aThe minimum detectable activity (MDA) or concentration levels varied but were ~1 nCi = 37 Bq, 1 μCi/cm³ = 37 kBq/cm³ (0.1 nCi/m² or 5 × 10⁻⁴ μCi/cm³).

表 III 3月30日から4月5日までのTMI近傍でのミルク試料中の¹³¹I濃度 (参考文献 16)

Date	Number Positive	Average Concentration	
		(pCi/l)	(Bq/l)
March 30	1	21	0.78
March 31	14	20	0.74
April 1	11	19	0.70
April 2	13	14	0.52
April 3	3	16	0.59
April 4	2	19	0.70
April 5	4	10	0.37

表 IV 4月3日から29日までTMI近傍でEMLにより測定された沈着¹³¹Iのレベル (参考文献 17)

Direction	Distance (km)	Date	Amount of Deposited ¹³¹ I	
			(nCi/m ²)	(Bq/m ²)
ESE	0.8	April 9	1.9	70.3
ESE	1.9	April 19	0.8	29.6
SE	3.0	April 10	0.4 ± 0.3	14.8 ± 11.1
SSE	2.9	April 4	0.6 ± 0.6	22.2 ± 22.2
S	4.0	April 11	0.3 ± 0.3	11.1 ± 11.1
NW	3.0	April 5	0.2 ± 0.2	7.4 ± 7.4
NW	10.2	April 7	0.4 ± 0.4	14.8 ± 14.8
N	1.9	April 3	0.4 ± 0.3	14.8 ± 11.1

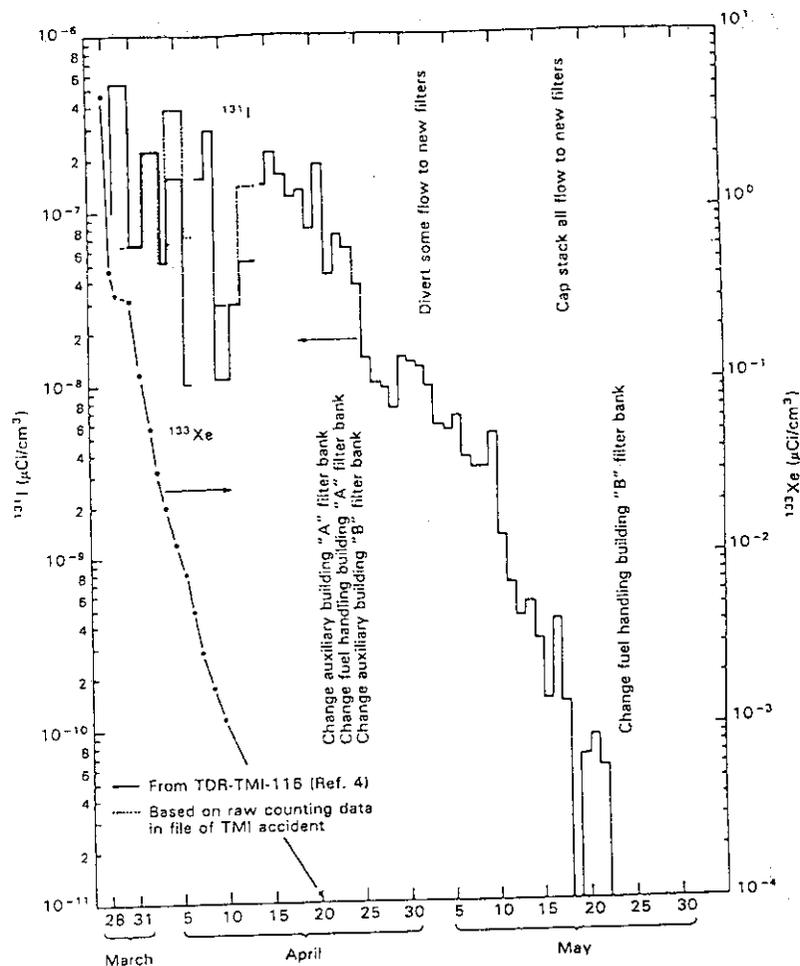


図 1 TMI-2の空気流出物の中の¹³³Xeと¹³¹Iの濃度の比較 (参考文献 4)

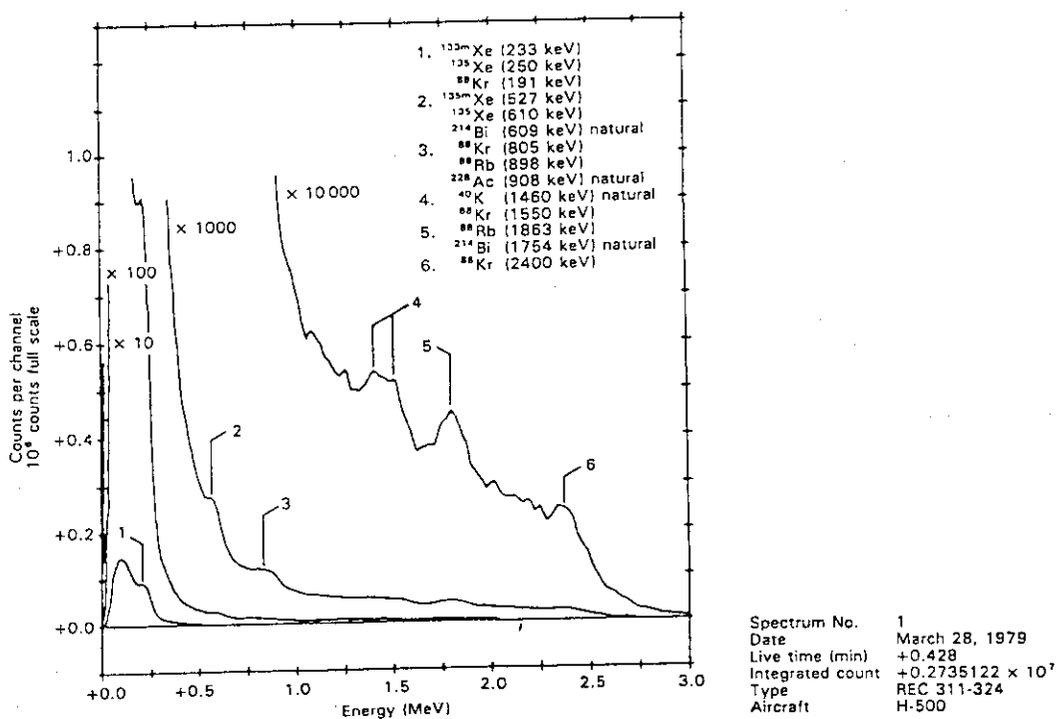


図 2 1979年3月28日TMIで航空機により測定された代表的スペクトル (参考文献 7)

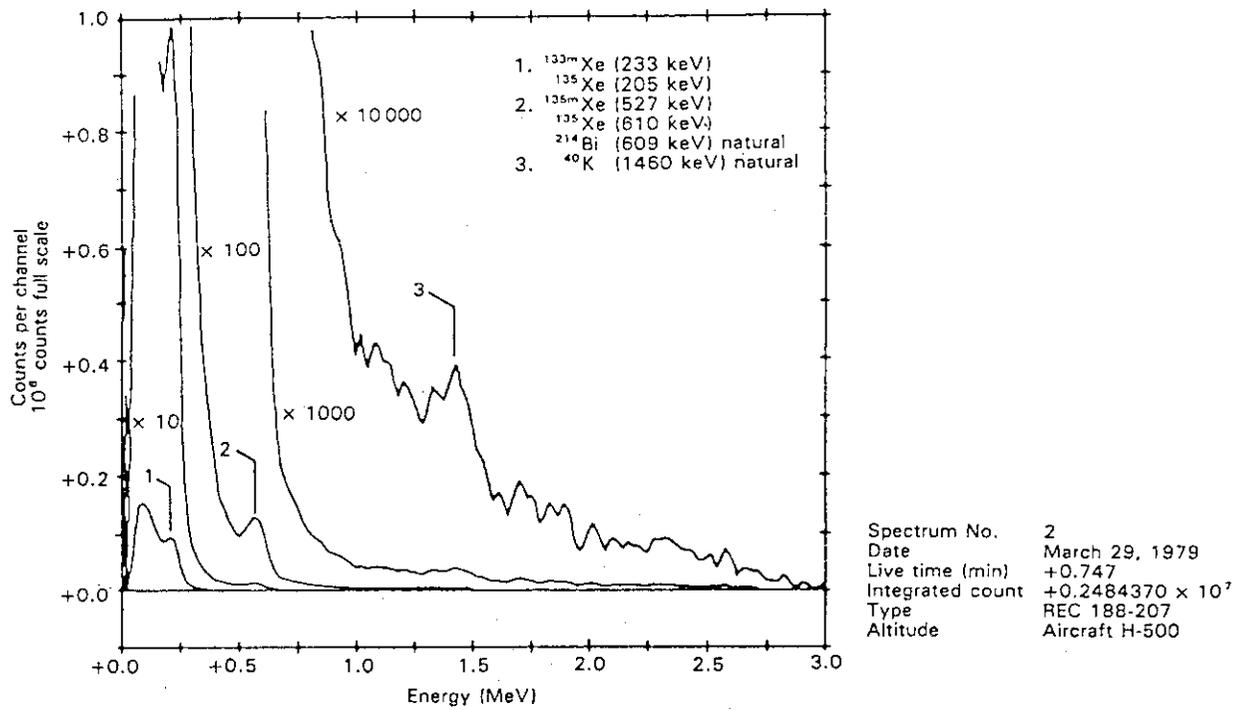


図 3 1979年3月29日TMIで航空機により測定された代表的スペクトル (参考文献 7)

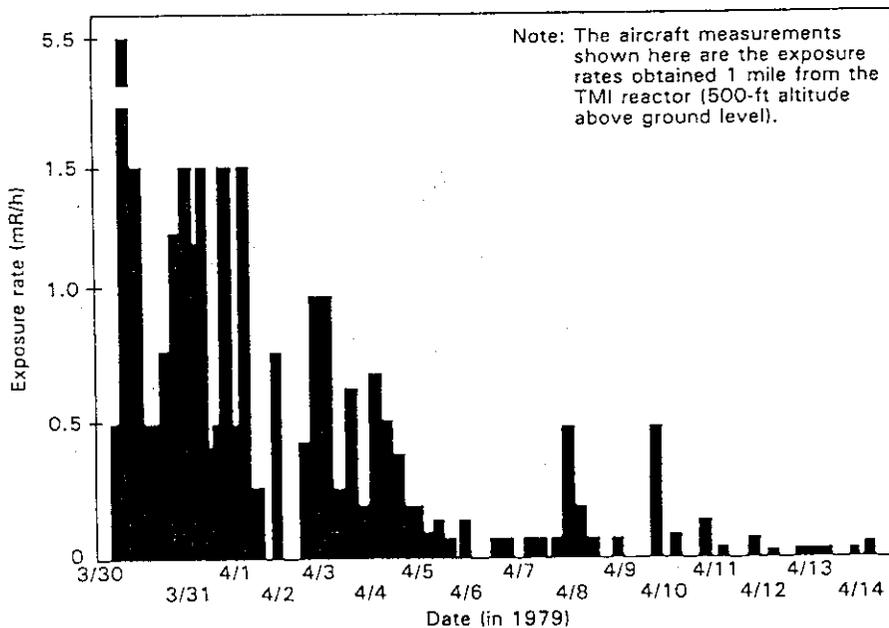


図 4 サイトから1マイルの地点でのブルーム軸上での照射線量率 (参考文献 7)

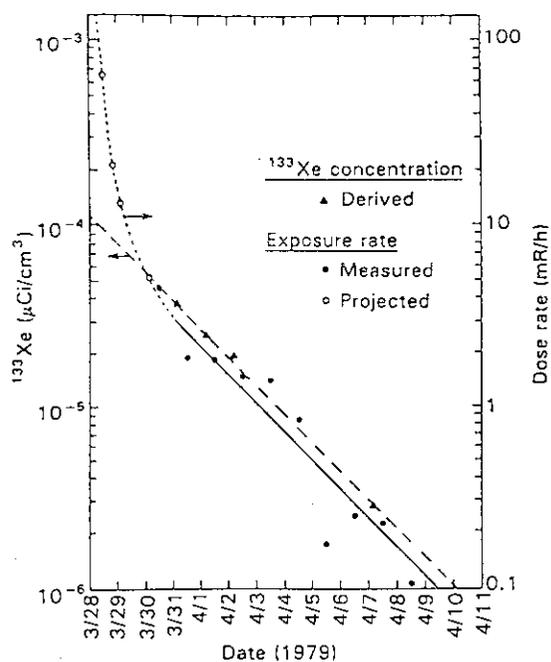


図 5 1979年3月28日と4月9日までのTMIから1マイルの地点でのブルーム軸上の平均線量率と¹³³Xe濃度

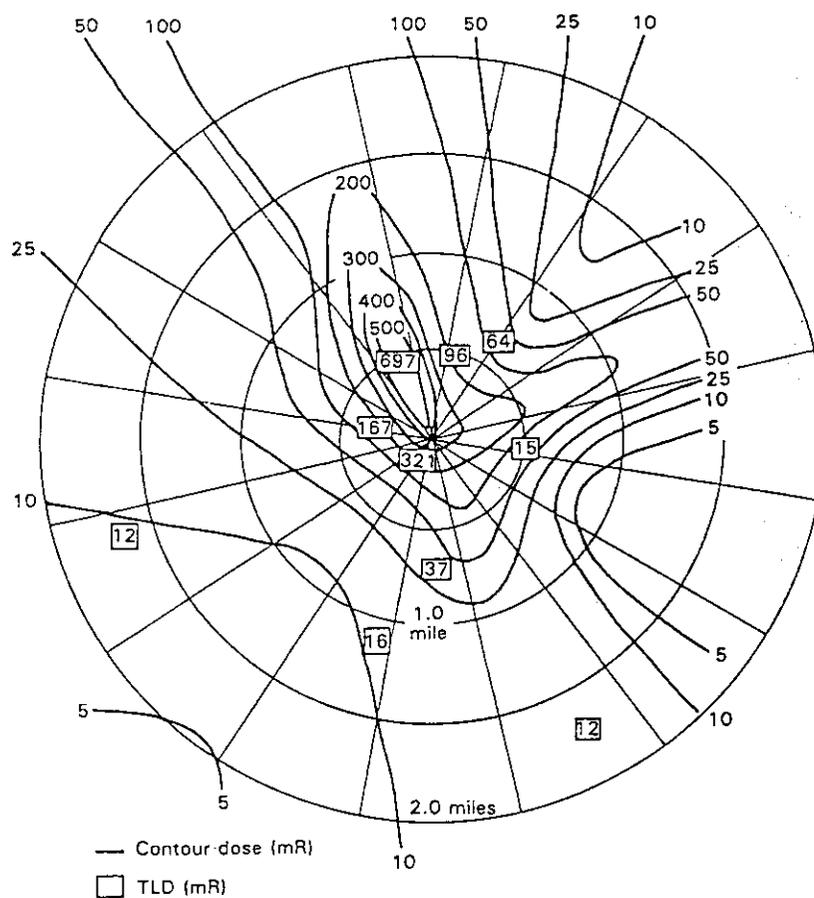


図 6 1979年3月28日から4月3日までのTMI近傍(3.2 kmまで)での推定線量

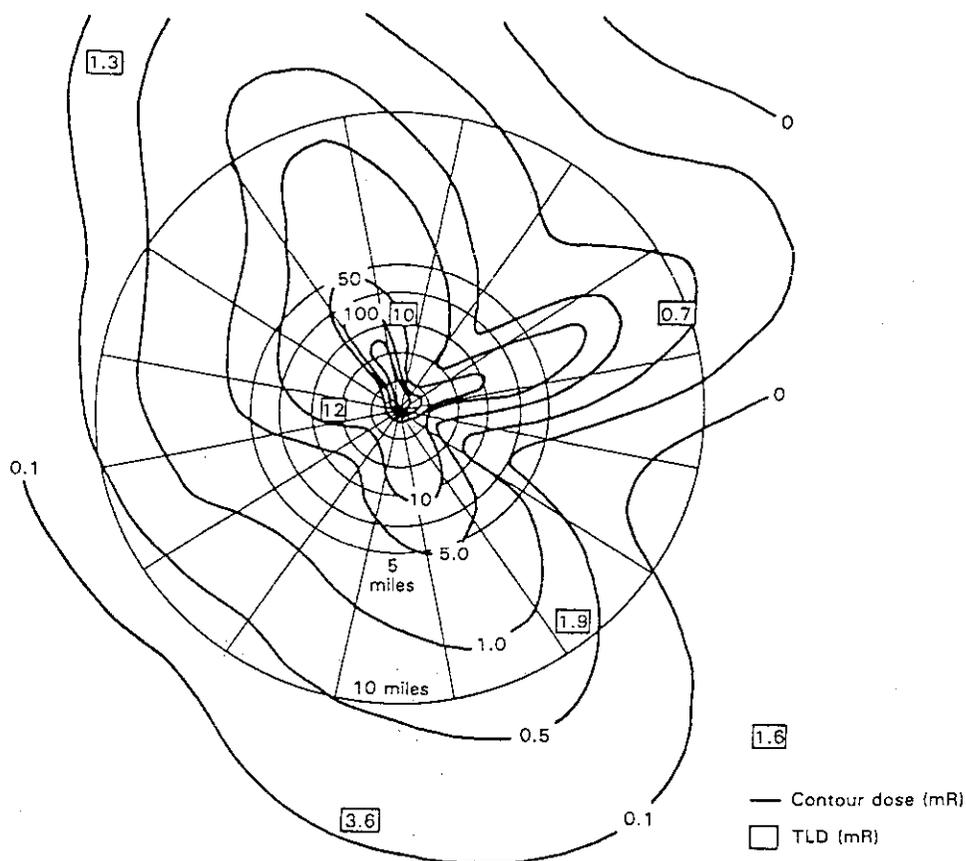


図 7 1979年3月28日から4月3日までのTMI近傍（16 kmまで）での推定線量

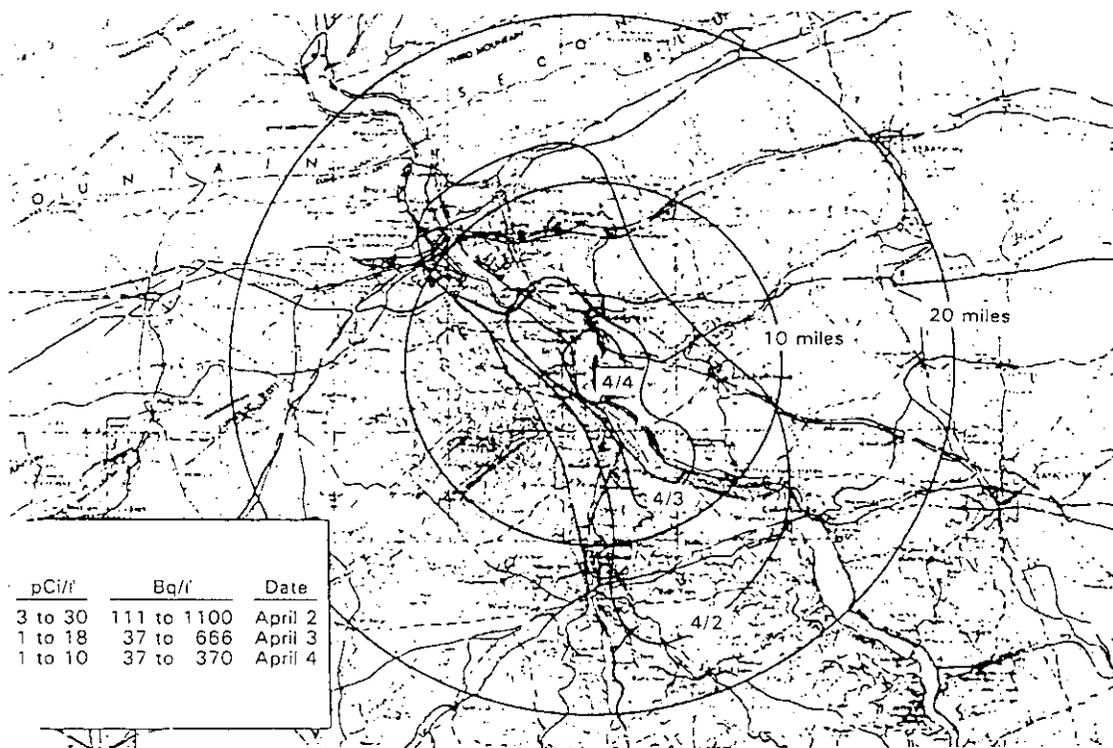


図 8 ミルク試料中の¹³¹I濃度

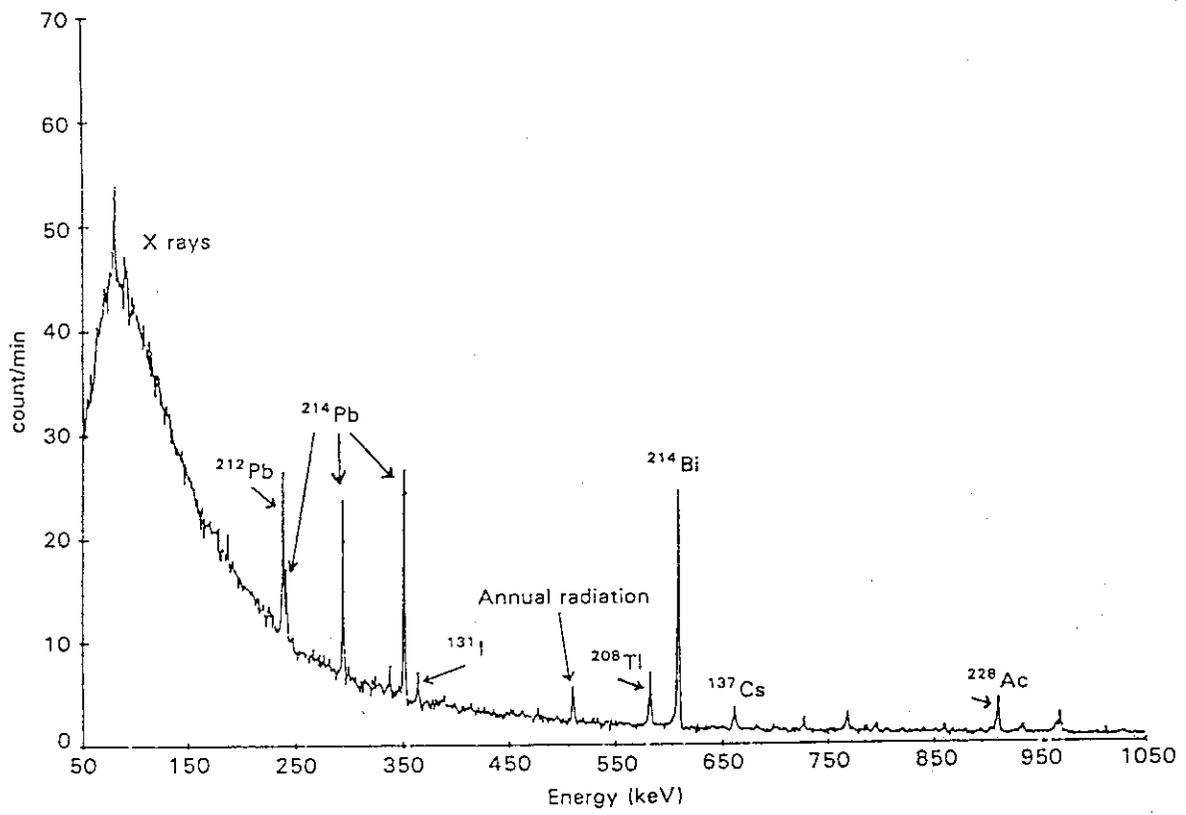


図 9 沈着¹³¹Iの存在を示すGe(Li)検出器による野外測定γ線スペクトル

2.4.4 スリーマイル島付近における一般公衆の被曝

(メリル アイゼンバッド)

EXPOSURE OF THE GENERAL PUBLIC NEAR THREE MILE ISLAND / Merrill Eisenbud
"NUCLEAR TECHNOLOGY" Vol.87, PP514-519, (Oct. 1989)

スリーマイル島原子力発電所2号機 (TMI-2) が炉心損傷を起こした結果、大量の一次冷却水が原子炉建屋、補助建屋、燃料取り扱い建屋へ放出された。放射性ヨウ素少量を含んだ希ガス中心の揮発性核分裂生成物 (FP) は施設内の空気中に漏洩し、施設排気系から排気筒を経由して環境中へ出た。汚染された水は建屋内に保持され、そこから制御されずに放出されることはなかった。

複数の政府機関や国立研究所から放射線モニタリング要員がTMI-2へ緊急召集された。彼等が収集したデータはペンシルバニア州、エネルギー省管轄の国立研究所、原子力規制委員会、環境保護庁、保健教育厚生省の技術職員によって解析された。これらの努力によって、最大の被曝を受けた個人の線量及びプラントから80.5km以内に住んでいた200万人以上の人々の受けた集団線量の推定が可能となった。

集団線量の推定値は28から35人・シーベルト (2800~3500人・レム) であった。個人に対する最大線量は1ミリシーベルト (100ミリレム) 以下と推定された。

敷地外における全ての集団線量は実質的に約370PBq (1000万Ci) の希ガス放出によるものであった。さらに、1.1TBq (30Ci) 以下の¹³¹Iと0.148TBq (4Ci) の¹³³Iが大気中に放出され、その他の少量の放射性核種がサスケハナ川に放出されたと推定される。

この集団線量の推定値に採用されているリスク係数を適用すると、被曝を受けた一般公衆は、生存中に放射線誘発によるガンにはかからないと結論される。

1. はじめに

スリーマイル島原子力発電所2号機 (TMI-2) の炉心損傷により、大量の核分裂生成物 (FP) が原子炉容器及び一次冷却系へ洩れ出し、FPの一部が原子炉建屋、補助建屋、燃料取り扱い建屋へ放出されるという結果をもたらした。希ガスを中心とし少量の放射性ヨウ素を含む揮発性の核分裂生成物 (FP) はプラント空気中に漏洩し、プラントの排気系から排気筒を通して環境中へ放出された。汚染された水は建屋内に保持され、そこから制御されずに放出されることはなかった。

事故発生時には、政府機関や国立研究所から放射線モニタリング要員が緊急召集され、

彼等が収集したデータはペンシルバニア州、エネルギー省（DOE）管轄の国立研究所、原子力規制委員会（NRC）、環境保護庁（EPA）、保健教育厚生省（HEW）の技術職員によって何回も検討され解析された。これらの努力によって、最大の被曝を受けた個人の線量及び事故により放射線を受けた全ての人々に対する集団全身線量の推定が可能となった。

最大の個人被曝線量は、一般公衆の被ったリスクの最大レベルを推定するのに用いることができる。実際には、この推定は最大照射線量地点に事故期間中屋外に遮蔽無しの状態で見続けたとした仮想的な個人に対して求められる。

人・シーベルト（人・Sv）または人・レム（人・rem）で表わされる集団線量は、リスクに曝された集団（公衆）の構成員が受けた個人線量の合計である。言い換えれば、平均線量と被曝を受けた人数との積である。集団線量によって将来発生するかもしれない放射線誘発ガン数の上限値が推定できる。その推定値を用いる理論的根拠は、放射線誘発の致死ガンまたは遺伝的影響の確率は線量に比例するという仮定に基づく。つまり10人中、1人だけが被曝して10mSv（1rem）の線量を受けたときも、10人全員が被曝して1mSv（0.1rem）ずつの線量を受けたときも、ガンが発生する確率は等しいということである。どちらの場合も集団線量は0.01人・Sv（1人・rem）である。公衆の中にガンが発生する確率は、このように集団線量とリスク係数（単位集団線量当りに生じる放射線誘発の影響頻度）の積から推定することができる。ここで用いられたリスク係数は100人・Sv（10,000人・rem）当り最大2件¹という期待値に基づいている。

原子力施設の事故による集団線量の推定は、慣例として発生源から80.5km以内の公衆に対して行われている。TMI-2の場合、約220万人の公衆がその範囲に含まれていた。個人線量は、当然のことながら、距離とともに急激に低下する。

2. 敷地外における線量の推定

施設からの放出及びTMI-2周辺の放射線レベルの測定は、公益事業体（電力会社）によって、また多くの州及び連邦政府機関の代表者によって実施された。得られたデータはすぐに解析され、省庁間線量評価特別グループ²、ピッカーード、ロウ アンド ガリック コンサルタント社³及びジョン ケメニー大統領委員会⁴による3つの主な報告書に掲載された。これら3つの調査グループによって推定された線量値を表 I に示す。これらはよく一致していることが分かる。

省庁間線量評価特別グループには、DOE、EPA、NRC及びHEWからの代表が参加した。この報告書は事故の約6週間後に出され、16から53人・Sv（1600から5300人・rem）の間に入る4つの推定値（平均3300人・rem）を示した。これらの推定値に見通しを与えるため、省庁間グループは、公衆200万人に対する自然放射線による集団線量が、丸めた値として年間2400人・Sv（24万人・rem）となり、これは事故による集団線量の70倍以上にあたと述べた。言い換えれば、TMI-2事故による集団線量は自然放射線から通常受ける線量の約5日分と等価である。省庁間グループの報告書はまた、敷地外に居た個人が受けた最大線量

の最も確かと考えられる値は1mSv(100mrem)以下であると結論づけた。

2番目の報告書³は、ピッカーード、ロウ アンド ガリック コンサルタント社により事故の約3ヵ月後に出された。この報告書は、電力会社が独自の解析を行うために依頼したものである。この報告書も集団線量を35人・Sv(3500人・rem)と推定した。個人最大線量の推定値は0.76mSv(76mrem)であった。

ケメニー委員会は1979年遅く報告書を出し、最も確からしい集団線量は28人・Sv(2800人・rem)、敷地外に居た個人の最大線量は約0.7mSv(70mrem)と推定した。

このように、3つの報告書による集団線量の推定値は何れも28から35人・Sv(2800から3500人・rem)の間に入り、極めて良い一致を示している。事故による健康への影響を評価する目的では、3つのグループによる線量の推定値は本質的に同じであり、十分な根拠をもって、これらの値は確信して受け入れることができると結論される。しかし、政府の調査は線量を過小評価しているとする報告書がすぐに出始めた。これらの主張は、ベイ⁵によってTMI-2住民健康基金(PHF)のために作成された報告書にまとめられている。PHFは、GPUN社に対する多くの賠償要求の調停の一環として事故の後に設立されたものである。PHFは、損害賠償申立人の顧問弁護士団長が統括している。1985年に、PHFはTMI-2の線量測定に関する100人規模の会合を主催した。その会合の報告集⁶は、政府調査委員会による推定値の妥当性を疑う如何なる理由も示していない。

本質的に全ての敷地外における集団全身線量は、損傷した炉心から一次冷却水中に洩れ出し施設の排気系を通して環境中へ放出された約370PBq(1000万Ci)の希ガス放出によるものであった。さらに、1.1TBq(30Ci)の¹³¹Iと0.148TBq(4Ci)の¹³³Iが大気中、放出されたと推定される。これらの希ガス以外の放射性核種は集団全身線量に寄与していない。事故後全身計測を受けた762人のなかでは、通常存在するもの以外の放射性核種の吸収は観測されなかった⁷。放射性ヨウ素の放出が測定できる被曝をもたらさなかったことはとくに重要である。

3. 希ガス

事故期間中のTMI-2周辺におけるγ線線量の唯一の測定は、敷地内外の距離260mから2400mの24地点に設置された熱蛍光線量計(TLD)によって行われた。測定地点の内20地点は電力会社によって、4地点はペンシルバニア州によって管理された。これらのTLDは、施設の運転開始以来ルーチン・モニタリング用に使用されていたものである。事故発生の日後に、TLDはNRCによってさらに37地点に追加設置されたが、放出の大半はそれらの設置より前であったため新たに得られた情報は殆ど無い。しかしながら、追加設置されたTLDによって、最初の3日間の後には事故による被曝がなかったことが裏付けられた。

TLDが設置された当初の20地点から得られたデータは、敷地外における個人の最大線量及び施設から80.5km以内に居住する200万人の公衆に対する集団線量の推定に用いられた。

推定は、20地点における測定値と、チャート紙に連続的に記録された希ガス放出率及び気象条件とを関連づけることによって行われた。

この線量推定方法における重要な仮定は、全ての揮発性放射性核種は原子炉建屋から燃料取り扱い建屋及び補助建屋へと移行し、1つの施設排気口を通して環境中へ放出されたというものである。もしこれ以外の移行経路があれば、この方法は実際の線量を過小評価することになる。この可能性はベイのグループによって提起されたが、建屋及び排気系を注意深く検査して得られた情報からはそのような可能性は支持できない。殆ど全ての放射性希ガスが地上48mの高さにある施設排気口から大気中へ放出されたということはほぼ疑いがないようである。

排気中の粒子状物質、 ^{131}I 及び希ガスは、排気筒最上部から数フィート下に位置するモニタで測定された。事故発生から最初の3時間の間、このモニタは異常放射能を記録していないが、その後あつという間に振り切れた。しかしながら、排気筒につながる2つの主配管の間にある原子炉格納容器建屋内のエリアモニタはその期間中作動し続け、排気筒モニタが振り切れた後の期間中の排気筒からの放出を再現する手段を提供することとなった。排気筒モニタが振り切れる前を除いて放出開始後約40分間、排気筒モニタ及びエリアモニタの2つの測定器は両方とも作動し続けていたのでそのようなことができたのである。2つのモニタからのチャート紙が検討された際、両方とも作動していた期間中、両測定値の間に明確な比例関係が認められた。排気筒モニタは放出率に関する情報を与えるように校正されていたので、両方のモニタが作動していた期間中に見られた比例関係を用いることによって、排気筒モニタが振り切れていた期間中の推定が可能となった。

このサイトには、15分間隔で連続データを得る気象観測塔もあった。このように、線量率推定を行うのに用いたデータベースは、

- (a) 20地点においてTLDによって測定された線量
- (b) 15分間隔の連続気象データ
- (c) 格納容器の γ 線レベルの変化を記録したチャート紙記録（この値は、排気塔の放出率モニタによって記録された線量値に比例することが示された）

これらが、事故後色々な調査によって、施設から80.5km以内での線量を再現するのに用いられた基本データであった。表Iに示されたように、調査相互の一致は非常に良好であった。

ベイのグループは、「被曝期間の一部に、放出物がTLDとTLDとの間にある見逃し帯域（ウィンドウ）を通過したため、希ガスからの線量は過小に評価されたかもしれない」と指摘した。もしそうであれば、 γ 線はTLDに到達するまでに減衰してしまう。この可能性は1984年の線量測定会議において長い時間をかけて議論されたが、この仮説を支持する調査委員はいなかった。

ベイは、集団線量の推定値は過小評価かも知れないという結論を出すために、初め2つの参考文献を引用した。1つは京大のセオによる未公開資料のレビュー、もう1つはNRCの

原子力安全及び許認可局でのケプフォードによる証言である。セオもPHF会合に参加していたが、彼の主張もケプフォードの主張も他の参加者に論破された。

4. 放射性ヨウ素

事故により、約1.1TBq(30Ci)の ^{131}I と0.15TBq(4Ci)の ^{133}I が環境中に放出されたと推定された。この推定値は、施設換気系に設置されたヨウ素フィルタの分析から得られ、事故後に収集された数多くの環境試料中に放射性ヨウ素が検出されなかったことから、大きな誤差はないであろう。希ガスと異なり、 ^{131}I は田園地帯を通過する際に地表面、動物、植物及び人間を汚染し、容易に検出できる証拠を残していく。TMI-2周辺で検出された ^{131}I の量が非常に少ないことは明白であり、 ^{131}I の放出量は少なかったという通常受入れられている結論と一致する。事故後調査に関わる様々な機関によって、全ての種類の何千もの試料が収集され、分析された。それらの測定の中には、施設から3マイル以内に住む762人の全身計測値も含まれていたが、その全てから有意なヨウ素は検出されなかった。

甲状腺線量が小さいことは明らかになったが、統計精度上の問題によりミルクの分析によって集団線量を適切に評価できなかった。問題は、殆どの結果が検出限界以下であったために生じた。もし検出限界以下の試料に検出限界値をあてると、平均値は正のバイアスを受ける。もし検出限界以下の試料に0をあてると、その逆となる。そのため線量評価は、検出限界値以上の値を有するほんの一部の試料についてのみ行われた。従って、この結果は試料全体に対しては適用できない。何故ならば、試料全体の平均値は検出限界以上の試料の平均値より低いはずだからである。ケメニー委員会は、このような計算方法を用いて敷地外での大人の甲状腺線量を約 $50\mu\text{Sv}$ (5mrem)と推定した。真の平均値は明らかにこれより低い。全ての全身計測値が検出限界以下であったことはとくに意味がある。

事故後における牛乳中の ^{131}I 濃度の平均値は 0.35Bq/l (9.4pCi/l)であった。この値は、大気圏内核実験後に米国内で消費されたミルクに見られた値よりもはるかに低い。また、チェルノブイル事故後に米国内で観測された値よりも低い。

セオは、 ^{131}I の放出は合計 1.6PBq (43000Ci)に上った可能性があると示唆した。それに対しては、もし放出量が推定値のさらにその一部分であったとしても環境中には ^{131}I の存在を示す十分な証拠が残るはずである、と指摘すれば反論として十分である。例えば1957年のウインズケール原子炉事故での経験を取り上げてみよう。その時は、 740TBq (20000Ci)の ^{131}I と少量の他の核種が放出されたと推定されている。これだけの量の放射性ヨウ素が施設周辺の 200km^2 を超える田園地帯を汚染して、牛乳中の ^{131}I 濃度は 59kBq/l ($1.6\mu\text{Ci/l}$)に上った。その時、風下の広い地域で空間 γ 線レベルが20倍に上昇した(参考文献10)。

今回の事故の後で、TMI-2周辺では広域の γ 線サーベイが実施され、大量の放出があれば自然放射線レベルを上回る $0.02\mu\text{Gy/h}$ ($2\mu\text{R/h}$)程度の線量率上昇が検出されたはずであるが、そのような上昇はどこにも見られなかった。 ^{131}I の存在を検出するさらに感度の

高い指標は草や土壌への沈着量である。ベイは、事故後TMI-2周辺の草や土壌から少量の ^{131}I を検出して、放出量は4Ciを超えないものと推察できると述べたが、この値は公式の推定値15Ciを下回るものである。このように低い推定値に加え、人体の甲状腺測定でも確たる証拠がないことから、線量推定には不確実性が含まれる大きな余地があるものの、 ^{131}I の放出量は無視できるという結論は変わらない。

ヨウ素は有機物の形で放出されたためサンプリング機器の効率に影響を与え、線量推定モデルが正しくないかもしれないという指摘もあった。この可能性も線量測定会議で徹底的に議論され、ペルチエ¹¹は、 ^{131}I は単体で生成されるが徐々にメチルヨウ素の形に変化すると反論した。施設内で事故後10日目に採取された試料を見ると、その時50%が無機ヨウ素であったものが10日後には90%がメチル化されていた。

5. 長寿命核種

^{137}Cs は他の長寿命核種より揮発性が高い。また、比較的長い半減期(30年)のため、1963年の核実験禁止条約以前に行われた大気中核兵器実験によって生じたフォールアウトとして現在も環境中に存在する。事故後に γ 線スペクトロメトリーによって行われたTMI-2周辺広域環境モニタリングでは、核実験によるフォールアウトとして残留していることが分かっている ^{137}Cs 以上のものは検出されなかった。 ^{90}Sr は、 ^{137}Cs に近い28年という半減期をもった β 線放出FPである。これはCsよりさらに揮発性が高いため、Csが存在しないような場所には存在しないと考えられる。これら以外に環境上重要な長寿命核種はない。

6. 液体の放出

スリーマイル島はサスケハナ川に浮かんでおり、川へはTMI-1、2号機、及び他の原子力施設からの低レベル放射性廃棄物がルーチンの放出されていたが、これはNRCによる運転許認可の制限条項によって規制を受けている。平常時には、タービン建屋や作業用建屋などの非放射性発生源からの廃液がモニタリングなしで放出されていた。しかし、この廃液を貯めていたタンクが微量のFP及び放射化生成物によって汚染されていることが分かったため、このルーチン作業は事故後直ちに停止された。事故の約1日後、このタンクの貯蔵廃液量は160万リットルに達し、オーバーフロー寸前であった。NRCの現地代表は施設管理部門に対して、この廃液に含まれる放射エネルギーはNRCの規制レベル以下であるから川への放出に反対しないと伝えた。そしてルーチン的な方法で放出が始められたが、公衆の反感を買う恐れがあるとの判断により、放出はNRCの主導の下に停止された。放出が停止されるまでの間に、約390GBq(11Ci)の ^3H 、7.4GBq(0.2Ci)のFP及び放射化生成物が放出されていた。事故中も事故後も、川への放出は全てモニタリングされていた。川への核種別放出量を表IIに示す(参考文献3)。川の水または魚の消費による最大線量は $10\mu\text{Sv}$ (1mrem)以下と推定された。

これらの制御された放出による公衆への線量寄与が非常に小さかったとしても、廃液の放出は、事故以後現在に至るまで続く相当な論議を呼んだ。公衆の反発は極めて強硬で、事故以後10年間、川への放出は全く行われていない。その間に約37TBq(1000Ci)の ^3H と微量の ^{90}Sr 、 ^{137}Cs 、 ^{14}C を除いて実質的に除染された廃液の量は1800万リットルにまで膨らんだ。

この廃液はNRCの規制レベルを超えることなくルーチン的に放出可能であった。しかしながら、このような事情により放出は不可能となり、今や浄化がほぼ終了しようとする時期に至り、廃液をどうするのかの決定がなされねばならない。色々な選択肢がNCRP (National Council on Radiation Protection and Measurements: 米国放射線防護・測定審議会) によって吟味され¹²、環境影響報告書¹³の中にまとめられてNRCへ提出された。そこでは、川への放出処分が望ましい方法であり、それによる敷地外での最大個人線量は $0.6 \mu\text{Sv}$ (0.06mrem) であると結論されている。この選択肢は、約290~360万ドルで完了できる。

川への処分に対する反対のため、GPUN社は廃液を蒸発乾固させた上で固体廃棄物として敷地外貯蔵施設に輸送することを提案した。この選択は最大 $7 \mu\text{Sv}$ (0.7mrem) の無意味な個人線量を与える結果となるが、この値は川へ処分した場合の線量よりも高くなるであろう。集団線量は約 $0.03 \text{人} \cdot \text{Sv}$ ($3 \text{人} \cdot \text{rem}$) に上ろうが、これも川へ処分した場合より高い。この選択を実施するための費用は620~1200万ドルと推定されている。

この件に関する公聴会が開かれ、この原稿を執筆している間にもNRCが廃液を蒸発させることを認める情勢となってきた。この一連の出来事は、低レベル放射能被曝に対する昨今の公衆の過敏性を表わすものとして興味深いものがある。

川への処分の費用—便益的な側面についてもふれておく必要がある。 $0.03 \text{人} \cdot \text{Sv}$ ($3 \text{人} \cdot \text{rem}$) の集団線量によってその集団内に発生すると予想される致死性ガンは0.0006件以下であろう。もし川への廃棄または蒸発以外の手段によって廃液を処分する費用が、丸めた値として1000万ドルと仮定すると、1件の致死性ガンを防ぐために投資された額は、 $1000 \text{万ドル} / 0.0006 = 170 \text{億ドル}$ となる。実際のガン発生数が0.0006件以下であることは疑いなく、1件の致死性ガンを防ぐために投資された額はそれに対応してさらに大きくなる。

費用がドルで、便益が人間の寿命で表わされると、多くの人々は費用—便益解析に基づいて意思決定することに矛盾を感じるが、社会がそれ以外の救命的方策を採用するか否かを決めるときはこのような方法に依っているのである。資源は限られているのになすべきことが多い社会では、他の選択はない。公衆衛生の分野は比較的穏当な費用で満足できるような要求で一杯なのである。

(長岡)

参考文献

1. "Recommendations on Limits for Exposure to Ionizing Radiation," Report No. 91, National Council on Radiation Protection and Measurements (1987). (The coefficient used in this paper is rounded from the given estimate of 1.65 per 100 person-Sv.)
2. L. BATTIST, J. BUCHANAN, F. CONGEL, C. NELSON, M. NELSON, H. PETERSON, and M. ROSENSTEIN, "Population Dose and Health Impact of the Accident at Three Mile Island Nuclear Station. A Report of the Ad Hoc Population Dose Assessment Group," NUREG-0558, U.S. Nuclear Regulatory Commission (May 10, 1979).
3. K. WOODARD, "Assessment of the Off-Site Radiation Dose from the Three Mile Island Unit 2 Accident," TDR-TMI-116, GPU Service Corporation (1979).
4. J. G. KEMENY, Chairman, "Report of the President's Commission on the Accident at Three Mile Island" (1979).
5. J. BEYEA, "A Review of the Dose Assessments at Three Mile Island and Recommendations for Future Research," Three Mile Island Public Health Fund (1984).
6. *Proc. Workshop Three Mile Island Dosimetry*, Philadelphia, Pennsylvania, November 12-13, 1984, Three Mile Island Public Health Fund (1985).
7. "The Public Whole Body Counting Program Following the Three Mile Island Accident," NUREG-0636, U.S. Nuclear Regulatory Commission (1980).
8. T. SEO, "Radioiodine Release from TMI-2," *Proc. Workshop Three Mile Island Dosimetry*, Philadelphia, Pennsylvania, November 12-13, 1984, p. 237, Three Mile Island Public Health Fund (1985).
9. "Updated Background Information on the Nuclear Reactor Accident at Chernobyl, USSR," World Health Organization, Geneva (June 16, 1986).
10. H. J. DUNSTER, H. HOWELLS, and W. J. TEMPLETON, "District Surveys Following the Windscale Incident, October 1957," *Proc. Int. Conf. Peaceful Uses of Atomic Energy*, Geneva, Switzerland (1958).
11. C. A. PELLETIER, "Radioiodine Behavior at TMI," *Proc. Workshop Three Mile Island Dosimetry*, p. A75, Three Mile Island Public Health Fund (1985).
12. "Guidelines for the Release of Waste Water from Nuclear Facilities with Special Reference to the Public Health Significance of the Proposed Release of Treated Waste Waters at Three Mile Island," Commentary No. 4, National Council on Radiation Protection and Measurements (1987).
13. "Programmatic Environmental Impact Statement. Final Supplement Dealing with Accident Generated Water," NUREG-0683, Supplement No. 2, U.S. Nuclear Regulatory Commission (1987).
14. M. EISENBUD, "The Disparate Costs of Risk Avoidance," *Science*, 241 (Sep. 9, 1988).

表 I TMI-2事故による敷地外線量の推定値

	最大個人線量 [mrem] [mSv]	集団線量 [人・rem] [(人・Sv)]
線量評価グループ ²	<100 (<1)	3300(1600~5300) (16~53)
Woodard ³	76 (0.76)	3500 (35)
大統領委員会 ⁴	70 (0.7)	2800 (28)

表 II サスケハナ川への放出核種一覧³
(1979年3月28日~4月30日)

核種	放出量	
	Bq	Ci
³ H	4.0・10 ¹¹	11
⁵¹ Cr	1.3・10 ⁷	3.5・10 ⁻⁴
⁵⁴ Mn	1.3・10 ⁷	4.1・10 ⁻⁴
⁵⁸ Co	8.1・10 ⁸	0.022
⁶⁰ Co	2.6・10 ⁸	6.9・10 ⁻³
⁹⁵ Zr	1.8・10 ⁶	4.8・10 ⁻⁵
⁹⁵ Nb	6.7・10 ⁶	1.8・10 ⁻⁴
^{110m} Ag	4.8・10 ⁷	1.3・10 ⁻³
¹³¹ I	8.7・10 ⁹	0.24
¹³³ I	1.3・10 ⁷	3.4・10 ⁻⁴
¹³³ Xe	5.2・10 ⁶	1.4・10 ⁻⁴
¹³⁴ Cs	7.8・10 ⁷	2.1・10 ⁻³
¹³⁶ Cs	10.0・10 ⁶	2.7・10 ⁻⁴
¹³⁷ Cs	2.1・10 ⁸	5.6・10 ⁻³
¹⁴⁰ La	4.4・10 ⁷	1.2・10 ⁻³
¹⁴⁰ Ba	2.2・10 ⁷	5.9・10 ⁻⁴

注：1号機からの放出を含む。

2.4.5 TMI-2 復旧時の作業員被曝

(ディール J. マーチャント、GPU 社)

WORKER EXPOSURES DURING THE THREE MILE ISLAND UNIT 2 RECOVERY

Dale J. Merchant, GPU Nuclear Corporation

"NUCLEAR TECHNOLOGY" Vol.87, PP1099-1105, (Dec. 1989)

TMI-2 号機復旧作業に係る作業員の外部および内部被曝が概括されている。1979年の事故の結果、プラントには数分間で連邦規則の線量限度に到達し、人がそれ以上立ち入り出来ない放射線環境下の区域が多数残存することになった。復旧には、これまで米国商用原子力産業で試みられなかったような、多くのユニークな作業が必要となった。全体的に“線量を合理的に達成できる限り低く保つ”原則の履行を義務づけたことは、復旧を急速に進める一方で、個人および集団の被曝を容認できるまでに低く保つことに役立った。

1979年に最初に投入された作業員の行動は、プラントを安定化させ事故の損傷の程度を評価することにあつたので、連邦の個人限度を超える放射線被曝はなかつた。1980年以降の毎年の個人年間線量は0.04 Sv(4 rem)以下で、作業員の平均年間線量は米国原子力産業の平均値と同程度のものであつた。年間の集団被曝は初期のプラント安定化以後増加してきた。1980～1983年に集団線量が比較的低くなっているのは、初期除染や線量低減の対策が行われた一方で、復旧のための技術計画とエンジニアリング段階であつたことを反映している。予備的な原子炉容器作業の準備と実際の燃料取り出し作業が1984年から1985年にかけて開始された。1986年と1987年の集団線量は、全面的な燃料取り出しと除染活動に対応している。

1988年8月迄に作業員が実際に受けた積算線量は、～53人・Sv(5,300人・rem)であつた。復旧作業全体では、70人・Sv(7,000人・rem)以下の積算線量を使うことが予想される。この集団線量は、米国原子力規制委員会の当初の推定値である30～80人・Sv(3,000～8,000人・rem)の範囲内にあり、同じ期間にわたる米国の商用原子力発電所の平均集団線量と同程度である。

1. はじめに

スリーマイル島2号機(TMI-2)の浄化計画は、作業員に対する個人および集団の被曝を低減するために省線量の方策を用いて実施されてきた。本論文では、これらの手法の幾つかを論じるとともに、復旧作業中に受けた作業員の被曝、すなわち全身、皮膚および内部被曝について概括する。

2. 作業者の集団線量

TMI-2 の復旧作業を完遂するために受ける集積線量に関しては、米国原子力規制委員会(NRC)によって、1981年3月に公表された初版の「環境影響声明要綱(Programmatic Environmental Impact Statement, PEIS)」の中で最初の推定が行われた。その時点では原子炉建屋(RB)の放射性物質の状況は明らかでなく、原子炉の炉心損傷の程度も不明であった。初版のPEISは、浄化計画完遂のための積算線量の推定値として20-80人・Sv(2,000-8,000人・rem)を計上した。その後1984年10月に、TMI-2除染に関する多数の代替計画案とそれに伴う積算線量の概算値を示した改訂版PEISが発行された。その改訂版PEIS時に最良とされた代替案は、燃料取り出しと除染による線量低減策で、推定の集団線量は130-460人・Sv(13,000-46,000人・rem)であった。実際には、1988年8月までに作業者が受けた積算線量は約53人・Sv(5,300人・rem)である。プラントを燃料取り出し後監視保管(PDMS)状態に移行する1989年までには、70人・Sv(7,000人・rem)以下の線量になるであろう。表IにPEISによる推定積算線量値の要約を示す。

年間の全作業者の集団線量と最大年間個人線量を表IIに示す。この表は、作業が初期の計画とエンジニアリング段階から後年の作業計画の履行の段階へと移行するにつれて、作業者の集団線量が増加する傾向にあることを示している。

復旧の初期においては、毎年の活動に関する作業見通しは完全には明らかにされておらず、明確に定められてもいなかった。この期間(1980～1983年)には、浄化作業として、主に原子炉建屋外での放射性廃棄物の処理、日常的業務、小規模な除染作業が含まれている。原子炉建屋内については、状況を明確化すること、除染し線量低減をおこなうこと、および、主クレーンを改装することに重点がおかれた。最初のプラントの安定化の期間は、広範囲にわたる技術計画とエンジニアリングに活動が集中したので、集団線量が比較的少なくなっているのが特徴である。原子炉建屋の放射性物質の状況が確認され、炉心損傷の程度が明らかにされるにつれて、原子炉建屋において必要な復旧作業を完遂するには、かなりの作業員数と時間が必要であることが分かってきた。

予測された作業員数と時間の影響を評価した結果をふまえ、原子炉建屋内作業においては、大幅な線量低減をはかる計画に着手することが決定された。これらの作業には、除染(装置、床と壁、空気冷却系)、遮蔽(床のドレンと貫通孔、装置)および線源除去(地階にある水、装置)が含まれる。1982年と1983年には、TMI-2で受ける全集団線量の少なくとも30%が原子炉建屋の状況把握と線量低減の対策に使われた。この計画が順調に進行していることは、原子炉建屋における作業員の平均線量が1981年の1.09 mSv/人・h(109 mrem/人・h)から1984年の0.54 mSv/人・h(52 mrem/人・h)に減少していることから証明される。1982年に組織された線量低減化専門委員会(The Dose Reduction Task Force)がこれらの結果を達成するのに役立った。各専門分野からの知識と経験を有する管理

者や技術者で構成されるこの委員会は、この計画実行を監督し、達成すべき目標を明らかにし、計画の進行を判断するために定期的に会合した。

1984年と1985年には、先の計画とエンジニアリング段階の評価を受けて、原子炉建屋地階のロボットによる除去作業を手始めに、燃料取り出し装置の設置、損傷した炉心から実際の燃料取り出し開始へと進行した。表Ⅱが示すように、年間の集団線量はこの期から急激に増加した。原子炉建屋における平均線量率は下降傾向が続いているが、人・時間数は、原子炉建屋における毎年の人・時間数がその前年の人・時間数の2倍になるというふうに、等比級数的に増加した。これらの傾向は図1に明確に示されている。原子炉建屋外の浄化活動も、必要な日常業務の機能に加えて、全面的な区画除染作業を開始するなど強化された。

1986年初期からの集団線量には、24時間体制での原子炉容器からの燃料取り出し活動、主にロボットによる原子炉建屋地階における除染作業、及び原子炉建屋外で強化された区画除染作業の結果が反映している。現在、原子炉建屋での人・時間数は平均50,000/年であるけれども、作業者の平均線量率を約0.15 mSv/人・h(15 mrem/人・h)と一層低くすることによって、総作業量の線量は容認できる程度に低く保たれてきている。フル稼働の体制で復旧作業が加速的に進展したために、図2に示すように、年間の作業者集団線量は最近の原子力産業における平均値にほぼ匹敵するものになった。しかしながら、作業者の線量を厳密に計画し管理したことによって、年間の作業者個人線量は産業における平均値と比較できる程度に保たれた。(図3参照)

最近の1987年1月1日から1988年6月3日の間における復旧作業で受けた作業者線量の分布を表Ⅲに示す。表に示されるように、作業者線量の50%以上が燃料取り出し操作とそれに関連する作業で使われた。

3. 皮膚線量

TMI-2事故の結果、多量の放射性核分裂生成物がプラント中に拡がった。しかし幸いにも、原子炉はほんの2~3ヵ月しか全出力運転をしていなかったため、放射化生成物、とりわけ ^{60}Co の生成は僅かであった。核分裂生成物の内、 ^{90}Sr とその娘核種 ^{90}Y からのベータ放射線が存在しており、それは、担当した放射線管理部(radiological controls department, RCD)が商用原子力発電産業においてかつて経験しなかったほどに大規模のものであった。 $^{90}\text{Sr}/^{90}\text{Y}$ は通常よく存在する核分裂生成物であるが、浄化作業時に極めて高いレベルのものに遭遇した。

主に $^{90}\text{Sr}/^{90}\text{Y}$ ($E_{\text{max}}=2.27 \text{ MeV}$) によるものであるが、高エネルギーベータ線の線量率は、事故後数カ月間は、使用した放射線検出器の測定レンジをしばしば超えてしまう程に高いものであった。加えて、通常の防護衣は、この高エネルギーのベータ線を減弱させるのに効果がなかった。1979年8月、このように制約があったために、6人の作業者が現場に立ち入って漏洩物を安定化させる作業の際に、大腿部の皮膚に規制限度を超える線量を受けた。この事故を教訓としてRCDでは再発防止のために次のような数々の処置をとった。

1. 全てのRCD技術要員に対し、高エネルギーのベータ線に特別の注意を向けるための訓練を行った。
2. 改良型の放射線検出器が開発され、極めて高レベルのベータ放射線を指向性をもって測定できるようになった。
3. 高エネルギーのベータ線が存在する区域へ立ち入りが必要な場合、高密度の厚い防護衣の着用を規定して遵守するようにした。消防士の装束、工夫用の手袋、厚いプラスチック層のフードは、ベータ線を殆ど減弱させてしまう性能を有している。
4. 高エネルギーのベータ線が存在するプラントにおいては、そこを指定して厳密な立ち入り管理が行われるようにした。これらの管理には、高放射線区域を施錠する要件に加えて、立ち入りにあたって防護衣と線量評価を記述しALARA評価済みの作業工程を記して放射線管理責任者(radiological controls director)の許可を得ることが含まれる。
5. 表面および深部線量を正確に測定し、異なったエネルギーのベータ放射線を識別できるパナソニック線量計測システムが開発された。

^{90}Y の高エネルギーベータ線から作業者の眼を防護するには、 700 mg/cm^2 以上の厚さが必要である。プラントの幾つもの区域に立ち入る際には、作業時のベータ放射線から眼を遮蔽するために、顔面シールドと安全眼鏡とを組み合わせた二重の呼吸保護具が必要である。

現場においてこのように適切な防護対策が実施されたので、復旧作業中にかなりの量の ^{90}Y が存続したが、作業者に対する皮膚線量は最小にすることができた。

4. 内部被曝線量

作業者に対する内部被曝線量は、周到な計画とエンジニアリング管理がおこなわれ、また必要な場合には呼吸保護具を使用したために、外部被曝線量に比べごく低く保たれた。呼吸保護具の使用による作業効率の低下が、体内被曝線量に対する防護が増強されることでバランスするかどうかを決定するために引き続き評価がなされた。その評価は、前もって測られた空气中放射能濃度、既存もしくは予想される剝離性表面汚染のレベル、および各業務の作業見通しに基づいておこなわれている。これら評価の結果、内部被曝に対する

適切な防護と作業効率の向上とを関係づけた最適化が行われる。

1987年までの間、TMI-2 作業者に関して30,000回以上の体内放射能測定がおこなわれており、表IVに示すように、検出限界線量 $10\mu\text{Sv}$ (1 mrem)以上は2%以下の結果になっている。放射性物質の体内への単一摂取による最大線量は、事故当時最初のプラント安定化操作の進行中に生じたもので、甲状腺線量で9.60 mSv(960 mrem)であった。空气中放射能に対する被曝の点では、この甲状腺に対する線量9.60 mSv(960 mrem)は、連邦規則に基づく最大許容年間線量の3.2%に相当するものであった。その後、単一摂取の体内被曝線量が0.3 mSv(30 mrem)を超えたものはなかった。浄化作業中において、体内放射能に起因する全ての線量の合計値は、外部放射線源に起因する全線量の0.03%以下であった。

5. TMI-2 におけるALARA 計画

事故後、直ちにRCDの再編成が行われた。これにはRCDを原発サイトのプラント管理組織から分離することが含まれた。組織再編の結果、原発サイトの放射線管理責任者は、放射線防護管理者となってGPUN社の社長室直属の放射線環境管理担当の副社長に直属することになった。また、この再編によって、国内で最初の完全に統合化された放射線エンジニアリングのグループを日々の作業活動に組み込むこともできるようになった。加えて専任の放射線関連の教育訓練グループが配置され、プラントの放射線管理要員に対して必要な特別教育ができるようになった。

管理者の高いレベルから作業者のレベルまでの作業計画や意思決定に職業被曝に関するALARA概念を織り込むために、多くの努力が払われた。線量低減のための改良と開発やプログラム化されたALARA計画には、無線による通話、遠隔操作の有線テレビ、実寸のモックアップ試験、ロボット利用と遠隔操作、広範な個人空気サンプラー使用、ALARAに関する作業計画最適化のための手順、および線量制限と線量記録の管理システムの実施が含まれた。

最初の原子炉建屋立ち入りの前に、信頼性が高く良く設計された通話装置が復旧作業を成功させるために必要であると決定された。最初の適当な機会に多数のカメラが原子炉建屋内に設置された。無線の通話装置も開発され、送話機が原子炉建屋内に設置された。携帯ラジオと、頭部マイクロフォンを使用した音声作動装置の両者が採用された。作業管理センターが放射線管理区域の外側に建設されて、作業監督者が実際に放射線区域に立ち入ることなく、その場所から直接に原子炉建屋内作業を指揮できるようになった。

いろいろな部署のALARA調整担当者や現場における作業の放射線エンジニアリング的な再検討および放射線作業届(radiation work permit, RWP)の提出過程によって、ALARAの

概念は復旧作業の手順や作業文書の中に組み入れられた。大小いずれの作業においても大規模なモックアップ試験をすることが作業者の訓練や方法の実証試験に数多くの利益をもたらした。特に、原寸の原子炉容器と燃料取り出し用作業台を用いたモックアップ試験が燃料取り出し作業に有用であった。そこでは燃料取り出し方法とその用具が、原子炉建屋で使用する前に試験され評価された。

改良したロボット技術の利用は、TMI-2 復旧に欠くことの出来ないものであった。特別に開発された遠隔操作の運搬具によって、放射線レベルが極めて高く人が立ち入り出来ないようなプラントの場所においてさえ、プラントの技術員が、視覚による検査、試料採取、放射線の遠隔測定をすることができ、積極的に除染作業をすることが可能になった。原子炉建屋地階とシール・インジェクション・バルブ室の2か所においては、ロボットによる除染が広範囲にわたって実施された。

”線量を合理的に達成できるかぎり低く保つ”手法は、ベルト着用 of の小さな呼吸域空気サンプラ(breathing zone air samplers)を現場で日常的に使用するとといったことにも採用された。これらの器具を使用することによって、各作業区域に可搬型の空気サンプラを持ち込むこと無く、空気試料を採取することが可能であった。加えて、原子炉建屋に立ち入る全ての職員にアラーム付のデジタル線量計の着用を義務づけた結果、作業者自身が作業で立ち入る場所の線量値を知ることも多くなり、潜在的な過剰被曝の可能性を低くすることに役立った。

作業者の線量が適切に配分されることを保証するために管理上の線量限度が用いられた。GPU とTMI-2 では、全身に対して10 mSv/3月(1 rem/3月)と40 mSv/年(4 rem/年)の線量限度が定められている。作業区域への立ち入りに際しては、コンピュータ化されたRWP記録の一環として、そこで受けた線量が自動的に評価され、記録される。これらの限度を超えるものについては、放射線エンジニアリング・グループが評価をおこない、その限度が高くなるにしたがって、順次高いレベルの管理者が承認するようになっている。事故の後、50 mSv/年(5 rem/年)以上の全身線量を受けた作業者はいなかった。

1984年に、TMI-2 はALARA 計画を開発し、実施した。この計画にはプラントの各部門が積極的に参加した。ALARA 調整担当者が任命され、各部門のALARA 手順が採用された。またその場合において、作業で多数の職員が被曝する計画の場合は、公式の意思決定の評価が要求された。各部のALARA 活動に加えて、プラント毎の年間集団線量の目標値が定められた。作業毎の線量分布を調査し、また将来線量を評価する有用な道具として作業別被曝追跡(exposure tracking number, ETN)システムがある。ここでは、各作業で要求されるRWP は、種別毎に分類され、ETN に入力される。また、ETN は柔軟に運用され、TMI-2 のみではなく全GPU 施設において重要な情報を正確に追跡することが可能であった。

おそらくTMI-2のALARA計画の最も重要な事項は、事故以来継続して“ALARAの思想”を発電所の全ての管理レベルに強く義務づけてきたことであった。有用な資源としての作業者の線量を適切かつ賢明に使うことを保証するために、常に合理的な努力が払われてきた。

6. 結論

TMI-2浄化作業は、最初に評価されたものよりはるかに低い作業員被曝のもとで実施された。総合的な線量低減対策や改良通話システムやロボット技術の開発、及びALARAの概念を管理に強く義務づけたことによって、作業員の線量は最小限のものとなった。浄化作業の結果としてTMI作業員が受けた個人線量と集団線量は低く、作業員集団に有害な健康影響がもたらされるリスクは極めて低いものである。

(井沢)

参考文献

1. "Final Programmatic Environmental Impact Statement," NUREG-0683, U.S. Nuclear Regulatory Commission, Office of Nuclear Reactor Regulation (Mar. 1981).
2. "Programmatic Environmental Impact Statement," NUREG-0683, Suppl. 1, U.S. Nuclear Regulatory Commission, TMI Program Office (Oct. 1984).
3. "Dose Reduction Planning Study," TPO/TMI-039, GPU Nuclear Corporation (Mar. 1983).
4. "Part A Dose Reduction Data Report," TPO/TMI-053, GPU Nuclear Corporation (Jan. 1984).
5. D. W. TURNER and M. B. ROCHE, "TMI-2 Occupational Radiation Exposure Report 1979-1987," GPU Nuclear Corporation (June 1988).
6. J. E. HILDEBRAND, "Experience in the Optimization of Radiation Protection Practices During the Cleanup of Three Mile Island Unit 2," presented at Int. Symp. Optimization of Radiation Protection, Vienna, Austria, March 10-14, 1986.

表 I TMI-2 の予測線量の評価
(人・Sv)

Original PEIS	Revised PEIS	Estimated to PDMS
20 to 80	130 to 460	<70

表 II TMI-2 の作業員被曝

Year	Annual Worker Dose [person-Sv (× 100 person-rem)]	Maximum Worker Whole-Body Exposure [Sv (× 100 rem)]
1979 ^a	4.18	0.045
1980	1.93	0.021
1981	1.38	0.020
1982	3.84	0.030
1983	3.73	0.027
1984	5.14	0.037
1985	7.22	0.035
1986	9.07	0.034
1987	9.75	0.035
1988 ^b	<u>6.44</u>	0.029
Total	52.68	

a. 1979年3月28日～1979年12月31日

b. ～ 1988年8月31日

表 III 最近の主な作業について作業員線量

	Dose [person-Sv (× 100 person-rem)]	Percent of Total
Defueling operations (reactor vessel only)	2.18	15
Defueling support (tool repairs, water cleanup)	4.64	31
RB miscellaneous (robotics, crane, operations, radwaste)	3.24	22
Decontamination (outside RB)	2.64	18
Routine operations (operations, chemical, radiological controls outside RB)	1.25	8
Ex-vessel defueling (pressurizer, once-through steam generators, etc.)	<u>0.90</u>	<u>6</u>
Total (January 1, 1987, to June 30, 1988)	14.85	100

表Ⅳ 体内放射能モニタリング結果

Year	Number of Internal Radioactivity Assessments	Number of Assessments with Doses >10 μSv	Maximum Individual Internal Dose (mSv)	Maximum Dose as Percent of Regulatory Limit ^a
1979 ^b	14 299 ^c	202 ^c	9.6 (to thyroid)	3.2
1980	5 990 ^c	30 ^c	0.03 (to whole body)	0.06
1981	1 927	16	0.03 (to whole body)	0.06
1982	2 288	15	0.10 (to whole body)	0.2
1983	1 802	14	0.03 (to whole body)	0.06
1984	2 137	16	0.03 (to whole body)	0.06
1985	2 663	102	0.30 (to whole body)	0.6
1986	2 720	45	0.02 (to whole body)	0.046
1987	2 355	16	0.03 (to whole body)	0.052

- a. 個人臓器の内部被曝に関する規制限度は150mSv/年である。全身に分布するような幾つかの放射性物質については、内部被曝にかんする規制限度は50mSv /年である。甲状腺に関しては、規制限度は300mSv/年である。
- b. 臓器に対する最も高い体内線量は、甲状腺当たり 9.6mSv であった。次に高い線量は全身に対するもので、50 μSv (規制限度の0.1 % に相当) であった。
- c. これらの値にはTMI-1 での体内放射能評価値を含む。

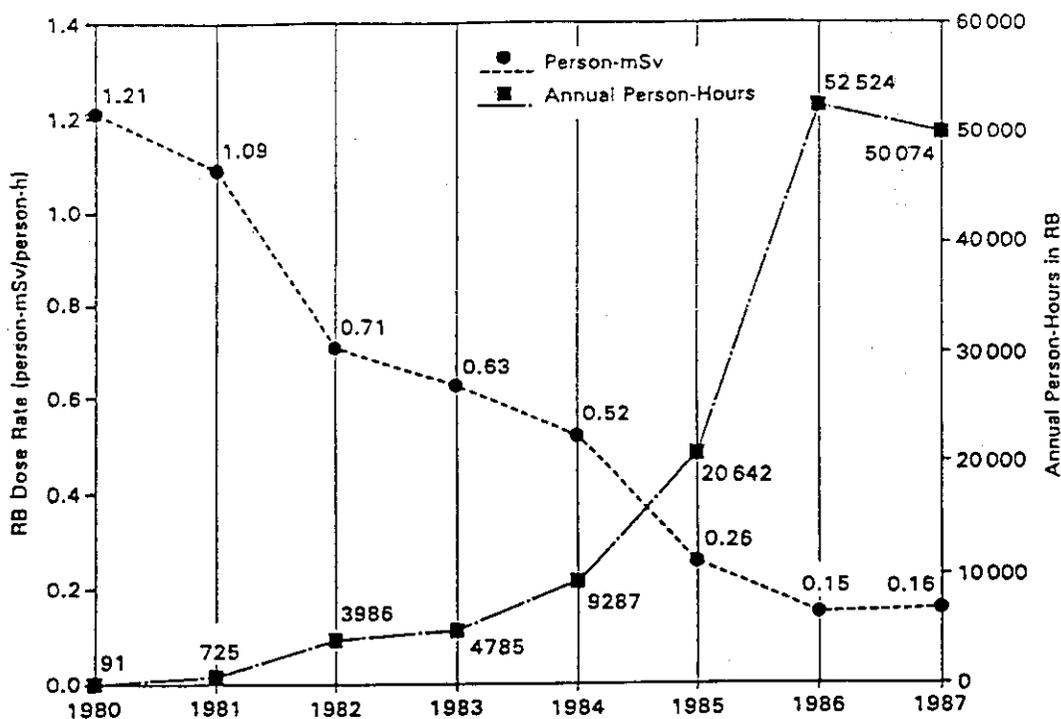


図1 TMI-2 RBにおける作業者の平均線量と年間作業者・時間数

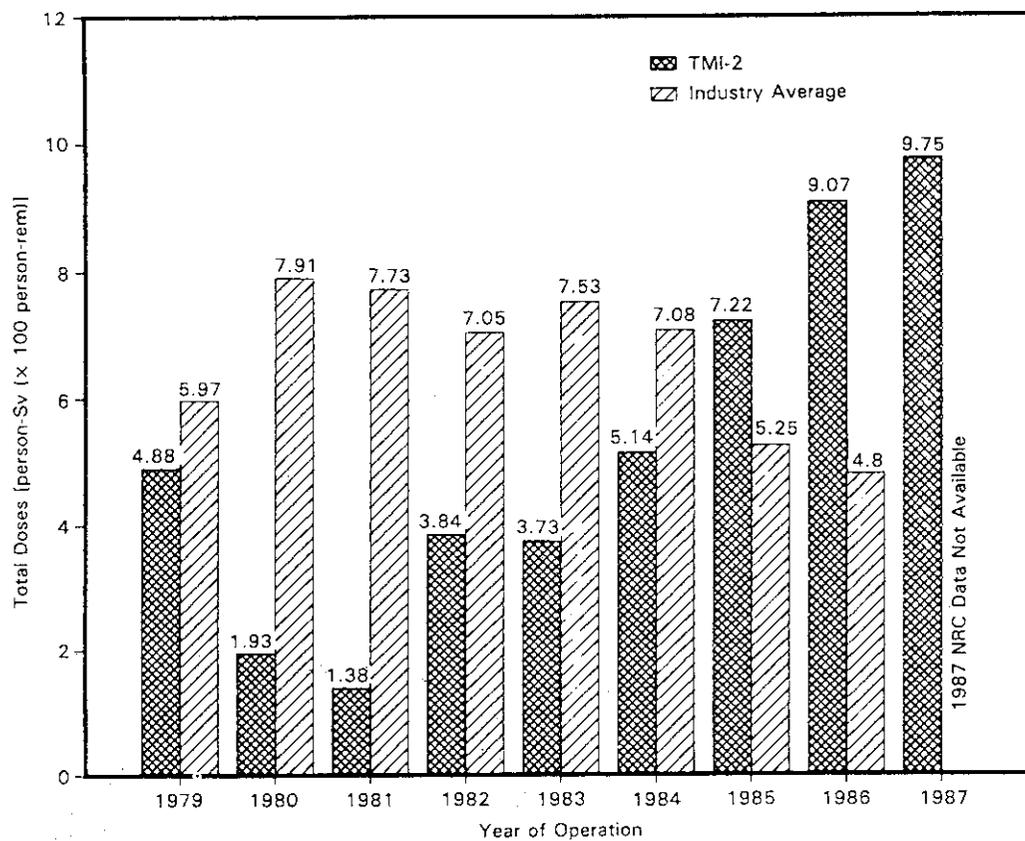


図2 職員の総被曝線量 —— TMI-2 と原子力産業比較

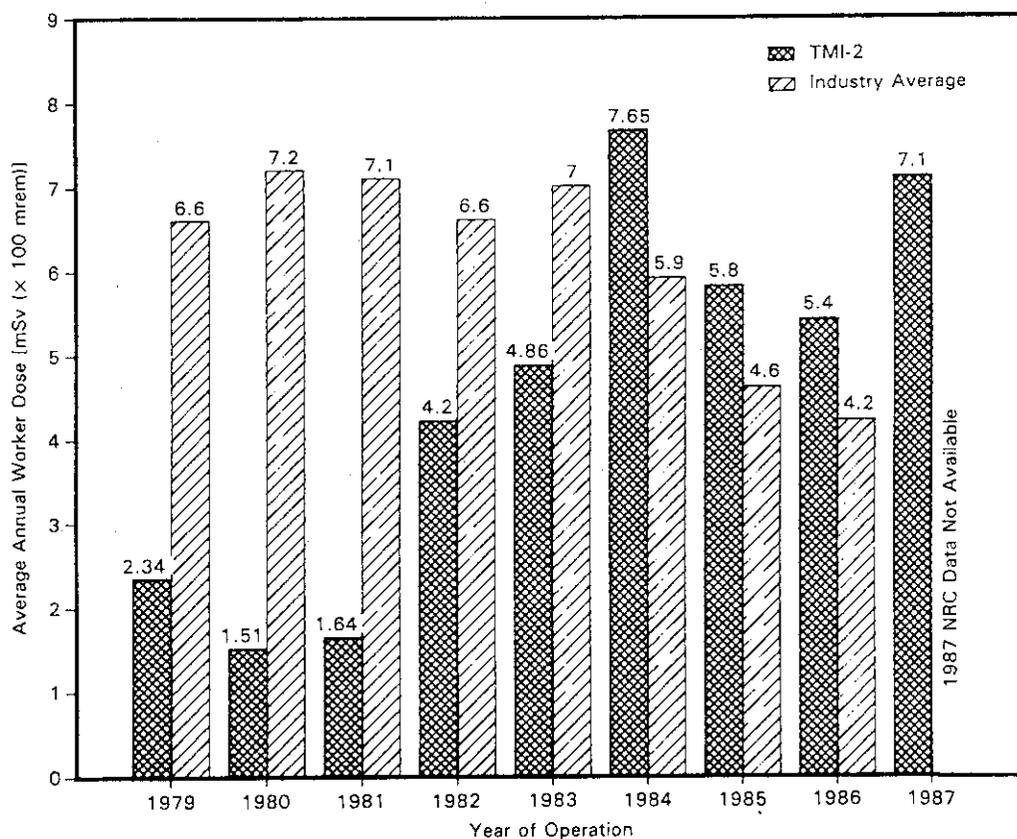


図3 平均年間線量比較 —— TMI-2 と米国原子力産業平均

2.4.6 原子力分野における健康上のリスクを公衆はどのように捉えるか

(ロバート S. フリードマン、ペンシルベニア州立大学)

DEALING WITH PUBLIC PERCEPTIONS OF HEALTH RISKS IN A NUCLEAR WORLD

Robert S. Friedman, Pennsylvania State University

"NUCLEAR TECHNOLOGY" Vol.87, PP509-513, (Oct. 1989)

多くの技術と結びついている健康や安全上のリスクに関しては、科学技術の社会と公衆との間に途方もなく大きな捉え方の相違 (Gap of perceptions) がある。特に原子力の場合にそうである。スロービックら¹⁾の研究によると、リスク感覚の順位付けを30項目の行為や技術に対して行った結果、専門家を一方の側とし、婦人有権者同盟のメンバーと大学の学生及び管理的事業者を他方の側として、両者の間に鋭いコントラストが見いだされた。婦人有権者同盟と学生はリスクの最も大きいものとして原子力を上げ、管理的事業者はそれを第8位に、専門家はそれを第20位に上げた。一方これとは対照的に、表Iに示すように、自動車や拳銃、喫煙、オートバイ、アルコール飲料等、専門家や非専門家に同じようによく理解されている行為は、それら4つ全ての対象グループで最もリスクの大きい方に上げられている。

しばしば引用されてきたことであるが、1950年代には、原子力についてアイゼンハワー大統領がアトムズ・フォ・ピースを提案し、国連出席者の支持を得てほとんど全世界的に承認されていた。原子力を志向する公衆の確信を著しく弱めてきた原因は、核戦争の恐怖、ベトナム戦争やウォーターゲート事件の結果として増大した公務員や専門家の不信感及びスリーマイル島2号機 (TMI-2) とチェルノブイリでの事故である、と一般に認識されている。

原子力を主唱してきた何人かの人達は、支持が弱まったのは報道機関の偏見と、環境保護主義者や科学者の中の不満分子による事実の歪曲によるものだと言った。これらの解釈は極端に単純化し過ぎたものであり、公衆の確信を回復することの難しさについて論点を巧みに避けるものである。それらが不適切であるのは、支持の低下の解釈を過度に単純化しただけでなく、1950年代の原子力開発に公衆がどれだけ広く、深く関わっていたかについて、解釈を誤ったことから生じている。このことを認識しないと、公衆の感情の変化をもたらす努力をしている人達の妨げとなる。

ワート³⁾は、原子力の科学と、その利益及びリスクについて大部分の人々が抱くイメー

ジの精神分裂症的性質を歴史的に述べている。彼は、19世紀末ないし20世紀初め以後に発行された文学作品で、新しい科学及び技術上の発見によって創造されるユートピア的環境が予言されていたことを指摘する。しかし彼はまた、対照的な他の小説で描かれる、権力を熱望して歪んだ気違い科学者達によって行われる大虐殺の記事も記述している。ワートは、我々全てが、我々の専門的な訓練や社会的及び政治的な好みの如何に関わらず、広範な経験の存在によって導かれたそのようなイメージに深く影響されている、と論じている。更に彼は警告する。

我々が大事にするイメージは、一般に考えられているより大きな歴史上の役割を持つ。私は、我々の心が動かしがたい圧力の前に無力であるというつもりはない。というのは、イメージは人々の間で全く偶然に発生するのではなく、それは作り上げられるものだからである。我々が直面しているイメージの影響から大きな転換を計ろうと考えるとき、この影響力が宣伝者によって意図的に使われるものであるかどうか、あるいは我々自身が無意識のうちに他人に押しつけるものであるかどうかについて、私は悲観論を説くものではない。反対に、我々が一つの危険の全ての威力を明確に知る場合にだけ、我々はそれに立ち向かうことができると感じられる³。

簡単に言うと、原子力に関するイメージの根源の如何に関わらず、それらはしばしば根が深く、互いに対立する性質を持ち、利益とリスクに対する態度に影響を与えている。根拠の有無に関わらず、意見を変えるということは簡単な仕事ではない。スロービックは次のように結論づけている。

実に多くの研究が指摘しているように、一旦形成された人々の確信は非常にゆっくり変化するものであり、正反対の証拠に対面すると極端に保守的になる。初めての印象は、その後に生じた証拠を理由付けするように作用するものである。新しい証拠は、それがその人の最初の確信に合致するものであれば信頼でき、有益な情報と見られるが、一方、正反対の証拠は信頼できないもの、誤りが多く代表的なものではない、として払いのけられる¹。

原子力の主唱者は決まって統計を引き合いに出し、米国内における産業活動に伴う死亡数が、特に石炭採掘の災害や石油精製所の火災、あるいは大気汚染による死亡に比べて、著しく小さいことを例証する。その議論は、喫煙に関する健康上のリスクや高速道路での安全性という一層大きなリスクによって強化される。にも拘らず、原子力に関する恐れを和らげるこれらのデータを伝えることに明らかに失敗しているのだ、彼らはいらだっている。

問題の根本に洞察を加える、最近の研究成果がある。スロービックらは、公衆が危険性をどう評価するかについて検討するため、20以上のリスクの特性を詳細に調べた。それら

には以下のものがある。

1. リスクへの自由意志の関わり：人々は自らの選択でリスクに直面しているか？
2. 影響の即時性：病気や死が直ちに生じるか、それとも長引くか？
3. リスクの知識：人々はリスクの特性を理解しているか、あるいはリスクは秘密めいたものや抽象的なものか？
4. リスクの回避性：個々人は自分の努力でリスクを避けることが出来るか？
5. 新奇性：リスクは新奇なものか、それとも古くからあり、よく知られたものか？
(例、AIDSと心の病気の比較)
6. 慢性的性格か、破滅的性格か：リスクは人々を 1人ずつ死なせるか、それとも一度に大量に死なせるか？
7. 共通の恐れ：それは、人々が受け入れることを知っているものか、それとも恐怖を増大させるものか？
8. 影響の重大さ：そのリスクは大惨事を招く性質のものか？

個人の自由意志が関与しないものや、影響が長引くもの、リスクの知識と理解が制限されているもの、十分回避できないもの、特に破滅への恐怖、は全て原子力事故に結びつくものであるし、それらは全て、技術と結びついたリスクを進んで受け入れることに関して、受け入れる側を躊躇させるものであることがわかった。

その他の 2つの現象は問題を悪化させるものである。自然災害は人々にとって、人工的なものよりも受け入れ易いように見えるし、公衆の相当部分は、原子力に関連したリスクと核戦争につながるリスクを分離して考えていない。

従ってこれらの知見をよく知っている人は、事故の時もその後も、多くの専門家が事故によって受ける放射線被曝は無視し得るほど小さいと保証したにも拘らず、広範な TMI-2 地域の多くの個人に、健康上のリスクについての恐れが広がったことに驚きはしない。更に、1979年 3月以前に、ペンシルベニア州の南中央部に住んでいる人達の原子力に関する意見分布が、他のアメリカ人のそれと大幅に違っていたと信ずべき理由は全くない。

TMI-2 事故と、その後続いた事業者と連邦政府及び州政府の対応は、マスコミ報道と同様に、地域の人々の中に永久的な傷を残すかも知れない広範囲の警戒心を生じさせた。きのこ雲とメルトダウンという否定的イメージに結びつく全ての潜在的恐怖が、おそらくたまたま上映されていた「チャイナ・シンドローム」によってあおられたものであろうが、多くの人々の精神に壊滅的状态を生じさせた。1979年 3月下旬の事故に起因する精神傷害の程度についての証拠は、1982年に TMI-2浄化計画に関する安全性諮問会議渉外パネルが地域社会のリーダー25人のグループに対して実施したインタビューの中にみられる。事故に関する一般的な質問をしたところ、長い時間が経過したにも拘らず、1979年 3月28日に

一人一人がした行為や活動についてそれぞれが明確に覚えていた。これは、1963年11月22日にケネディ大統領が撃たれたニュースと同様に、突然起こった悲劇的事件の衝撃に非常に特徴的なことである。

事故から10年間に、健康上のリスクに関する専門家の意見と公衆の捉え方のギャップについて、良いニュースと悪いニュースの両方が聞かれた。事故の直後には、米国原子力規制委員会（NRC）は公衆から一層直接的に意見を得る必要があると考え、12人のメンバーからなる浄化計画の諮問パネルを設置したが、そこには地方と州の公務員や、異なる見方を持つ個々の市民、及び放射線と原子力についての多数の専門家が含まれていた。このパネルが実施した定期的な会合は、多くのグループや個人にとって、彼らのうっ積した敵対心や恐怖心を解き放つ下剤のような役割を果たし、そしてNRCや、間接的にはGPUN社（GPU）を含むその他の責任ある機関へ、浄化計画についての懸念を伝達する役割を果たした。理解し易いことであるが、時間が経過し、浄化計画が進展すると、個々の市民や団体からの意見は次第に減少し少数の代表的意見を持つ人達だけからになったが、それらの健康に関する意見は科学団体や浄化計画責任機関の見解とは鋭い相違点を持っていた。見かけ上それは好ましいものに見えた。浄化計画が進展し、事態が明らかになるにつれて、公衆の間に存在した小さなリスクは何であれ、全てなくなっていく。浄化計画の進展はマスコミでも受け入れられているように見えるし、地域社会には静寂があるように見える。

しかし、見えるものがその全てではない、という教訓がある。この点について2つの例がある。事故直後にGPUは、計画環境影響声明（PEIS, Programmatic Environmental Impact Statement）の完了か、または1982年1月1日のどちらか早い時期までは、事故によって発生した水をサスケハナ川に流さないことをランカスタ市と協定していた。最終的にPEISは1981年3月に出された。その協定は、ランカスタ地区において水道水が汚染されるかも知れないという広範な懸念に対応して出来たものであった。今や協定が終了し、GPUはTMI-2からの除染水約2,000,000ガロンの処分計画を発表した。しかし、GPUはそれを川に放流するのではなく、蒸発させることを提案している。会社としては、事故により生じた水を川に放流することは公衆の健康に有意のリスクを生じさせるとは考えておらず、また費用としても相当安くできるであろうと信じているのであるが、それにも拘らず決定した。この決定は明らかに、サスケハナ溪谷の居住者と確固たる科学的確信との間に引き続き存在する、リスクの捉え方のギャップを認識した上でなされたものである。

第2の例は更に良くこの問題を例示するものである。ガン死亡の地域的集中を主張するがんこな市民達は、TMI-2区域の居住者に対し、健康上のリスクの程度に焦点をあてて調査を行った。ボランティアの人達は、通常より多いガン患者がいると言われた特定の近隣地域を一軒づつ訪ねて回り、彼らの報告書（1984年刊行）の中で、彼らが1979年に見た悲劇的事故は確かに地域社会の健康に相当な影響を与えていたと結論づけた。

米国公衆健康サービスの疾病管理センタは、それらの手法と個人の調査結果を検討し、いくつかの問題点を明らかにして次のように結論を述べた。「調査結果は、TMI 区域においてガン発生数の増加や、ガン死亡率の増加、異常出産の増加を確信させる証拠を提示するものではない」。その結果、NRC の市民諮問パネルにおける要望で、ペンシルベニア州保健局は TMI 周辺のガン死亡率と疾病率について疫学的調査を実施した。1985年秋に完了した報告は、「TMI 区域のガン死亡率が、事故後に予想されたものより有意に異なることを示す証拠はない」⁴ と述べた。同様に研究者達は、「新たにガンと診断された例は、予想より有意に高いものではなかった」ことを見いだした。彼らは、「それらの結果は、TMI 原子力施設近隣の居住者のガンにかかるリスクが、増加していることを立証するものではない」と結論づけた⁴。

疫学的調査はただ統計的結果を我々に示すものであり、調査研究における全てのデータ収集上の問題に影響され易いということは、広く認識されていることである。にも拘らず、人はアマチュアが実施したものよりも、プロが実施した調査の方を公衆は信頼するであろうと仮定するかも知れない。決してそうではない！マスコミの注目や NRC の諮問パネル会議での討論、その他の意見収集からは、州政府調査の信頼性については大部分の人々からそれほど高く信用されていない印象がある。

これらの例に示されるリスクの捉え方に関するギャップの大きさは、何回かの NRC の諮問パネル会議において見られた、専門家の報告に対する素人の聴衆の反応によって最も良く特徴づけられる。ペンシルベニア州保健局の疫学研究部長であるトクハタ博士が彼の研究結果を報告していた時、浄化計画に批判的な一つの団体の代表は、州政府の調査の有効性について全面的に信用しないと彼女の仲間に話した。対照的に、浄化計画に責任のある個人は、彼ら自身の技術的知見のいくつかについても責任を持つので、不満を持っている市民達が、GPU や NRC あるいはその他の公共機関の専門的スタッフによって作成された技術的内容をまじめに信用しないとして、辛抱しきれない様子を表した。

リスク評価は、個人と事業体が、一つの社会的性格を有するものを選択する際の手助けになるように考えられたものである。その有用性は、政策決定者への理解され易さに関連しているし、また、政策決定者が責任を有している人々への理解され易さにも関連している。従って、原子力施設を運転する公共事業体や、大きく言えばその業界として、そして社会は全体として、専門家と公衆全体の間にある、原子力についてのリスク感覚のギャップを縮めるかどうかに関心を払っている。

この問題の 1 つの解決策は、要約すると、リスク情報伝達の改善である。おそらく、リスク解析者や彼らに依頼された情報伝達の専門家は、公衆に伝える技術を磨き上げる必要がある。そしてそのプロセスを完結させるために、社会全体として一般市民が目にするやり方を見つけ、様々な技術や活動における相対的リスク確率を彼らが理解するように教

育しなければならない。最近ラッセル氏が報告しているように、この課題に対処するための家内工業的活動が米国内で開始された。

1つの新しいリスク情報伝達センタがコロンビア大学に設立されたが、それは35の公的及び私的なグループのネットワークを持っている。カーネギー・メロン大学では、リスクの捉え方と情報伝達に関する1つの計画を開始するために、1987年に130万ドルの連邦政府補助金を受けた。ルートガー環境情報伝達計画は1986年に開始した。タフツ大学の1つのグループは、環境リスク情報伝達に関するケーススタディを実施している。ジョージタウン大学の保健政策分析研究所 (Institute for Health Policy Analysis) は、ラドンからAIDSまでの課題について、リスクの情報伝達にマスコミがどのような役割を果たすかを詳しく検討する、科学者と報道機関向けの半ダースのワークショップに資金を提供した。

ワシントンに中心を置く、複数の環境問題シンクタンクもまた活動開始した。環境保護基金 (Conservation Foundation) は、リスク情報伝達に関するシンポジウムや出版活動に資金を提供してきた。リソース・フォ・フューチャ (Resources for the Future) は、リスク管理に関する新しいセンターを持っている。

これらの懸命の努力にも拘らず、問題を単純化し過ぎる危険性は依然としてある。死亡率や疾病率の確率について、改善された理解を単純に伝えていくだけでは不十分である。人々の中に様々な価値観が広範囲に存在するということを認識して、リスクと利益とを調べる必要がある。スロービックの研究で報告されている、リスク評価上の多様性は示唆に富んでいる。個人の自由意志によるリスク—自動車事故や喫煙—は、個人で管理できないリスク—放射線や酸性雨—よりも一層許容し易いかも知れない。単一の地点に集中しているものや、あるいは一度に大量の死に結びつくもの—飛行機事故やチェルノブイリのような事故—は、ランダムに分布する事象—自動車の衝突—に比べて許容しにくいものである。

リスクが著しく大きいと感じられる技術の使用を含む政策決定は疑いなく、政策決定者と影響を受ける公衆との間での十分な意志の疎通を通して促進され得るものである。専門家集団と素人の集団を含む諮問グループを活用することや、その他の仲介手段を導入することは、恐怖心を和らげることが出来る。隠しだてのないこと (Openness) は、信用向上の決定版である。TMI-2 事故の重大な不幸の一つは、事故の時に多くの市民に、GPU と NRC は互いに共謀して好ましくない、というふうに見られたことである。事故以来、両者は公衆との話し合いの場にかつてなく関わってきたが、しかし、その負の遺産は持続している。

近い将来、原子力のリスクに関する根の深い恐怖心が減衰することはありそうもない。

古いきこの雲のイメージは依然として生きており、TMI-2 とチェルノブイリはあまりに最近のことである。リスクの捉え方についての再検討は、おそらく、中東の新たなオイル危機によってか、あるいは酸性雨と温室効果の恐怖が高まった場合に行われるであろう。これらの危機は、多くの非難を受けた原子力を選択する際に役立つかも知れないが、リスク評価の多様性に対応するという根本にある課題を処理したことにはならないであろう。

カスバが結論づけているように：

まず最初に認識しなければならないことは、専門家達と公衆の間のギャップは、一方の側にある公衆にのみ変化を強制するだけでは縮まらないであろう、ということである。人々が専門家達に対して一旦尊敬の念を抱けば持続するであろうが、それはただ専門家達が、自ら利己的で危険な敵のように見えるような、イメージを逆転させるように機能する場合だけである。この逆転を成し遂げる一つの道は、専門家達にとって、技術のリスクについての公衆の捉え方を評価し、理解することであり、そしてこれらの捉え方が政策決定に対して必ず重要な役割を果たすということを理解し、受け入れることである。

簡単に言えば、専門家によるリスク解析と公衆の対応が、共に考慮されるようなプロセスが導入されなければならない。魔法の方式があるわけではないが、我々の努力なくしては、健康及び安全上のリスクと社会的及び経済的に有用な技術とがうまくバランスする状態を創り出すことに、確実に失敗するという恐れがある。

(鈴木)

参考文献

1. P. SLOVIC, B. FISCHOFF, and S. LICHTENSTEIN, "Facts and Fears: Understanding Perceived Risk," *Societal Risk Assessment: How Safe Is Safe Enough?*, R. C. SCHWING and W. A. ALBERS, Jr., Eds., Plenum Press, New York (1980).
2. P. SLOVIC, "Perception of Risk," *Science*, 236, 280 (1987).
3. S. WEART, *Nuclear Fear: A History of Images*, Harvard University Press, Cambridge, Massachusetts (1988).
4. G. K. TOKUHATA and E. DIGON, "Cancer Mortality and Morbidity (Incidence) Around TMI: Prologue and Summary," Pennsylvania Department of Health (1985).
5. C. RUSSELL, "How the Public Perceives Health Hazards," *Washington Post*, p. 14 (June 19, 1988).
6. R. G. KASPER, "Perceptions of Risk and Their Effects on Decision Making," *Societal Risk Assessment: How Safe Is Safe Enough?*, R. C. SCHWING and W. A. ALBERS, Jr., Eds., Plenum Press, New York (1980).

"Dealing with Public Perceptions of Health Risks in a Nuclear World"
appeared in the March/April 1989 issue of *Nuclear Plant Journal*.

表 I リスク感覚のランキング結果

Activity or Technology	League of Women Voters	College Students	Business Executives	Experts
Nuclear power	1	1	8	20
Motor vehicles	2	5	3	1
Handguns	3	2	1	4
Smoking	4	3	4	2
Motorcycles	5	6	2	6
Alcoholic beverages	6	7	5	3
General (private) aviation	7	15	11	12
Police work	8	8	7	17
Pesticides	9	4	15	8
Surgery	10	11	9	5
Fire fighting	11	10	6	18
Large construction	12	14	13	13
Hunting	13	18	10	23
Spray cans	14	13	23	26
Mountain climbing	15	22	12	29
Bicycles	16	24	14	15
Commercial aviation	17	16	18	16
Electric power (nonnuclear)	18	19	19	9
Swimming	19	30	17	10
Contraceptives	20	9	22	11
Skiing	21	25	16	30
X rays	22	17	24	7
High school and college football	23	26	21	27
Railroads	24	23	29	19
Food preservatives	25	12	28	14
Food coloring	26	20	30	21
Power mowers	27	28	25	28
Prescription antibiotics	28	21	26	24
Home appliances	29	27	27	22
Vaccinations	30	29	29	25

*Taken from Ref. 2.

2.5 遠隔操作技術と工学等に関する論文

2.5.1 序文 スリーマイル島2号機—遠隔技術と工学

(ポール ベンゲル、ベクテル ナショナル社)

PREFACE THREE MILE ISLAND UNIT 2 - REMOTE TECHNOLOGY and ENGINEERING

Paul Bengel, Bechtel National Inc.

"NUCLEAR TECHNOLOGY" Vol.87, PP569, (Nov. 1989)

この「ニュークリア・テクノロジー」誌の分冊では、スリーマイル島2号機(TMI-2)において除染、燃料取り出し、解体撤去に適用した遠隔技術・工学について論じている。

原子炉圧力容器周辺の放射線による危険性のため、TMI-2では従来の手動操作型の除染、燃料取り出し、解体撤去手法が採れなかった。除染計画の最終決定以前に原子炉建家地階の物理的、放射線的な状態観察、測定及び記録を行うため、遠隔操作ロボットが使用された。除染用工具及びビデオカメラ操作には、遠隔制御式マニピュレータが広範囲に使用された。

燃料取り出し上の拘束条件(例えば、高放射能レベル、固化した原子炉炉心物質)により、複雑な燃料取り出し装置の開発が推しすすめられた。水を満たした原子炉圧力容器の上に作業架台を設置し、操作員が原子炉容器の上方に直接立入って長柄工具で放射化されたデブリを取除けるようにした。硬く固化した炉心の穴あけは最初は試料採取の目的で行われたが、最終的には炉心構造物の解体を目的とし、このための組み立てドリルと超硬バイトの掘削機で行われた。何回も行った原子炉容器ヘッドやプレナム構造物の取外しも、遠隔操作装置から行われた。

原子炉圧力容器の内部構造物の特性把握に使われた装置は、原子炉配管内を浮遊しながら進んだり、あるいは原子炉の空洞部深く達する長柄工具に取り付ける放射線検出器と組合せて行われた。

炉心自体の撤去が適切に行われた後に、濃度5300ppmのホウ酸水の中で水深35ftでも動作するよう設計されたプラズマアーク切断装置により下部炉心支持構造物を切り離した。支持構造物撤去により、事故時に熔融物質が流下して再固化した原子炉容器底部へ接近することが可能になった。

実際に使用する工具の製作以前に、原子炉圧力容器と目的毎の燃料取出し工具を計算機で三次元モデル化した実物により、試験用燃料取り出し手順が作成された。その結果、時間の節約、費用及び被曝の低減化がはかれた。

TMI-2の解体撤去のために設計された技術と装置は、現在、他の原子炉施設でも使用されており、世界的な解体撤去計画に寄与している。除染や解体撤去の技術移転は、TMI-2復旧プログラムの有益な業績の一つである。

(白井)

2.5.2 スリーマイル島2号機で用いられたデータ取得方法

(レイフォード L. パターソン、ベクテル北米電力会社、他)

DATA ACQUISITION METHODS USED AT THREE MILE ISLAND UNIT 2

Rayford L. Patterson and D. C. Wilson, Bechtel North American Power Corporation; Michael L. Estarbrook, Bechtel National, Inc.

"NUCLEAR TECHNOLOGY" Vol. 87, PP571-586, (Nov. 1989)

本報告では、スリーマイル島2号機の原子炉冷却系(RCS)においてデータを取得するために用いられた方法を論じる。それぞれの作業の立案、工具の開発、組込まれた「合理的に達成可能な限り低く」の概念、そして作業遂行中に遭遇した予期せぬ問題についても論じる。これらの手法は、RCSから安全かつ効率的に燃料を取り出すことができる特殊な燃料撤去対策を計画するための情報を提供した。

1. はじめに

1.1 目的

本報告は、原子炉圧力容器内にある炉心デブリと、原子炉冷却系(RCS)流路を通して原子炉圧力容器の境界外へ運ばれた炉心デブリを特徴付けるのに用いられた手法について論じている。これらの手法は、浄化活動立案のためのデータ及び科学界への情報を提供した。

1.2 背景

1979年3月の事故以降、スリーマイル島2号機(TMI-2)炉心の状態と特性は知られていなかった。炉心デブリが原子炉圧力容器から移動したと考えられていたが、その中の燃料の量は定かでなかった。浄化活動の初期計画の段階で、慎重かつ効率的な方法で燃料撤去作業を計画するための情報を得る必要性が確認され、いくつかのデータ取得方法が考えられた。それらの中の4つの主要な方法は、ビデオ検査、放射線測定、機械的試験及びサンプル取得であった。

得られたデータを記録する一つの方法は、サンプル・パッケージの準備と発行(図.1)、

なされるべき作業を記述する文書、実施要件、推定される人・レム線量、得られたデータの整理、そしてその結果が浄化計画に寄与するであろう方法の説明である。サンプル・パッケージは、実行組織による作業開始に先立ち、「見直しと承認」のサイクルを経て処理される。「見直しと承認」のプロセスは、安全性評価（臨界性）、恒久的施設への影響の見直し、そして線量評価及び実現可能性の検討と資金の有効性を見直しを含んでいる。

サンプル・パッケージが承認されると、実行組織は、工具準備のために必要な時間、予想されるモックアップ、手順上の要件、人員の投入及び必要な原子炉建家（RB）への立ち入り等を考慮して作業内容を立案し、工程を組む。毎週会議が開かれ、「見直しと承認」のプロセスでサンプル・パッケージの進捗を監視する。

これらの作業計画で最も難しい局面は、RB内の制限された放射線環境と作業条件を評価することであった。原子炉圧力容器内外の種々の構成機器の実物大モックアップが製作され、TMI-2 のタービン建家内に組立てられた。これらのモックアップは、RBの予期される条件下で工具や装置の機能検査を行い、工具の改良に着手し、「合理的に達成可能な限り低く」の目的を具体化し、作業員が工具を効果的に操作できるようにするために使われた。

工具の利用準備ができると、訓練が始まる。訓練はクラス討議、システム巡視（system walkdown）及び実地の工具操作からなっている。作業員はチームを組み、各人は工具の操作方法と性能を十分に理解することを要求される。彼らはまた、作業区域で予想される放射線条件をも理解しなければならない。放射線サーベイをしながら、各人が高放射線区域から距離を保ちつつ工具を操作する練習を行う。データ取得作業を行う作業員の平均的訓練プログラムは、終了まで約16時間を要する。

訓練の終了に際し、監督下で作業シミュレーションが行われる。これは、作業を安全に成し遂げることができるように、活動遂行に関する情報を入手するためである。

作業準備には、RBでの作業を行うためのチーム構成の決定が含まれる。これは通常、教育訓練中に決められる。いくつかの変数が考慮されるが、それらは作業区域の放射線条件（滞在期間制限の基礎になる）、機器操作上の要件、作業の推定必要時間、作業員の被曝の可能性等である。典型的なチームは4人の作業員、1人の技術者及び1人の保健物理技能者から構成されている。燃料取り出しチャンネルよりもDリング（図.2）での作業遂行の方が、作業員の投入量と滞在期間に大きな影響を与える。（Dリングにおける通常放射線レベルはガンマ線で平均150mrem/h、一方燃料取り出しチャンネルでは、放射線レベルはガンマ線で約15mrem/hの範囲である。）実施される作業によっては、作業員の被曝を最小にするために、追加の遮蔽が必要となろう。この遮蔽はまた、作業員がより長い期間、構成機器により近づいて作業を行い、継続することを可能にする。

データ取得作業は、作業監督者によって調整センターから指揮される。作業監督者は、作業員のRBへの入室に先立って作業前の指示を与え、作業員に放射線作業許可（RWP）要件の理解を徹底させる責任がある。指令を与える間に、作業区域の放射線サーベイの見直しが行われ、低線量区域が確認される。

原子炉容器内の作業員との連絡は、無線連絡システムと閉回路テレビジョンによって保たれる。これらのシステムは、調整センター内の作業監督者によって制御され、操作される。このことにより、作業監督者が入室中のチームの活動を監督し、監視することが可能となる。

一旦データ取得作業が完了すると、データが解析されてまとめられ、報告書が発行される。作業に使用された工具と装置は、将来も使用できるよう RB に保管される。

1.3 範囲

本報告書は以下の領域におけるデータ取得の実施と成果について記述している。

1. 炉心領域
2. 炉心上部支持構造物（UCSA）
3. 炉心下部支持構造物（LCSA）
4. 原子炉圧力容器下部（lower head）
5. 加圧器
6. 貫流型蒸気発生器（OTSGs）
7. OTSGs までの原子炉水供給配管（hot legs）
8. OTSGs からの原子炉水戻り配管（cold legs）

サンプル・パッケージの基準に基づいて、工具開発のプロセス、モックアップ要件の決定、人員投入及び ALARA の概念が各領域について記述され、実施要件、結果の記述及び予期せぬ問題もまた議論される。

2. 適用

2.1 圧力容器内のデータ取得

2.1.1 炉心領域

(1) 目的

TMI-2原子炉容器の燃料撤去には、大量の燃料デブリの除去が含まれた。事故後の実際

の炉心状態は、種々のデータ取得活動を通じて決定された。これらの活動の主な目的は、以下の通りである。

1. いろいろな形状のデブリを調査し、分類する（例えば、健全な燃料集合体、バラバラの燃料棒、バラバラの燃料ペレット、ラブル（ばらばらで調査不可能な物質）及び調査可能な構造物）、
2. 調査された各分類において物質を定量する、
3. いろいろな範疇のデブリの物理的性質を把握する、
4. 更なる解析のためのサンプルを得る。

データ取得活動の結果は、原子炉容器炉心領域の燃料撤去を成し遂げるために必要な工具及び装置の開発に利用された。

(2) 必要条件及び実施要件

原子炉容器内でデータ取得作業を行うためには、空間的制約により燃料撤去作業を一時的に停止することが必要になるだろう。そのため、これらのデータ取得活動は、燃料撤去作業への妨げが最小になるよう、非常に限定し、明確に定義された目的をもって計画された。必要なデータを取得することと現在の燃料撤去作業の進捗を著しく遅らせないこととの間には、微妙な関係があった。燃料撤去作業の中断を最小にするため、データ取得作業員は、専門的な作業活動において最適な熟達度を有するように訓練された。

水中ビデオカメラと照明灯を使って、炉心領域燃料撤去のさまざまな段階で、たくさんのビデオ検査が実施された。カメラは長尺のポールに固定され、原子炉容器上の遮蔽された作業台（SWP）（図.3）から、訓練されたカメラ操作員によって操作された。水中照明灯はほとんどが吊しランプで、最適なビデオ像を得るように配置された。ビデオ検査は、RBの外にいる技術者によって監督された。カメラ操作員への指令は、音声連絡システムで行われた。ビデオ検査プログラムの成功は、カメラ操作員と技術者との間のチームワークに大きく依存していた。

機械的探針試験活動は、デブリ層の形状的な情報を得るために行われた。細長い探針棒が、炉心領域周囲のいろいろな位置でのデブリ層の高さを決定するのに用いられた。操作員が SWP から直接に探針棒先端の高さを読み取れるように、目盛りシステムが開発された。探針棒には高さを示すマークが付けられ、原子炉容器上部の SWP に固定された基準高さに対して目盛が付けられた。これは操作員が容易に探針棒の正確な高さを決定し、速やかにかつ効率的にデータを集めることを可能にした。この目盛りとマーク付けのシステムはまた、燃料撤去操作員に正確な位置指示をフィードバックできるように、長尺の燃料撤去工具にも組み込まれた。

炉心領域物質のいくつかのサンプルが、科学界による更なる解析と研究のために回収さ

れた。これらのサンプル回収は大変な企てであることが分かった。その起源（元の炉心内の正確な位置）が確実に決定できるようなサンプルを得ることが望ましかった。そのために、健全な或いは部分的にしか損なわれていない直立した燃料集合体から、一連のサンプルが採取された。短い燃料棒セグメントが、燃料集合体から切り取られ（燃料ペレットが燃料棒の中に保たれたまま）、別々のサンプルとして取り扱われた。このようにして、その物質の事故前の炉心内における正確な位置を決定することができた。

これらのサンプルを得るため、工具、手順、技術、そして5人のクルーが一つの集団として行動できるように熟練度を高めることが必要であった。作業は次のような内容を必要とした。即ち、(1) カメラ操作員が、サンプル採取活動の明確なビデオ映像を得るために、連続的に水中カメラを配置したり移動したりすること、(2) 一人の操作員が、カメラのためにできるだけ適切な照明を当てられるように、水中照明灯を配置すること、(3) 一人の操作員が、長いポールに固定された丈夫な切削工具を設定し操作すること、(4) 一人の操作員が、切削中の燃料棒サンプルを保持するのに用いる長尺の掴み工具を遠隔操作して設定すること。チーム5人目のメンバーは、チームの他のメンバーを指揮しながら、工具の移動及び設定を調整し、サンプル採取活動を監督する技術者兼作業監督者であった。サンプル採取活動の成功には欠くことのできないチーム熟練度を生み出すために、大規模なモックアップ訓練が必要であった。

2.1.2 上部炉心支持構造物（UCSA）

(1) 目的

UCSAは炉心領域と境界を接する原子炉容器内構造物から成っている。図.4に示されるように、これは垂直炉心バッフ板と水平フォーマ板を含んでいる。炉心フォーマ板は軸方向に一定の間隔をもつ8枚の一連の水平板で、炉心バッフ板と炉心バレルとの間に位置する。炉心フォーマ板は垂直に整列した流路孔をもっている。いくらかのデブリが事故の間に炉心フォーマ板の上に沈着したと予想されている。この領域の燃料撤去は、その区域に近づくために特別の工具や装置を必要とするので、早期の調査が要求されている。この領域の特性を把握するため、3つの方法が確認された。

1. ビデオ検査
2. サンプル採取
3. 機械的探針検査

それらの活動には、SWPへの立入りとその操作使用を必要とし、燃料撤去スケジュールの合間に行われるよう工程が組まれている。

(2) 必要条件及び実施要件

図.4に示されるように、一番上のフォーマ板上の直径 12.5cm の流路孔を通じて、炉心

フォーマ板への接近が可能である。ダイアガイド・ファイバースコープ及びウェルチ・アライン・ビデオプローブ (Diaguide fiberscope and Welch-Allyn video probe) が、この試験を行うために選ばれた。これらの装置は、炉心フォーマ領域への接近が制限されているために、燃料撤去用ビデオシステムとは異なるものである。ファイバースコープは、200cmの最小曲げ半径をもっているため、携帯用の回転リールに納められている。操縦装置もこのリールに固定されている。ファイバースコープの最も壊れ易い構成要素はレンズで、それは最下端にある。最小の衝撃（レンズ面の上に609cm落下）でもレンズに重大なダメージを与える。このファイバースコープの壊れ易さは、訓練中に繰り返し強調され、適切な操作技術が力説された。ビデオプローブは非常に丈夫であり、曲げ半径の制限はない。

デブリのサンプルは、フレキシブル・チューブを配備装置 (deployment device) の中に導き、必要なときにサンプルを真空吸引することによって得られた。そのシステムはSWP上で遠隔操作され、監視することが可能である。

UCSAの一部を模擬した「ドライな」ステンレス鋼製モックアップが建造されたが、それは試験に必須なUCSAの垂直方向距離と流路孔配置を有していた。作業員は水面下数cmの位置で工具操作を行う経験をしたので、水中にモックアップを設置するためのタンクを建設する必要はなかった。モックアップは、工具が設計通りに動くことを合理的に保障するための工具及び装置のチェック、そして作業の実施に係る作業員の訓練に使われた。作業員は、作業を効率的に実行し、貴重な燃料撤去時間の浪費を最小にするよう訓練された。

ビデオシステム配備用工具は、UCSA領域で繰り返しビデオシステムを配備できるように設計された。この工具は炉心フォーマ領域の全長にわたって容易に配備することができた。この工具はまた、ビデオカメラの保護にも使われた。作業員は壊れ易いカメラの取扱いと、それが使用されないときの適切な保管の仕方も訓練された。サンプル採取システムは、どの炉心フォーマ板からもデブリを真空吸引できるように設計された。サンプルは、空気作動式ダイヤフラム・ポンプを使って、フレキシブルホースを通して真空吸引され、遮蔽されたフィルタ付きキャスク内に排出された。

(3) 実施結果

炉心領域の燃料撤去の結果として、大量のデブリが炉心フォーマ板周辺の最上部バッフル板の上にばらまかれた。選ばれた流路孔に接近するためには、何らかの浄化作業が必要だった。その領域の状態に関する情報を得るため、9つの位置が決定された。

水があまりきれいでないために、ビデオ検査は妨げられた。検査・探針活動により、大量のデブリ（約5,900kg）が移動し、個々のバッフル板を通してばらまかれたことが明らかになった。

ガイドチューブを使って、バッフル板の9つの流路孔にファイバースコープが挿入された(図.5)。検査が進むにつれて流路孔の閉塞箇所が見つかり、流路孔の下への進入が妨げられた。この領域の水の濁りがひどいため視界は最低になり、装置の損壊を避けようとしてファイバースコープの挿入が慎重になって、時間がかかった。物質を掘削し、ファイバースコープの通路を作るため、ガイドチューブはファイバースコープより少し前方に押し出された。

サンプル採取システムを使って、サンプルを得るための試みがなされた。しかしながら、この領域のスラッジが微細なために、物質の殆どは5ミクロンのフィルタを通過し、僅かな量だけがフィルタの粘着フィルムに残留した。

その後、12個の炉心フォーマ流路孔において、別のビデオ検査が行われた。この検査はウェルチ・アライン・ビデオプローブを用いており、指定領域におけるファイバースコープと同様に配備された。ビデオ検査はまた、炉心バレル/熱遮蔽体の環状領域の5つの位置(図.6)及び炉心外周を囲む炉心フォーマ板下方でも実施された。

2.1.3 下部炉心支持構造物(LCSA)

LCSAは炉心領域と原子炉容器下部ヘッドの間の構造物で構成されている。この構造物は燃料集合体を支持し、燃料集合体からの最適な熱伝達を得るために原子炉容器の冷却水流量を調節している。LCSAは5つの水平板からなっている。

1. 下部格子板(lower grid rib section)
2. 整流板(flow distributor plate)
3. 下部炉心支持板(forging)
4. 炉内計装案内管支持板(in-core guide support plate)
5. 楕円形整流板(elliptical flow distributor plate)

この領域の燃料を定量するため、ビデオ検査が次のような燃料撤去活動と共に実施された。

1. 下部ヘッド領域のビデオ検査
2. 炉心層のサンプル採取計画
3. 燃料集合体の残片除去作業中の定期的検査

燃料デブリを評価し、事故によるダメージを観察するために、操作ポールを使ってカメラが操作された。板の形状が異なる(図.7)ため、標準の直線レンズを備えたカメラで調査する際に、LCSAの全ての表面に容易に接近できたわけではない。このような場合には、90度レンズがカメラに装着された。

これらの検査により、約11,000kgの燃料関連デブリがLCSA内にあることが分かった。

2.1.4 原子炉容器下部ヘッド

(1) 目的

原子炉容器の燃料撤去を完了するためには、燃料デブリを含む可能性のある領域を全て調査し、その領域における燃料の量を決定することが必要だった。下部ヘッド領域は、多くの理由で特別に興味深かった。この領域で燃料デブリが見つかることは、燃料が溶融したこと及びかなりの量の燃料がそこにあることを意味する。これに基づけば、燃料除去の目的で下部ヘッドに接近するために LCSA の解体が必要である。

炉心領域燃料撤去の立案と実施が進行すると、データ取得活動が開始され、この領域のビデオ検査が行なわれた。

(2) 必要条件と実施要件

下部ヘッドへの接近は、プレナム集合体が水力ジャッキでわずかに持ち上げられるまで、実質的に妨げられていた。プレナムが持ち上げられ、炉心支持構造物 (CSA) フランジを通して原子炉容器壁と熱遮蔽体の間のアニュラス領域の中に、プレナムを通過してカメラを配備できる接近路が作られた。カメラのレンズ端に取付けられた直径3.175cm のチルトケーブルのみによって、カメラは動かされた。

広範囲のモックアップ訓練が、その作業を行う人員に対して実施された。実物大のモックアップと実際のビデオ装置が、その訓練のために使われた。多くの人々が訓練されたが、カメラを動かすことに最も熟達した人たちだけが RB 内の作業を遂行するために選ばれた。

(3) 実施結果

最初のビデオ検査は、下部ヘッドに大量のデブリがあることを明らかにし、それが一旦溶融した物質である証拠をも提示した。これは、事故中になんらかの物質が溶融したことを示す最初の確かな証拠であった。下部ヘッドに大量のデブリを発見したことにより、残留燃料の特性を把握し定量するために、追加データを取得する必要性が生じた。その領域の更に奥まで、そしてCSA にカメラを設定するためにマニピュレータを使って、追加のビデオ検査が行われた。そのマニピュレータは、初期の自在吊りカメラと同じ接近用の開孔部を通して、その領域内に配置された。マニピュレータは2つのジョイントを持っていた。上下の動きを与えるエルボー・ジョイントと腕の端での回転能力を与えるリスト・ジョイントである。マニピュレータの上端には、物を掴むために開いたり閉じたりするハンド・グリップがあった。このグリップと、使用時にマニピュレータに取付けられたウィンチが、マニピュレータの全ての動きを制御した。ハンド・グリップはリストの動きを制御し、ウィンチはエルボ・ジョイントの上下動を制御した。

下部ヘッド領域の限られた空間のために、マニピュレータの操作性が十分発揮できなかった。訓練中、マニピュレータが支えたり、荒く操作されたりすると容易に損傷することが分かった。操作員は実技の適性に基づいて選び直され、マニピュレータ操作の「感」を養うため、徹底した訓練が施された。

マニピュレータの利用技術が熟達したために、この領域からデブリサンプルを選び出し、取り得たりする機会ができた。サンプルを選び出し、それを採取し、この領域のケーブル上に置かれた小さな容器にサンプルを蓄えるための技術が開発された。得られたサンプルは詳細な解析のため、サイト外の実験室に運ばれた。

他の2つの重要なデータ取得活動がこの領域で行われた。ボールに装備された水ジェット装置が物質を水力的に移動させる試みのために使われた。もう一つの活動は、物質を真空吸引する能力を実証するために行われた。再び、下部ヘッドへの接近が、CSAのフランジ(図.8)を通る直径9.84cmの穴に限定された。成功の鍵は、徹底した訓練、それに装置の適正化と作業員訓練のための実物大モックアップの利用にあった。両作業は首尾良く成し遂げられ、23,000kgにのぼる物質がバラバラになっており、真空吸引或いは水圧によって移動させられたことが示された。

下部ヘッドへのひどく制限された接近経路及び制約された作業空間は、いろいろな作業を成功させる上で大きな障害となった。データを集めるために開発された手法や技術は、モックアップ装置の正確さと作業員の訓練とに大きく依存していた。このことが、原子炉容器において実際のデータ取得作業を試みる前に、実地の熟達度を高めさせる可能性を与えた。

2.2 原子炉容器外のデータ取得

2.2.1 加圧器

(1) 目的

TMI-2の加圧器は、A側Dリングのホットレグの一つから配管を通して原子炉容器に接続されている(図.2)。加圧器下部ヘッドとサージラインについて行われた外部放射線測定に基づいて、未知の量の燃料デブリが加圧器の下部構造物に移動したという合理的な確信がある。

これらの区域の燃料を定量するため、放射線サーベイが必要だった。この作業を達成するため、次の3つの方法が実行された。

1. ビデオ検査
2. サンプル採取

3. 放射線測定

これらの活動及び結果の解析は、工学的対策 (engineered features) を立案するためのデータを提供したので、RCS のこの領域の燃料撤去のために、ALARA、放射線安全性及び臨界安全性を盛り込んだ手順を開発することができた。

(2) 必要条件及び実施要件

作業計画において、主要な障害となったのは加圧器内下部構造物への接近であった。これは、上部ヘッドのマンホールから入ることによって成し遂げられた。図.2に示されるように、加圧器上部ヘッドは、A側Dリングに入ることで接近できる。マンホール・カバーが一旦取り外された後は、特別設計の配備用装置、水中カメラ、放射線測定装置及びサンプル採取器具が下部ヘッドに対して操作された。

加圧器上部ヘッドの外側領域周辺の高い放射線レベル及び汚染レベルのために、作業員滞在時間を最小にするよう、長尺のハンドル工具及び器具の設計と操作に特別な措置が取り入れられた。また、上部ヘッドに据え付けられた反射用遮蔽材の除染及び撤去によって、作業員の被曝も減らすことができた。

加圧器上部ヘッドの実物大モックアップが、工具・器具の特性把握と作業員訓練のために建造された。諸装備を設置した後、加圧器ヒータ・バンドルの検査、下部ヘッド領域の別々の位置での検査、そして配備用工具・器具がヒータ・バンドル周辺で操作されるときの監視用水中カメラ及び照明の操作について、作業員は訓練された。

熱蛍光線量計 (TLD) ストリングが、加圧器内部の放射能を測定するために用いられた。このストリングは、錘りをつけた13716cm の耐水タイゴン・チューブ内に均等なスペースをもって格納された40個のTLD から構成されていた。作業員は、その操作及び一旦測定時間が終了したときに加圧器からストリングを迅速に取り出す訓練を受けた。

サンプル採取装置は、軽量の伸縮自在ポールに取り付けられた電動ポンプから成っていた。ポンプは、一旦マンホールを通過して配備された後は水位の上にくるよう、意図的にポールに取り付けられていた。工具はチェーン・ホイストによって、頭上に支持されていた。真空吸引されたデブリは、サイクロン分離器内に排出された。除湿したスラッジを得るために、30cm³ のカートリッジが分離器の下に置かれた。システムの運転状況は、カメラによって監視された。

長ハンドル工具を用いて、コンテナがしっかり締められ、マンホールから取り出された。工具の性能向上の過程で、コンテナ上部をしっかり締めることを保障する上で、効果的に順序よく工具を操作するためには作業員による緊密な調整が必要であると決定された。

(3) 実施結果

遮蔽材撤去及び部分除染の後に、加圧器のマンホールが取り外された。表面汚染レベルが高いため、マンホールにかぶせて固定する厚さ29.4cmの鉛の囲いが造られた。作業員がマンホールを通して位置決め工具の効果を見ることができるよう、この鉛囲いの木製モックアップが加圧器モックアップに取り付けられた。

最初の活動は、3つのヒータ・バンドル領域のビデオ検査であった(図.9)。腐食だけが3つのバンドル全てで観察された。しかしながら、器具が配備され取り出されたとき、カメラの電源ケーブル、チルト・ケーブル及び水中照明灯用電源ケーブルは絡み合っていた。ケーブル類は、マンホール開口部で2人の人間によって取り扱われた。各ケーブルの高さを監視するため、増分が明記された基準マークが各ケーブルの外側に付けられた。照明灯及びカメラの制御装置が、A側Dリングの上部に置かれ、操作された。図.10に示されるように、ビデオ検査が下部ヘッド領域の2つの離れた位置で行われた。

TLD スtringが配備され、加圧器内に10分間置かれた。加圧器から取り出された後、Stringは注意深く拭き取られて袋に入れられ、作業員用エアロックに素早く運ばれた。RB外側で、TLD は防護用チューブから切り離され、分析のために別々の袋に入れられた。

次に試みられたのは、デブリのサンプル採取活動であった。2個の照明灯とカメラが加圧器内に配置された。工具が一旦マンホール内に適切に配置されると、追加のカメラ・ケーブル(吸引ノズル位置の確認用)及びサンプル採取装置操作ポール用の2本の3.175cmステンレス鋼ケーブルがマンホールから突き出された。

サンプル採取活動の間に、以下のような問題に遭遇した。

1. 軽量ポールが配備中にダメージを受けた。
2. ケーブルが絡まった。
3. カメラが壊れた。

これらの障害が克服されたとき、サンプル採取活動は進展した。しかしながら、デブリの代表的なサンプルは何も得られなかった。

サンプルを得るためのもう一つの試みがなされた。用いられた方法は、直径12.7cmのステンレス鋼チューブに、デブリ内に先端を突き刺して水を排出するバネ仕掛のプランジャ機構を組み込んだものだった。これを操作して、分析用の適当なサンプルが得られた。サンプルは、プラスチック製の化学試料ビンに入れられ、RBの外に運ばれた。

これらの特性把握活動に基づき、約12kgの燃料関連デブリが加圧器下部ヘッド領域に移動したと決定された。

2.2.2 貫流型蒸気発生器 (OTSG)

(1) 目的

TMI-2 のRBには2つのOTSGが配置されている。A-OTSGはA側Dリング内に、そしてB-OTSGはB側Dリング内に配置されている(図. 2)。OTSGはホットレグを經由して原子炉容器に接続されている。Dリング内に置かれた TLDストリングのデータから、事故の結果として、未知の量のデブリが両方の蒸気発生器の上部管盤及び下部ヘッド領域にわたって分布していることが明らかになった。

データを得るために、OTSG内部への接近が必要となった。鏡板部分の遮蔽材の除染及び/または取り外し、そしてその結果として上部ヘッド・マンホール・カバーの取り外しによって、これは成し遂げられた。TLDストリングからのデータは、A-OTSG領域に比べて、B-OTSG近くでかなり高い放射線レベル及び汚染レベルを示していた。これに基づき、工具の設計、モックアップ及び訓練の一連のプログラムが、最も高い放射線区域に適応させるよう作成された。

この接近が一旦可能になると、ビデオ検査と予定されたサンプル採取が実行できた。

(2) 必要条件及び実施要件

各蒸気発生器の上部ヘッドには、2つのマンホール・カバーとハンド・ホール検査口がある(図. 11)。しかしながら、B-OTSGのマンホールの一つが原子炉計装と接続されていたため、各蒸気発生器のマンホール・カバーの一方だけが取り外された。

ビデオ検査を行うために、2つの方法が立案された。一つは、上部ヘッドを検査するための、小口径のアルミ操作ポールに取り付けられた水中 Rees カメラであり、今一つは、下部ヘッド領域を検査するための、選ばれた蒸気発生器チューブを通過できるダイヤガイド・ファイバースコープである。マンホール開口部からチューブへの接近をしやすくするため、マンホールを通して配備することができる軽量の配備装置が開発された。網目状のプラスチック・チューブによって、その装置はマンホール開口部から1箇所6つのチューブに接近が可能であった。これにより、上部ヘッドの管盤に物理的に接近することなしに、下部ヘッド領域へのファイバースコープ及び自在プローブの操作ができた。

ポール取付けカメラ及び装置ベース上の回転継ぎ手によって、装置は遠隔操作で配備された。配備用装置の正確な位置決めはとても重要であった。装置を効率的かつ正確に配置するため、基準フラグが引っ張り紐(a pull string)を用いてチューブ内に置かれた。フラグは、図面を参照しながら、チューブの並びを水平及び垂直に数えることによって配置された。配備用装置が適切に配置された後は、基準フラグは取り除かれた。

サンプル収集用として、上部管盤上に散乱した大きな（直径で0.25cm以上、152cm未満）固形のデブリ片を掴むために、長いハンドルのトングが使われた。この工具はマンホールを通して手で動かされ、その操作の状況はポール取付けカメラによって監視された。掴まれたデブリは、小さな鉛張りのキャスクに入れられた。下部ヘッド内に分布したデブリのサンプルを集めるため、30480cm ポリプロピレン真空式サンプル採取装置を用いて、真空吸引によってスラッジ・サンプルを取り出した。この装置は、下部ヘッド領域に接近するために管盤配備装置を利用するよう設計されていた。加圧器用真空式シリンダ・サンプル採取装置と同様、この工具は、そのプランジャ終端を動かすステンレス鋼ケーブルを単純に引っ張ることによって操作された。サンプルが得られ、配備用装置から取り出されると、下端がホースから切り離され、RB外へ運搬するために鉛張りキャスクに入れられた。サンプルはビデオ検査の結果に基づいて得られた。

前述の装置は全て、OTSGの上部ヘッド・モックアップにおいて、蒸気発生器チューブのモックアップを通してチェックされた。これによって、作業員が配備用装置を適切にチェックする能力を持てるようになり、マンホール開口部近くの放射線の問題が解決し、さらに作業員が工具を遠隔操作で訓練する機会が得られた。

(3) 実施結果

1) A-OTSG の特性把握

西側マンホール開口部周辺の遮蔽材の除染及び撤去の後、放射線レベル及び汚染レベルは相当に減少した。上部ヘッドにおいて遮蔽材を取り付け、照明灯を配置した後、ビデオ検査が問題なく成し遂げられた。2つのデブリ・サンプル（塊）及び4つの搔取りサンプル（swipe sample）も採取された。ビデオ検査が進展すると、管盤を4分円の範囲に分割してスキャンするのがより効果的であると決定された。

その後、下部ヘッド領域を検査するための準備が進められた。配備用装置の位置決めにおいて、困難に直面した。作業員が装置を管盤の上に誘導しようとしたとき、ガイド・ピンが片寄り、装置を拘束することになった。2つの装置だけが利用可能だったため、ピンを真っ直ぐに保つための努力がなされた。この予測不能な問題のために、作業は長引いた。管盤／配備用装置のインターフェイスが、配備用装置に組み込まれたものより正確な公差さを必要とするということも発見された。

これらの条件が克服されると、下部ヘッドの検査が続行された。ファイバースコープの操作は成功した。必要とされた変更は、照明灯の強さとカメラのフォーカスに関する典型的な調整だけであった。予め決められた4つの位置で検査が行われ、首尾良く完了した。

Jレグの上に（装置が）置かれている間に、スラッジ・サンプルを取り出す試みが

なされた。サンプルの結果は決定的なものではなく、さらにサンプル採取が必要になった。サンプル採取装置の運転は、スラッジを得るには十分であったが、代表的な量を得るのには効果的でなかった。下部領域の予め決められた位置からデブリを得るために、第2の試みがなされた。Dリング内に吊り下げられた支柱に取り付けられる、空気作動式のダイヤフラム・ポンプ・システムが開発された。吸引ラインは、下部ヘッドに接近してデブリを真空吸引するため、配備用装置を経由していた。システムは約39624cm長さのチューブを通してデブリを運び、フィルタ張りのコンテナの中にそれを排出した。システムが開発され特性も把握されたので、適切な操作を保障するための具体的手順の作成が必要であると決定された。しかしながら、TMI-2のRBの条件下でこのシステムを実施するのは、効果的な方法ではなかった。

2) B-OTSG の特性把握

鏡板部分の遮蔽材をB-OTSGマンホール開口部周囲に残しておこうとの決定に際しては、活動計画との調整が必要であった。一般（general）区域線量率がマンホール開口部ではかなり高かったので、作業員は蒸気発生器から遠く離れて工具を操作することに慣れねばならなかった。また、マンホール開口部から放出された強い放射線の空気中からの跳ね返りのために、何枚かの鉛のブランケットが追加され、工具操作にきびしい制約を生じた。

小さなデブリが大量に管盤上下に分布していたため、配備用装置の配備と据え付けは非常に難しかった。装置が正しいチューブ上に位置決めされるのを確認するのにかなりの時間を費やし、被曝も増えた。結果として、B-OTSGの活動計画は変更され、必要な特性把握活動だけが行われた。

得られたサンプルの分析では、B-OTSG内燃料の推定量は不確実なままであった。燃料の推定を詳細に行うため、管盤の上面を横移動するノズルを持つ真空吸引システムが開発された。このシステムは、除染のためにルーチンの利用される乾式/湿式真空吸引システムを応用していた。デブリは一旦管盤から真空吸引され、小口径の滑らかな自在ホースを通して、気密の鉛張りステンレス鋼製の容器に入れられた。排気はセパレート・ホースを通して除染フィルタ・システムに行き、それから大気に放出された。デブリがホースを通過するとき、保健物理技術者がホースの放射線レベルを監視した。RBでの作業は首尾良く行われ、代表的なサンプルが得られた。容器は分析のために、荷造りされてアイダホ国立工学研究所に運搬された。

2.2.3 OTSGへの原子炉水供給配管（ホットレグ）

(1) 目的

直径91.44cmのホットレグが、真東（B側ホットレグ）と真西（A側ホットレグ）で、

原子炉容器炉心支持遮蔽体（CSS）と接続している。B側ホットレグから分岐しているのは、直径30.48cmの崩壊熱除去ラインである（図.12）。事故の間に崩壊熱除去ラインの水平の吸込み部に沈着した一定量のデブリとを含めて、燃料デブリはホットレグから運ばれたと予想される。

これらの領域内の燃料を定量評価するために、放射線サーベイとビデオ検査が行われる必要がある。これらの領域への接近は、SWPを通しての装置の配備を必要とする。SWPの運転利用を可能とするために、原子炉容器の燃料撤去を中断するような工程の調整が必要となる。

(2) 必要条件と実施要件

ホットレグ及び崩壊熱除去ライン内にカメラ兼サンプル採取装置を繰り返し配備するため、特別に予め形成されたガイドチューブが必要である。この装置は、SWPの作業用の小さな穴を通して取付けられ、適切にロックされる。装置終端はホットレグの開口部に突き出した。カメラ兼サンプル採取装置が、SWPからガイドチューブ内に入れられた。カメラ装置は、25908cmの長さの強化ホースを経由する水中カメラで構成され、カメラ用ケーブルはSWP頂部の外まで引き延ばすことができた。試料採取部は25908cmの長さがあり、カメラ・ケーブルに沿った外径12.7cmのタイゴン・チューブを有し、カメラのボディにしっかりと固定されていた。

サンプル採取システムは、空気作動式のダイヤフラム・ポンプで構成され、真空吸引されたデブリは外径12.7cmのタイゴン・チューブを通して、SWPの作業用の小さな穴に吊るされたフィルター張りの鉛詰め容器内に回収された。ポンプ用の支柱はSWPの上で操作された。このやり方によってサンプルを採取することができ、ビデオ検査の進捗に伴って位置が視覚的に確かめられた。

装置チェックと特性把握のために、ホットレグと崩壊熱除去ラインの接続部のモックアップが造られ、燃料撤去試験アセンブリの内側に据え付けられた。軽量のアルミ薄板が溶接され、ホットレグと崩壊熱除去ラインの内径を模して造られた。

この活動を行うためのキー・テクニックはカメラの位置決めだった。操作性能を高め、サンプル採取の間にサンプル・チューブがデブリ層内にあることを保障するよう、カメラ終端に固定された直径0.264cmのステンレス鋼ケーブルが利用された。

特性把握とテストの間に、サンプル採取システムは何度か改良された。直径12.7cm以上のデブリがパイプ・ジョイント部に詰まることとフィルター交換が主要な問題であった。流速のために、細かい粒子は容器内に停滞するが、集められたデブリの多くがシステムを通過して容器の外に排出されてしまうということが生じた。これを防ぐために、バップル

が容器内側に追加され、デブリをより早く定着させるようにした。さらに、システムの排出地点にフィルター・スクリーンが付加された。これによって、容器内に全てのデブリをうまく回収する見込みが増えた。システムの実施状況は、システムにインラインで組み込まれた差圧ゲージによって監視された。

(3) 実施結果

B側ホットレグ及び崩壊熱除去ラインのみが検査された。何ら重大な問題には遭遇しなかった。最も重要な発見は、崩壊熱除去ラインが、底の90度エルボへの中間で詰まっていることだった(図.13)。封鎖された箇所の上のバラバラな細かいデブリのサンプルが採取された。容器内のフィルター検査で、非常に細かい粒子が付着したフィルム層だけが観察された。ホットレグ内で確認されたデブリからのサンプルも得られた。以前の容器の場合と同様、フィルターの付着フィルム層に残された粒子のサイズは微細であった。

2.2.3 OTSGからの原子炉水戻り配管(コールドレグ)

(1) 目的

原子炉冷却材ポンプ(RCPs)からの直径71.12cmの4本の吐出ライン(コールドレグ)は、図.14に示されるように原子炉容器に接続されている。燃料の微粒子は、コールドレグの水平面辺りに、そして恐らくはRCPsの中にも四散したと考えられる。これらの領域におけるデブリの特性把握と燃料の量の推定のために、ビデオ検査と放射線サーベイが必要である。

ホットレグの特性把握の場合と同様、コールドレグへの接近はSWPの利用を必要とする。原子炉容器内燃料撤去活動への影響を最小限に抑えるため、この活動はホットレグ/崩壊熱除去ライン検査のために割り当てられた時間の中で行われた。

(2) 必要条件と実施要件

原子炉容器の4つのコールドレグへの接近は、2つの位置、即ちベント弁開口部及び直径6.7cmのベント弁試験口から成し遂げられる。この活動が実施されるまでに、この作業を行うための理想的な場所に配置されている8個のベント弁が撤去された。しかしながら、コールドレグはベント弁開口部と真っ直ぐに並んでいるわけではない。SWPの上からコールドレグ内に試験装置をセットするのに、予め形成されたガイドが必要だった。このガイドは、繰り返して配備するのが非常に難しかった。作業員が工具の位置を参照できるように、ガイドの上端部分には基準マークが刻み付けられていた。

装置のチェック及び特性把握のために、CSSの接続部分、ベント弁開口部、コールドレグ開口部及び変流器(flow deflector)のアルミ製実物大モックアップが造られた。RB内で見られる実際の高さの差異が作業員に分かるように、モックアップは足場材によって吊

るされた。図. 15 に示されるように、コールドレグの経路がオフセット状（芯が片寄ること）になっているので、カメラ兼サンプル採取装置の位置決めが非常に難しい。工程上の拘束と材料利用上の問題のために、コールドレグ経路のモックアップには自由度がなかった。浮揚防止のため、ホースの中で水と空気を置換できるように、ガイドホースの先端部に穴が開けられた。

ダイヤガイド・ファイバースコープがビデオ検査用に推薦された。しかしながら、ファイバースコープの可視性には限界があるため、Reesビデオシステムが採用された。サンプル採取システムの監視に問題があったため、装置がビデオによって配備されてもサンプルを採ることはできなかった。

(3) 実施結果

予想されたように、ガイドチューブの据え付けは時間のかかる作業であり、それらをそれぞれの位置でベント弁に正確にセットするためには何回かの試みが必要だった。固いガイドホースは予想外の振る舞いをした。カメラ・ホース装置の先端が最初のオフセット部分を通過した後、ホースは予測できない動きをし始めた。これは、必要な押し込み圧を増加させた。4つの位置のそれぞれで、より円滑に装置を押し込む作業の際に、一度ならずホースを長さ一杯まで取り出さねばならなかった。4箇所ですべてが達成されるまでに、ホースはひどく傷んでしまった。このホースによって、ビデオ検査だけが行われた。サンプル採取活動を行うために、新しいホースがRB内に持ち込まれた。

ホースの下端が制御不能だったため、4台のRCPの内部検査は成功しなかった。

サンプル採取活動が試みられたが、ホットレグにおけるサンプル採取活動と同様に、より細かいデブリがシステムを通り抜け、代表的なサンプルは何ら得られなかった。ビデオ検査により、デブリは平均で約0.6cmと推定された。

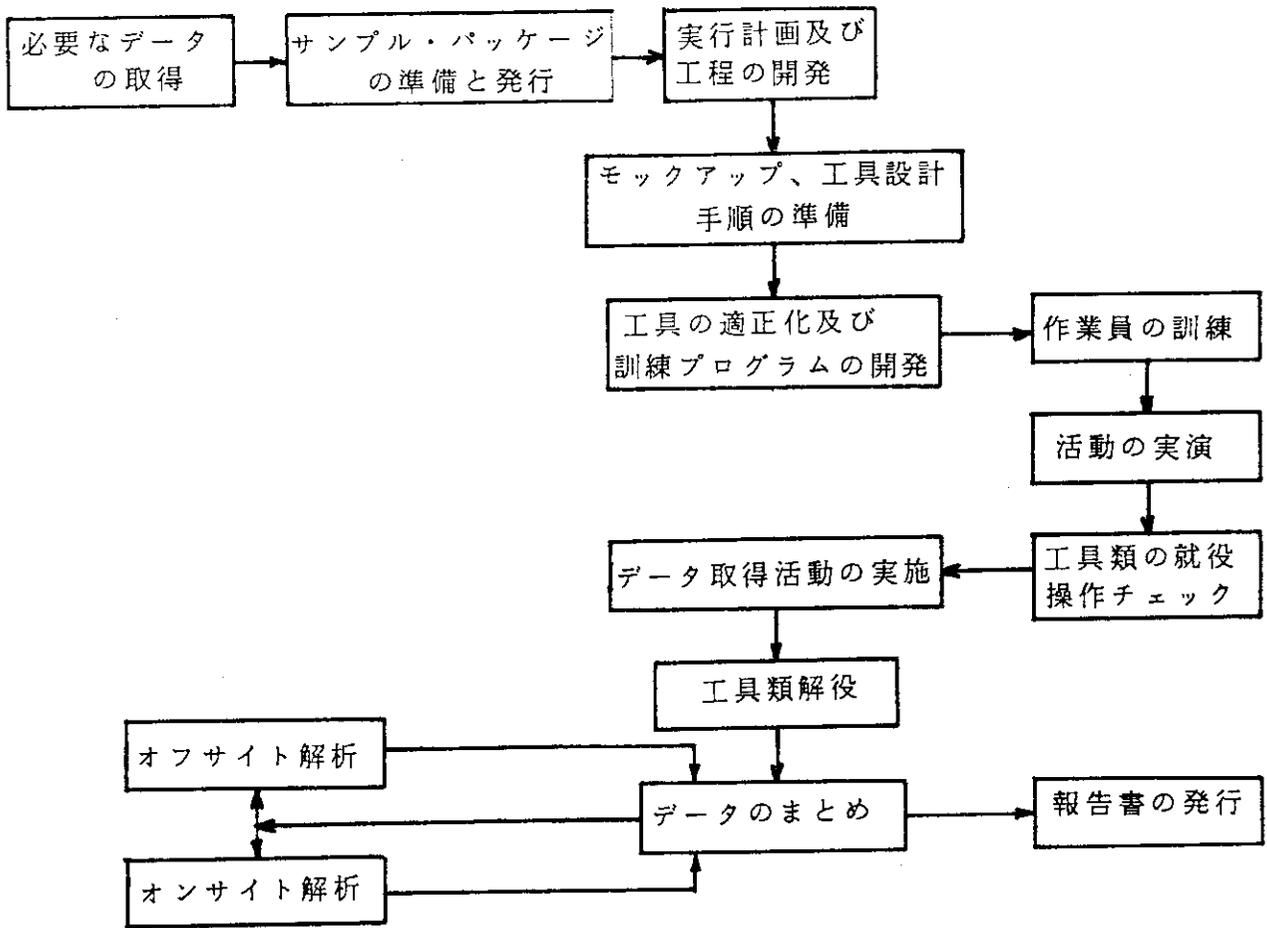
3. 結論

これらの特性把握作業から得られたデータは、燃料撤去計画の決定のための基礎となった。TMI-2でデータを収集するために用いられた方法（工具、装置及び技術）は、種々の分野で燃料撤去に用いられる方法の基礎を提供している。以下の文献は、実施された様々な特性把握作業の具体的な報告を記載したものである。

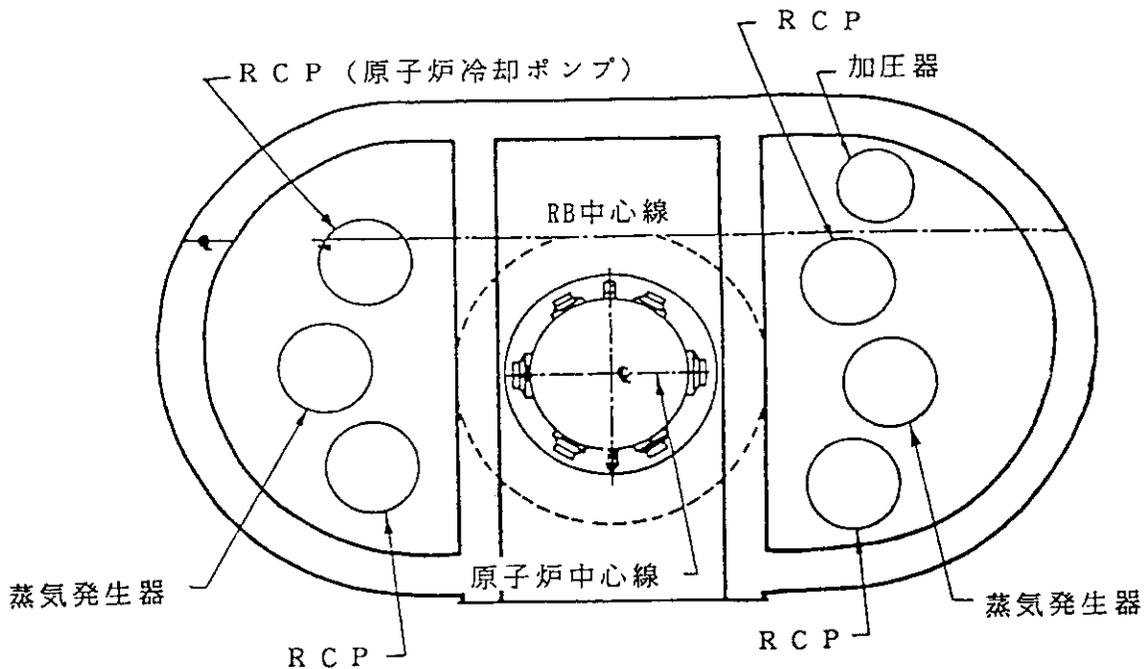
（黒沢、大川）

参考文献

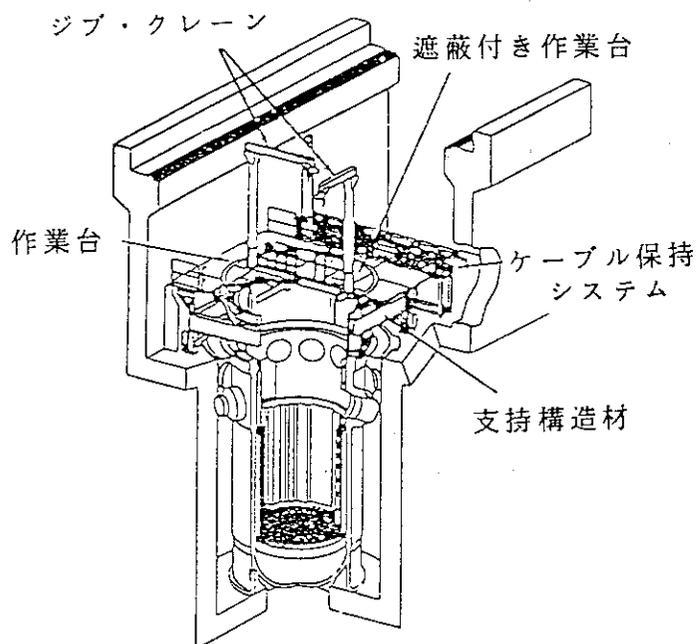
- K. D. AUCLAIR, "Sampling and Estimating Sediment Volume in the 'B' Hot Leg and the Attached Decay Heat Line," TB-87-07, Rev. 1, GPU Nuclear Corporation (Oct. 1, 1987).
- P. J. BABEL, "OTSG-A Upper Head Tubesheet Debris Samples," TB-86-24, Rev. 0, GPU Nuclear Corporation (Apr. 25, 1986).
- S. A. BOKHAREE, "Location and Characterization of Fuel Debris in TMI-2," TPO/TMI-051, Rev. 0, GPU Nuclear Corporation (Apr. 1984).
- S. A. BOKHAREE, "Ex-Vessel Fuel Characterization," TPO/TMI-124, Rev. 0, GPU Nuclear Corporation (July 1984).
- S. A. BOKHAREE, "Fuel Debris in Region Between Core Former Baffle Plates and Core Barrel," TB-87-09, Rev. 1, GPU Nuclear Corporation (May 12, 1987).
- C. H. DISTENFELD, "TLD Survey Results Inside 'B' D-Ring," TPB-85-2, Rev. 0, GPU Nuclear Corporation (Jan. 15, 1985).
- C. H. DISTENFELD, "An Estimate of Fuel Debris in the Pressurizer Surge Line," TB-85-9, Rev. 0, GPU Nuclear Corporation (Mar. 27, 1985).
- C. H. DISTENFELD, "A Reevaluation of Fuel in the Pressurizer," TB-85-10a, Rev. 1, GPU Nuclear Corporation (Aug. 12, 1986).
- C. H. DISTENFELD, "Summary of Quantities External to the Reactor Vessel," TB-86-38, Rev. 0, GPU Nuclear Corporation (Sep. 26, 1986).
- C. H. DISTENFELD, "Sampling and Estimating Sediment Volume in the Casing of the Reactor Coolant Pumps and Discharge Lines," TB-87-08, Rev. 0, GPU Nuclear Corporation (Apr. 20, 1987).
- C. H. DISTENFELD, "'B' Steam Generator Tube Sheet Fuel Estimate," TB-86-44, Rev. 1, GPU Nuclear Corporation (June 24, 1987).
- G. R. EIDAM, Bechtel National Incorporated, Memorandum to D. M. LAKE, Bechtel Engineers Constructors Corporation, 4550-85-0229 (Oct. 25, 1985).
- G. R. EIDAM, Bechtel National Incorporated, Memorandum to J. E. FREW, GPU Nuclear Corporation, 4550-87-0083 (Apr. 3, 1987).
- V. R. FRICKE, "Reactor Vessel Lower Head Inspection," TB-85-6, Rev. 0, GPU Nuclear Corporation (Feb. 26, 1985).
- V. R. FRICKE, "Fiberscope Inspection Inside CSA," TB-87-04, Rev. 0, GPU Nuclear Corporation (Mar. 4, 1987).
- V. R. FRICKE, "Lower CSA Region," TB-87-15, Rev. 0, GPU Nuclear Corporation (July 30, 1987).
- A. P. KELSEY, "Upper Core Assembly Data Acquisition," TB-88-01, Rev. 0, GPU Nuclear Corporation (Feb. 16, 1988).
- R. J. MONTGOMERY, Bechtel Engineers Constructors Corporation, Memorandum to G. R. EIDAM, Bechtel National Incorporated, 4370-86-6038 (Apr. 1, 1987).
- P. MOSKAL, "Ex-Vessel Fuel Removal Methods," TPO/TMI-147, Rev. 0, GPU Nuclear Corporation (Apr. 1985).
- D. E. OWEN, "Reactor Vessel Lower Head Video Inspection - Phase 2," TB-86-03, Rev. 0, GPU Nuclear Corporation (Jan. 8, 1986).
- J. A. WEISSBURG, "In-Vessel Data Acquisition," TPO/TMI-117, Rev. 1, GPU Nuclear Corporation (Aug. 1985).
- H. P. WOOD, "Physical/Radiological Inspections and Sampling of the Pressurizer," TB-86-02, Rev. 0, GPU Nuclear Corporation (Jan. 13, 1986).
- H. P. WOOD, "Examination of 'A' and 'B' Steam Generators for Relocated Fuel," TB-86-23, Rev. 0, GPU Nuclear Corporation (Apr. 17, 1986).
- G. WORKU, "Conditions in the Reactor Vessel Lower Head," TB-87-11, Rev. 0, GPU Nuclear Corporation (May 18, 1987).
- G. WORKU, "Additional Results of Lower Head Debris Samples," TB-85-21, Rev. 4, GPU Nuclear Corporation (July 17, 1987).



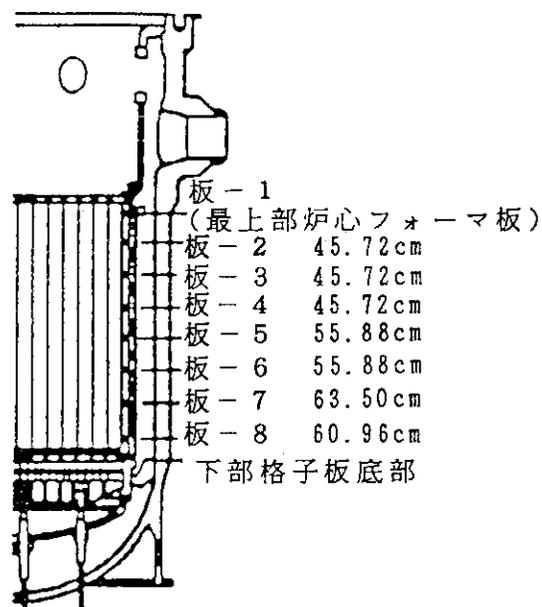
第1図 サンプル・パッケージのフローチャート



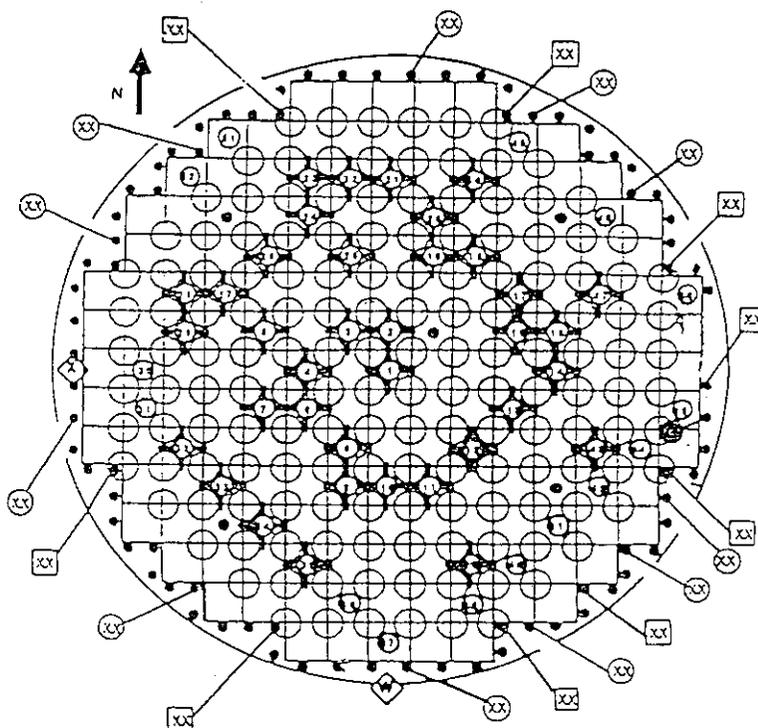
第2図 TMI-2 Dリングの機器配置



第3図 TMI-2燃料取出しチャンネル

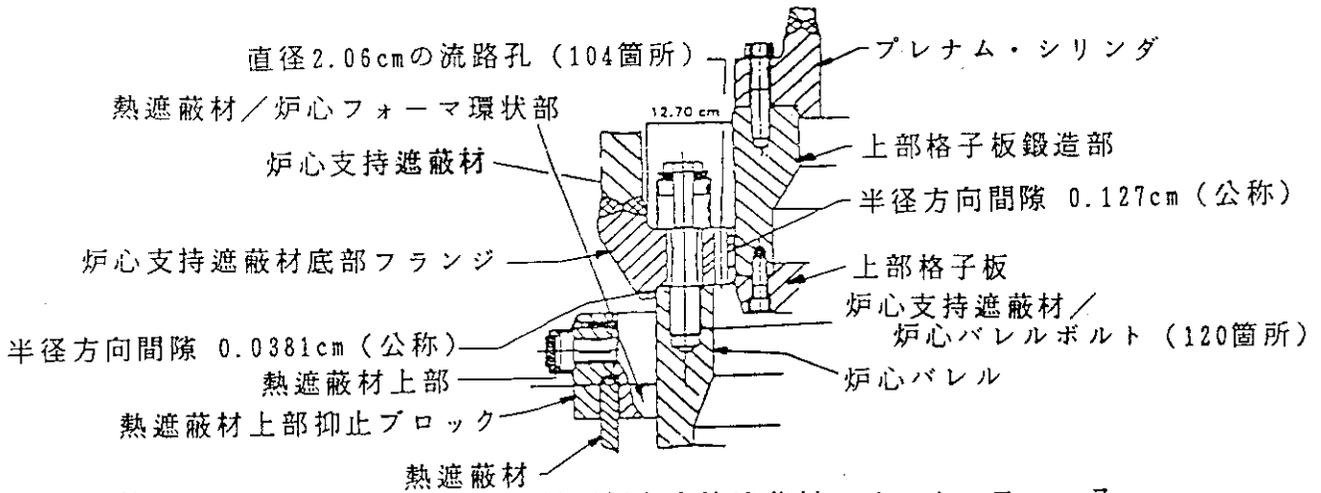


第4図 炉心フォーマ板高さ図

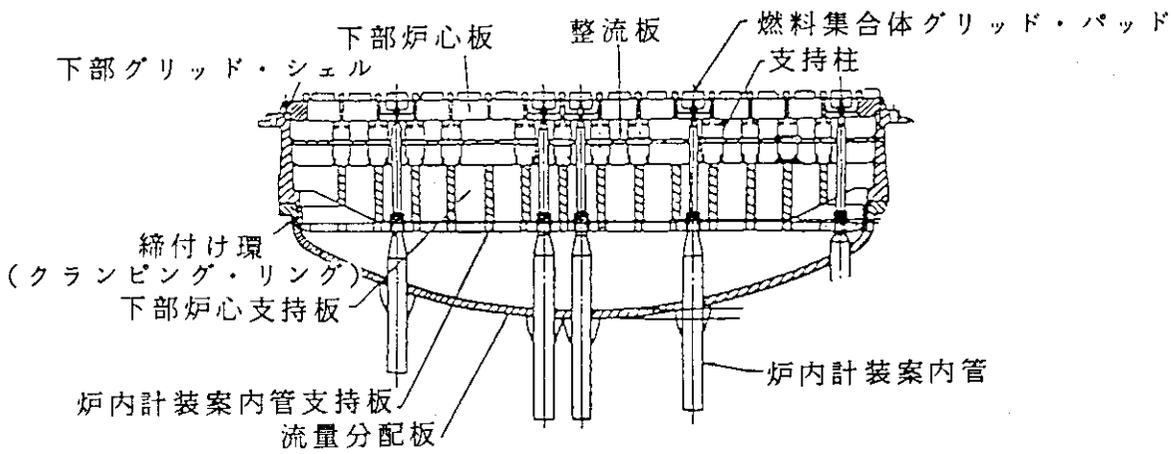


- ☒ ファイバスコープで予めデブリを検査した炉心フォーマの穴
- ⊗ ウェルチ・アライン・カメラで検査された穴

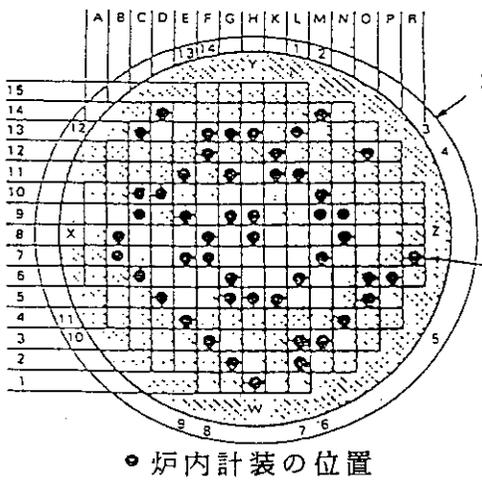
第5図 バッフル板の検査位置



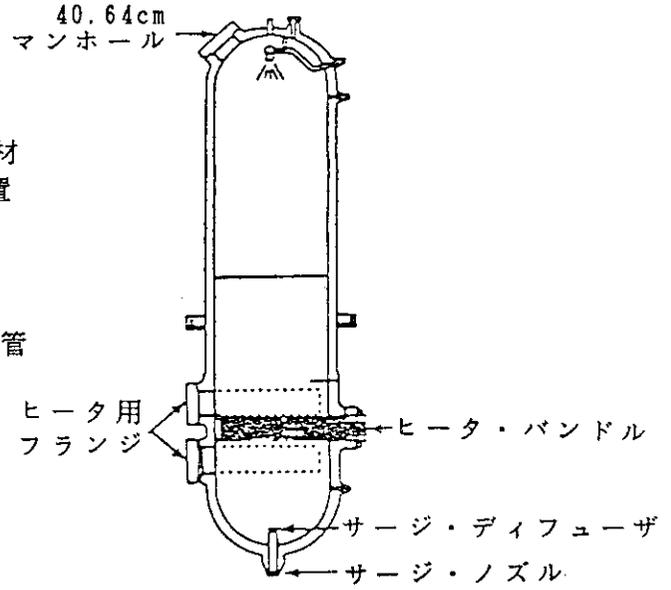
第6図 炉心バレル/熱遮蔽材/炉心支持遮蔽材のインターフェース



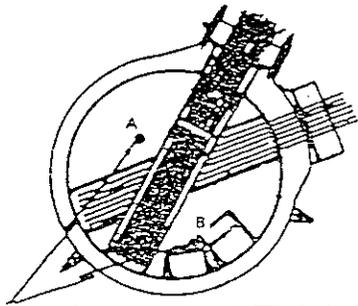
第7図 下部炉心支持アセンブリ



第8図 原子炉容器下部ヘッド検査位置

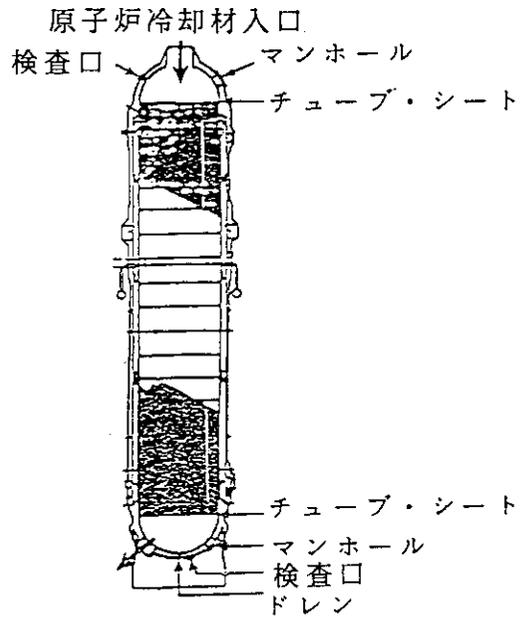


第9図 加圧器の高さ図

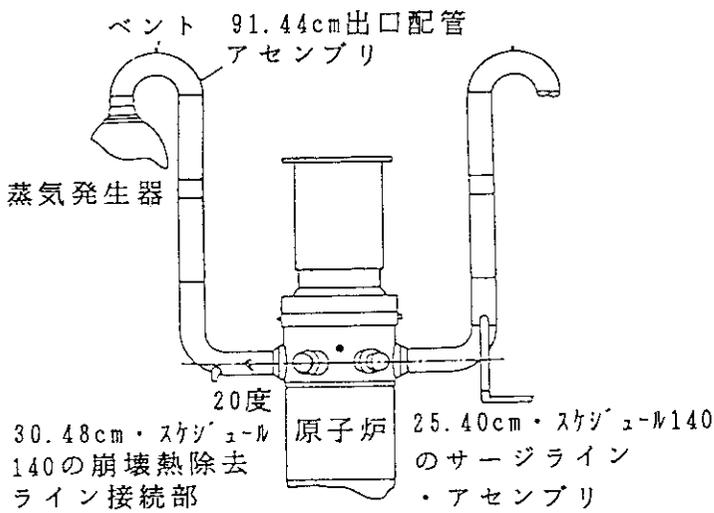


容器検査のためにカメラが下ろされた点

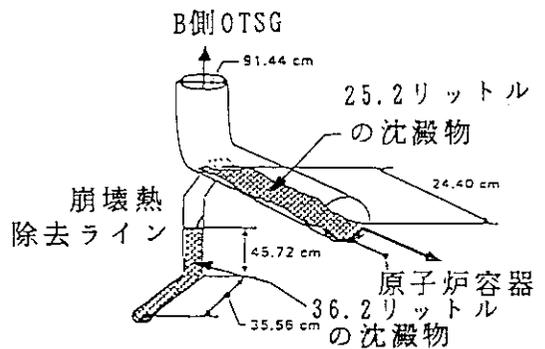
第10図 加圧器マンホールから見たところ



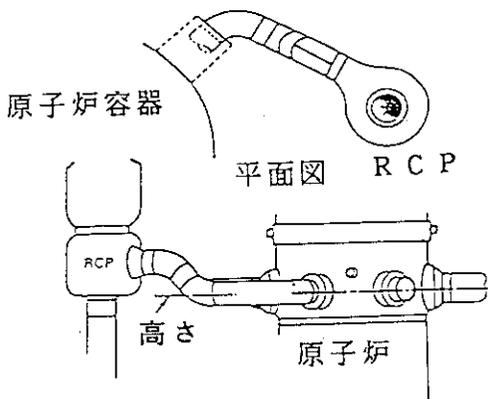
第11図 OTSGの高さ図



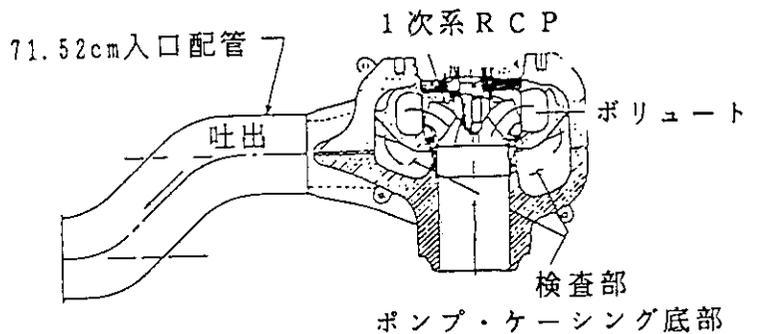
第12図 原子炉容器ホットレグの高さ図



第13図 B側ホットレグ及び崩壊熱除去ラインにおけるデブリの位置



第14図 原子炉容器コールドレグの代表的な経路



第15図 RCP内部及びコールドレグ・インターフェースの高さ図

2.5.3 スリーマイル島2号機遠隔制御装置の開発

(R. H. フィルナウ、コンサルタント、他)

DEVELOPMENT OF REMOTELY CONTROLLED DEVICES FOR THREE MILE ISLAND UNIT2
R. H. Fillnow, Consultant; P. R. Bengel and David L. Gieffer, Bechtel National Inc. / "NUCLEAR TECHNOLOGY" Vol.87, PP624-630, (Nov. 1989)

事故後のスリーマイル島2号機(TMI-2)は、様々な放射線レベルに汚染された区域の迷路の様なものであった。補助建屋内の幾つかの区画は、サーベイのために、ましてや除染のために立入ることなどは不可能であった。格納容器地階は最も汚染された領域であり、その放射線量は1,100 R/hにも達した。地階は、ルースデブリや沈殿物及び水中に含まれる数千キュリーのセシウムやストロンチウムで、除染が困難な領域となった。これらの危険な区域の特性を把握し除染をするために、除染職員は遠隔制御(ロボット)装置使用の検討を余儀なくされた。

必要性に基づいて行われたTMI-2におけるロボット計画は、プラント職員に対してかなりの被曝低減化をもたらした。本論文では、この計画に基づいた遠隔操作機器の開発、及び個々の設計について定めた一般的基準について述べる。

1. はじめに

事故後のスリーマイル島2号機(TMI-2)は、様々な放射線レベルに汚染された区域の迷路の様なものであった。補助建屋内の幾つかの区画は、サーベイのために、ましてや除染のために立入ることなどは不可能であった。格納容器地階は最も汚染された領域であり、その放射線量は1,100 R/hにも達した。地階は、ルースデブリや沈殿物及び水中に含まれる数千キュリーのセシウムやストロンチウムで、除染が困難な領域となった。これらの立入り難い区域の特性を把握し除染をするために、除染職員は遠隔制御(ロボット)装置使用の検討を余儀なくされた。

除染計画の初期の年度においては、多種多様な遠隔制御装置が考えられたが、競合する要求と財政的な制限により、必要な装置の型式を明確にする点においてほとんど前進がなかった。また、高価なロボット開発計画に着手することへの抵抗もあった。アメリカ、カナダ、イギリス、フランス及び西ドイツにおける利用可能な装置の調査により、TMI-2の条件下で操作可能な装置は無いことが明らかとなった。調査した装置は高放射線区域にお

ける作業を実施できるものであったが、それらは15～30 cmの水中における作業や除染の容易さの点では適合しなかった。そのうえ、壁や床のはつり及び原子炉建屋（RB）地階にあるコンクリート・ブロック壁の様な大形構造物の解体を実施するために、より頑丈な装置が必要であった。

1982年後半に、電力研究所（EPRI）がTMI-2のロボット開発計画に参加し、それが電力業界の興味に火をつけた。それに加え、ペンテック社によって代表されたEPRIが、資金源と高く評価された調整機能を提供した。カーネギ・メロン大学ロボット研究所が装置の設計と組立を行うために選ばれた。ロボット研究所は、ペンシルバニアで技術開発を援助しているペンシルバニア・コモンヴェルズのベンジャミン・フランクリン基金を通して、追加資金を確保した。これに勢いを得て、3つの団体（EPRI/ペンテック社、カーネギ・メロン大学、GPUN社（GPU/ベクテル社））から成る運営委員会が組織され、設計基準を明確にするための会合が頻繁に開かれた。その運営委員会のメンバーは、装置の設計に関する次の4つの基本的なルールを全会一致で承認した。

- (1) 新たな開発は行わない；既存装置を必要に応じて改良して使用する。
- (2) 装置の無線コントロールは行わない；電力/回収用伝送ケーブルを使用する。
- (3) 装置は、格納容器地階の上部床面のハッチ開口部を通れるように適合させなければならない。
- (4) 装置は浅い水中で作業し、かつ除染に使用する高圧水スプレーに耐えるため、頑丈で、かつ十分な防水性を備えていなければならない。

運営委員会の指導の下に開発された最初の装置はRoverであり、これはあらゆる地形での高速作業用に独自に設計された、電動6輪式作業台を使用している。この装置は市販の要素を改良して製作され、搭載型の伝送ケーブル・ピックアップ・システムが使用された。ビデオ・システムと伸縮自在型の検出器の使用により、格納容器地階からの放射線データが収集可能になった。

Roverの使用成功により、TMI-2において同種の移動ロボット装置をより積極的に使用することになった。訓練、ビデオによる監察と放射線サーベイ、及びスラッジの収集、コンクリートのコアボーリングとはつり、高圧水洗浄等の除染作業を含む幅広い作業のために、Roverとその兄弟装置が適用された。

この計画の中での最も高度な開発は、地階の7.6 mまで上方の構造物に達することができ、コンクリート・ブロック壁の解体や様々な複雑で精密な作業を実行することができる遠隔作業ロボット（RWV）の設計及び製作であった。その装置はTMI-2 RB地階で使用されそうにないが、高放射線区域で様々な作業を実行し、それによって個人被曝を減少させるために、原子力産業においてかなりの応用が可能であると思われる。

必要性から推進されたTMI-2におけるロボット計画は、プラント職員に対してかなりの被曝低減化をもたらした。この論文は、この計画に基づいて開発された遠隔操作装置、及び個々の設計に対して定めた一般的基準について述べる。

2. 装置

1984年までTMI-2において使用された遠隔装置は、主として入手可能性と低コストに基づき、産業界或いは米国エネルギー省(DOE)から入手した既存の装置で構成されていた。この装置は“SISI”、“FRED”及び後で加わった“LOUIE-1”と呼ばれる装置を含んでいた。図1、2、3はこれら3つの装置の写真であり、これらはTMI-2における種々の作業割当てに対応して構成されている。1984年内には、TMI-2ロボット計画あつらえの装置が利用できるようになり、TMI-2環境下で使用できるような設計がなされた。これらの開発と関連して、実行すべき作業がより良く理解されることにより、装置設計のより詳細な基準が利用可能となった。これらの基準により、次に示す装置の一群が開発された。

- (1) 遠隔探査ロボット(RRV)
- (2) LOUIE
- (3) RWV

各装置(群)の基本設計に従って、要求された作業を実行するための工具を提供する一連の搭載機器が作られた。

遠隔操作ロボットはTMI-2の除染に広範囲に使用されてきた。習得した経験は次の設計に取入れられ、それらの装置は最終的に多機能的で非常に信頼できるものとなった。次の討論では個々の遠隔装置群について述べると共に、それらの製作と操作に関する一般的基準について述べる。

2.1 RRV型装置

RRVは、主にRB地階内作業用に設計・製作された。RRVは、この区域で使用された最初の移動ロボットであったので、その最初の作業は主としてデータの収集であった。複数のRRVによって以下の作業が実施された。

- (1) RB地階区域のビデオ観察
- (2) RB地階区域の放射線サーベイ
- (3) RB地階床からの代表的なスラッジ試料の収集

- (4) RB壁からのコンクリート・コア・ボアの収集
- (5) 高圧水による地階壁の洗浄
- (6) 地階床からのスラッジ堆積物の除去
- (7) 壁表面のはつり
- (8) 要求されたマニピュレータによる作業

この装置の基本設計方針は、色々な適応設計に向けた構築要素としての信頼性のある基本ユニットを開発することであった。その後、RRVで色々な作業を実行できるようにするための作業工具が加えられた。図4は、RRV(Rover)の写真である。それにはライトとビデオカメラは取付けられているが、工具或いは検出器は取付けられていない。

2.1.1 RRV基本ユニット

RRVの基本ユニットと制御盤は、EPRI、GPU、ベンジャミン・フランクリン基金とDOEの出資により、GPU/ベクテル社、カーネギ・メロン大学ロボット研究所、及びEPRI/ペンテック社のチームによって製作された。その開発基準は、地階に存在すると考えられる広範囲な物理的条件に基づいたものであった。RB地階を通して作動させる様な装置に実際何が必要であるかという情報が不足していたために、工具の融通性が重視された。その結果、初期の判断では信頼性、物体寸法の制限、強度及び除染の容易さに焦点を絞った保守的な設計が優先された。

RRVが動作すべき対象であるRB地階の環境は、放射線レベルが1,100 R/hに達した。それに加え、床は15~30 cmに達する水で絶えず覆われており、装置は非常に高い湿度条件下におかれるであろう。研磨する可能性があるスラッジが未知の深さで床を覆っており、それと接する構成要素に影響を及ぼすと考えられた。

初期の設計決定時点では地階床の液体とスラッジの放射能レベルが不明であったため、接近可能なRB上部の汚染を防止するためにRRVの除染可能性を確実にすることが重要視された。従って、隙間を少なくすること、排水経路の確保、全ての接合部のシール及び被膜処理の実施が考慮された。

RRVの保守性は初期の設計基準においては重要な役割を果たした。保守職員は放射線防護衣を着る必要があるので、保守の困難さはRRV自体の汚染と機器取外しの困難さとに直接関係する。従って、RRV設計のモジュール化が主要な目標であった。実際の対応は、修理或いは交換のために取り外しが容易な駆動、工具、及び計装モジュールを準備することであった。

RRVは、幅と高さが制限されている機器搬入エアロックを通し、また寸法の制限を与える床ハッチを経由して地階に移送されるために、寸法と重量の制限が重要であった。RRV

を地階に移送するハンドリング・システムからも重量の制限を受けた。

RB地階における装置の強度、耐久性及び回収可能性の必要性から、伝送ケーブル方式の電力供給システムが要件として確立された。回収可能性は、使用中に操作上の問題が発生した場合、RRVを取り戻すことを保証するため特に重要である。電力供給系或いは通信系の故障によってRRVを失う危険性は受入れられないと判断された。さらに、充電型バッテリーを使用すれば広い搭載スペースを必要とするし、また作業の持続時間と選択に制限を与えたであろう。高放射線レベルと制限された出入り通路によって、地階には人が接近できなかったため、地階で使用する装置はあらゆる条件下でも回収できなければならなかった。

2.1.2 ビデオ監察

1979年の事故以来RB地階には立入りできなかったため、最初の作業は、この区域を視覚的に検査し、将来の除染方法を決定する上で計画担当エンジニアが利用できるビデオ調査記録を作成することであった。従ってRRVには、その区域を検査すると共にロボット制御用の十分な視覚情報を操作員に提供するために、カメラ及び適当な照明器具が装備された。照明は、必要な場合に接近検査ができるような、かなりの距離のズームが可能であるカメラと同調して向きを調節できることが必要とされた。搭載されたライトによっては検査の必要な区域が十分照明できない場合には、高感度カメラ (Low-light camera) が使用された。

2.1.3 放射線サーベイ

一般区域の高い線量率をもたらす線源を評価する上で、地階の放射線レベルの測定が重要であった。従って放射線検出器が以下の測定に必要であった。

- (1) 一般区域線量率の測定
- (2) 高さ1~2.5 mの壁面における表面線量率の測定
- (3) 床表面からの線量率の測定

RRVによって実施されたビデオ監察に基づいて、地階の床面にかなりのスラッジ堆積物が存在することが確認された。スラッジの除去が必要であろうから、その採取と移送のシステムを設計するための物理的パラメータ、及び廃棄物処理と処分のための容器封入の方法を定めるための放射線パラメータを決定するために資料が必要とされた。床からスラッジ試料を採取できるスコップがRRVの前部に取付けられた。スラッジは恐らく高放射性であろうから、建物の外部に移送するために遮蔽容器内にその試料を入れる手段も準備された。

2.1.4 壁面からのコア試料採取

地階の放射線サーベイにより、壁面において、特に“バスタブ・リング”の領域におい

て、高い放射線レベルが検出された。従って除去すべき壁面の深さを決定するために、汚染物質の浸透深さを測定することが重要であった。コア・ボア試料は3.8 cm直径で3.8 cm以内の深さに過ぎないが、地階床から3 mまでの様々な高さにおいて、浸水したコンクリートとコンクリート・ブロック壁面の両方から採取する必要があった。制御パネルから動力が供給され、機器用ハッチを通して降ろされるRRVの前面に搭載できるようにした装置が再び開発された。さらに、コア・ボア試料を掴んで遮蔽試料容器に移すための手段が準備された。

2.1.5 高圧水による壁のフラッシング

地階壁面から表面汚染を除去する試みにおいて、接近可能な壁及び機器の表面に高圧水フラッシングを実施する工具が開発された。65.5 °C(150 °F)に加熱された水が、容積式ピストン型ポンプによって圧力68.9 MPa(10,000 psi)、流量0.157 cm³/s(25 gal/min)で供給された。RRV基台の前部に搭載されたその装置は、RRVの動きを最少にするため十分な方向制御機能を備えると共に、高圧水によって生じる反力に耐えるよう十分頑丈なものであった。加えて、壁面と同様に頭上構造物のフラッシング能力を備えるノズルの設計が重要であった。

2.1.6 スラッジ堆積物の除去

RB地階床からスラッジを除去するために、RRV前部の利用できるスペースに取付けることができ、上の階にある貯蔵タンクにスラッジをポンプで汲み上げる手段を与える装置の開発が必要であった。その装置はスラッジ試料採取装置と同様であり、水深15~25 cmの水中で動作することが必要とされた。その装置は、直径0.6 cm以上の粒子を取除いて格納タンクへ確実に移送するように設計された。またこの装置の形状は、RRV全体を機器用ハッチを通して降ろせるものにした。

この装置は、RB地階の実際のスラッジよりも除去が相当に困難と確認されている人造スラッジを用いて、タービン建屋内において広範囲に試験された。その試験計画は、地階での使用に先立って装置の適切な調整を行うのに非常に効果的であった。その結果、この装置は地階からのスラッジ除去に係わる全ての設計要件を満足した。

2.1.7 壁面のはつり

放射線サーベイの結果、及び浸水したコンクリートとコンクリート・ブロック壁から採取されたコア・ボア試料に基づいて、主にセシウムとストロンチウムである汚染物質の浸透は0.3 cm以下であることが確定された。この浸透した表面汚染の除去方法として、圧力241.3 MPa(35,000 psi)、流量0.018 cm³/s(3 gal/min)で供給される超高圧水が選ばれた。RRVの基台に搭載するために開発されたものは、壁面の至る所に水スプレー装置を精密に作動することができる水圧式マニピュレータから成る装置であった。コンクリート表面の

除去深さの制御において幾つかの問題に直面したが、この装置はRB地階からかなりの放射能を除去することに有効であった。

2.1.8 他のマニピュレータ作業

壁はつり作業における水圧式マニピュレータの使用に成功した後、同装置はエレベータや階段の吹き抜けを取囲む周囲のコンクリート・ブロック壁の浸出処理に使用された。コンクリート・ブロック中心への注水は、ブロック内に蓄積されたかなりのセシウムとストロンチウムを浸出させる効果的な方法であると指摘されてきた。RRVは“バスタブ・リング”の上方に注水用の穴を開けたり、選択された穴への注水ノズルの挿入を首尾良く実行した。

2.1.9 RRV作業のまとめ

RRVはTMI-2の浄化作業に最もよく使用された遠隔装置であった。一旦保守と訓練の手順が確立されると、その信頼性と操作性によって、全ての指定された作業をその装置を使用して成功裡に実行することができた。それがモジュール設計であるために、保守及び工具交換のための除染は問題とはならなかった。最も頻繁に保守を実施した項目の一つは視覚システムであった。冗長性を備えていたため、これは操作或いは回収可能性を制限しなかった。

2.2 LOUIE型装置

LOUIE型装置は、主にTMI-2補助建屋内での作業を実施するために使用された。要求された作業には以下のものが含まれる。

- (1) 浄化・給水系脱塩装置からの放射線レベルの測定
- (2) シール・インジェクション・バルブ室内のデブリ採取と除染の準備
- (3) シール・インジェクション・バルブ室の床のはつり

これらの装置の開発方法はRRVの場合と同様であった。特定作業用の搭載機器或いは工具の開発に先立って基本ユニットの信頼性が確立された。

図5は、はつり工具を備えたLOUIE装置の写真である。この写真では作業実施時に使用されたライトとビデオカメラは組込まれていない。

2.2.1 脱塩装置の放射線レベルの測定

TMI-2事故は浄化・給水系脱塩装置にかなりの放射能汚染をもたらし、脱塩装置が設置されている部屋に職員が立入ることを妨げていた。捕捉された樹脂を除去する化学溶出処理が成功したかどうかを確定するためには、脱塩装置タンクに関する放射線分布測定が必

要とされた。DOEによってTMI-2に貸し付けられたLOUIE-1が放射線分布測定を実行するために選ばれた。それはスキッド型操縦機構をもち、伸縮ブームに取付けられたマニピュレータを備え、RRVよりもかなり小さい軌道式移動ロボットである。電力は伝送ケーブルを通して供給された。

床面から2 m高までの放射線レベルが把握できるように放射線検出器が搭載された。また、音響センサが検出器から線源までの距離を正確に測定するために使用された。ビデオカメラによって装置の操作が可能となり、また脱塩装置を格納している部屋の視覚的記録が作成された。その装置は、要求された機能を満足に果たした。

2.2.2 シール・インジェクション・バルブ室内のデブリの採取

シール・インジェクション・バルブ室にある配管からの洩れは、シールされていないグラウト加工のコンクリート床と結びついて、この室内を極端に高い放射線レベルにしてしまい、職員の接近を妨げた。初期の浄化作業で室内に残された小さなコンテナ、鉛ブロック、ホース及び他のデブリを除去するためにLOUIE-1が使用された。壁及び床面フラッシング用のホースの据付け作業を含む各作業対象物を取扱うために、特定の固定器具や工具がマニピュレータ用に設計された。計画した作業を成功裡に完遂したことにより、除染を完了させるための職員の立入りが可能になった。

2.2.3 シール・インジェクション・バルブ室床のはつり作業

シール・インジェクション・バルブ室の床面がシールされていなかったため、放射能汚染物質の重大な浸透が生じてしまった。他の建屋区域の汚染した床のはつり作業が放射線被曝レベルの低減に非常に有効であったので、シール・インジェクション・バルブ室内の床もはつり作業をすることが決定された。遠隔制御装置の必要性と、はつり作業を実施するためにはLOUIE-1を改造することができないという認識に基づき、RRVを小型にしたような新しい装置LOUIE-2が、はつり作業用として非常に低価格で設計・製作された。LOUIE-2装置は、比較的重い空気作動式振動はつりユニットを操作する上で十分に強力であり、かつ出入り廊下やドアを通り移動するために十分小型である必要があった。その装置にはまた、除去したコンクリートを収集するための真空式ピックアップが装備された。所要の電力を供給しビデオカメラ用同軸ケーブルを装備するために、RRVと同様な伝送ケーブル・システムが使用された。制御盤は室外の立入り可能な廊下に配置された。LOUIE-2はTMI-2の遠隔制御装置に加わった優れた装置であり、設計要件に沿った全ての機能を実行した。

2.3 RWV型装置

RB地階の積極的な復旧を実施する必要が無くなったため、RWV型装置の開発は制限された。RWVの基準は当初積極的な除染作業を援助するために作られたものであり、次の様な作業を含んでいた。

- (1) エレベータ及び階段の吹抜けを囲んでいるコンクリート・ブロック壁の除去
- (2) RB地階に設置されていて汚染された機器と構造物の除去
- (3) 囲まれたRBサンプ・エリアへの出入り通路の確保

図6は、伸したブームとマニピュレータ・アームとを搭載したRWV（作業車）の写真である。

2.3.1 RWVの台車

作業車(workhorse)は、TMI-2ロボット計画に基づいて開発された最大、最強で最も柔軟性のある遠隔操作ロボットである。RRVロボット開発における多くの教訓がRWVの設計に反映された。地階の除染に関する要求が減少したために、モックアップ評価と訓練が完了したにもかかわらず、作業車は地階では使用されなかった。その装置は重量5,000 kg以上であり、相当な荷重を持ち上げることができ、また、除染と機器撤去の目的で地階上部の構造物に接近するために垂直に7 m以上伸せる伸縮自在のブームを備えていた。穴開けや廃棄物容器の持上げ、高圧はつり装置及び解体装置の操作のために、アーム先端に取り付けてマニピュレータと共に使用する工具が設計された。その4つの車輪は各々個別に駆動され、前進や横方向の移動及び小回転半径での正確な円旋回が可能であった。ブーム先端に取り付けたロボットアームを記憶制御することにより、操作員の支援のもとで繰返しの多い作業の実行を可能にした。その操作盤はRBの外側に配置される筈であった。RWVの電力と制御信号は、RRV型やLOUIE型ロボットと同様に、伝送ケーブル方式によって供給された。

作業車をTMI-2のRB地階内で使用するかどうかについては、一定の疑問が残されたけれども、それは原子力産業で個人被曝を低減させるための手段として、高放射線区域で様々な作業を実行する広範な応用をもたらさうであろう。

3. 結論

TMI-2環境の作業に適する、一連の遠隔操作ロボットの開発を目的としたTMI-2計画は、その開始以来、大きな成功をおさめた。各々の取組みの教訓が次の設計に反映され、信頼性と高度化の両面にわたり改良がなされた。

(藤井)

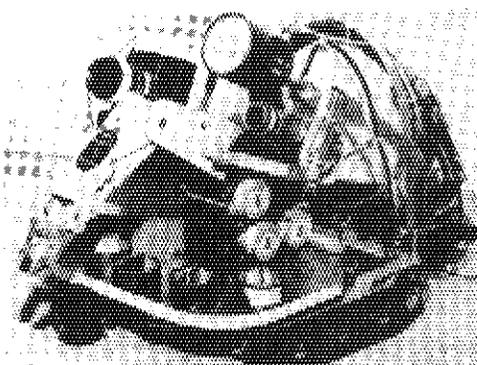


図1 接近できない補助建屋の各区画で最初の探査に適用されたSISI

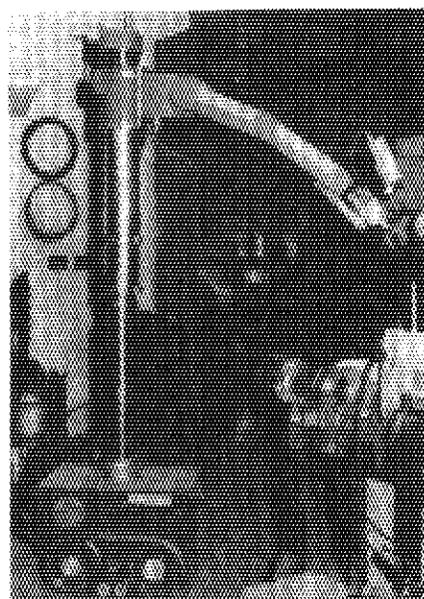


図2 脱塩装置除染フラッシングの合い間にタンクの表面放射線サーベイを行ったLOUIE-1

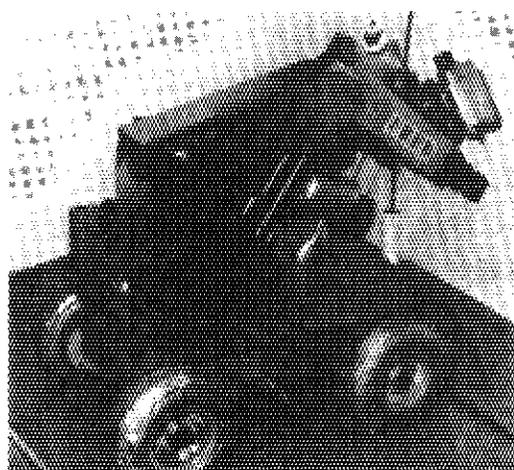


図3 TMI-2の遠隔除染に関して最初の実質的な経験を得たFRED

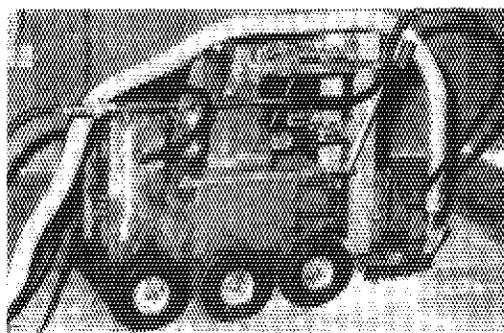


図5 シール・インジェクション区画で汚染した床の遠隔はつりを行ったLOUIE-2

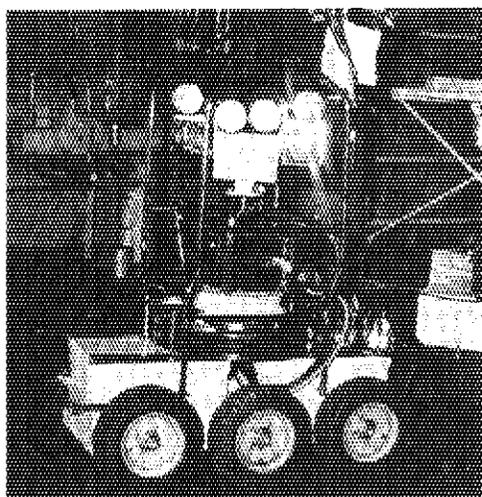


図4 TMI-2において探査、除染及び解体に使用された。最も有効な遠隔操作ロボットRRV (Rover)

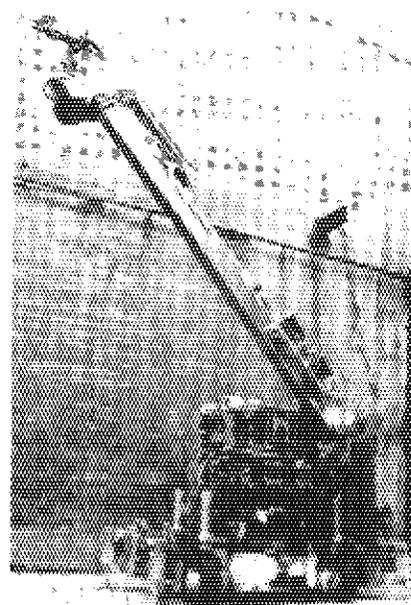


図6 TMI-2のRB地階における除染と解体のための最も強力な装置であったRWV (作業車)

2.5.4 TMI-2用遠隔操作ロボット2機についての概念と開発

(レオナ E. シャンペニー、レッドゾーン・ロボティクス社、他)

CONCEPTION AND DEVELOPMENT OF TWO MOBILE TELEOPERATED SYSTEMS FOR THREE MILE ISLAND UNIT 2 / Leona E. Champeny, RedZone Robotics, Inc.; William L. Whittaker, Carnegie Mellon University
 "NUCLEAR TECHNOLOGY" Vol.87, PP631-640, (Nov. 1989)

TMI-2号機の事故復旧活動用として開発された2台の遠隔操作ロボットにより、未来型遠隔システムに不可欠な見通しが得られた。まず、遠隔探査ロボット(RRV)が遠隔作業支援用として開発され、システムの開発概念を検証し、復旧対象を明確にした。続いて、遠隔作業ロボット(RWV)が浄化活動用として開発され、前者の制約条件を打開し、関連する訓練から得られた成果を設計概念に取り入れて統合化し、除染や取壊し作業の機能性が完備した。ここでは、これらのシステム開発に影響した課題だけでなく、RRV及びRWVの特徴や性能についても論じている。

1. 緒言

スリーマイル島2号機(TMI-2)の格納容器地階で使用する、探査及び浄化活動用の遠隔操作システムを数台開発した。これは、格納容器地階の放射線レベルが高く、人手にたよる作業が不可能な場所だからである。この論文では、2台の遠隔操作システムについて述べるとともに、これらの開発に影響した課題について論じる。

1番目のシステムは遠隔探査ロボット(RRV)で、地階区域における初期の目視観察及び放射線探査の役割を与えられたものである。2番目のシステムは、遠隔作業ロボット(RWV)で、復旧作業用に開発されたものである。これらのシステム開発は、原子力分野に応用する遠隔操作システムの考え方、特に不可欠な属性(移動性、信頼性、作業性、除染性、保守性、操作性、及び装置互換性)とそれらの達成方法の発展に寄与している。RRV及びRWVによって設計上の不備が明確化され、実際にそれらのシステム概念と機器の技術的長所を生かして成功した。これらのシステムにおける設計上の特徴と開発経緯は、未来型遠隔操作システム開発に不可欠な見通しを与えるものである。

2. 遠隔探査ロボット(RRV)

TMI-2事故後4年を経て、格納容器建家地階における探査用及び試料採取用として探査用ロボットの開発が要請された。地階の作業で予想される拘束条件や必要条件を満たす移動ロボットがそれまで存在しなかったため、RRVが開発された。

2.1 設計への影響

RRVは既知拘束条件、予想状態、システム属性の要望リストを考慮して設計された。TMI-2格納容器内での装置操作上の既知拘束条件は次のことを含んでいる。

- 1) 装置は格納容器の職員用エアロック出入口を通過でき、既存のフロアハッチから垂直に地階へ移動できる寸法であること。
- 2) 装置の動力源は引火ガス、燃料火災、有害排気ガス発生の危険がある燃焼型エンジン以外の方法で得ること。
- 3) 装置の電気系統（電力系、信号系）の要件としては、格納容器内の限られた回路網を利用するか、または既存の格納容器ペネトレーションを利用すること。
- 4) 装置は隣接建家から制御すること。操作員と探査装置の間には金属性遮蔽壁とコンクリートが存在し、距離は約305m離れている。
- 5) 装置は、次のような悪環境条件下で入退出し、かつ動作可能であること。即ち、床はよどんだ水と沈殿物が30cmの深さまでたまり、温度は21～38度C、湿度100%、放射線レベルは119Sv/h(1000R/h)まで達している。
- 6) 地階区域が全体的に暗いため、装置には照明装置を搭載すること。

これらの既知拘束条件に加え、探査用装置にとって新たに予想される条件がある。地階区域には破片、沈殿物、低い頭上の構造物、建設作業用配管があつて地形を複雑にしているものと予想された。一時的な構築物や放置された建設用機材（工具、はしご、溶接機、木材等）が散乱していると考えられるので、装置はこのような状況を乗り越えたり、除去できなければならない。

多岐にわたる任務がRRVの主要な仕様となっている。狭い通路を横動きでき、階段昇降もできる特殊移動機能が不可欠と考えられた。たまっている冷却水の水面上と水面下で試料採取と目視調査も必要である。初期任務は探査であるが、復旧作業のための機能拡張性も調べられた。故障した装置の回収は困難になるため、高信頼性が属性として要望された。初めは、汎用性、信頼性、保守性、除染性をもつシステムが要望された。それは完全復旧に向けて要求が増大することを考えたからである。

要求されたこれらの性能や特性の全てを達成することは不可能であり、或いは一つのシステムに組入れることは合理的ではないので、最重要属性の一つの組合せをRRV仕様に含ませた。決定的に必要なことはというのは、地階の限定区域における探査と試料採取課題への適応である。システムとしては絶対的な信頼性をもって全区域へ移動し、あらゆる作業を遂行できることが理想であるが、限られた範囲の知識や技術、資材による制約のため、必要な作業遂行に妥協点を見出さなければならなかった。可能な場合には、保守容易性や高信頼性を持たせ、概ね満足すべきシステムが得られた。

2.2 システム概観

RRV (図1) はTMI-2格納容器地階の探査を目的とした遠隔探査ロボットである。RRVは周辺環境に対して密封されたシステムで、スキッド型かじ取り機構を持つ6輪式移動台車に設置されている。台車部は伝送ケーブルリールと巻取り駆動機構、ビデオカメラ、表面及び空間領域用の放射線検出器、配置用リフト設備、及び搭載型の制御通信用電子回路を支持し、搬送できる。自重は500kgで、その上に数100kgの荷重が支持できる。これらの控え目な荷重能力により、放射線モニターと試料採取機器も追加配置できる。フロアハッチ部からクレーンで配置すると、RRVによりTMI-2地階のほぼ3分の1がカバーできる。

台車部は堅固なフレームをもち、高さ15cmの障害物を乗越え、かつ、勾配35度までの斜面を登れる牽引力と操縦性能を持つ。台車部のスキッド型かじ取り機構は、伝送ケーブル長の拘束範囲内で、台車部のほぼ中央、即ち半径ゼロでの連続旋回を含め、任意の半径の回転が可能である。

電力供給と制御信号伝送にはビデオ信号も伝送可能な、平たい薄手の多芯ケーブルを用いている。無線による電池駆動の操作とは対立するが、伝送ケーブル方式を採用した。理由は主として寸法上の制限と、長時間作業時に十分な電力を供給し得るためである。電池駆動の移動ロボットは作業時間と拡張性に制限があり、電池自体の寸法と重量が制約となる。無線制御方式を予備の復旧システムとしてさえ採用しなかった理由は、格納容器を通しての通信は不確かであり、受信装置及び関連する制御電子回路の耐久性も保証されず、さらに既存の安全系及び通信システムとの混信が考えられたためである。

RRV用電力及び信号伝送特性はTMI-2設備仕様と一致する。格納容器建家の既存ペネトレーションを利用するため、伝送ケーブル中の導線数はできる限り少なくした。またビデオ信号用の導線数もマルチプレクシング技術を使用して少なくした。伝送ケーブル中の予備導線は、カメラ、検出器、制御系及び電力系の増設要請に応えられるようにしてあった。

RRVは、操作員が指示する伝送ケーブル操作システムを搭載し、伝送ケーブルの張りやもつれを防止できる。この装置は、可動リールから台車へ導線を渡すためにスリップリン

グではなく逆巻取り機構を採用している。この特徴によって伝送ケーブル操作システムを小型にでき、信号及び電力の伝送性能、信頼性、完全性に寄与する。リールは37mの巻取り能力があり、移動ロボットの規模に左右されずに地階のほとんどの場所にRRVを移動できる。

RRVは3台の雲台付ビデオカメラを装備し、照明ランプが付属している。うち2台は台車部中央上部に設置され、走行指示と監視に使用する。3台目は後方上部に設置され、後退走行とリフトのフック掛けのため伝送ケーブルと巻取り装置の監視に使用する。3台のビデオカメラで監視するため、ロボットの周辺確認が容易となり衝突防止に役立つ。

RRVのリフト枠には大型クレーンで配置するためのリフト金具が付いている。またリフト枠は搭載機器の衝突防止枠ともなり、カメラ、電力系及び制御系分岐箱、搭載機器類の取付けラックにもなる。

RRVの制御盤は操作が容易なように工夫されている。ロボット部の電力供給源でもある。RRV操作は制御盤から操作員2人が協力して行う。操作員は主に走行指示に携わり、台車の各種機能と走行指示カメラの操作を行う。副操作員は主に伝送ケーブル操作に携わり、後部カメラと操作用インターロックに関する操作を行う。インターロックは、操作中の伝送ケーブル異常発生時に台車の各機能を停止させる機能を持つ。制御盤はロボットから約305m離れており、ロボットに1次電力(AC120V)を供給する。

除染性については汚染物質の洗浄が容易なように裂け目を作らず、可能な所はどんなところも表面を滑らかにした。搭載している外箱や構造部材には表面研磨を施したステンレス鋼を使用し、また表面研磨のできない箇所(例えば、台車上部)にはエポキシ樹脂を塗装した。ロボット回収時には、配置用ハッチの上部に設置されたスプレイングで除染する。

RRVによる初期探査任務は1984年11月に始まった。何回かの探査任務で操作員は、観察可能な地階区域のほぼ3分の1について内部状況を探査し、表面及び空間放射線レベルを測定した。しかし、この探査ではコンクリート構造物内部へ浸透した汚染物質の度合いや深さについては不明のままであり、また、地階区域の除染方法や除染設備の決定に必要な情報と同様に、沈殿物や残留水の汚染度と核種についても不明のままである。それで、床面からの液体試料採取及び壁面と床からのコンクリート試料採取用として設備の増設を行い、地階区域の補完的探査を実施した。RRVが地階区域に入れる唯一の装置であるため、試料採取用装置を移送し遠隔配置する役目に指名された。

続いて、地階コンクリート壁中の汚染度合いと深さを特定するために遠隔コア試料採取装置の開発が要請された。既存の試料採取装置は寸法が適さず、試料採取現場で有人操作

の必要があったので、TMI-2専用の遠隔コア試料採取装置の開発が必要であった。遠隔コア試料採取装置の開発にあたっては、試料採取における第1位の要求事項（試料深度3.8cmを超えず、高さ0.6~2.4mの範囲から試料採取ができ、試料間の汚染防止ができること）に適合し、寸法、電力及び制御上の制約の範囲内で、RRVによる装置の配置ができ、かつ、除染性と保守性の優れたものが要求された。

図2に示すように遠隔コア試料採取装置は、試料採取範囲のどの高さにもドリル・モジュール4台を移動して固定できるよう堅固な枠で組み立てられている。試料採取箇所は、たまった水で地階壁にしみが付いた位置の上下である。枠には試料採取作業を監視するため、分岐箱、傾斜可能なカメラ、照明装置が取り付けられる。遠隔コア試料採取装置はRRV前部の回転台上に搭載されている。その配置時には、RRVを固定ドリル作業台とするために後部及び中央車軸に固体車輪を取り付け、ハッチからクレーンで垂直に搬出入するときにはRRV後部に安定用の重り（鉛）を取り付ける。遠隔コア試料採取装置は、RRVを通して電力供給と制御を受け、制御盤から操作される。

2.3 初期探査結果

ビデオカメラによる目視観察では、地階区域が構築物や破片で充満していないことが確認された。床には障害物がなく、区域の大部分に泥と水(深さ0~30cm)がたまっていた。地階に仮設されていたと推定されたドアは、木材と金属製の網で作られた簡単な構造であることがわかった。壁面には、以前の水位を示すバスタブに付いたあかのようなしみが明確に見えた。特にそれは、地階床上1.7m~2.1mの高さで見られた。金属製設備の表面や配管、ダクト上には腐食や剝離した塗料が見られた。調査した区域内（地階区域の約3分の1）では、放射線レベルの範囲は1.2Sv/h(10R/h)以下から、水没していた多孔性のコンクリートブロック表面で検出した最高値の119Sv/h(1000R/h)以上までであった。

遠隔コア試料採取任務により、表面から約0.32cmの深さまで汚染していることが判明した。しかし、水没したコンクリートブロック表面の汚染は試料採取の最大深さ(3.8cm)まで達し、深部まで完全に浸透していると推定される。

RRVと遠隔コア試料採取装置は探査及び若干の浄化作業にも継続して使用されたが、これらの初期任務によって得られた成果は復旧用機器開発への基礎知識として役立った。

3. 遠隔作業ロボット(RWV)

RWVはTMI-2地階の区域1（参考文献 5）の復旧活動のため要請されたシステムである。これらの復旧活動には、フロアハッチ下方に（接近を容易にし能率を高めるため）新たな遠隔作業や人的作業を増やせるような低被曝区域の拠点に役立つ基地を設置することも含

まれていた。

前段階の探査任務の成功により、区域1の復旧作業用にRRVが候補にあがった。しかし、作業用としては性能不足で、復旧システム構築の作業基地ロボットとしてさえ使用するのには不適切と考えられた。利用可能なその他の既存システムもまた地階復旧の見通しや状況には適さなかった。それゆえ、新規の遠隔操作システムであるRWVの開発に的がしぼられた。RWVの性能は、区域1への出入りと内部での移動性に加えて、次の作業のために床から天井（高さ6.5m）までの作業工具の配置が可能であることとされた。その作業には、冠水区域の排水、沈殿物の除去、表面の除染、取壊しと遮蔽による汚染源の低減化、表面処理の実施、及び資材の梱包と搬送が含まれる。最終目標は信頼性（地階から退去できる保証）、操作性、除染性、拡張性及び保守性にも設定された。RWVは、区域1を救済するものと期待され、地階の他区域においてもうまく復旧作業に適合するものと期待された。

3.1 開発手順

RWVは、TMI-2地階復旧について作業目標及び必要とされる属性を満たすものと考えられ、TMI-2での前段階の作業経験と、他の産業界で劣悪環境下において機能が試され済の技術やシステム概念、操作手法に基いている。

3.1.1 RRVと遠隔コア試料採取装置の影響

RWVの設計概念は、前段階のTMI-2探査作業での操作経験と機器技術の影響を受け、特にRRVの影響が大きい。基本機器は、有線式の電力供給と信号伝送、搭載型伝送ケーブル操作、ゼロ半径旋回機動性、及び拡張性と除染性を兼備えた装備を含んでいる。RRVの不十分さから、信頼性（特に環境変化に強く、故障のない駆動機構の形態）が必要とされ、遠隔コア試料採取装置の過大な荷重及び電力容量（前段階の遠隔コア試料採取装置重量は最大駆動力から数kg以内、その直径はハッチ口径から数cm以内であった）から機能拡張の重要性が確認された。

全般的なRWV開発概念には、RRVと遠隔コア試料採取装置の経験からいくつかを採用した。“買って組立る”というシステム全体の考え方があった。開発するシステムはしばしばこの思想に反するが、この原則は保守不良の最小限化と信頼性強化をはかり、かつ、不注意な詳細設計によるシステム開発を見過ごさないような自覚と規律を課するものである。特別に設計製作した構成機器を組み込んだために交換や修理が難しくなり、RRVと遠隔コア試料採取装置の信頼性と保守性にとって不利な結果をもたらした。RWVの開発にあたっては実証済で、かつ、可能な限り高水準の技術が求められた。もし適切な特性のサブシステムが入手できない場合は、設計前にサブシステムの構成要素を先行手配することが行われた。この考え方から、RWV開発にあたっては開発促進と性能確立のため、既存のハードウェア実施例と適切なシステム概念を他の産業界から導入した。

また、RRVと遠隔コア試料採取装置の経験に基づくシステム属性の順位付け（TMI-2におけるそれらの相対的重要度による）も利用した。RWVの作業目的は異なるものであるが、多くの作業上の制約がそのままあてはまった。そしてこの順位付けは、RWVの基礎設計に適切な手法であった。TMI-2地階からの確実な退去が最優先で、次が作業性能、移動性、互換性という優先順位となった。第2順位に保守性、拡張性、除染性がきたが、第1順位の属性を優先させるため犠牲にした部分もある。

3.1.2 海底産業からの影響

地階の環境条件は、海底遠隔操作システムが日常的に作動している条件と似ている部分がある。暗くかつ水中という環境や、操作員が非常に遠くから操作をすること、及び高度な知識を必要とするハードウェアによって大変な困難はあるが、作業の成就是経済的な条件によって妥当な所に落ち着く。海底作業装置では長期間の任務にも信頼性が求められる。この目的は規格以上の構成機器を使用し、浸水に対して効果的なシールを行うことで達成される。多くの原子力分野での利用と同じように、海底遠隔操作装置の操作や保守は現場で行われる。それゆえ、システムは理解し易く、診断が可能で、修理し易いものでなければならない。回収不能状態のような非常事態には操作員が効率的に対処できるよう、通常は隔離された船上の設備から配備する。海底用装置は、探査と高圧水スプレー、ケーブル切断、表面研磨を実施した経験を持ち、これらの作業は全てTMI-2地階に関連性があると考えられる。

いくつかのRWV構成機器とシステム概念は海底作業用システムから直接導入したものである。構成機器にはテレメータシステム、マニピュレータ、制御用操作桿、ビデオの構成機器、電気コネクタ、伝送ケーブル操作システムがある。影響を与えたシステム概念には、有線式（作業時間が十分に維持できる電力供給方法）、電源計画（長距離伝送の効率化のためAC480V使用）及びシール技術（Oリングと圧力パージ法を用いる）による信頼性がある。

3.1.3 建設業及び鉱山業からの影響

TMI-2内部は建設や鉱山における作業環境と酷似している。それらの活動は通常、ほこりやぬかるみ、泥、そして水に囲まれており、加えて破片落下や衝突の危険性がある。建設用機材の耐久性や強靱性の基準は、TMI-2地階の多岐にわたる復旧作業の条件に合致する。鉱業用機材は、きびしい環境のもと、最小限の保守で長期間の作業に十分強力である。RWVの多くの特性は、システム概念、実施の詳細、工具設置について、これらの産業から直接影響を受けた。

在来型建設用機材を採用するにあたって種々の考慮がなされた。最初、TMI-2のフロアハッチ部を通過できる大きさのミニローダが概念設計のひな形として選ばれた。しかしな

がら、そのミニローダを遠隔操作用に改造することは広範囲の部分におよんだため、元のフレームと駆動器のままである部分は極くわずかとなった。この改造によって操作性も低下したし、特にミニローダは炭素鋼で作られていることとその固有の構造とから、除染性については大幅に妥協することになったであろう。

作業性能と耐環境性を達成するため、RWV用動力源に建設及び鉱業機材用の電気制御水圧駆動方式の概念を採用した。また、ロボット部及び工具用動力源の要件が増加するにつれ、電動方式よりも電気水圧システムの方が、大きさと重量において一層有利になるものである。ポンプは動力源の中心をなすもので、作業機材の多くの動作を可能にし、かつ、必要な場合にはシステムの動力源が一つに絞れる。駆動用圧力装置は、同等の電気駆動器よりも小型化が可能で、特に、減速装置を必要としない（順・逆駆動可能である）し、また水圧駆動器は過負荷や衝撃に対して許容度が大きい。圧力は機械力に変換が容易なので、作業工具の多くはこの方式を採用している。水圧システムの断続操作は容易である。また、保守時に感電の危険性がなく、電気系統の誤操作による内部損傷を最小にすることができる。水圧システムははじめから密封されているので、汚染物質侵入を防止し、機材洗浄を容易にする。

建設機材ではすでに達成済の到達長、安定性、移動性もまた影響を及ぼした。RWVの伸縮ブーム機構は安定用固定脚を使用した大容量、高所到達可能な建設用クレーンを前例として採用した。RWVの関節型かじ取り機構には、場所に比べた装置の大きさの特徴として十分な機動性を備えている、荒地用クレーンのような重量機材の移動技術が反映されている。建設業や鉱山業からは復旧及び除染作業用の機材提供がなされた。高压除染洗浄、水ジェット切断、穴開け、配管切断及びはつり用の機器もこれらの産業から利用できる。

3.2 システム概観

図3に示すRWVは、遠隔操作が可能な電気制御水圧駆動システムである。この装置は事故復旧作業工具一式を装備しており、コンクリートと鉄製構造物の取壊し、表面の除染と密閉化、水と沈殿物の除去、遮蔽壁の設置、廃材の梱包と搬送及び全般的な調査に使用する。

RWVはつぎに示す主要な機器を備えている。

- 1) 搭載型機器を移動・支持する車輪付台車
- 2) 大部分のロボット部を動かす水圧駆動システム
- 3) 復旧作業用工具一式
- 4) 作業区域へ工具を移動する伸縮ブーム機構
- 5) ロボット配置用のリフト機構
- 6) 電力及び信号伝送用スリッピング付伝送ケーブル操作システム
- 7) 遠隔操作監視用のビデオカメラ10台

- 8) ロボットの全機能制御用テレメータシステム
- 9) ビデオシステム機器と水圧弁制御用の動力遮断及び分配用搭載型電子回路
- 10) 適切な工具配置用のマスタ・スレーブ型マニピュレータ
- 11) 電子回路用の汚染防止窒素パージシステム
- 12) モータ冷却及び工具操作用の搭載型水供給システム
- 13) 作業の操作性及び安全性強化のための種々の搭載型センサ
- 14) ロボットと制御盤をつなぐ据置型電源及び信号分配ユニット
- 15) 操作員3人によるロボット及び工具機能制御用の据置型制御盤

3.2.1 移動性

RWV用台車部は全方向移動機能を持ちこみいった区域で作業課題に対応できる。4輪駆動車とかじ取り機構により、前・後進時にあらゆる半径の旋回ができる。また左右への並進によって狭窄部の通り抜けができ、壁沿いの作業において効果的な行動がとれる。1つの可動前方車軸は障害物乗越え用の特別な車体懸架装置を用いている。4本の固定脚は高所作業時や高出力作業時の転倒防止用として、またRWV移動時の補助安定用として役立つ物である。RWVの移動は10台の搭載型ビデオカメラを使用して可能となる。これらのカメラは走行指示、伝送ケーブル操作、工具操作、配置及び回収時にリフト金具の接合状態を監視するためにある。

3.2.2 信頼性

主要なロボット機能に対する電力供給と制御に冗長性を持たせているので、1ヶ所が故障しても活動できる。RWVは、独立の伝送経路から電力供給を受ける2系統の水圧動力源及び弁作動システムを持つ。この2系統は全く同じシステムである。全ての搭載機器は、これらの独立した2つの制御システムのうち、いずれのシステムでも操作できる。全般的に耐放射線性の電子回路を使用し、汚染防止のため全ての機器を気密化しているため、高信頼度が保障されている。ほとんどの外箱は内部を窒素で加圧し連続パージを行う。また、窒素は流体貯蔵容器補償用にも使用しているため大気開放型流体システムからの内部汚染を防止できる。流体システム及び電子回路は強制冷却により過熱を防止している。その他、いろいろなRWVの特性により、信頼性を保障し、退出を可能にしている。その中には衝突時の機器保護用の頑丈な外箱、伝送ケーブルの引き摺りやからまりを防ぐ搭載型伝送ケーブル操作システム、非常時に危険信号を発したり、機能停止をさせる搭載型検出器、駆動器故障時の切離し機能がある。

3.2.3 作業性能

RWVの作業性能は、マスタ・スレーブ型マニピュレータと伸縮型ブーム機構で移動する工具の配置による。マニピュレータは位置決め制御を要する作業を支援し、その作業範囲内至る所で23kgの可搬力がある。マニピュレータとブーム機構の組合せで高さ7.6m、斜め下方へ2.1m、ロボット部固定脚前方4mまで工具が配置できる。ブーム機構は、マニピュレ

一タで取扱えない重装備で反力の大きい工具を支持し、最伸張時に230kg、最伸縮時に400kgの可搬力がある。並進やロボット部中央での旋回ができる移動特性によって、こみいった区域でも工具の芯合せが効果的にでき、RWVの作業性能を一層発揮できる。伝送ケーブルによって連続電力供給が可能で、長時間作業ができる。

多様な復旧作業に用いる工具は、RWVの作業性能の中心をなすものである。マニピュレータで配置する工具には金属切断用研磨鋸、水及び泥排除用湿式真空掃除機、除染またはコンクリート切断用のはつり機械、除染表面の被膜処理スプレー（図4参照）、動力源を使用しない小規模取壊し作業工具類（こじあけ用バール、掛具、シャベル）がある。ブーム機構から直接配置する大規模工具類にはコンクリート取壊し用ボーリング機（図5参照）、配管や建築用鋼材を切断する往復運動式のこぎり、廃棄物容器搬送用つかみフックがある。

3.2.4 操作性

RWVの効果的で安全な任務遂行のため、操作員3人が監視制御機能を分担し、図6に示す制御盤から遠隔操作する。ビデオカメラ10台を作業場所及びロボット部監視用に搭載している。制御盤側には搭載カメラからの映像の全てをモニタできるビデオモニタ14台が装備され、各操作員の分担作業で不可欠な場面を監視できる。操作員の認識は、ロボット姿勢と車輪方向を示す搭載検出器のフィードバックにより、また、ブーム上昇時に天井への衝突防止に用いる検出器によって一層よくなる。指令用インタフェイスは操作員の注意集中を軽減できる。即ち、操作桿はいくつかの動作制御を統合し調整できる。マニピュレータの教示・再生機能により、繰返し作業における操作員の負担軽減ができる。制御用インターフェイスもまた操作員の負担を最小にするよう設計されている。即ち、制御要素は機能別に分類され、限られた範囲の小さな操作力で済む。ビデオモニタは操作員の眼精疲労を最小にするよう大画面としている。RWV用制御盤はロボット機能のほとんどすべてを2重化した制御方式にしている。この柔軟な機能によって操作員は、作業に適し個人の好みに合った制御方法をとることができる。

3.2.5 除染性

材質と表面仕上げの選定で凸凹部分や浸透する部分を最小限にし、RWVの除染性を改善している。大部分の構造部材と外箱は研磨したステンレス鋼で組み立てある。即ち、この基準があてはめられない部分では、除染性改善のため外側には塗装または酸化被膜処理を施している。外箱はOリングシールと窒素パージで汚染物質の浸入を防いでいる。流体機器はもともと密封されているので、汚染が防止できる。

しかしながら、除染性については数多くの圧力ホースや電気用チューブによって多少限界がある。いくつかの部分では、通常はロボット表面を非常に多数の導線が通っており、重大な汚染物質の貯まり場を形成している。また、冷却用ラジエータも、当初から予想された避けられない汚染物質の貯まり場となる。

3.2.6 保守性

RWVの保守は、診断及び状態表示ディスプレイや、システム取扱説明書、市販部品を用い、また、頻繁に交換が必要なものには着脱容易な構成機器を用いて容易にしている。

3.2.7 拡張性

RWVは、工具や試料採取装置、検出器の増設に対応するため、電気系統及び水圧動力源の出力端を搭載している。また、予備制御機能、予備収納場所、可搬力余裕もシステム機能増強時に役立つ。伝送ケーブル操作システムは当面の作業区域限界を越える任務にも対応できる。即ち、据置型リールから、自動巻取りでない61mの延長伝送ケーブルが利用できる。

3.2.8 施設における互換性

TMI-2施設における互換性を確保するため、RWVは既存の通路を通れて、地階区域での作業が可能な大きさとしている。また、既設のクレーンで地階に垂直に降ろすためのリフト金具を装備している。RWV用電源は格納容器内の電源設備から供給し、ロボットと制御盤間は、導線をできる限り少なくして信号線のみ格納容器壁を通す。RWVの水圧駆動用流体は、TMIの水循環系及び濾過システムに支障をきたす油性を避け、水溶性にしている。

3.3 検討された改良点

RWVはTMI-2地階に配置はされなかったが、我々はロボット試験やモックアップ作業、訓練活動に基づく性能と特性の予備評価を実施した。複製の可能性や他の原子力分野での応用にふさわしい形式に改造する可能性を考慮して、RWV設計にいくつかの改良が検討された。RWVの特性及び性能は、穏やかに進められる除染、取壊し、その他の救済が必要となる、原子力施設の解体撤去や事故復旧作業で求められる要件に最もよく合致している。これらの応用において適切な性能にするためには、RWV特性のいくつかは拡張しなければならないし、いくつかの制約条件が解決される必要がある。

RWVを屋外で使用するにあたっては、プラント施設から独立した独自の電源設備、指令所用建物及び支援機器（例えば、工具交換、除染、保守用）を装備しなければならない。このような特性によって、電源や操作基地がなく、標準的でない、或いは、入手に費用と時間がかかる場所でも、作業が可能となる。また、破損や汚染の可能性があったり、取壊し予定のある施設を改修するよりも、この遠隔操作システムによって一層合理的な作業支援ができるようになる。自前の電源と操作基地があると、RWVは広く互換性を持つこととなり、各種施設への配置が容易となる。屋外へのRWV配置は、内蔵する移動式指令室と支援用装置、発電機の組合せで可能となる。

多くの解体撤去や施設復旧に適合するには、RWVの移動性は強化される必要がある。これらの施設における作業場所は、TMI-2以上に大きいかもしれないし、作業活動では障害物や傾斜面、破片、その他の屋外不整地を乗越えるためのより広範囲な移動性能が要求されるかもしれない。RWVの伝送ケーブル延長も作業範囲の拡大につながる。即ち、610mまでは伝送ケーブルと伝送ケーブル操作システムの改造によって、大幅な質の低下がなく、または伝送遅れのない信号伝送が可能である。不整地を乗越えるためにRWVの地上間隙を数cm高くし、移動性能の向上をはかることもできる。

RWVの作業性能についても、そうした応用に合せて水圧を上昇させ、駆動器容量を大きくし、構造用部材を補強して可搬力と固定力の増強ができ、性能強化がはかられるようにした。RWV工具取扱い用にブーム取付型バケットが増設されうる。

RWVは、事故復旧及び解体撤去用として豊富な性能と汎用性を備えているものである。任務の拡張は、RWVの性能、制約条件及び適切な機能拡張を最終的に特徴づけることになろう。

4. 結論

RRVは探査の必要性に対する効果的な解決手段であった。その探査結果と設計上の成功及び制約条件とから、RWV開発に不可欠な基礎が築かれた。RWVは、この開発経験から生れた至高の完成品であり、原子力分野での広範な応用において遠隔操作システムにふさわしい属性を持つことが実証されたロボットである。RRV及びRWVの開発は次のような注目に値する貢献をするものである。

- 1) TMI-2地階復旧と同程度の必要性がある場合に、適切で直ちに役立つ解決手段を与える。
- 2) 除染や取壊しを目的とする他の応用において、遠隔作業性能を向上させる。
- 3) その他の原子力分野で使用するため、遠隔作業システムの開発に不可欠な一般的な方式を向上させる。
- 4) 将来の遠隔作業システム開発に役立つ開発経験と見通しを提供する。

謝辞

遠隔システムの開発はGPUN社と電力研究所(EPRI)、及びウエスタン・ペンシルバニア先端技術センターの委託により実施された。これらのシステム開発と配備は、カーネギーメロン大学とスリーマイル島原子力発電所の職員により実施された。

(臼井)

参考文献

1. L. E. CHAMPENY, "Attributes of Remote Work Systems for Nuclear Applications," Master's Thesis, Carnegie Mellon University (May 1987).
2. S. BOYLE, "A Remote Working Vehicle for Reconnaissance Applications Within Nuclear Facilities," The Robotics Institute, Carnegie Mellon University (Feb. 1985).
3. K. KREIDER and J. McGARRY, "Operational Experiences with a Remote Core Boring Device," Unpublished Report, GPU Nuclear Corporation (1986).
4. "Reactor Building Basement Strategy Plan," TPO/TMI-142, Technical Planning Department, GPU Nuclear Corporation (Dec. 1984).
5. L. E. CHAMPENY, J. BARES, and W. WHITTAKER, "Responsive Prototyping of Remote Work Systems for Nuclear Applications," RP 1544-18, Electric Power Research Institute (in press).
6. W. WHITTAKER and L. E. CHAMPENY, "Capabilities of a Remote Work Vehicle," *Proc. Int. Topl. Mtg. Remote Systems and Robotics in Hostile Environments*, Pasco, Washington, March 29-April 2, 1987, p. 254, American Nuclear Society (1987).
7. W. WHITTAKER, J. BARES, and L. E. CHAMPENY, "Three Remote Systems for TMI-2 Basement Recovery," *Proc. 33rd Conf. Remote Systems Technology*, San Francisco, California, November 1985, American Nuclear Society (1985).

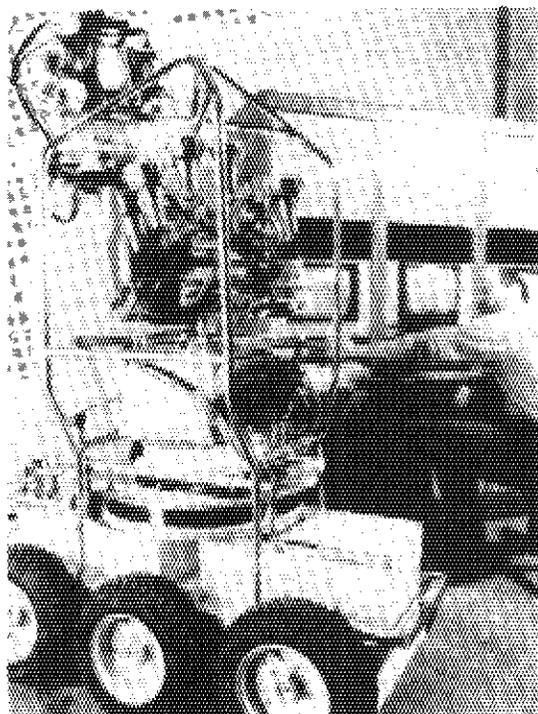


図 1 RRV

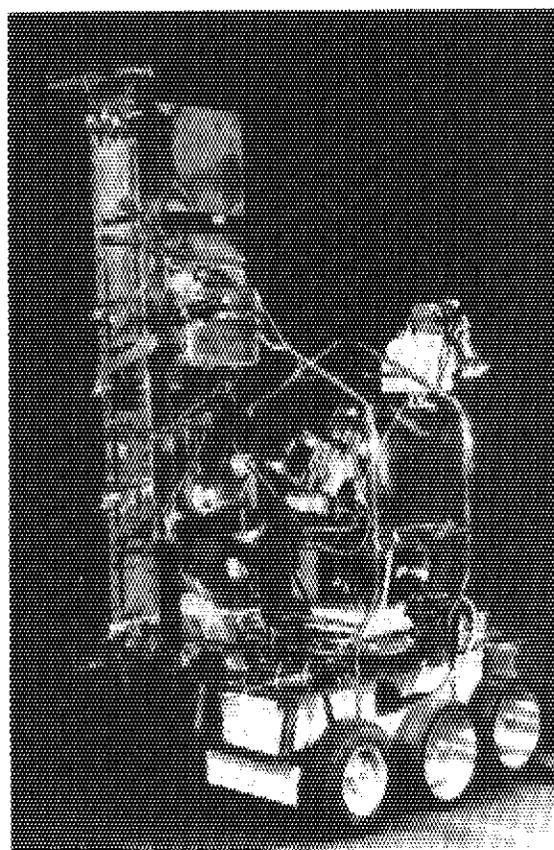


図 2 RRVに設置した遠隔コア試料採取装置

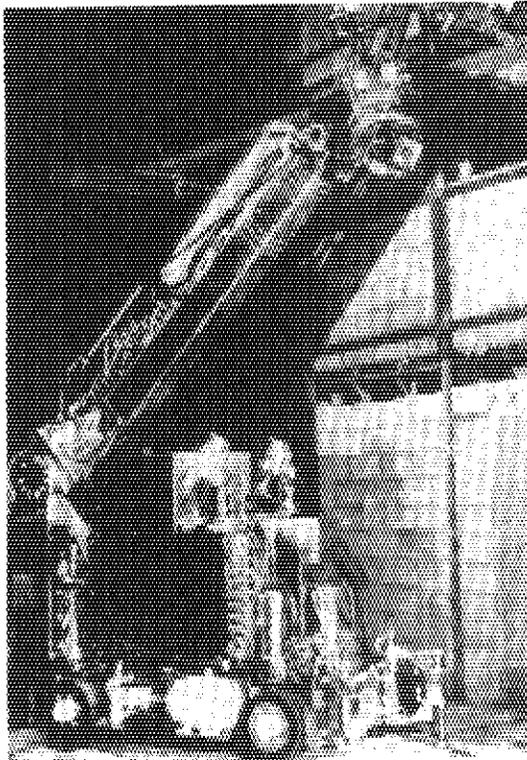


図 3 RWV

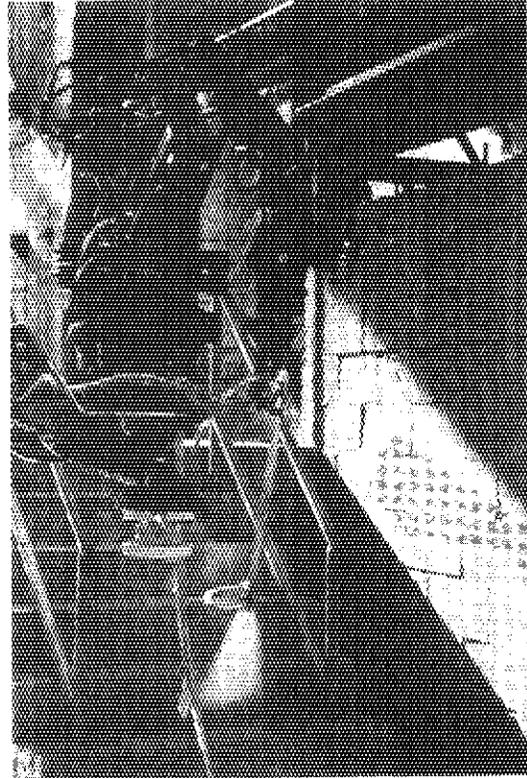


図 4 被膜処理スプレー作業中のRWV

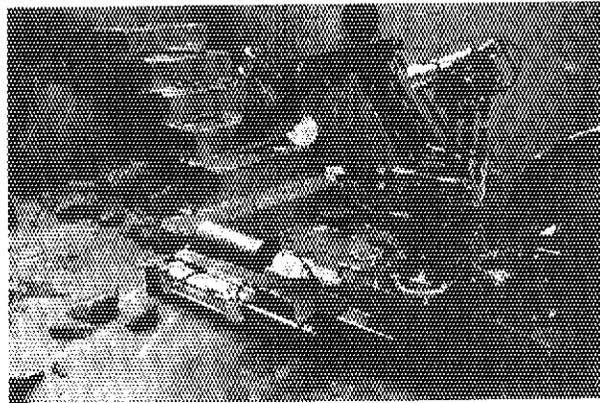


図 5 コアボーリング装置を操作中のRWV

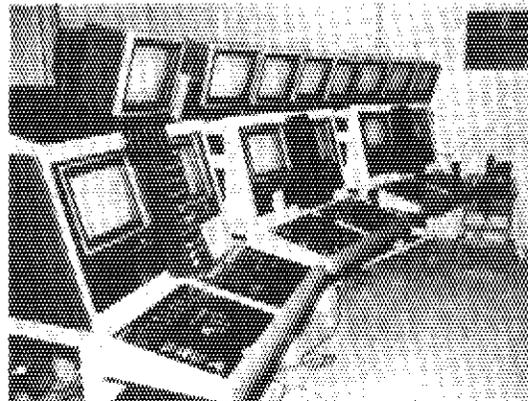


図 6 RWVの制御盤

2.6 除染と廃棄物管理等に関する論文

2.6.1 序文 スリーマイル島2号機の除染及び廃棄物管理

(ハーレイ W. レノ、アイダホ国立工学研究所、EG&G アイダホ社)

PREFACE THREE MILE ISLAND UNIT 2 DECONTAMINATION AND WASTE MANAGEMENT
Harley W. Reno, Idaho National Engineering Laboratory, EG&G Idaho, Inc.
"NUCLEAR TECHNOLOGY" Vol.87, PP719, (Dec. 1989)

スリーマイル島2号機原子力発電所 (TMI-2) での事故は、それ自身が先例となった先例のない事故であり、政策に影響を及ぼした政策欠如の事故であり、また、歴史を作りかた作り続けるであろう歴史上にない事故でもある。TMI-2 にまつわる話は全て、様々な (しかし競合する) 団体や、連邦及び州政府、公衆及び私企業の間での共同作業に係わるものであり、これらの全てが事故後の修復と浄化という一点に集中していた。この点にこそ先例を作り、政策に影響を与え、歴史を作りつつある全ての TMI-2 関連諸活動の基盤がある。

本巻で焦点が当てられているのは、TMI-2 の原子炉及び諸施設の除染と廃止措置、原子炉容器及び一次冷却系における有機的組織体の生物学的管理、これまでになかった放射性廃棄物管理についてである。これらの広範な課題に関する論文は、既存のハードウェアとシステムおよび技術を新しく、かつ創造的な方法で応用することにより、どのようにして当惑するような状況を克服し、そのことから先例を作り出したかを明確に示している。また、様々な参加者間の協力が如何に複雑な問題の解決に貢献し、もって政策に影響を及ぼしたかを示している。さらにこれらの論文は、TMI-2 での事故は高価な支出を招いたが、歴史家は、TMI-2 事故が国内及び国際的な原子力分野での事業活動や政策に及ぼしてきた、現在でも及ぼしている、そして将来も及ぼすであろう実際的な影響について長く記録にとどめるであろうことを示している。

重ねて言うが、読者には TMI-2 の事故が貢献したと、それが実証していることに、特別の注意を払うことが求められている。TMI-2 事故は除染用ロボット工学の発展や、これまでになかった放射性廃棄物の管理と輸送及び処分のための特別なシステムの開発、輸送用キャスク許認可の簡略化、及び州や地方自治体が一般公衆と十分に意見交換する効果的な戦略の適用に貢献した。また、TMI-2 は、様々な個性を持ち科学的な専門知識を有する人々の集団が、既存の技術を利用し、かつ革新的な方法でその技術を使用することにより、献身、協力、情報公開を通じて困難な最終目的を達成できることを実証した。

(中村)

2.6.2 スリーマイル島2号機における放射性沈澱物の処理処分

(ジョージ D. クレミーンズ、ベクテル・ナショナル社、他)

PROCESSING AND DISPOSAL OF RADIOACTIVE SEDIMENTS AT THREE MILE ISLAND
UNIT 2 / George D. Cremeans, Bechtel National, Inc.; Richard F. Mahla,
Bechtel Power Corporation
"NUCLEAR TECHNOLOGY" Vol. 87, PP737-744, (Dec. 1989)

TMI-2 における1979年3月の事故は、原子炉冷却材及び炉心物質粒子を原子炉建屋地階及び様々の経路により補助及び燃料取扱い建屋系に放出した。その結果、既存のプラント材料及び事故に付随して発生したデブリは、放出された一次冷却材との接触により汚染した。更に、補給水浄化系(MUP)脱塩装置樹脂は容器内に捕集された数千Ciのヨウ素及びセシウム照射により劣化した。区域の放射線レベルは、10R/h から数千 R/hまでに達し、これらの区域への接近を妨げ、若しくは厳しく制限し、局所的な除染方法をはばんだ。

これらの区域を除染するために、いくつかの除染方法が評価されたが、その中で最も経済的に受入れられ、これらの放射性物質及び劣化した樹脂を遠隔的に回収、処理及び処分するためにプラントと両立できる一つの除染方法が選定された。

2 基の14.38 k ℓの使用済樹脂貯蔵タンク(SRST)は、デカンテーションによる微粒子分離器として運転するために改造することになった。本法による微粒子濃度レベルは、分離後の固化及び処分作業の必要性を考慮して物質の物理的、放射化学的な特徴により決めた。

樹脂は勿論のこと沈澱物を濃縮するための浄化器として運転するために様々の改造及び特徴が各 SRST に追加された。運転の手順は、固体を同伴した 1バッチの水をポンプでタンクへ移し、沈降させたあと上澄み液を除き、固体が十分回収できるまで本操作を繰り返す。その後固体を固化処分用容器へポンプで移送する。

SRSTで処理した最初の2つの廃液は、格納容器地階の沈澱物及び浄化用脱塩装置の汚染樹脂であった。現在、MUP 脱塩装置の汚染樹脂を取り除くための作業が行われている。

1. はじめに

1979年3月の事故の結果、原子炉冷却材及び炉心物質粒子が TMI-2原子炉建屋(RB)地階及び様々の経路により補助及び燃料取扱い建屋(AFHB)系に放出された。その結果、既

に存在しているコンクリート粉末からなるデブリ及び建設時から存在していた残留物は、格納容器の空気冷却器溜まり水の沈泥と共に、放出された一次冷却材との接触により汚染した。更に、補給水浄化系脱塩装置の樹脂は、事故後に容器内に捕集された数千Ciのヨウ素及びセシウムの照射により劣化した。区域の放射線レベルは、10 R/hから数千R/hにまで達し、これらの区域への接近を妨げ若しくは厳しく制限し、局所的な除染方法をさえはばんだ。

除染及び回収のための作業努力の一環として、既存技術を評価し、そして放射性沈澱物及び劣化した樹脂を遠隔的に回収、処理及び処分するために最も経済的で、プラントに適した方法を開発するために一つのプログラムが作成された。本稿では評価及び選定プロセスの紹介と選定した技術の運用について述べる。

2. 方法

2.1 評価／選定の考え方

プロセス選定に含まれる主要な考え方は、懸濁、回収及び固体分離地点へ微粒子を移送するためにデザインした代表的プロセスにすることを基本にした。TMI-2 に特有な、これらの考え方に対する手がかりとなる要素は、特に、微粒子分離処理を行う区域においてプログラムを支援できる既存プラント機器の有用性であった。プログラムの評価及び選定段階における主要な興味の対象は次のような事項であった。

1. 廃棄物の特性－容積、密度、放射線及び化学的性質
2. 既存プラント機器－容量、有用性、放射線的な考慮、及び接近方法
3. 規則と要件－連邦、州、地方及び廃棄物埋設サイト
4. プログラムの両立性－他の復旧活動若しくは平常時のプラント運転への影響、規則およびプラントの安全要件との一致、ALARA への配慮
5. 費用－接近可能で、有用な機器の最大利用、使用済機器の後始末に対する配慮、資本及び運転コスト

2.2 処理系の要件

プログラムの要求する処理系の性能は、4つの独立した構成要素若しくは更に細分化したものに限定できる。これらの構成要素及び性能は次のとおりである。

1. 微粒子を懸濁、回収及び中央の処理地点までスラリーを移送する方法
2. 試料採取の性能を含め、均一にスラリーを攪拌するための再循環方法

3. 回収した微粒子の脱水方法
4. 濃縮したスラリーをパッケージ化区域へ移送する方法

2.3 処理系の選定

TMI-2号機のプログラム要件に適用できる有効な技術が評価された。プログラムの固体分離段階では沈降／固化技術を利用することが決まった。いくつかの要素がこの決定を下す要因となった。これらの要素は次のようなものであった。(a) 廃棄物の全容積は限定されたものであった。(b) 処理系の処理速度は重要ではなかった。(c) 沈降浄化器として使用するために改造することのできる適切な容器が得られた。評価したが、次のような様々の理由から採用するまでには至らなかった技術は以下のようなものである。

1. 遠心分離／脱水若しくは固化 — 高い資本及び運転コスト、システムの複雑さ、予想される高放射線区域での保守、及びパッケージ化区域へ移送中に生ずる固体の綿毛状物質による最終廃棄物容積の増加。
2. 液体サイクロン／脱水若しくは固化 — 固体の狭い特性範囲での運転、容量をうるための多段液体サイクロンの並行運転の必要性、高い資本、不十分な比重の小さい微粒子の除去、流れの変動により左右されるプロセス効率。
3. 脱水フィルター付高健全性容器 — フィルターの早すぎる目づまりの可能性、脱水系に占有される高健全性容器の容積、適切に脱水されていなければ輸送中に水漏れの可能性、処理（廃棄物は結合剤で希釈されない）前の廃棄物の明確な放射線学的な特性把握の必要性。

2.4 選定された技術 — 沈降／固化

沈降技術のために利用できるプラント容器として2基の使用済樹脂貯蔵タンクがあった。プラントの固体廃棄物処分系(WDS)の一部であるこれらの14.38klの三角底のタンクは、固体分離器(図1参照)として運転するために改造された。これらのタンクのそれぞれに追加した特徴は次のようなものを含んでいる。

1. RB若しくはAFHB移送系沈澱物を供給するためのシステム
2. SRST中の上澄み液排出ラインの位置決め用オーバーヘッド・リールホース
3. 固体撤去時に円錐形の出口の閉塞を防止するためのメカニカルミキサー
4. 堆積物の除去及び配管洗浄のためタンク排出ノズル中に逆流させるための逆洗系
5. 試料採取のために回収した固体を再循環させる系
6. 液体及び固体界面の位置を測定するための光学液面計

7. タンク内インベントリーを測定するための超音波式液面計
8. 上澄み液をタンクに受け入れる際に固体の混入を防止するために保護フィルタで浄化した上澄み液を排出する系
9. SRST から固化容器へ固体を移送するための系
10. 化学凝集剤を供給するための系

3. 運転について

3.1 プログラムの構成要素／運転

3.1.1 設計思想

プログラムのデザイン段階で用いた手法は、他の復旧プログラムの目的と両立する場合には既存のプラント機器を最大限に利用することであった。これらのプラント系の一部である例えば WDS、液体廃棄物処分及びガス廃棄物処分系、これらの新しいデザインを持ったインターフェイスは、万一プラントが運転を再開した場合に、最初のデザインを維持できるように改造された。設計思想は、安全性、及び放射性物質の移送・処理において全ての ALAR の方法を確保しながらプラント系インターフェイスの最初のデザインを維持することにあつた。実際的には、自動密閉-取付器具を備えた強化ホースが用いられた。硬い配管に対し追加した柔軟性を持つホースは、通常の移送系から離れた手狭な区域での配管を可能にした。更に、ホースはシステムの解体時に硬い配管に比べ廃棄物の処分が容易であつた。

プログラムデザインの目的は、半可搬式でホースの一時的な系、ポンプ、AFHB若しくは RB の放射性沈澱物の撤去及び脱水処理のために、SRST ヘスラリーを移送できるように設計された操縦装置を使用することであつた。これらの移送ライン中への微粒子の沈降を防止するために、2.31 m/s の設計流速とし、乱流を維持するようにした。

3.1.2 AFHB移送系の運転

AFHBの沈澱物の源を選定したあと、適切なバルブが並べられ、スキッドマウント式の 7.5 馬力の漸進型キャビティポンプをいずれかの SRST に取り付ける。簡略化したシステム配管と機器ダイヤグラム(P&ID)を図 2 に示す。沈澱物は、タンクのソースタンク取り替えカバーを通して付設した真空ヘッドを用いて各タンクから撤去される。また、この一時的なカバーを通して使用されたものは、タンク内のインベントリーを測定するための超音波式液面計及び処理済水スプレー用三方ノズルで、これは蓄積した沈澱物の攪拌、固体を効率的に回収できるようにするために使用される。このノズルはまた、堆積した主要な沈澱物を取り除いたあとタンク内面の洗浄に使用される。

3.1.3 原子炉建屋の移送系

原子炉建屋の移送系は、メカニカルミキサーを装備したスキッドマウント式1.21 kℓのタンク、逆洗能力を有するポンプ、耐浸透性のホース、及び AFHB 移送系との接続用ホースで構成されている。簡略化したシステム P&ID を図 3 に示す。人の出入用ハッチを通れるように設計されたスキッドは、RB内 305フィートの位置に配置されている。その設計では、RB地階でも利用でき、また、無人で操縦されるよう車輪を付けてある。RBの 282フィートの位置からスキッドへの沈澱物の引渡しは、ロボット使用の真空装置により 2.54 cm のホースを通して行われる。2 基の7.5 馬力遠心ポンプのいずれかは、AFHBの移送用通水管を経てSRSTのいずれかへ回収した沈澱物を排出するために使用される。システムは、ロボット使用の真空装置からスキッドへの引渡しの頻度に応じて、バッチ方式若しくは連続方式のいずれかで運転することができる。

3.1.4 沈澱物処理系の運転

既に述べ図 1に示したように、2 基のプラント内の SRST は、固体分離器として運転するために改造された。これらの各タンクのそれぞれに対する改造には、タンク内スプレー洗浄、固体レベル検出器、スラリー満水時のカバー、化学薬品の添加及び固体ハンドリングポンプの安全弁排出系と同様に上澄み液排出系が使用できる一時的で交換可能な接近カバーの設置が含まれている。タンクの排出ノズルは、2 枚羽根を持つ 3 馬力のメカニカルミキサーに適應させるために改造された。更に、信頼性の高い液面測定を行うために、既存のタンクの安全弁の連結部の上に超音波式液面計が設置された。非気密性の簡易カバーのためタンクの大気圧下での稼働が可能であり、そのため常設タンク安全弁は沈澱物の処理中には使用されなかった。処理系を説明するために、簡略化したシステムP&IDを図 4 に示す。RB若しくはAFHB移送系からのスラリーは、改造されたタンクカバーの中に設置された3.81 cm の連結口を通りいずれかの SRST へ集められる。バッチサイクルモードでは、SRSTは最大 9.08 k ℓで満杯となる。スラリーは均一にするために約 3 基のタンク容積に相当する水を再循環させる。同時に、スラリーの試料が放射化学的及び物理的分析のために採取される。

計画によっては固体と液体の分離速度を加速するために、再循環したあと凝集剤が添加される。2 % の硫酸第 2鉄及び 3 %の石灰の添加は、採取した試料の乾燥固体重量とpHからの計算にもとづいたものであり、集めたバッチの沈降速度を3.81 cm/分に加速できる。しかし、これらの化学薬品の添加により廃棄物の容積は増加するため計画命令のみ使用される。標準的に、1 バッチあたり 9.08 k ℓのスラリーを自然沈降させるため最大 48 時間以上放置される。

デカンテーションにより沈降した微粒子の脱水は、固体と液体の境界を測定するためにSRST中に固体濃度検出器を沈めることから始められる。上澄み液排出用ホースも固体濃度検出器と共に装備され、SRSTの固体と液体の境界面上のあらかじめ計画された位置に配置

されている。上澄み液は 56 ℓ / 分の流速で直径 2.54 cm の上澄み液排出用ホースを通して汲み出し、スキッドマウント式の保護フィルターを通して 32.92 k ℓ の中和タンクへ排出される。

上澄み液の排出が終わると、ある容量の濃縮した沈澱物が SRST の底に残る。追加の未処理のスラリーが SRST に移送されると、この容積は 9.08 k ℓ の容量にまで増加、必要に応じて攪拌、化学薬品で調製する。上澄み液の排出操作は、要求される量の濃縮沈澱物が得られるまで必要に応じてくり返される。

最終バッチの上澄み液の排出操作のあと、SRST 中の濃縮した沈澱物を改造した低部のノズルを通して汲み出し、固化及び処分のために固化容器中に配管を通し排出する。

3.2 処理作業の状況

3.2.1 原子炉建屋地階

初期における原子炉建屋地階からの沈澱物の撤去作業は、回収、移送、処理及び内部ミキサー付の 2 基の 3.39 m³ 固化容器への固化作業を含め 6ヶ月以上の期間がかかった。

原子炉建屋地階床の沈澱物は広範囲に分散し、実際、細かな微粒子であったため撤去した固体の正確な容積を計算することは困難である。しかし種々の方法により初期作業で、この区域から撤去された固体廃棄物は最大 181.6 kg と評価できる。これらの固体は処理のために床から使用済樹脂貯蔵タンクへ希釈スラリーとして 286.14 k ℓ がポンプで移送されたものから発生したものである。この水の約 1/3 はすでに床上に存在していたものである。残りの水はロボット利用の真空装置付除染廃液処理装置 (DPW) から供給されたものであった。286.14 k ℓ は撤去した固体 1ポンド当たり 719 ℓ の比となる。

初期段階での撤去期間中における SRST での固体分離処理の濃縮比は 80 であった。即ち、原子炉建屋地階から吸引排出され、SRST へ送られた 302.8 ℓ の希釈スラリー当たり 3.785 ℓ の濃縮された廃棄物が分離され、固化容器へ移送するために回収されたことになる。格納容器床の沈澱物を収納した 2 個の固化容器の放射能インベントリーは、約 430 Ci で、主要核種は ¹³⁷Cs (約 48%) と ⁹⁰Sr (約 44%) であった。

3.2.2 浄化用脱塩装置樹脂

浄化用脱塩装置の樹脂については、1.41-1.69 m³ の樹脂が 1 個の 3.39 m³ 固化容器にパッケージ化された。浄化用脱塩装置はもともと SRST に連結されていたため普通の放水方法が使用された。これらの樹脂を SRST へ移送するための手順は、脱塩装置タンクで加圧し、SRST へ通ずる配管を通して樹脂を流し送っている。移送上の問題は起こらなかった。

浄化用脱塩装置樹脂の処分期間は、移送、脱水作業、その後の廃棄物容器への固化作業を含め、1ヶ月以内であった。浄化用脱塩装置の樹脂は約 1971 Ciの放射能を保持し、主要核種は ^{137}Cs (約80%)及び ^{90}Sr (約10%)であった。

3.2.3 将来の運転

原子炉建屋地階床からの沈澱物の最後の撤去作業は、1988年の第4四半期に計画されている。更に最新の計画は、原子炉建屋区域の除染作業中に発生した約 0.56 m^3 の荒削りの粉末を処分するために同システムを使用すること及びRCS浄化プログラムで、ろ過媒体として使用したケイソウ土約 0.28 m^3 の処分である。補給水浄化系樹脂の処分及びAFHB内の残りのタンク/サンプピットの復旧も計画されている。

(藤崎)

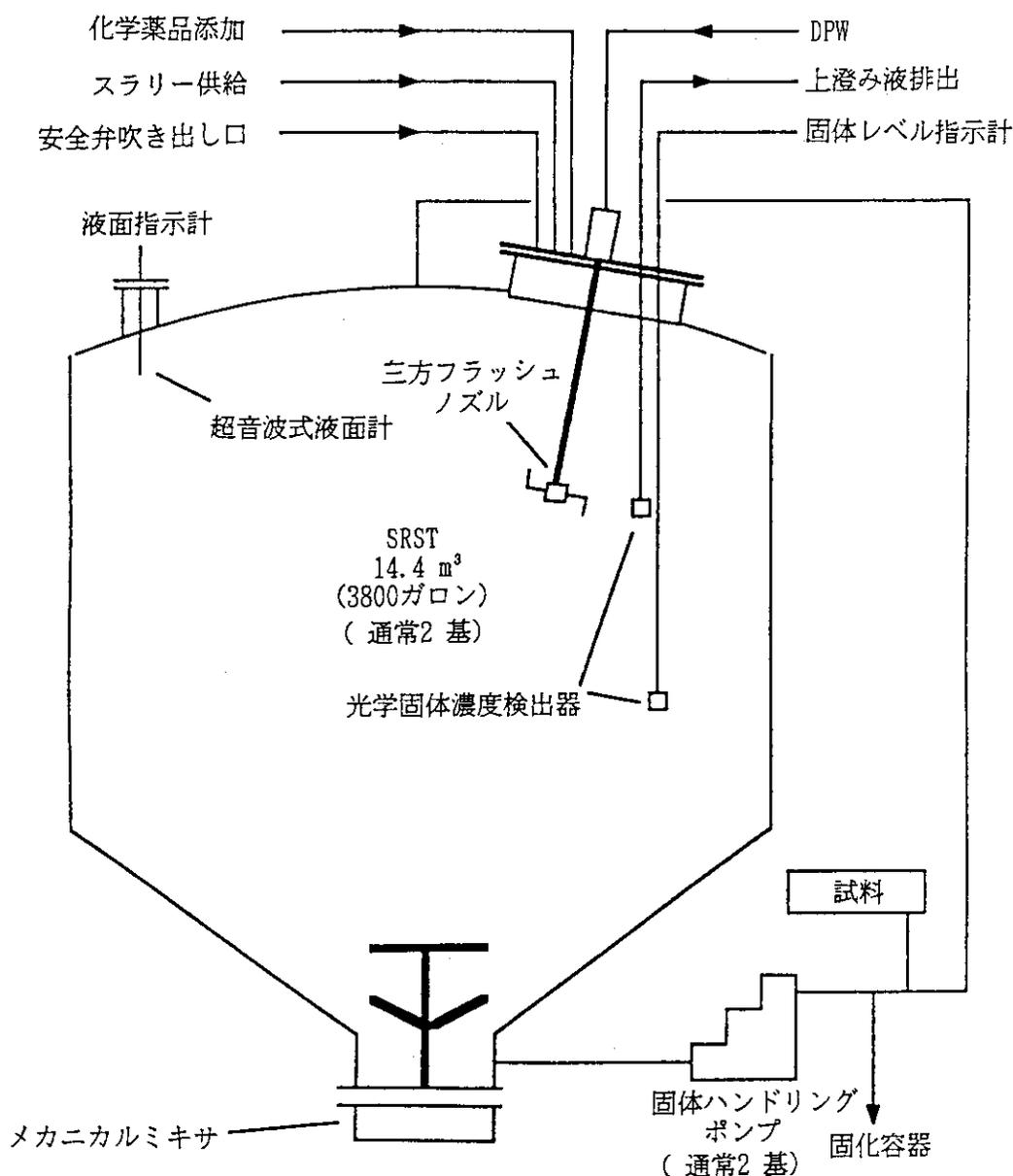


図1 改造使用済樹脂貯蔵タンク

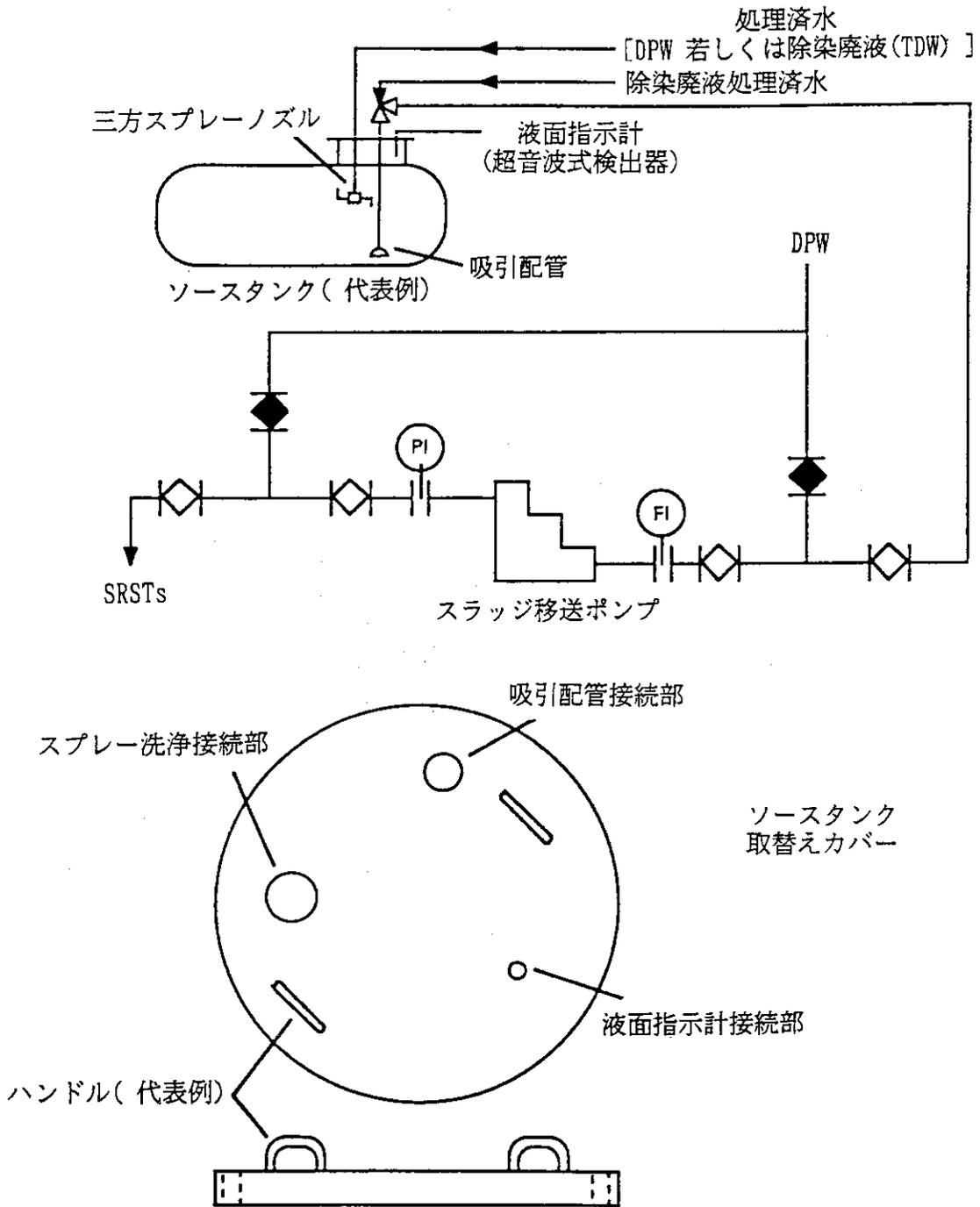


図 2 簡略化した配管と指示計を含むAFHB移送系
図中のPI及びFIはそれぞれ圧力計及び流量計を示す。

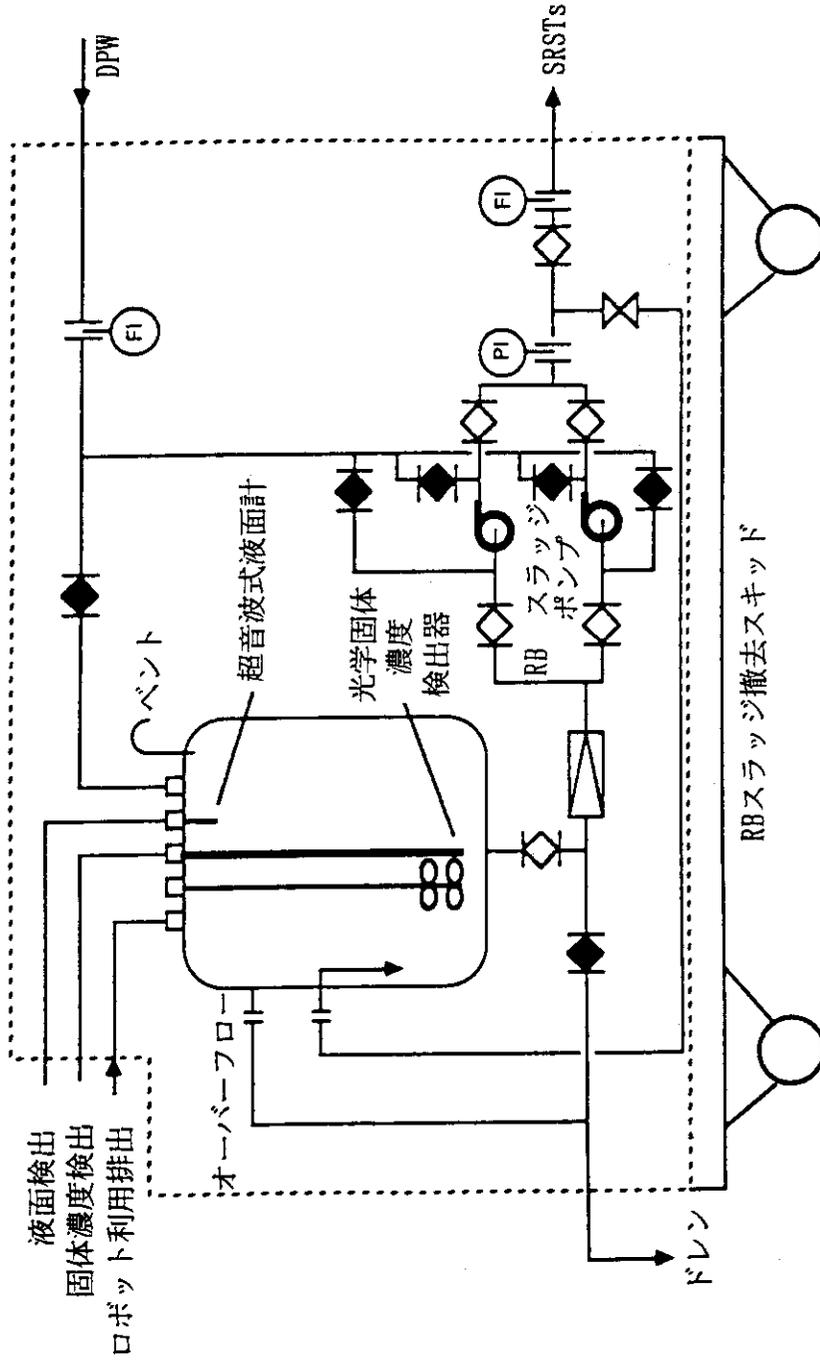


図 3 簡略化した配管と指示計を含むRB移送系
 図中のPI及びFIはそれぞれ圧力計及び流量計を示す。

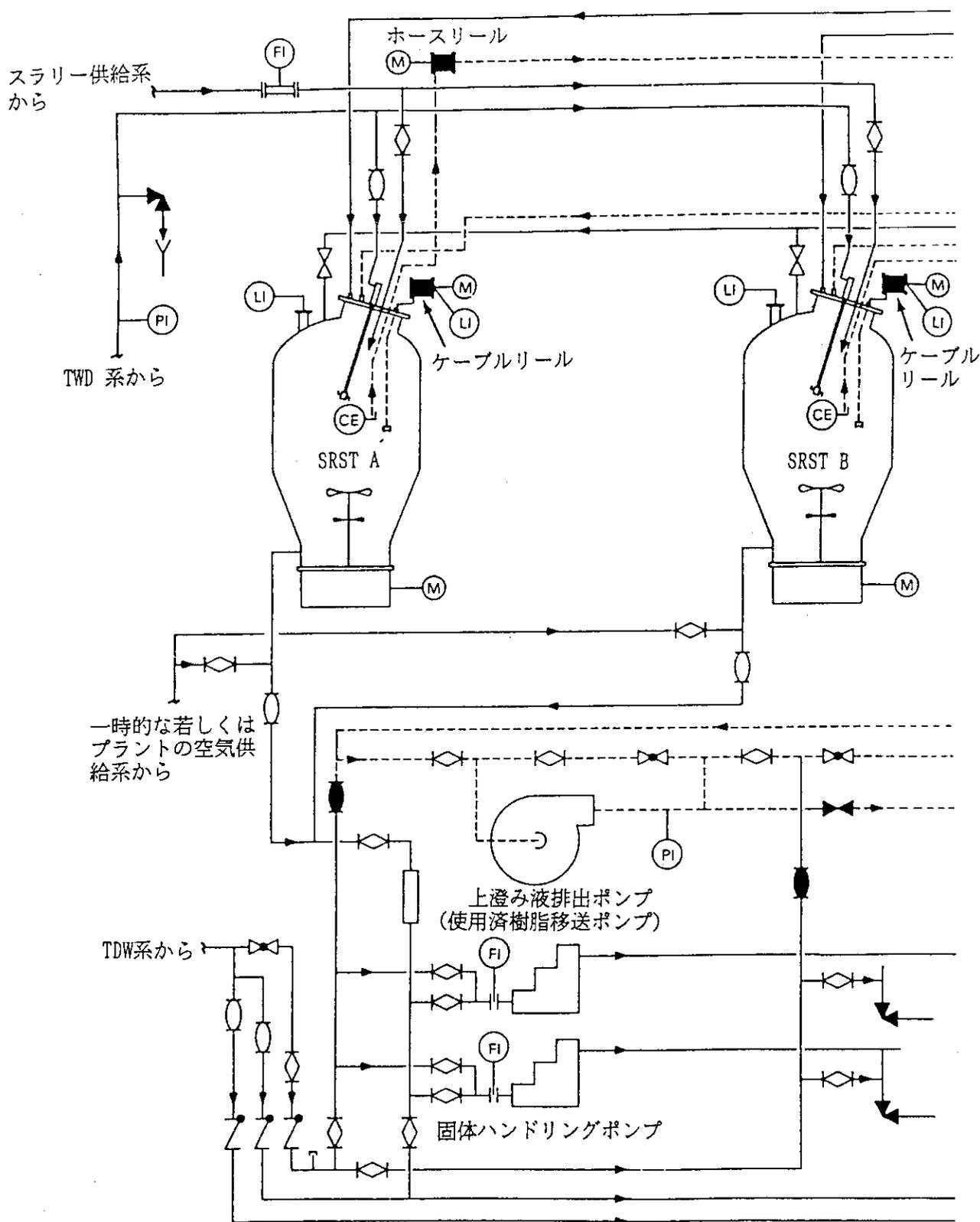
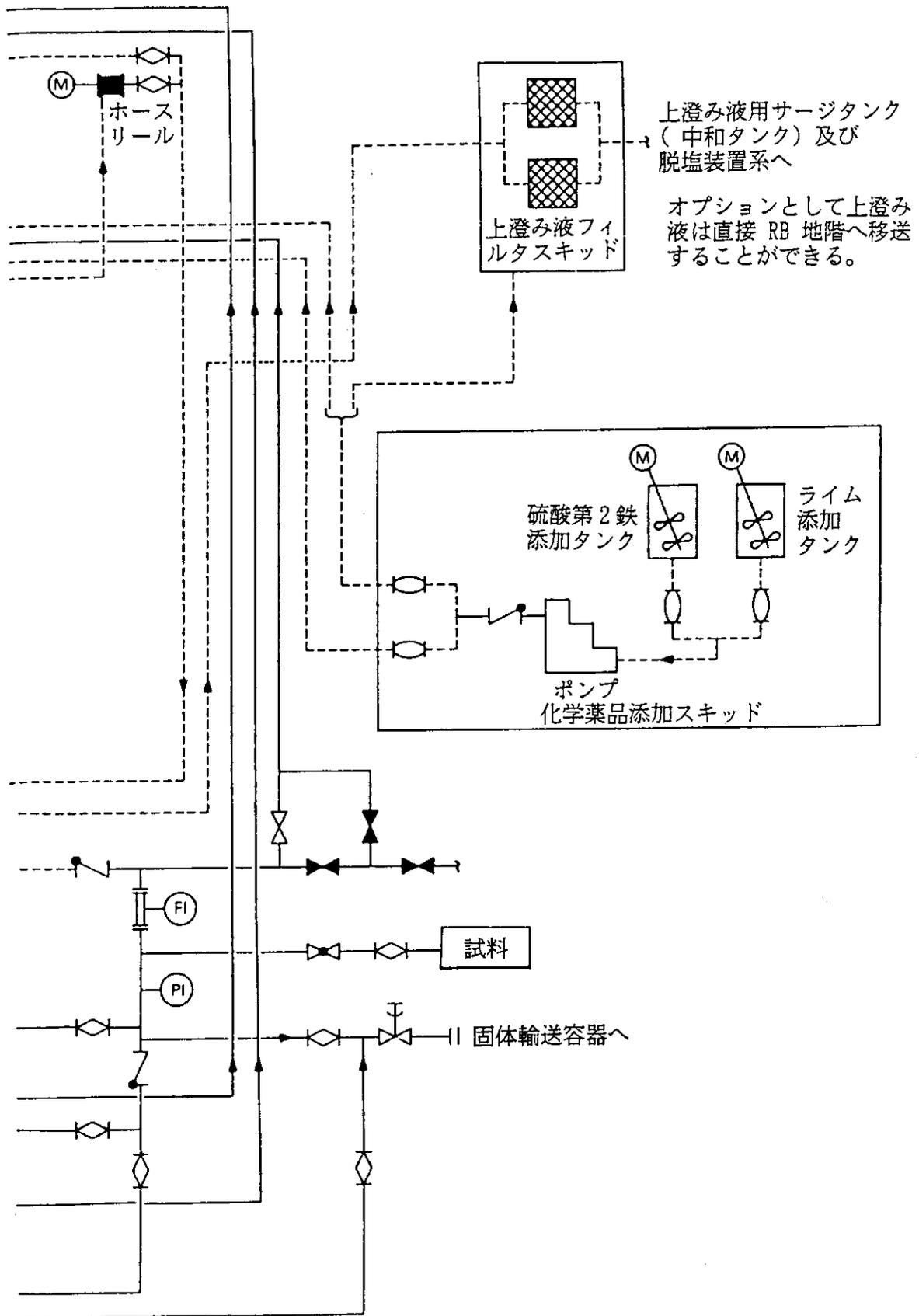


図 4 簡略化した配管と指示計を含む処理系

図中のPI、FI及びLIはそれぞれ圧力計、流量計、液面計を、
M はモータを示す。



2.6.3 スリーマイル島2号機事故で発生した水の最終処理

(ジョージ D. クレミンズ、ベクテル・ナショナル社)

FINAL DISPOSITION OF THREE MILE ISLAND UNIT 2 ACCIDENT-GENERATED WATER

George D. Cremeans, Bechtel National, Inc.

"NUCLEAR TECHNOLOGY" Vol.87, PP745-754, (Dec. 1989)

1979年3月に発生したスリーマイルアイランド2号炉の事故とその後の10年の洗浄作業で約8,706m³の放射性汚染水—以後、事故発生水 (AGW) という—が発生した。このインベントリのすべてと言わない迄もほとんどは河川への放出許容規制レベル以下迄濃度を減らしサスケハンナ川へ放出することができるにもかかわらず、ランカスター市との和解協定では特別にUSNRCによる環境評価が終了する迄は放出を禁止するとうたわれている。

この膨大な水量を処分する為に9種のいろいろな処分法が評価された。この評価では各々の方法の技術的適用性、環境影響、コスト及び公衆受容を考慮している。政治的及び制度的な考慮と同様にこれらの基準に基づいて、強制蒸発した後、蒸発残渣を回集してAGWを処分する方法が最も受け入れられる方法として選択された。

選択された方法は、AGW中の放射性微粒子に対して1,000の除染係数を与えるよう設計されている。このシステムは次の5つから構成されている。即ち、

- (a)AGWを閉鎖サイクル過程で濃縮する蒸気再縮型蒸発装置と浄化された蒸発分を気化放出装置へ送る系統
- (b)主蒸発缶からの濃縮体を更に濃縮する補助蒸発缶
- (c)浄化された蒸留液を制御且つモニターし、大気に押し出す気化器
- (d)濃縮廃棄物を乾燥固体に固める混合器及び乾燥器
- (e)商業用の低レベル放射性廃棄物処分サイトに輸送及び埋設可能なように、廃棄物を固化し容器に封入するシステム

8,706m³のインベントリ量とシステム保守時間を考慮すると、AGW処理処分期間は約2年である。廃棄物発生予想量は約145~160tであり、この廃棄物は埋設要件上のクラスAに、また輸送基準上の低比放射能の放射性廃棄物に合致するものである。

1. はじめに

1979年3月に発生したスリーマイルアイランド2号炉事故により大量の放射性汚染水が生じた。事故後1時間に、 984 m^3 の放射性汚染水が原子炉冷却水及び格納容器スプレイ系からの放出により、原子炉建屋(RB)の床に直接出たと推定されている。これに伴いRB床の水位は約3.5ftとなった。その後の2年間で、1981年半ばの汚染水除去・処理前までにこの量は約 $2,339\text{ m}^3$ 、水位で約8ftに増加した。これは一次冷却水の漏洩とRB空気冷却器を通しての河川水の浸入によるものである。これに加えて、一次冷却系の 363 m^3 の水と補助系及び燃料取扱い建屋の $2,157\text{ m}^3$ の水がこの事故で汚染された。1980年2月にペンシルバニア州ランカスター市と協定(ランカスター協定)が結ばれた。実際はこの水の放射性核種量を川への放出の規制受容限度まで減らすように処理することは可能であったにもかかわらず、この協定によりこの水は、事故発生水(AGW)としてサスケハナ川へ放出することが禁止された^{*)}。1981年半ばに、水中に沈めた脱塩システム及びEPICOR IIシステムによるこの水の処理が開始された。しかしプラントの回復作業に伴う継続的流入水とRB空気冷却器からの凝縮水のためAGWの合計量は現在の体積の $7,949\text{ m}^3$ 迄増加した。新しい水の増加を最小に抑える為数多くの対処方策が施されたが、最終的には処分すべき量は $8,706\text{ m}^3$ と考えられている。

現在の所、全量の70%をイオン交換法で処理した。残りの量を最終の処分作業前に、イオン交換や他の方法で処理した場合考えられるAGWの主要特性を表Iに示す。

TMI-2回復計画の一部として、利用できる技術を評価し、最も環境的に受け入れ得るAGW量($8,706\text{ m}^3$)の処分法を選ぶための計画が確立された。この論文ではこの評価過程を示し、選ばれた方法について運転上及び環境面の観点を記述する。更に、この問題に関する情報が必要な場合は文献1, 2, 3を見て頂きたい。

2. 解決方法の説明

2.1 議論

AGWの最終処分法として、9つの代替法について評価がなされ、そのうち最も受け入れら

a) : 1980年2月27日ランカスター市、メトロポリタンエジソン会社及びUSNRCの3者間で協定が結ばれAGWを以下のように定義した。即ち、AGWとは、TMI-2補助系、燃料取扱い系及び一次系を含む格納建屋にある、1979年10月16日現在量の水(除染作業による非事故水と混合した水で、トリチウム濃度で処理前に $0.025\mu\text{Ci/ml}$ あるいはこれ以下の低濃度の水を除く)を云う。

れるものとして3候補が選ばれた。選定に際しては技術的適用性、環境影響、廃棄物発生量、費用及び運転スケジュールについて、各方法の相互比較が行われた。

これらの基準に、公衆、制度的及び政治的な考慮を加え、強制的蒸発による方法がAGWの最終処分法として選定された。他の2つの方法は技術的には適用可能であり、その中で環境影響からも受け入れられるものであった河川への放出は、経済的に優れていたが、規制上と政治的上の配慮により選定されなかった。

2. 2 代替法

3つの代替候補及び評価された各方法の関連特性は以下の通りである。

(1) 蒸発法

一時的に設置される蒸発装置によるAGWの蒸発処理の後に生じる蒸発残渣を容器に封入し、商業用低レベル廃棄物処分サイトへ輸送する。

(2) 固化法

イオン交換法によりAGWを処理し、セメントで固化した後、サイト内の土捨場に埋設する。このオプションでは、固化体の放射エネルギーが連邦規制コード10CFR20.32のNRC受け入れ規準以下であることが必要となる。これに加え、フィラデルフィアの環境資源局の陸地貯蔵許可基準を満たすことが必要となろう。

(3) 河川放出

AGWはイオン交換処理後、制御し監視しながらサスケナ川に放出される。この方法によればAGWは河川水で120,000倍に希釈され、環境影響は無視できる。河川への放出においては、NRCの認可の他にフィラデルフィアの環境資源局への届出と同局からの許可が必要となる。

3. 結論

3. 1 設計上の考慮

水の低い比放射能と放射性廃棄物の輸送や処分に関連する著しいコストから、蒸発缶の効率や生成される固体廃棄物量がまず重要となってくる。従って、当面の処分システムの主要な設計基準は、その運転モードは開放或いは閉鎖サイクル双方の配置において、蒸発缶の蒸留液の処理に関して選択性があつた。閉鎖サイクル配置では、蒸発装置は運転上融通性に富んでおり、開放サイクル運転と環境放出に先立つ水処理技術として使える。その

上、プロセスからの残渣濃縮液（蒸発缶底部）は最も経済的な形と廃棄物形態分類との折り合いから、実用上可能な範囲迄濃縮する必要があった。

保守と固化作業中の装置の除染を容易にする為、構造材は304及び316ステンレス鋼が使われた。これらの材料を使用することにより装置運転中特に、濃縮液と接する部分の潜在的な腐食の問題をも最小に抑えることができた。主蒸発缶及び補助蒸発缶双方の熱交換器は特別設計の「バイオネット拡管集合体」であり、装置メーカーが特許を有している。これらの集合体の構造材はチタニウムとポリ塩化ビニールが使われているが、これらも耐食性に富み、除染も容易である。

3. 2 システムの記述

選定された水処分システム（図1参照）は(a)19ℓ/分の速度で水を蒸発し、蒸発残渣を処理するように設計された主蒸発缶及び補助蒸発缶、(b)蒸発蒸留液温度を115.6℃迄上げ、発生する蒸気をフラッシュタンクや排気スタックを通して大気中に放出するよう設計された気化器、(c)最終の小容積廃棄体を作る廃棄物濃縮缶及び(d)廃棄体を低レベル廃棄物輸送及び商業用処分規制に合致するよう設計された荷出し用梱包部からなっている。運転方法により、主蒸発缶からの蒸留液は暫定貯蔵タンクにつなぐことが出来る。この目的は、環境放出用蒸発缶集合体迄の放射能分析と一連の放出及びシステムの停止である。いずれの運転モードにおいても、主蒸発缶からの残渣濃縮液は追加の処理用補助蒸発缶と最終の廃棄物体処理の為の最終固化調整部へつながっている。ユニットの運転は連続的にモニタリングされ、環境放出に際しては、受容できない核種濃度に到達した場合は蒸発缶は自動的に停止するよう設計されている。蒸発缶部と廃棄物固化調整部の2つの制御された放出部を除いて、システムは閉鎖ループで動く。システムの主要コンポーネントグループとそれら設計機能について以下に述べる。

(1) 主蒸発缶

主蒸発缶はスプレーフィルムあるいは上昇フィルム蒸発缶からなる融通性のある蒸気-再圧縮型蒸発缶である。稼働条件は88kPa、約54.5℃で供給速度は19ℓ/分である。規格のキャリアオーバー割合（フィード蒸留液比）は0.1%であり、これはシステムの除染係数（DF）で1000に相当する。蒸気再圧縮ユニットは沸騰を連続的に維持するために蒸発潜熱（水を蒸気に変えるのに必要な熱）を連続的にリサイクルするよう設計されている。システム設計圧力では低温で早い蒸発が生じる。蒸発潜熱は、定常時の運転に必要な全ての熱を供給する蒸気圧縮機により熱交換機を通して連続的に再利用される。そのサイクルは基本的には旧来のヒートポンプに使われている冷蔵サイクルであるが、熱媒体は水が果たしている。

主蒸発缶は水平シェルアンドチューブ型熱交換器上にある蒸気室からなっており、この間蒸発室で発生し自然上昇する蒸気を集める対照配置した2つの管で結んでいる。発生した蒸気は2段メッシュ衝突スクリーンフィルターにかかりキャピラリーの原理でろ過される。集められた固形物は、缶底に導かれる。集められた固型物はリサイクルポンプで抽出され、濃縮タンクに導かれ更に処理される為にリサイクルされるかまたは濃縮液のレベルによっては、補助蒸発缶による第2段処理の為に沈積タンクへ導かれる。蒸気室上の吸引用蒸気圧縮器はこの乾燥蒸気を圧縮熱で過加熱し、加熱蒸気を熱交換器のチューブへ放出する。蒸気は管中でその熱をシェル中の沸騰液へ与えて凝縮し、そのプロセスから発生する濃縮液は真空吸引機により気化・大気放出のため蒸留液タンクへ導かれる。

(2) 気化器

気化器部には蒸留液あるいは中間貯蔵タンクからの選択性の供給流水路蒸留液タンクを介して供給される。気化器の機能は蒸留液の温度圧力を約115.6℃、69kPaに上昇させ加熱蒸留液をフラッシュタンクを介して大気圧に放出し、気化体を100ftスタックを介して排気することである。気化系統は、(a)69kPaで蒸留液温度を115.6℃に上げる3基の300kW電気ヒータ、(b)115.6℃の蒸留液を大気圧に曝す為の0.6m×1.5m高さのフラッシュタンク、(c)未気化蒸留液をフラッシュタンクからヒーターを介して再循環させる7.5馬力ポンプ及び(d)気化体を約106m/sの速度で環境に放出する為の3インチ直径×100フィート高さのステンレス排気スタックから構成されている。気化系の運転中の騒音レベルを緩和する為、排気スタックには騒音減少用ダンパーが備えられている。

(3) 補助蒸発缶

小型廃熱利用式補助蒸発缶は、電気ヒーター前後或いは主蒸発缶からの61.7℃の蒸留液の熱を利用して88kPa、約54.5℃の主蒸発缶濃縮液を処理する。プロセスからの加熱蒸気は主蒸発缶蒸気室につながっており、主蒸発缶の運転開始用あるいは補助用の熱を供給している。補助蒸発缶からの濃縮液は再循環ポンプにより抽出され沈積タンクに入る。濃縮液は供給ポンプにより、沈積タンクから濃縮液保持タンクに流入する濃度レベルが100,000～500,000ppmの間になるように補助蒸発缶を介して再処理される。

(4) 混合器／乾燥器

混合器及び乾燥器は濃縮液保持タンクに集められた濃縮液を処理し、バッチ毎に乾燥物とする。混合器及び乾燥器の寸法は円筒形の水平容器（3m長さ×0.9m直径）で、他に攪拌器と300kW電気ヒーター付ジャケットを備えている。廃棄物スラリー中の液体は攪拌器が乾燥容器の両方の端から中央の放出バルブの方へスラリーを運ぶ時容器の加熱された胴と接触している間に蒸発する。攪拌器は回転するらせん状りぼんからできており、それが連続的に容器のサイドから乾燥した生成物をこすり取る。プロセスは各廃棄物バッチがフリーの液体が取り除かれた後のみ流出するように制御されている。乾燥した廃棄物は梱包準備の為に収集部へ直接出される。

(5) 廃棄物の梱包

最終処理された廃棄物体は規制上10CFR71.4のA型として輸送し、米国DOT規格17Cの208ℓドラム缶につめることもできるが、安定化を更に良くするため、輸送容器に入れる前に廃棄物材料は更にペレット状に処理される。

この梱包プロセスのステップは減容技術や廃棄物安定化の為ではなく輸送中の事故時の廃棄物の散逸を超保守的に想定し計画された。従って、このステップはこのレベルの比放射能を有する放射性廃棄物の梱包及び輸送の適用規制に比較して不必要と考えられる^{b)}。プロセスを記述する為に(図2を見よ)粉体状の乾燥濃縮物は混合器/乾燥機からペレット製型機へ完全密閉されたラセン状コンベアにより運ばれる。濃縮物は、ペレット製型機に供給されシリンダー状の鑄型の中心に流れ込み、圧出され、ペレット状に切断される。ペレットの特性は鑄型の孔径や濃縮物の湿分量や温度によって異なる。ペレット状物質はペレット放出ホッパーの下に置かれたDOT規格17C208ℓドラム缶中に注入される。梱包場所はペレット粉碎機盤付属の積極的に換気された領域である。590DOT規格17C容器に封入される廃棄物の推定容積は125m³である。

3. 3 環境放出の制御

環境放出は気化系で制御される。これは気化器入口にある定常状態のγ放射線レベルのモニタリング及び試料採取と制御対象放射能成分の放射化学分析からなる。環境放出制御の場所を気化系に定めることにより更なる利点がある。すなわち、ここで制御することにより本蒸発処理装置が水の前処理技術として使われる時、開放あるいは閉鎖サイクルの双方において融通性が生ずる。

(1) 定常状態のモニタリング

γ線同位元素¹³⁷Csの濃度レベル測定のために定常状態モニターが設置されている。これは、アラームの発報と同時に気化器ヒーターを切り、蒸留液供給を止め、大気放出を防ぐように設計されている。あらかじめ決められた感知器の設定点は、TMI-2回復技術仕様の放射性微粒子に対する即時放出速度制限値0.3μCi/秒に基づいている。すべての存在核種から測られ、放射能強度に変換された設定速度は $7.5 \times 10^{-2} \mu\text{Ci/秒}$ で、これはTMI-2回復の技術仕様に対する即時放出限度の許容値の25%にあたる。

b)10CFR71.4では、A型の量とは放射能(Ci)が10CFR71の付録Aに与えられたA₂値(すべてのTMI-2廃棄物に対して仮定されている普遍形材料について)を越えない放射性物の質量を意味する。

(2) プロセス液のサンプリング

サンプリング箇所は供給、濃縮、蒸留液及び蒸発缶流入口に位置する蒸発缶プロセスの各段階に設けられている。蒸発缶流入液のサンプリング箇所は放射性微粒子放出の制御用モニタリング箇所である。この箇所を制御することにより、TMI-2回復技術規格で定める連続放出速度制限値を越えることはない（制限値はいかなる四半期においても平均で $0.024 \mu\text{Ci/s}$ である）。この放出速度を決定する為、蒸発缶流入口での定期的なサンプリング及び放射化学分析が蒸発缶の運転期間中実施される。

(3) 運転上の制御

開放系サイクル運転期間中の連続放出の許容速度は、平均放射能閉じ込めとインベントリーのうち残留している約30%について、前処理後に検知あるいは推定される平均核種濃度として参考文献2に報告されている各々の濃度に基づく。これは“基本ケース”水として知られている（表IIのInfluent(流入水)項を見よ）。蒸発缶装置は処理液に対し除染係数(DF)が1,000となるよう設計される。この除染係数(DF)を基準水に適用すると表IIのEffluent(排水)部で記されている値が与えられる。この排水は放射性核種と気化系集合体の開放系運転中の環境放出に関する各々の許容濃度を意味している。蒸発缶排水即ち、気化系の流入水の平均の放射能濃度は約 $2.61 \times 10^{-7} \mu\text{Ci/ml}$ である。この濃度は 19 l/m の速度で放出された場合トリチウム以外の放射性物質、主として ^{137}Cs 、 ^{90}Sr 及び ^{14}C について約 $8.23 \times 10^{-5} \mu\text{Ci/秒}$ 迄の連続放出に相当する。この速度は、いかなる四半期について平均をとった場合もTMI-2回復技術仕様の連続微粒子放出許容速度($0.024 \mu\text{Ci/秒}$)の0.4%以下である。

3.4 運転上の選択

前に議論したように、蒸発缶/気化系装置は蒸発缶を気化系から切り離せるような設計になっている。この場合には、蒸発缶は気化系と独立に作動し、バッチあるいは閉鎖サイクル運転モードのいずれにおいてもAGWを処理する。これとは反対に気化系が蒸発缶に連結されている場合、AGWは連続あるいは開放サイクル運転モードで処理される。これらの運転モードとその利点は以下の通りである。

(1) バッチ/閉鎖サイクル運転

この構成では、蒸発缶系は気化系とは独立にAGWを処理する。蒸発缶からの蒸留液は中間貯蔵タンクに集められ、サンプリングされ、表IIIに示す規準により、環境放出が可能かどうかの判定を行う為放射化学分析がなされる。この運転モードの第一の利点は廃棄物量及び職業被曝の低減である。AGWの一部について蒸発缶系で前処理技術として用いることにより、イオン交換系の一つによる前処理とそれに伴う脱塩系樹脂の汚染及び汚染樹脂やライナの着脱作業時に起因する運転員の作業被曝がなくなる。この方法で処理されるAGWは、蒸発缶流入液中の最大許容放射能レベルにより決まる。この液は蒸発濃縮によりクラ

スA廃棄物体となる蒸発残渣を生成するものである。この運転モードの利点は(a)プラント及び蒸発缶装置の運転員への職業被曝を減少させることと(b)プロセスで発生した廃棄物のレベルを分類することである。

(2) 連続／開放サイクル運転

この構成では、蒸発缶と気化系は連結され、連続した開放サイクルユニットとして稼動する。この運転においては、まず連続した開放サイクルでの蒸発用に計画されたAGWの分離が行われる。一度この分離が達成されると、次に水の放射化学分析が実施され、表Ⅱの流入水部に記されている放射性物質濃度と比較される。気化系に結合された蒸発缶によるプロセスの運転は、環境への放出物質の濃度が表Ⅱの流入水部に示される濃度以下であることが分析されたときのみ許可される。

3. 5 現状

装置のサイト外での製作は約90%完成した。販売者による工場テストの後TMI-2に運ばれ、総合システム試験を1988年12月に行うことになっている。システム運転に関する連邦及び州の認可は1989年第1四半期中に予想される。

(村岡)

参考文献

1. F. R. STANDERFER, GPU Nuclear Corporation, to W. D. TRAVERS, NRC, "Disposal of TMI-2 Water," Recommendation Report, Docket 50-320, Document ID 0058P (July 31, 1986).
2. "Programmatic Environmental Impact Statement, Related to Decontamination and Disposal of Radioactive Wastes Resulting from March 28, 1979 Accident at Three Mile Island Nuclear Station, Unit 2, Final Supplement Dealing with Disposal of Accident-Generated Water," NUREG-0683, Suppl. 2, U.S. Nuclear Regulatory Commission (June 1987).
3. G. D. CREMEANS, "Preliminary System Description for Accident Generated Water Disposal System," Bechtel National, Inc., Three Mile Island Nuclear Station, Unit 2, Middletown, Pennsylvania (Feb. 1988).

Tritium	Concentration	1.3E-1 ^a μCi/ml
	Total	1020 Ci
¹³⁷ Cs	Concentration	3.7E-5 μCi/ml
	Total	3.2E-1 Ci
⁹⁰ Sr	Concentration	1.15E-4 μCi/ml
	Total	9.6E-1 Ci
¹⁴ C	Concentration	1.0E-4 μCi/ml
	Total	8.7E-1 Ci
Boron	Concentration	3000 ppm
	Total	136 tonnes (150 t) of H ₃ BO ₃
Sodium	Concentration	700 ppm
	Total	9.97 tonnes (11 t) of NaOH

表 I TMI-2事故で発生した
水の特性

*Based on processing the remaining 30% of total inventory.
^aRead as 1.3 × 10⁻¹.

表 II 連続サイクル蒸発缶の
流入水/排出水の基準

Constituent	Influent		Effluent	
	Quantity (Ci)	Concentration (μCi/ml)	Quantity (Ci)	Concentration (μCi/ml)
Tritium (³ H)	1.02 × 10 ³	1.3 × 10 ⁻¹	1.02 × 10 ³	1.3 × 10 ⁻¹
¹³⁷ Cs	3.2 × 10 ⁻¹	3.7 × 10 ⁻⁵	3.2 × 10 ⁻⁴	3.7 × 10 ⁻⁸
¹³⁴ Cs	7.66 × 10 ⁻³	8.8 × 10 ⁻⁷	7.66 × 10 ⁻⁶	8.8 × 10 ⁻¹⁰
⁹⁰ Sr	9.6 × 10 ⁻¹	1.1 × 10 ⁻⁴	9.6 × 10 ⁻⁴	1.1 × 10 ⁻⁷
¹²⁵ Sb/ ^{125m} Te	2.0 × 10 ⁻²	2.3 × 10 ⁻⁶	2.0 × 10 ⁻⁵	2.3 × 10 ⁻⁹
¹⁴ C	8.7 × 10 ⁻¹	1.0 × 10 ⁻⁴	8.7 × 10 ⁻⁴	1.0 × 10 ⁻⁷
⁹⁹ Tc	8.7 × 10 ⁻³	1.0 × 10 ⁻⁶	8.7 × 10 ⁻⁶	1.0 × 10 ⁻⁹
⁵⁵ Fe	4.2 × 10 ⁻³	4.8 × 10 ⁻⁷	4.2 × 10 ⁻⁶	4.8 × 10 ⁻¹⁰
⁶⁰ Co	4.2 × 10 ⁻³	4.8 × 10 ⁻⁷	4.2 × 10 ⁻⁶	4.8 × 10 ⁻¹⁰
Boron	136 tonnes (150 t) H ₃ BO ₃	3000-ppm boron	0.136 tonnes (0.15 t) H ₃ BO ₃	3.0-ppm boron
Sodium	9.97 tonnes (11 t) of NaOH	700-ppm Na ⁺	0.009 tonnes (0.011 t) of NaOH	0.7-ppm Na ⁺
¹²⁹ I ^a	<5.2 × 10 ⁻³	<6.0 × 10 ⁻⁷	<10 ⁻³	<6.0 × 10 ⁻⁷
¹⁴⁴ Ce ^a	<1.4 × 10 ⁻²	<1.8 × 10 ⁻⁶	<1.4 × 10 ⁻⁵	<1.8 × 10 ⁻⁹
⁵⁴ Mn ^a	<3.5 × 10 ⁻⁴	<4.0 × 10 ⁻⁸	<3.5 × 10 ⁻⁷	<4.0 × 10 ⁻¹¹
⁵⁸ Co ^a	<3.5 × 10 ⁻⁴	<4.0 × 10 ⁻⁸	<3.5 × 10 ⁻⁷	<4.0 × 10 ⁻¹¹
⁶³ Ni ^a	<5.2 × 10 ⁻³	<6.0 × 10 ⁻⁷	<5.2 × 10 ⁻⁶	<6.0 × 10 ⁻¹⁰
⁶⁵ Zn ^a	<8.5 × 10 ⁻⁴	<9.8 × 10 ⁻⁸	<8.5 × 10 ⁻⁷	<9.8 × 10 ⁻¹¹
¹⁰⁶ Ru/ ¹⁰⁶ Rh ^a	<2.9 × 10 ⁻³	<3.3 × 10 ⁻⁷	<2.9 × 10 ⁻⁶	<3.3 × 10 ⁻¹⁰
^{110m} Ag ^a	<4.9 × 10 ⁻⁴	<5.6 × 10 ⁻⁸	<4.9 × 10 ⁻⁷	<5.6 × 10 ⁻¹¹
¹⁴⁷ Pm ^a	<4.2 × 10 ⁻²	<4.8 × 10 ⁻⁶	<4.2 × 10 ⁻⁵	<4.8 × 10 ⁻⁹
¹⁵² Eu ^a	<3.3 × 10 ⁻⁶	<3.8 × 10 ⁻¹⁰	<3.3 × 10 ⁻⁹	<3.8 × 10 ⁻¹³
¹⁵⁴ Eu ^a	<3.8 × 10 ⁻⁴	<4.4 × 10 ⁻⁸	<3.8 × 10 ⁻⁷	<4.4 × 10 ⁻¹¹
¹⁵⁵ Eu ^a	<9.6 × 10 ⁻⁴	<1.1 × 10 ⁻⁷	<9.6 × 10 ⁻⁷	<1.1 × 10 ⁻¹⁰
²³⁴ U ^a	<8.7 × 10 ⁻⁵	<1.0 × 10 ⁻⁸	<8.7 × 10 ⁻⁸	<1.0 × 10 ⁻¹¹
²³⁵ U ^a	<1.0 × 10 ⁻⁴	<1.2 × 10 ⁻⁸	<1.0 × 10 ⁻⁷	<1.2 × 10 ⁻¹¹
²³⁸ U ^a	<1.0 × 10 ⁻⁴	<1.2 × 10 ⁻⁸	<1.0 × 10 ⁻⁷	<1.2 × 10 ⁻¹¹
²³⁸ Pu ^a	<1.0 × 10 ⁻⁴	<1.2 × 10 ⁻⁸	<1.0 × 10 ⁻⁷	<1.2 × 10 ⁻¹¹
²³⁹ Pu ^a	<1.2 × 10 ⁻⁴	<1.4 × 10 ⁻⁸	<1.2 × 10 ⁻⁷	<1.4 × 10 ⁻¹¹
²⁴⁰ Pu ^a	<1.2 × 10 ⁻⁴	<1.4 × 10 ⁻⁸	<1.2 × 10 ⁻⁷	<1.4 × 10 ⁻¹¹
²⁴¹ Pu ^a	<5.7 × 10 ⁻³	<6.5 × 10 ⁻⁷	<5.7 × 10 ⁻⁶	<6.5 × 10 ⁻¹⁰
²⁴¹ Am ^a	<1.0 × 10 ⁻⁴	<1.2 × 10 ⁻⁸	<1.0 × 10 ⁻⁷	<1.2 × 10 ⁻¹¹
²⁴² Cm ^a	<8.7 × 10 ⁻⁴	<1.0 × 10 ⁻⁷	<8.7 × 10 ⁻⁷	<1.0 × 10 ⁻¹⁰
Effluent Totals				
Particulate concentration			2.61 × 10 ⁻⁷ μCi/ml	
Continuous rate of particulate release at 19 ℓ/min (5 gal/min)			8.23 × 10 ⁻⁵ μCi/s	

Note: The less than (<) signs in this table denote less than the level of detection.

^aAssumed constituent.

表Ⅲ 電気蒸発缶流入水の基準

Constituent	Quantity (Ci)	Continuous Release ^a Concentration (μ Ci/ml)
Tritium (³ H)	1.02×10^3	1.3×10^{-1}
¹³⁷ Cs	3.2×10^{-4}	3.7×10^{-8}
¹³⁴ Cs	7.66×10^{-6}	8.8×10^{-10}
⁹⁰ Sr	9.6×10^{-4}	1.1×10^{-7}
¹²⁵ Sb/ ^{125m} Te	2.0×10^{-5}	2.3×10^{-9}
¹⁴ C	8.7×10^{-4}	1.0×10^{-7}
⁹⁹ Tc	8.7×10^{-6}	1.0×10^{-9}
⁵⁹ Fe	4.2×10^{-6}	4.8×10^{-10}
⁶⁰ Co	4.2×10^{-6}	4.8×10^{-10}
Boron	0.136 tonnes (0.15 t) of H ₃ BO ₃	3.0-ppm boron
Sodium	0.009 tonnes (0.011 t) NaOH	0.7-ppm Na ⁺
¹²⁹ I ^b	$<5.2 \times 10^{-3}$	$<6.0 \times 10^{-7}$
¹⁴⁴ Ce ^b	$<1.4 \times 10^{-5}$	$<1.8 \times 10^{-9}$
⁵⁴ Mn ^b	$<3.5 \times 10^{-7}$	$<4.0 \times 10^{-11}$
⁵⁸ Co ^b	$<3.5 \times 10^{-7}$	$<4.0 \times 10^{-11}$
⁶³ Ni ^b	$<5.2 \times 10^{-6}$	$<6.0 \times 10^{-10}$
⁶⁵ Zn ^b	$<8.5 \times 10^{-7}$	$<9.8 \times 10^{-11}$
¹⁰⁶ Ru/ ¹⁰⁶ Rh ^b	$<2.9 \times 10^{-6}$	$<3.3 \times 10^{-10}$
^{110m} Ag ^b	$<4.9 \times 10^{-7}$	$<5.6 \times 10^{-11}$
¹⁴⁷ Pm ^b	$<4.2 \times 10^{-5}$	$<4.8 \times 10^{-9}$
¹⁵² Eu ^b	$<3.3 \times 10^{-9}$	$<3.8 \times 10^{-13}$
¹⁵⁴ Eu ^b	$<3.8 \times 10^{-7}$	$<4.4 \times 10^{-11}$
¹⁵⁵ Eu ^b	$<9.6 \times 10^{-7}$	$<1.1 \times 10^{-10}$
²³⁴ U ^b	$<8.7 \times 10^{-8}$	$<1.0 \times 10^{-11}$
²³⁵ U ^b	$<1.0 \times 10^{-7}$	$<1.2 \times 10^{-11}$
²³⁸ U ^b	$<1.0 \times 10^{-7}$	$<1.2 \times 10^{-11}$
²³⁸ Pu ^b	$<1.0 \times 10^{-7}$	$<1.2 \times 10^{-11}$
²³⁹ Pu ^b	$<1.2 \times 10^{-7}$	$<1.4 \times 10^{-11}$
²⁴⁰ Pu ^b	$<1.2 \times 10^{-7}$	$<1.4 \times 10^{-11}$
²⁴¹ Pu ^b	$<5.7 \times 10^{-6}$	$<6.5 \times 10^{-10}$
²⁴¹ Am ^b	$<1.0 \times 10^{-7}$	$<1.2 \times 10^{-11}$
²⁴² Cu ^b	$<8.7 \times 10^{-7}$	$<1.0 \times 10^{-10}$
Totals		
Average concentration		$2.61 \times 10^{-7} \mu\text{Ci/ml}$
Continuous rate of release at 19 l/min (5 gal/min)		$8.23 \times 10^{-5} \mu\text{Ci/s}$

Note: The less than (<) signs in this table denote less than the level of detection.

^aRelease concentration average over any calendar quarter.

^bAssumed constituent.

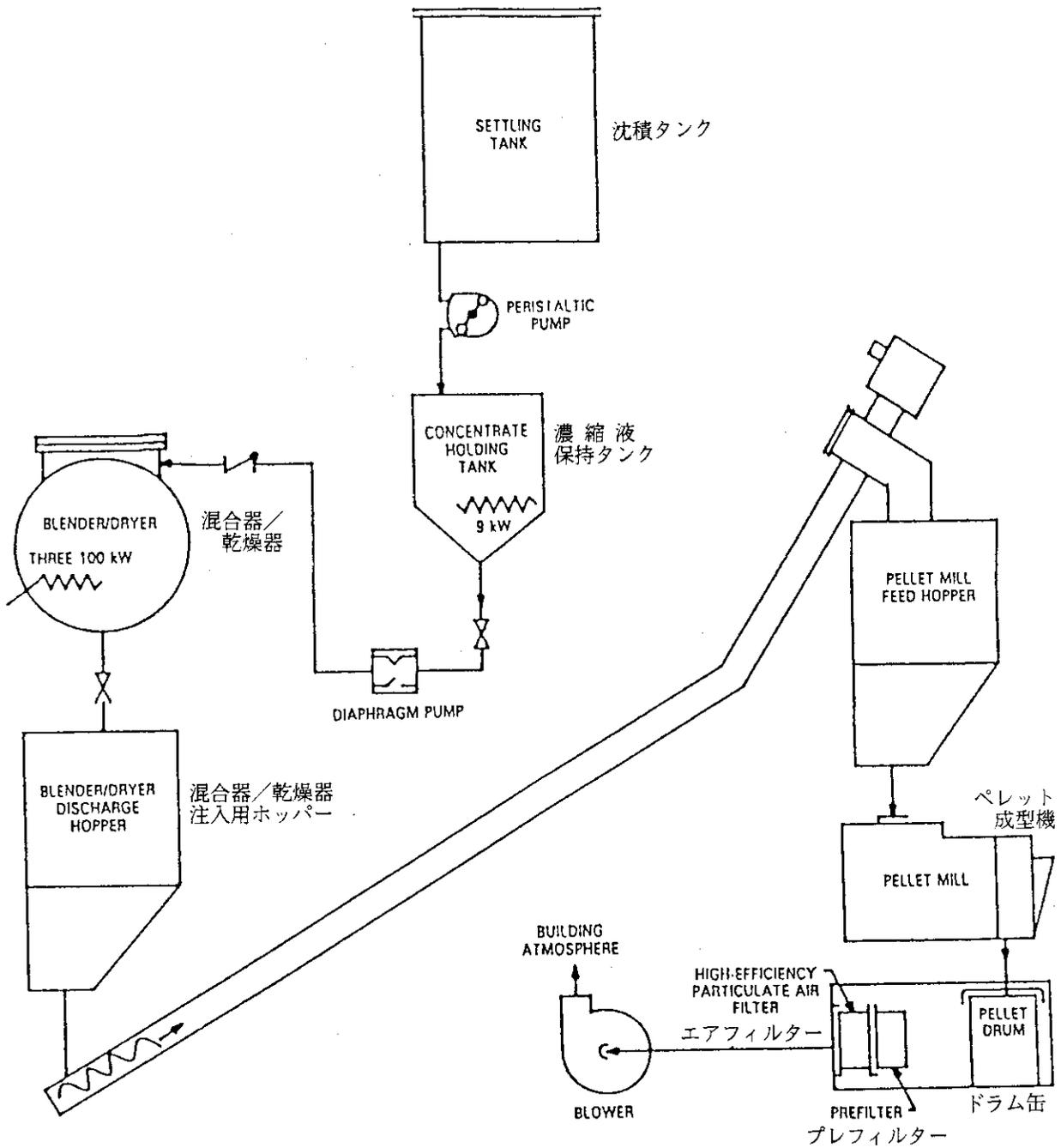


図2 廃棄物梱包ダイアグラム

2.6.4 TMI-2 原子炉建屋コンクリート表面への放射性核種浸透の評価

(クレイ M. デーヴィス、ベクテル建設会社)

THE EVALUATION OF RADIONUCLIDE PENETRATION OF STRUCTURAL CONCRETE
SURFACES IN THE THREE MILE ISLAND UNIT 2 REACTOR BUILDING

CLAY M. DAVIS, Bechtel Construction Company

"NUCLEAR TECHNOLOGY" Vol. 87, P778-785 (Dec. 1989)

1979年3月28日に発生したスリーマイル島2号機の冷却材喪失事故により、原子炉建屋(RB)内部のコンクリート面が約3000m²にわたって液体および蒸気中浮遊物の汚染物質にさらされた。これらの表面に核分裂生成物混合物の水溶液が接触していた期間は数日から数年にわたった。

1982年にRBの作業可能な高さに対して実施した水によるフラッシング、高圧スプレー、ストリップابل・コーティング材及び手作業拭き取りによる全体的な除染の結果、線量は期待値以上に高かった。表面サーベイと限定箇所のサンプリングによれば汚染物質は建屋コンクリートの保護コーティングを浸透し、相当な固定汚染源となっていることが判った。コンクリートへの汚染物質の浸透深さを評価するため、1983年9月に試料採取計画が実施された。

この作業により、コーティングが健全な所ではコーティング層を通して浸透する汚染は少ないことが確認された。しかし事故以前にコーティングに損傷があった所では、コンクリートへの浸透は20mmまで観測された。ISOSHL D IIコードを用いたモデルにより、1983年に観測された被曝線量の23から40%がこの線源に依るものであることが示された。試料を用いたコーティング除去テストにより、放射能で50から98%の除去が達成できることが示された。この作業に続き、RBの作業可能な上部位置でのコーティングとコンクリートの除去により、被曝線量が15から38%低減された。

これらのデータ及びRB地階での以後の作業により、建屋コンクリートに対し施工された保護コーティングは、汚染水溶液によりコンクリート内部が汚染される程度を相当に減じていることを示している。吸収された汚染をうまく除去する能力に比べて、放射性核種の大部分の量を保持するコーティング層のほうが、大量にあると考えられる汚染コンクリートを除去するより少ない労力で汚染を除去できるであろう。

1. はじめに

1.1 背景

1979年3月28日に発生したスリーマイル島2号機(TMI-2)の冷却材喪失事故により、原子炉建屋(RB)内部のコンクリート約3000m²の表面に液体及び蒸気中浮遊物による汚染が発生した。コンクリート表面と核分裂生成物(FP)混合物の水溶液との接触期間は数日から数年にわたった。¹

RB地階の緩衝壁を除き、RBのコンクリート表面はすべてエポキシ系コーティング(Keeler, Long 7107.7475)で保護されていた。これらのコーティングは多孔質になりやすいコンクリートに対し、耐久性と除染のしやすさのために行われるものである。RB地階においては、このコーティングはコンクリートの水平面と一次及び二次生体遮蔽壁の垂直面に施されていた。残りの遮蔽壁やエレベータ及び階段吹き抜け部のブロック壁は1.67mの高さだけがコーティングされていた。

1982年に、RBの作業可能な高さに対して実施した水によるフラッシング、高圧スプレー、ストリップャブル・コーティングの使用及び手作業拭き取りによる全面除染の終了時においても、線量率は期待値以上に高かった。表面サーベイと限定箇所のサンプリングによれば、汚染物質はコンクリートの保護コーティング材を浸透しており相当な固着汚染源となっていた。^{2, 3} コンクリートへの汚染物質の浸透深さを評価するために、1983年9月からRBの作業可能な高さに対して最初のコンクリートコア・サンプリング計画が実施された。続いて1985年12月、RB地下から遠隔装置によりコンクリート・サンプルが採られた。

2. 用具及び方法

2.1 サンプル採取箇所の選択

可能なサンプルの全数は構造的な考慮から最大25までに限定された。それゆえ許容されたサンプル数の範囲で、採取箇所は放射線的条件に関し最も広い範囲で評価できるように選択された。採取箇所は次の主要な基準に従って選択された。⁴

1. RB内の作業可能なそれぞれの高さについて、事故及び事故後の履歴に基づく主要なコンクリート表面の情報を与えること。サンプルの箇所は汚染液体に長期にわたって浸っていたと思われる場所だけでなく、事故時の全体的なRBの状態の特徴を含むこととする。
2. 目に見える表面の傷跡あるいはその他表面及びコーティング材の損傷の影響を調査で

きるよう、いくつかのサンプル箇所を選択すること。

RB立ち入り239 の期間中の1983年6月15日にサンプル箇所が選ばれた。

2.2 サンプリング

サンプルはそれぞれ独立した21箇所から採取された。代表的なサンプルの形状は直径45mm、長さ55mmである。全部で17のサンプルは壊れず、分析に適しているとされた。サンプルは出力742W (1HP)のコアボーリング機により採取された。外径50.8mmのダイヤモンドビットが用いられたが、サンプルの放射性核種の浸出及び再汚染を防ぐため液体冷却無しで全ての採取作業が行われた。ビットは各サンプルが採取されるたびに交換された。

2.3 熱蛍光線量計による研究

ブラッシング、手作業拭き取り及び真空掃除によるクリーニングを終了した後、各コアサンプルはサーベイ機器により線量率が評価された。測定はコアの上面、底面及び長さ方向に沿ってなされた。

その後各コアはパナソニック熱蛍光線量計(TLD)で48時間かけて測定された。TLD エレメントは塗装面から25.4mmにセットされ測定された。測定時の形状は厚紙で作ったチューブにより固定された。これらの測定は各コアについての正確な線量率の情報を与え、その結果は今後の作業に有益になる汚染レベルと線量率の関係を明らかにするために用いられることになる。⁵

2.4 サンプルの切断

5本のコアが断面のオートラジオグラフィ用にダイヤモンドソーで長さ方向に切断された。各コアから1個の2分割の試料と、さらに最低でも3個の10mmの横切断試料が準備された。2分割の試料はオートラジオグラフィ用に保存された。横切断された試料はその後放射化学分析用に準備された。

換気以外にはブレード用の冷却材を使用せずに切断が行われた。これは放射性核種の再汚染を防ぐためである。

2.5 ガンマ線スペクトル分析

加工していないコアサンプルはガンマ線放出核種の初歩的な検査のために、切断前にTMI-2 サンプル・コーディネーターへ送られた。GPUN社のGe(Li)スペクトル分析装置が用い

られた。

2.6 オートラジオグラフィ

汚染物質の表面分布及び全体の浸透量を評価するため、切断前に各サンプルはPolaroid Land DIN21(ASA400)フィルムを用いて頂部と軸方向のエッジに沿ってオートラジオグラフィにかけられた。

切断後の2分割サンプルは、各コアごとに放射性核種が浸透している深さを正確に映すためにKodak Xomat ARフィルムを用いて写真撮影された。

オートラジオグラフィの解釈は、低倍率下のネガフィルムの観察で判断された。表Iはオートラジオグラフィにより映された浸透深さに関する情報を示す。

2.7 コーティング除去による除染試験

放射線的な試験の結論に立って、RBの広い区域に適用できる除染法としてコーティング除去の有用性を調べるため、4つの横切断コアの上部表面のコーティングが数段階にわたり注意深く除去された。コーティングは4段階除去され、切断片は18000s間、試料-検出器間がそれぞれ50mm、20mmでGMスケータによりカウントされた。

最初のコーティング除去は、最外層の除去のために微細な(800グリット相当)布ヤスリを使い手作業で行われた。その後は研磨により更にコーティングが厚く除去された。最終ステップでは電気的工具及び仕上げ砥石でコーティング全体が除去された。

3. 結果と検討

3.1 オートラジオグラフィの結果

横切断片のオートラジオグラフィの結果、305-4、347-4地点のサンプルを除くと放射能はコーティングの母材より下には、そしてコンクリート1mmあるいはそれ以下にも浸透していないことが示された。サンプル305-4では30mmの深さまで放射能の像が現れた。サンプル347-4では10mm以下の深さまで非常に弱い像が現れた。それは後の画像処理の過程で2mm以下との結論になった。

端部のオートラジオグラフィの結果、残りの15サンプルはコーティングより下及びコンクリート1mm(第1層)より下までには浸透がないことを示した。最外層のオートラジオグラ

フからコーティングに付着した汚染が2つの異なるパターンで分布していることが分かった。1つは全体に均一なものである。2つめは高い放射能スポットの不規則な集まりである。オートラジオグラフとコア表面の視覚上の比較では、これらのスポット汚染は錆色の物と関係があることが分かった。端部のオートラジオグラフの検査では、高放射能スポットの箇所の浸透がコーティングかコンクリート内なのかの差は見られなかった。穿孔時にコーティングが取り除かれたサンプル部分では、上端表面の映像にデッドスポットが出来て放射能が無かった。コーティング除去テストの一部としてコーティングが除去されたコアサンプル上端部では、オートラジオグラフィの結果から、コーティング除去以前に観察された2つのパターンが無くなっていることがわかった。またコーティングの剝離は目に見えた錆色の物まですべて取り除いた。残った映像は表面の傷にトラップされている少量のコーティングに関するものであった。コーティングの剝離が特に念入りに行われた2つのケースでは48hの露光時間でも映像がでなかった。

3.2 ガンマ線スペクトル映像法

全ガンマ線スペクトル映像法の結果は表Ⅱに示される。検出された主要な放射性核種はFPのCs-137, Cs-134であった。その他のFP及び放射化生成物は検出限界付近であり、故に検量されなかった。

浸透深さについてのオートラジオグラフィの結果を確認するため、横切断片の”スリット・スキャンニング”が行われた。これは、機器の台に各コアの長さ方向の切断面を据えつけ、それが十分コリメイトされたGe(Li)検出器の面を横切るように設定されたものである。横切断片スキャンニングの代表的な結果を図. 1に示す。

3.3 放射化学的分析結果

Sr-90 とCs-137についての放射化学的分析が、12個の横切断コンクリート片と2個のコア表面から除去されたコーティングに対して行われた。興味の対象は各層での全放射能に対する比であった。表Ⅱにこれらの分析で得られた結果を示す。

3.4 コーティング除去テストの結果

表Ⅲにはコーティング除去テストの結果が示されている。4サンプルのうち3つはコーティングの除去で全放射能の顕著な減少(50-99.96%)があった。サンプル305-4についてはコーティングの除去に伴い照射線量で正味の増加が見られたが、これはコーティングがコンクリートからの放射性核種に対して一定の遮蔽効果をもつためである。

4. 議論

4.1 放射性核種の浸透深さ

オートラジオグラフィ、ガンマ線”スリット・スキャニング”及び放射化学的分析によるデータから、コーティングが欠陥のない箇所、すなわち高さ106.92m及び93.84mのコンクリートではコーティングの層より深部へは際だった浸透がなく、検査された大部分のサンプルでは汚染はコンクリート表面に留まっていることが示された。コーティングより深く浸透があった箇所は、事故前にコーティングに欠陥があったか、事故後に長期間にわたって液体が溜まっていたことによるものである。⁶

これらのデータは、ハンフォードエネルギー工学施設KE(Energy's Hanford Engineering Works KE)における原子炉の燃料プール壁コアから得られた情報と同等のものである。KEのプールのサンプルには最大10mmの浸透があり、表面の2-3mmに最も放射能が集中していることが示されていた。⁷しかしTMI-2のデータとの比較では、KEのプールはコーティングされておらず、またTMI-2事故時の処理されていない液体より液体中の放射能濃度が一般的に低いという事実を考慮する必要がある。

横断面スキャニングの結果はオートラジオグラフィの結果を裏付けるものであった。この手法によるカウント数の図はコーティングのほぼ中央に特徴的なピークがあり、次いでコンクリートとコーティング層の境界から内側1-1.5mm以内ではっきりした”tail-off”(漸減領域)が見られる(図1参照)。サンプル305-4及び347-4のコアの断面には類似した特徴をもつ大きなピークがあり、また汚染の浸透限度を超えるまでには到らない補足的なサブピークがあることが示された。これらのコアの全体的な浸透深さについては、この手法とオートラジオグラフィの間で良く一致した。

興味深いのは、サブピークが軸方向スキャニングにおける初期の表面層ピークを超えたことである。これらのサブピークに対応する、照射量の大きな部分はオートラジオグラフィ上では見つけられなかった。それらのサブピークが使用された技術に基づく人為的なものかコンクリート層内におけるクロマトグラフのような分離を示すものかは今後の決定に待つべきことである。10mm間隔の切断で実際に核種の分離が起こったかどうかを放射化学的データによって決めるのは妥当でなかった。しかし305-4, -1, -3のサンプルの場合、放射化学的データはオートラジオグラフィによる結果を裏付けるものであった。しかしサンプル347-4の場合、放射化学的データは全放射能の11.6%が表面下の第2層10mm内の部分に存在することを示していた。浸透深さは20mm以上あることを示したであろうが、これはオートラジオグラフィあるいは長さ方向のスキャニングでは確認できなかったことである。

4.2 サンプル305-4 地点の状況及び浸透

オートラジオグラフィ、ガンマ線スリット・スキヤニング及び放射化学的分析によって305-4 地点のサンプルはCs-137が20mm以上の深さまで浸透していることが判り、一方、放射化学的分析で示されたように、Sr-90 によってはあまり汚染されていないことが示された。この場所では、事故前に元々あった保護コーティング内の深い傷のため、汚染した液体でコンクリートが浸されることになった。このエリアはエントリ1の写真から液体がプール状に溜まった場所として明らかに判るところであるが、上記の傷も同様である。

このサンプルの浸透した場所と状況は明らかに特殊なものであった。サンプル305-3 は305-4 から約0.305m程の場所で採られているが、ここではコンクリートの表層1.3mm 以下への浸透は見られなかった。しかし高い表面線量及びガンマ線スペクトル分析からわかるように、両サンプルとも実際には非常に高い放射能濃度を示したという共通の特徴をもっていたのである。

4.3 汚染物質の放射性核種濃度と分布

大部分のサンプルにおいて浸透はコーティングの下まで達せず、また達してもコンクリート表層1mm以上には浸透していないことが判ったため、放射性核種は基本的に表面に留まると考えられ、従ってそのようにモデル化された。表面のオートラジオグラフィで示されたように全放射能は殆どが表面に均一に分布していた。錆色のシミで示される高放射能地点は、周囲のより均一な汚染領域に比べて、軸方向のオートラジオグラフィによる一層深い汚染物質浸透は示されていなかった。これらの領域は、汚染した鉄錆や金属母材粒子が上部からコーティングされた表面に落下し、シミや高放射能地点として残ったものと考えられた。

これらの観察結果から、RBの地階部より上の位置にあるコンクリート表面の平均的放射能濃度を求めることが可能となった。Cs-137の平均濃度は 2.78×10^4 Bq/cm²であり、またCs-134については 1.48×10^3 Bq/cm²であった。この値は、以前に行われた1983年の表面サンプリングデータの報告値より約2倍高いものであった(参考文献3)。

Cs-137, Cs-134の合計濃度 2.92×10^4 Bq/cm²で表面汚染の様々な広がりを表すため、これらのデータを用いてISOSHL D II 遮蔽コードによりモデル化した。この計算の結果、RB内で測定された線量の23-40% はコンクリート/コーティングの線源に依るものであることが示された。⁵

4.4 データの利用とコンクリートサンプリング後の作業

1984年3月、RBの高さ106.92m における1m²の試験範囲に対して、コーティングとコン

クリート約1mmを除去するはつり作業が実施された。結果は予想通りガンマ線で66%、ベータ線で92%の表面線量の低減として観測された。⁸

これらのデータに促されて、1984年7月、106.92mの高さにおける約75m²の範囲にわたって大規模なはつり試験が行われた。この努力の結果、ガンマ線量で47%減少し、また表面でのベータ線量は携帯用サーベイメータによる測定で検出できないレベルまで低下した。この試験範囲近辺の一般区域放射線線量率は、この大規模な試験の結果として0.08-0.012mGy/hから0.003-0.006mGy/hのレンジまで低下した。⁹ (*1)

図2は106.92mの高さにおいてはつり作業の90%以上が進んだ1984年9月末に達成された線量の減少を示す>(*2) この高さでの線量の減少は平均38%であった。⁹ 93.84mの高さでは線量の減少はこれより少なかった。この高さでは、汚染した機器や機械による一般区域放射線場への寄与のため、線量の減少は15%程度に限定された。

4.5 RB地下コンクリートのサンプリング結果

1985年11月25日、遠隔操作によりRBの地下から最初の2つのコンクリートコアサンプルが採取された。これらは地下の一次生体遮蔽壁及び緩衝壁からとられた。それぞれコーティング有りで圧縮強度が1.46kg/m² (5000psi)、コーティング無しで0.87kg/m² (3000psi)のコンクリートサンプルに対して、軸方向オートラジオグラフの結果から、約32mmと63mmの浸透があることが示された。^{10, 11} (*3)

1986年には、RB地下の壁と床から追加のサンプルがとられた。これらのサンプルの分析結果は、以前に実施した高い地点での知見を裏付けるものとなった。これらの表面での汚染物質の浸透はより深く、コーティングとコンクリートの表面下5mm内に放射性核種の90%が留まっていた。また、コーティングされていないコンクリートのほうは、事故前にコーティングされていたコンクリートや、事故後に冠水があったRB地階のコンクリート表面よりも一層深く浸透していたことが認められた。¹¹

*1 注1: 数値に誤りがあると考えられる。0.08-0.012mGy/hが0.8-1.2mGy/h、また0.003-0.006mGy/hが0.3-0.6mGy/hであれば図2とも合致する。

*2 注2: はつり作業前後で線量率が逆転しているので図2の"JULY 26, 1988"という時期に誤りがあると考えられる。

*3 注3: 5000psi = 351.5kgf/cm², 3000psi = 210.9kgf/cm²であり、圧力の単位換算がおかしい。

5. 結論

TMI-2 のRBにおける高さ93.84m及び106.92m地点で採取されたコンクリートコアサンプルの評価によって、多量の放射能が保護コーティングに吸収されていたことが示された。一般に、事故で発生した液体による汚染をうける前にコーティングに損傷があった場所をのぞけば、コンクリートへの浸透は1mm以上はなかった。損傷があった所では20mm以上の浸透が見られた。

放射性核種はコーティングとコンクリート表層1mmに集中しているため、これらの層を除去することによって有意義な線量低減を達成することができた。これは、原子炉からの燃料ぬきとりの準備と結合して1984年、85年に大規模な線量低減作業の間に達成された。

原子力用の保護コーティングは、金属及びコンクリートの表面を強力に保護することを目的としている。それらは表面劣化に対する防護を目的としているが、“除染し易い表面”にするという役割は相対的なものにすぎないと考えられる。コーティングは人工ポリマーの性能及び基礎的な性質の許す範囲でだけ除染しやすい表面を形成しうる。エポキシが（他のポリマーも同様だが）水と水蒸気をゆっくり一定の速度で吸収し、あるいは移行させると知られていることから、溢水や漏れが見つかり、その後数時間、数日、或いは数週間にわたって手直しされ、浄化される場合には、コーティングは通常は操作条件下で水によるフラッシング、スプレーあるいは拭き取りによって容易に除染できるように望むことは有意義であり、実用的であろう。しかし、長期間の事故条件下にあたり、あるいはコーティングの設計条件外で使用する場合には、上記のような要求は妥当ではなく、また実用的でもないであろう。TMI-2では実際、除去するのに相当なはつり作業が必要なほどに大量の放射能をコーティングが吸収していた。事故からRBのコーティング表面の除染作業に最初にとりかかる間の接触期間は、4年以上経過していた。もし誰かが、2ないし5mmのコーティング及びコンクリートの除去によって得られるのと同等の結果を得るために、コンクリート表面を数十mmから数百mm除去するために必要な精力的な作業を試みたとしたら、コーティングは確かに容易に除染できる表面であったといえるにちがいない。

将来のパワープラントの運転にとって重要なことは、保護コーティングがコンクリートへの放射性核種の移行を十分防げるようにコンクリートに塗られているかどうかを観察しておくことである。事故以前にコーティングに損傷があった領域でコンクリートへの浸透が生じた場合と、他の損傷のない領域での浸透とを比較すると、コーティングの存在が有益であることは明らかである。しかしコーティングは、対応力のある、効果的な、完璧な代用品でもないし、また、そう期待することもできない。

（助川）

参考文献

1. C. M. DAVIS, "Evaluation of Concrete Core Borings from the Three Mile Island Unit 2 Reactor Building," *Proc. Utilities Coating Work Committee*, ASTM D33, Vol. 21, p. 5, American Society for Testing and Materials (1984).
2. "Results of the Gross Decontamination Experiment," TPO/TMI-065, GPU Nuclear Corporation (1983).
3. C. McISAAC, "Surface Radionuclide Deposition in the Three Mile Island Reactor Building," GEND 037, U.S. Department of Energy (1983).
4. "Protective Coatings and Contaminant Penetration Evaluations. Planning Study," TPO/TMI-045, GPU Nuclear Corporation (1983).
5. R. J. VALLEM, C. H. DISTENFELD, and H. K. PETERSON, "Surface Activity Characterization with TLD Rings," *Trans. Am. Nucl. Soc.*, 57, 457 (1988).
6. "Evaluation of Concrete Core Borings from Reactor Building," TPO/TMI-107, GPU Nuclear Corporation (1984).
7. "N Reactor Fuel Pool Contamination Data for TMI-II Applications," Conference Notes 3770-01, Burns and Roe, Inc. (1983).
8. "Scabbling Activities at TMI-2," EPRI RP-1544-13, Electric Power Research Institute (1984).
9. "Radiological Dose Rate Map Elevations 347'-6" and 305" as of 10 November, 1984," GPU Nuclear Corporation, Radiological Controls Department (1984).
10. C. M. DAVIS, "Autoradiography of Concrete Cores," TB 85-11, Rev. 0, GPU Nuclear Corporation (1986).
11. T. COX, "Reactor Building Concrete Core Samples," TB 86-05, Rev. 0, GPU Nuclear Corporation (1986).

表 1 オートラジオグラフ及びガンマ線スリット・スキャンニングによる浸透深さデータ

Sample	Autoradiography (mm)	Slit Scanning (mm)
305-1	<1	NE ^a
305-2	<1	NE
305-3	2	0.6
305-4	30	<24
305-5	<1	NE
305-6	<1	NE
305-7	<1	NE
305-8	<1	NE
347-1	<1	NE
347-2	<1	NE
347-3	<1	NE
347-4	1 ^b	1.3
347-5	1	NE
347-6	<1	NE
347-7	<1	NE
347-8	<1	NE
347-9	<1	NE

^a NEは評価できないことを示す。

^b 影像処理能力は2 以下

表Ⅱ 加工前サンプルの断面についてのガンマ線スペクトル及び放射化学的分析の結果

Sample	Gamma Spectroscopy Results				Radiochemical Results (Percent of Total Activity)			
	¹³⁷ Cs (Bq)	¹³⁴ Cs (Bq)	¹³⁷ Cs (Bq/cm ²)	¹³⁴ Cs (Bq/cm ²)	Coating	Top (cm)	Second (cm)	Third (cm)
305-1	7.4E+04 ^a	4.4E+03	5.2E+03	3.1E+02	99.8	0.12	<0.01	<0.01
305-2	3.5E+02	4.1E+01	2.4E+01	2.8E+00	NE ^b	NE	NE	NE
305-3	2.8E+06	1.7E+05	2.0E+05	1.2E+04	3.5	96.4	0.04	0.02
305-4	NE	NE	NE	NE	NE	98.7	1.21	0.04
305-5	7.8E+04	4.8E+03	5.4E+03	3.4E+02	NE	NE	NE	NE
305-6	6.7E+04	4.1E+03	4.7E+03	2.8E+02	NE	NE	NE	NE
305-7	1.3E+04	7.8E+02	9.0E+02	5.4E+01	NE	NE	NE	NE
305-8	1.2E+05	7.4E+03	8.5E+03	5.2E+02	NE	NE	NE	NE
347-1	1.6E+06	9.6E+04	1.1E+05	6.7E+03	NE	NE	NE	NE
347-2	4.8E+04	2.9E+03	3.4E+03	2.0E+02	NE	NE	NE	NE
347-3	2.7E+03	1.8E+02	1.9E+02	1.2E+01	NE	NE	NE	NE
347-4	5.9E+04	3.4E+03	4.1E+03	2.4E+02	NE	88.1	11.6	0.06
347-5	6.6E+05	3.7E+04	4.6E+04	2.6E+03	NE	NE	NE	NE
347-6	3.6E+05	2.2E+04	2.5E+04	1.5E+03	NE	NE	NE	NE
347-7	5.9E+03	4.1E+02	4.1E+02	2.8E+01	NE	NE	NE	NE
347-8	4.4E+05	2.8E+04	3.1E+04	1.9E+03	NE	NE	NE	NE
347-9	1.5E+05	9.3E+03	1.0E+04	6.5E+02	NE	NE	NE	NE

^a 7.4 × 10⁴ とよむ

^b NEは評価できないことを示す。

表Ⅲ コーティング除去試験の結果

Sample	Activity Removed Tests				コーティング除去による線量当量の減少					
	First (%)	Second (%)	Third (%)	Fourth (%)	Gamma Initial (Sv/h)	Beta Initial (Gy/h)	Gamma Final (Sv/h)	Beta Final (Gy/h)	Reduction Gamma (%)	Reduction Beta (%)
347-2	85.3	91.8	95.8	98.2	NE ^a	NE	NE	NE	NE	NE
305-1	85.8	^b	^b	100	NE	NE	NE	NE	NE	NE
347-4	NE	NE	NE	NE	1.0E-04 ^c	4.0E-03	4.0E-05	2.0E-03	60	50
305-4	NE	NE	NE	NE	2.5E-04	7.0E-03	1.6E-04	1.0E-02	36	-42 ^d

^a NEは評価できないことを示す。

^b コーティングが2層とも除去された。

^c 1.0 × 10⁻⁴ とよむ

^d 塗料の下の放射能に対してコーティングが大きな遮蔽として働いた。

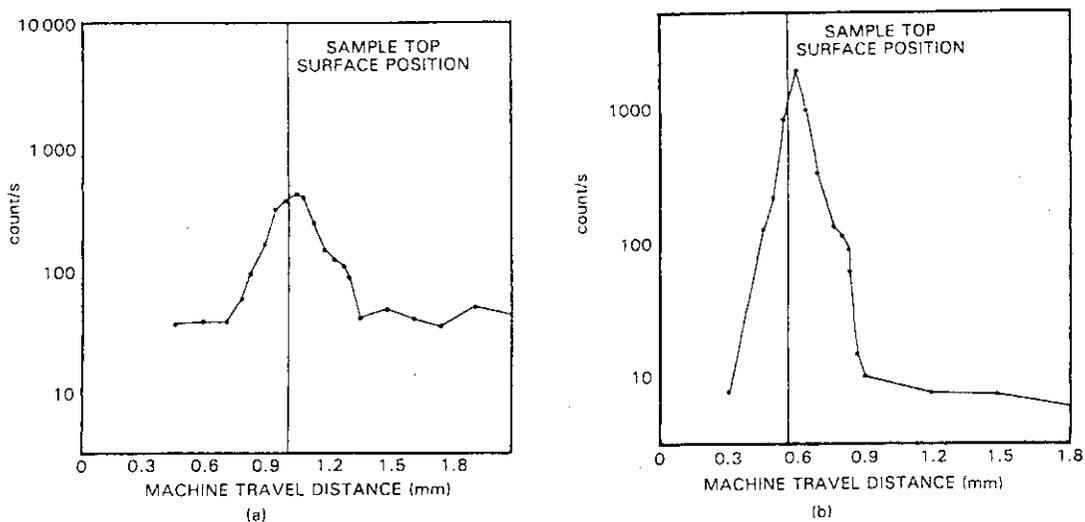
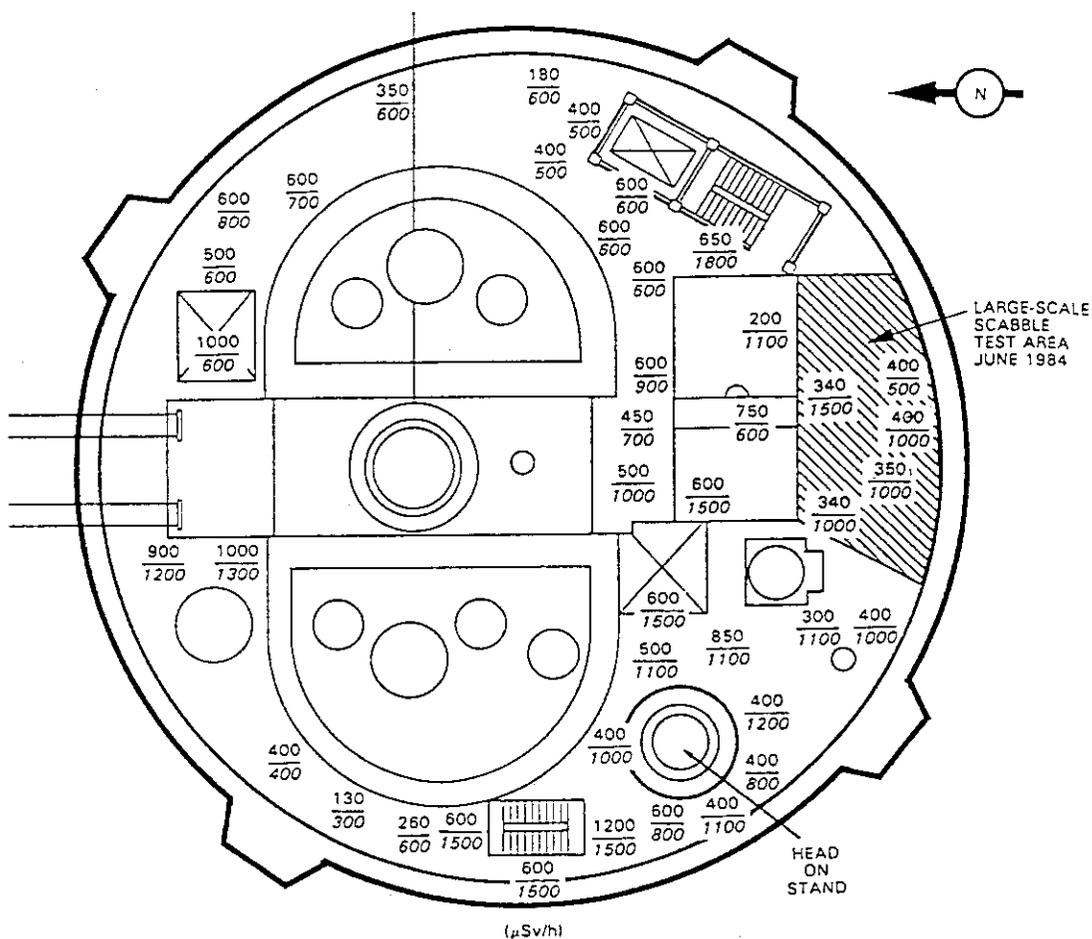


図.1 代表的なガンマ線スリットスキニングの結果：(a) 深く汚染が浸透したサンプルで認められた典型的なサブピークのパターンを示す。(b) 1mm あるいはそれ以下の浸透のサンプルについての典型的なスキャン結果を示す。



GENERAL AREA GAMMA DOSE RATE ON OCTOBER 10, 1984 100
 GENERAL AREA GAMMA DOSE RATE ON JULY 26, 1988 100

図.2 コーティング除去前後の106.92m 高さでの線量当量率の比較. いくつかの線量当量率は近くの機器及び容器に入った廃棄物により変更を受けた。

2.6.5 スリーマイル島2号機原子炉建屋地階から採取したコンクリートの 浸出データ解析

(エモリー D. コリンズ、他、オークリッジ国立研究所)

ANALYSIS OF DATA FROM LEACHING CONCRETE SAMPLES TAKEN FROM THE THREE MILE ISLAND UNIT 2 REACTOR BUILDING BASEMENT / Emory D. Collins, W. Donald Box, Herschel W. Godbee and Timothy C. Scott, Oak Ridge National Laboratory
"NUCLEAR TECHNOLOGY" Vol.87, PP786-796. (Dec. 1989)

全浸漬条件下で、拡散支配の浸出による汚染コンクリートの除染の可能性、及び空隙の多いコンクリートブロック壁を対象とした強制貫通流を使った浸出による除染の可能性を調べるために、TMI 2号機の原子炉建屋地階からサンプリングした汚染コンクリート試料を使った試験がオークリッジ研究所にて実施され、解析された。コンクリートの基本的な物性が測定されるとともに浸出試験が行われた。データは確立されている物質移動法則によって解析され、数年間に及ぶ浸出の予測がなされた。強制貫通流条件下での浸出によって ^{137}Cs 及び ^{90}Sr を除去する現象をモデル化するために数値解法が使われた。結果によると、完全に除染するためには強制貫通流浸出ではわずか2、3日しか要しないが、単なる浸漬による拡散のみの方法では数年間を要することが示された。

1. はじめに

1979年3月のスリーマイル島2号機の事故で、約2500 m³の高汚染レベルの水が原子炉建屋の地階に流れ出た。その水は地階に溜まり(約2.5 mの深さ)、1981年末までそこに溜まったままであった。それから処理が開始され、その水(160 $\mu\text{Ci/ml}$ の ^{137}Cs 及び2.3 $\mu\text{Ci/ml}$ の ^{90}Sr を含有)はイオン交換除染系を通して貯蔵タンクに移送された¹⁾。

この高汚染レベルの水の除去に続いて、地階の床及び壁のうち人の近ずきやすい部分が定期的にスプレー方式及び流水方式で洗浄された。しかし、立ち入りを許可するには放射能汚染レベルが高過ぎる状況であった(場所によっては約100 R/h)。完全に水に浸して除染する方法が考えられたが、それにかかるコストと得られる利益の比較、検討に使えるデータが全くない状況であった。

1985年及び1986年に、地階の数カ所からロボットによってセメント試料が採取された。異なる種類の3個のコンクリート試料を対象とした浸出試験がアイダホ国立工学研究所で実施され、その結果は十分意味のある除染が可能であることを示した²⁾。1986年から1987年には、さらに広範囲にわたる浸出試験、それらの解析に必要なコンクリート特性（例えば、密度、空隙率、透水係数）の測定、及びデータの解析がオークリッジ国立研究所(ORNL)にて実施された。

TMI-2 の原子炉建屋地階の構造物中に存在する種々のタイプのコンクリートを対象に、試験、解析、モデル計算、及び放射性核種 ^{137}Cs 、 ^{90}Sr の除去率の予測が行われた。これらの研究では、拡散によって支配される浸出モデル、及び強制流によって支配されるモデルの両方が使われた。

2. コンクリート試料の種類

Fig. 1 の平面図に示すように、TMI-2 原子炉建屋地階にある構造物から6種類のコンクリート試料が採取された。これらは(a)塗装されていないブロック壁、(b)塗装されたブロック壁、(c)塗装されていない 3000-psi の圧縮強度を持つ（以下では"3000-psi"と呼ぶ）壁、(d)塗装された 3000-psi 壁、(e)塗装された 3000-psi 床、及び(f)塗装された 5000-psi 壁の6種類である。

1986年末、物理特性の測定のため4つの試料が ORNL に送られた。これらの試料の中の2つ（SCB-5 と SC5-6）はその後、1987年初頭に ORNL に送られてきた他の6つの試料とともに浸出試験に使われた。すべての試料は、直径約 1.25 in. で種々の長さを持つ円柱形状であった。TMI-2 で測定されたこれらの試料の仕様を Table I に示す。

ORNL で試料を受け取った時、試料 SCB-5 と SU3-3 が数個の破片に壊れていることが分かった。試験の前に、これらの試料は破片をくっつけるためにパラフィンを使って修復された。SUB-3, SUB-7, SU3-3, C-34, C-31 及び Floor/b の6試料は TMI-2 からの輸送前に粘着テープで梱包されたが、このテープは遠隔操作用具（試料の中には比較的高線量のガンマー線を出すものがあり、これらの道具を使う必要があった）で取り除くことが困難で、このテープの粘着物が試料面にこびりついて完全には取り除くことが出来なかった。これらの要因は試験期間中にある程度の不正確さを生み出したかもしれない。

3. 物理特性の測定

多孔質媒体の密度、空隙率、及び透水係数のようないくつかの特性は浸出液の強制流による物質移動を評価するために必要である。これらの特性はORNLに送られてきた最初の4試料(SUB-1, SCB-5, SC5-3, SC5-6)を使って測定された。それらの結果を Table II に示す。

固体密度は空気中（真空乾燥の後の）及び水中での秤量によって求めた。不規則な形状を持つ試料の体積を測定することが困難であったので、空隙率は近似的にしか求められなかった。

透水係数は Fig. 2 に示すようなハスラーセルを使う方法で測定された。この装置の使用に際しては、まず圧力チャンバーを分解し、試料を支持プラグの上部に置く（円柱試料の片側底面が塗装されている場合には、塗装面を水の流れに向けて置く）。次にチャンバーを組み立て、水が試料を通過して採取瓶に入るように加圧する。水が試料中を通過することによる圧力損失、約 700 kPa を補えるように加圧していく（塗装されていないコンクリートブロック試料の試験は例外。この場合はわずか約 70 kPa の最大圧力で達成できた）。その後約 24 時間以上の期間、試料を通過する水の流速を測定する。試験結果からダルシーの式によって透水係数が計算できる。ダルシーの式は次に示す多孔質媒体中での粘性流体の流れを記述したものである³⁾。

$$1/\alpha = \mu vL/Pg_c \quad (1)$$

ここで、 $1/\alpha$ = 透水係数 (m^2)

μ = 水の粘性係数 ($Pa \cdot s$)

v = 水の速度 (m/s)

L = 試料の長さ (m)

P = 圧力損失 (Pa)

g_c = 重力換算係数 (m/s^2)

Table II に示す算出透水係数は、塗装されていないブロック壁が非常に空隙の多い物質であることを表している。 $10^{-12} m^2$ という透水係数はフィルター助材層のものと同様である。比較のために示すと、砂層、及び粘土層の透水係数はそれぞれ、 $10^{-9} m^2$ 、及び $10^{-14} m^2$ である。それゆえに、流水を用いて未塗装コンクリートブロックを除染することは非常に有効なはずである。塗装コンクリートブロックの透水係数は未塗装ブロックよりも約 4 桁低いので、貫通流による除染は塗装ブロックに対してはそれほど有効でないものと予想される。

収着した ^{137}Cs の放射エネルギーと試料の透水係数の間の見かけ上の関係を Fig. 3 に示す。この結果からコンクリート構造物中への ^{137}Cs の収着は構造物（コンクリート、塗料、など）の透水係数に直接、かつ直線的に比例することが分かる。

重要な意味を持つもう 1 つの測定が、試料 SCB-5（塗装コンクリートブロック壁）と SC5-6（塗装 5000-psi 壁）を対象に行われた。その後、これらの試料は後で述べる浸出試験に使われた。浸出試験の前に収着した ^{137}Cs の放射エネルギーが非破壊分析法（ガンマスペ

クトロメトリー)によって測定された。Table III に示すように、測定値は前もって TMI-2 で測定された値と比較された。これらのデータは、塗装コンクリートブロック壁試料から多量の放射能が取り除かれていることを示している。恐らく、ハスラーセル内で試料中を水が通り抜けた結果であろう。また、塗装 5000-psi 壁試料からもかなりの放射能量が除去された。これらの結果は貫通流水によって放射能を効果的に除去できることを示唆している。この効果はさらに、後で述べる貫通流のモデル化と計算によって証明された。

4. 浸出試験

ORNL においては次の目的で浸出試験が実施された。(a) アイダホ国立工学研究所で得られた結果を確認すること。(b) TMI-2 原子炉建屋地階にある他のタイプのコンクリートにまでデータベースを拡張すること。(c) TMI-2 での実際の浸出操作条件により近い方法で実験を行うこと。試験に使用した浸出液はほう酸の形で約 4350 ppm のほう素を含有し、pH7.5 から 7.7 になるように水酸化ナトリウムで緩衝作用を持たせた脱塩水である。試験開始前に、各試料に対して TMI-2 で汚染液に直接さらされなかった面が浸出液と接触しないようにパラフィンで被われた。それ故、TMI-2 で汚染環境にさらされたコンクリート表面のみが浸出液にさらされたことになる。試験中、各試料は単位露出表面積(1cm²)当たり 135 ml の浸出液を入れた 4 l ビーカー内に金網製の籠(Fig. 4)で吊るされた。浸出液量は、両端面をさらしたコンクリートブロック壁試料では約 2200 ml、片端の面のみをさらした他の試料では約 1100 ml であった。各試料は長軸を水平にして籠の中に置かれ、籠は毎分 0.5 回の速度で連続回転する。これらの条件は (a) TMI-2 原子炉建屋地階の水の中にコンクリートを浸漬すること、及び (b) コンクリート表面を通過する水のわずかな流れを模擬するために選ばれた。試験中にはまた、浸出液の約 4% が毎日新しい液と置き換えられた。これは溶液の連続的抜き取り、除染、及びその溶液を一部戻すことを模擬して行われた。浸出液試料(これには抜き取って貯めてある溶液もコンクリート試料と接触したままの溶液も含まれる)は 1, 2, 4, 8, 16, 32, 64, 及び約 120 日の各時点で試料採取され、浸出率を求めるために ¹³⁷Cs と ⁹⁰Sr が分析された。試料の幾つかではガンマー線が強く、直接手での操作が出来なかったので、すべての試験は遠隔操作用具を使ってホットセル内で行われた。各試料に含まれる ¹³⁷Cs の放射能量は浸出試験前に非破壊分析法(NDA)(ガンマースペクトロメトリー)で測定された。所定の期間(16, 32, 64, 約 120 日の後)で、各試料は浸出液から出され、残った ¹³⁷Cs の放射能量が再び NDA で測定された。コンクリート試料中の放射能量の減少は一般的には浸出液中の放射能量の増加と一致した。浸出試験は約 120 日で終え、コンクリート試料中に残っている ¹³⁷Cs の放射能量が NDA 及び試料を溶解する放射化学分析法によって測定された。¹³⁷Cs の全量(浸出液中の量と NDA 及び破壊分析の両方で測定されたコンクリート中に残っている量の和)が、NDA を使って ORNL 及び TMI-2 で測定された初期量と比較された(Table IV 参照)。

試料 SUB-7 に対する ORNL での NDA による測定結果は、大体において TMI-2 での NDA

による測定結果及び ORNL での破壊分析による測定結果よりも高くなった（これは初期測定値及び浸出試験中の所定の期間での測定値についても一貫していた）。この理由は分かっていない。また、試験終了後の試料 SC5-6 の破壊分析による ^{137}Cs の測定結果は NDA の結果に比べ非常に低いことが分かった。これは試料の溶解が不完全であることに原因がありそうである（セシウム及びストロンチウムはコンクリートの不溶解成分中に入り込んでいるかもしれない）。このように破壊分析データは不正確であるものと考えられるので、このあとのモデル化とそれを使った予測計算には使用しなかった。この試料に含まれる ^{90}Sr の初期量は NDA で定量した ^{137}Cs の初期量よりも 35 倍少ないものと仮定した。

浸出試験終了後のコンクリート試料中に残った ^{90}Sr の放射エネルギーは、試料を溶解して放射化学分析法で定量された。浸出前の各試料に含まれる ^{90}Sr の全量は、コンクリート試料に残った量と浸出液に出た量の和から求めた。Table V には各試料に含まれる ^{137}Cs 及び ^{90}Sr の全量、及びこれらの核種の約 120 日間での浸出比を示した。1、2、4、8、16、32、及び 64 日間での浸出比も求めた。

5. 拡散モデルと浸出率の予測

浸出試験の結果はすでに確立されている物質移動法則によって解析された。未塗装試料 (SUB-3, SUB-7, SU3-3)、及び未塗装部分の端面を浸出液にさらして試験された塗装コンクリートブロック試料 (SCB-5) から得たデータを、平行面間の領域（すなわち、平板）からの拡散を表す式⁴⁾に適用してみた。使用した式（表面濃度は無視できるか、もしくは 0 と仮定）を次に示す。

$$F_T = \left(\frac{A_{ow} - W}{A_{ow}} \right) \left\{ 1 - \frac{8}{\pi^2} \sum_{n=0}^{\infty} \frac{1}{(2n+1)^2} \times \exp[-(2n+1)^2 \pi^2 D t / l^2] \right\} + \frac{W}{A_{ow}}, \quad (2)$$

ここで、 A_{ow} = 試料中、及び表面にゆるく付いている物質の全量

D = 見かけの拡散係数

F_T = 表面の洗い流し及び拡散による浸出全量から求めた浸出比

l = 長さ（試料体積 / 浸出表面積）

t = 浸出時間

W = 表面にゆるく付いている物質の量

浸出液にさらされる面が塗装面のみの試料 (C-34, C-31, Floor/b, SC5-6) からのデータは、表面（すなわち、塗装膜）での 2 段階過程、収着 / 脱着を考慮した平板からの拡散を表した式⁴⁾で解析された。使用した式を次に示す。

$$F_T = \left(\frac{A_{ow} - W}{A_{ow}} \right) \left\{ 1 - \frac{8}{\pi^2} \sum_{n=0}^{\infty} \exp[-(2n+1)^2 \pi^2 D t / 4 l^2] + \exp(-\beta_2 t) (D/\beta_2 l^2)^{1/2} \tan(\beta_2 l^2 / D)^{1/2} \right. \\ \left. - \exp(-\beta_1 t) (D/\beta_1 l^2)^{1/2} \tan(\beta_1 l^2 / D)^{1/2} + \frac{8}{\pi^2} \sum_{n=0}^{\infty} \frac{\exp[-(2n+1)^2 \pi^2 D t / 4 l^2]}{(2n+1)^2 [1 - (2n+1)^2 \pi^2 D t / 4 \beta_2 l^2]} \right. \\ \left. - \frac{8}{\pi^2} \sum_{n=0}^{\infty} \frac{\exp[-(2n+1)^2 \pi^2 D t / 4 l^2]}{(2n+1)^2 [1 - (2n+1)^2 \pi^2 D t / 4 \beta_1 l^2]} \right\} + \frac{W}{A_{ow}}, \quad (3)$$

ここで、 A_{ow} 、 D 、 F_T 、 l 、 t 、 W の意味は(2)式と同じで、 β_1 、 β_2 は収着及び脱着の速度定数である。

D 及び W の値は拘束最適化に関する直接検索法^{4,5)}を基にした計算プログラムを使い、この式をデータに適用することによって見積もられた。 W の値(それは一般的にはサンプリング、貯蔵、輸送などの間に生成する漠然とした物質を表す)はすべての場合無視できる量である - 通常は A_{ow} の 1 または 2% であるが、さらに小さいことが多かった。

時間の関数で表した ^{137}Cs と ^{90}Sr の浸出比を計算値と実験値と比較してみると、すべての試料で良く一致することが分かった。一例として、Fig. 5 に試料 SUB-3 (未塗装コンクリートブロック) での一致の様子を示す。データを式(2)及び(3)に適用して得られた輸送パラメータを Table VI に示す。

長期にわたって浸出する ^{137}Cs 及び ^{90}Sr の量を予測するために分配係数が用いられた。 ^{137}Cs の浸出予測結果 (Fig. 6) はいくつかの重要な意味を示唆している。まず第一に、 ^{137}Cs は最初の数カ月の浸出でかなり除去される。しかし、拡散支配の下での浸出では完全な除去に数年 - すべてのタイプのコンクリート構造物に対しては 5 年以上、コンクリートブロックに対しては 10 年以上 - を要するであろう。第二に、コンクリートブロックの浸出速度が小さいことは、 ^{137}Cs が構造物の奥深く、恐らくいたるところで収着していることを示している。第三に、塗装構造物からの ^{137}Cs の除去は、未塗装構造物からの除去よりもゆっくり行われる。塗料の層はある程度までは汚染防止に有効であるかもしれないが、いったん塗料層の損傷、あるいはその他の理由で汚染すると、塗料は除染しにくくするような働きをする。

^{90}Sr の浸出率予測結果 (Fig. 7) は除染が ^{137}Cs の場合よりも一層速くできることを示している。多分、 ^{90}Sr が深部まで入り込まなかったからであろう。 ^{90}Sr に関しては、すべての構造物を完全に除染するのに 2 年ほどかかるであろう。しかし、その除染速度は構造物の種類によってあまり変わらないものと思われる。

均一な初期濃度を持つことが微分方程式を解いて式(2)と式(3)を得る条件であったとしても、実際のコンクリート試料は均一な初期濃度で ^{137}Cs 及び ^{90}Sr を含んでいないことに注意しなくてはならない。適用に当たっては、対象とする核種が分布していると仮定さ

れる長さの関数である拡散係数を与えるだけでこれらの式はデータに適合する。それ故に、 D のみではなくて D/l^2 がこれらの物質の特性パラメータとなる（もしすべての初期、及び境界条件が一致すれば、 D が特性パラメータになるであろう）。例えば、試料 SU3-3 中の ^{137}Cs の全量が最初の 0.159 cm（ここで仮定した 0.318 cm の代わり）に含まれるとすれば、データに(2)式を適用すると $D = 2.52 \times 10^{-10} \text{ cm}^2/\text{s}$ (0.318 cm で得られた $1.01 \times 10^{-9} \text{ cm}^2/\text{s}$ の代わり) が得られる。しかしながら、 D/l^2 の値はそれぞれの場合で同じ、すなわち、 $1.00 \times 10^{-8} \text{ s}^{-1} [(1.01 \times 10^{-9}) / (0.318)^2 = (2.52 \times 10^{-10}) / (0.159)^2]$ となる。

6. 貫通流のモデル化と予測

TMI-2 原子炉建屋地階にあるエレベータ及び階段の周りの材料のようなコンクリートブロック壁に関しては、コンクリート中に浸出液を強制的に通す方法を使うことによって除染速度を上げられるかもしれない。この可能性は、前で述べた透水性試験中に試料 SCB-5 からかなりの放射能が除去されたことによって示された。複雑な連立偏微分方程式の組として表さざるを得ないが、物質移動と吸着の相互作用を考慮した多孔質媒体中を通過する強制流に関する数式を厳密に導くことができる。厳密な表現の代わりに一次近似として、コンクリートブロックを稠密充填球の均質な集合体として扱える。このように考えると、コンクリートブロックは内部表面に吸着した物質を含む充填層としてモデル化できる。コンクリートブロックと、強制流条件下での浸出速度を予測するために作製した充填層吸着カラム間の類似性を Fig. 8 で示す。充填層の系内で生ずる対流/吸着現象を表すために開発された数値解法⁶⁾が、TMI-2 原子炉建屋地階のコンクリート壁からの ^{137}Cs 及び ^{90}Sr の除去をモデル化するために使用できる。

数値解法は液体と吸着相の物質収支を表す式の解法にも同時に使える。主要な仮定と特徴を次に述べる。(a) コンクリートブロックの内部表面はすべてぬれている。(b) 流体はプラグ流としてブロック中を流れる。(c) 内部の球に対する総括物質移動係数によって膜に平行な抵抗及び空孔の拡散を説明する。(d) 物質の吸着温度依存性は一次式で表される。また、シュミレーションを始めるに際しては、コンクリートブロックがあらかじめ規定した対象物質の初期表面濃度に平衡な濃度を持つ浸出液で満たされていると仮定した。

モデル化の条件は、いくつかの理由から控えめな結果が得られるように設定された。つまり、モデルの作成にあたり、対流による総括物質移動係数の増加が無視された（すなわち、シャーウッド数を 2 とした）こと、吸着に関する分配係数が、流れのない条件で浸出データが示すと思われる値よりも大きく設定されたこと、及び汚染物質の初期濃度が報告された値よりも大きく設定されたことである。実際のブロックでの挙動を予測する場合のモデルの精度は、ブロック内部が完全にぬれているかどうかにも最も強く依存する。

モデルの解法に必要なパラメータは次のようなものである。コンクリートブロックの内

部球の実効径 (1 mm)、ポイドを含まない密度 ($\rho = 2.5 \text{ g/cm}^3$)、及び空隙率 ($\varepsilon = 0.35$) で、これらは前に述べた測定によって決めた。さらに、分配係数、 K [$(\mu \text{ Ci/ml}$ の固体) / $(\mu \text{ Ci/ml}$ の液体)]、これは浸出試験データ (Table VI) から求めた拡散係数 D と次の単純化した関係式を使って見積もられた。

$$K = (\varepsilon / (1 - \varepsilon)) (D_s / D_g - 1) \quad (4)$$

無次元幾何学形状係数 g (Cs に対しては 20、 Sr では 8.9) 及び、無限希薄溶液での拡散係数 D_s ($\text{Cs}: 2.1 \times 10^{-5} \text{ cm}^2/\text{s}$, $\text{Sr}: 7.9 \times 10^{-6} \text{ cm}^2/\text{s}$) の値は文献値⁷⁻⁹⁾を使用した。Table VII に K の値を示す。

40 ft² の面積を持つコンクリートブロック壁から ^{137}Cs と ^{90}Sr を除去する必要時間を予測するため、貫通流モデルを使用した。変動パラメータとして、流速 (20 と 100 gal/min)、コンクリート中の ^{137}Cs 及び ^{90}Sr の初期濃度 ($\text{Cs}: 1500$ と $7000 \mu \text{ Ci/ml}$, $\text{Sr}: 60$ と $280 \mu \text{ Ci/ml}$)、分配係数 ($\text{Cs}: 75, 225, 1000$, $\text{Sr}: 15, 60, 150$) が使われた。20 gal/min の流速、 ^{137}Cs 及び ^{90}Sr の初期濃度をそれぞれ 7000 と $280 \mu \text{ Ci/ml}$ 、 ^{137}Cs 及び ^{90}Sr の分配係数をそれぞれ 1000 と 150 として得られた結果を Fig. 9 に示す。これらの結果は ^{137}Cs を除去するためには 240 時間 (10日) の時間が必要であることを示している。他のすべての条件では必要時間が減少するという結果を得た。それ故、強制貫通流によって除染すれば拡散のみに頼る場合に比べ、相当短時間 (数年に代わって数日) で除染できるように思われる。

7. まとめ

汚染したコンクリートの円柱状試料 10個が TMI-2 原子炉建屋地階にある種々の構造物から採取され、解析のために ORNL に送られた。全浸漬条件下での拡散支配による浸出、及び多孔質コンクリートブロック壁に対する強制貫通流による浸出という両手段による除染の可能性が試験によって検討された。まず、コンクリートの基本的な物性が測定され、それらの結果は収着した ^{137}Cs の放射エネルギーが構造物 (コンクリート、塗料など) の透水係数に直接、かつ直線的に比例することを示した。これらの測定はまた、塗装コンクリートブロックが未塗装コンクリートブロックよりも約 10^4 倍低い透水係数を持つことを示した。コンクリート試料中に水を通して透水係数を測定した実験によって、かなりの量の ^{137}Cs を貫通流による浸出で除去できることが示唆された。

TMI-2 原子炉建屋地階にある種々の構造物を代表する 8試料に対して浸出試験が実施された。これらの試験結果が、すでに確立されている物質移動法則を使って解析された。未塗装試料の浸出データに、2つの平行面 (平板) に挟まれた領域からの拡散を表す式が適用された。さらに、塗装面からの浸出データに、表面 (塗料膜) での 2段階過程、収着/脱

着を考慮した平板からの拡散を表す式が適用された。これらの適用によって得られた式が長時間後の浸出速度を予測するために使われ、その結果から、 ^{90}Sr が ^{137}Cs よりも 2倍から 3倍浸出しやすいことがわかった。さらに結果は、全量の浸出が可能であろうけれども、それには数年の期間が必要であることを示した。例えば、18 カ月後には ^{137}Cs の約 45% がコンクリートブロックから浸出し、未塗装 3000-psi コンクリートからは約 75%、塗装 3000-psi 及び 5000-psi コンクリートからは約 60% が浸出する。

充填層系での対流/吸着現象を説明するために開発された数値解法が、強制貫通流浸出による多孔質コンクリートブロック壁からの ^{137}Cs 及び ^{90}Sr の除去挙動をモデル化するために使われた。このモデルによる計算結果は強制貫通流によって除染すれば、拡散のみに頼る場合に比べ、相当短時間（数年に代わって数日）で除染できることを示した。

謝 辞

この仕事は、契約 DE-AC05-84OR21400 の下で米国エネルギー省の援助によって実施された。

(馬場)

参考文献

1. E. D. COLLINS, D. O. CAMPBELL, L. J. KING, J. B. KNAUER, and R. M. WALLACE, "Development of the Flowsheet Used for Decontaminating High-Activity-Level Water," *The Three Mile Island Accident, Diagnosis and Prognosis*, ACS Symposium Series No. 293, p. 212, American Chemical Society (1986).
2. D. W. AKERS and G. S. ROYBAL, "Examination of Concrete Samples from the TMI-2 Reactor Building Basement," GEND-INF-081, EG&G Idaho, Inc. (Feb. 1987).
3. R. H. PERRY and C. H. CHILTON, *Chemical Engineer's Handbook*, 5th ed., p. 5, McGraw-Hill Book Company, New York (1973).
4. C. W. NESTOR, H. W. GODBEE, and D. S. JOY, "NEWBOX: A Computer Program for Parameter Estimation in Diffusion Problems," ORNL/TM-10910, Oak Ridge National Laboratory (in press).
5. M. J. BOX, "A New Method of Constrained Optimization and a Comparison with Other Methods," *Comput. J.*, 8, 1, 42 (Apr. 1965).
5. M. T. HARRIS and C. H. BYERS, "An Orthogonal Collocation Approach to Modeling Multicomponent Adsorption in Carbon Beds," ORNL/TM-10735, Oak Ridge National Laboratory (May 1989).
7. I. NERETNIEKS, "Diffusivities of Some Constituents in Compacted Wet Bentonite Clay and the Impact on Radionuclide Migration in the Buffer," *Nucl. Technol.*, 71, 458 (Nov. 1985).
8. K. H. LIESER, B. GLEITSMANN, S. PESCHKE, and Th. STEINKOPFF, "Colloid Formation and Sorption of Radionuclides in Natural Systems," *Radiochim. Acta*, 40, 39 (1986).
9. D. G. MILLER, "Estimation of Tracer Diffusion Coefficients of Ions in Aqueous Solution," UCRL-53319, Lawrence Livermore National Laboratory (Sep. 7, 1982).

表 I 試料の仕様

Sample Identification	Type of Concrete ^a	Sample Point Elevation on Wall (m)	Length (cm)	Total ¹³⁷ Cs Activity (μCi)	Dose Rate	
					Gamma (rad/h)	Beta (rad/h)
SUB-1 ^b	Unpainted block wall	1.12	3.2	12 516	1.8	2.0
SCB-5 ^{b,c}	Painted block wall		0.95	6 980	2.0	32
SCS-3 ^b	Painted 5000-psi ^d wall	1.91	1.3	34.9	0.005	0.04
SCS-6 ^{b,c}	Painted 5000-psi ^d wall		2.2	1 829	0.4	4.0
SUB-3 ^c	Unpainted block wall	1.83	1.9	70 400	10	16
SUB-7 ^c	Unpainted block wall	1.93	3.0	62 000	Not reported	
SU3-3 ^c	Unpainted 3000-psi ^d wall	1.91	1.6	30 700	12	600
C-34 ^c	Painted 3000-psi ^d wall	0.86	2.4	1 600	Not reported	
C-31 ^c	Painted 3000-psi ^d wall	1.09	1.6	350	0.06	0.8
Floor/b ^c	Painted 3000-psi ^d floor		6.4	90	0.03	0.04

^aAll samples were cylindrical cores, and each had a diameter of ~3.2 cm.
^bSamples used at ORNL for measurement of physical characteristics.
^cSample used at ORNL for leach tests.
^dPoured concrete having the indicated compressive strength.

表 II TMI-2 コンクリート試料の物性の測定結果

Sample Identification	Type of Concrete	Measured Permeability (m ²)	Solid Density (g/ml of solid)	Approximate Porosity [ml voids/(ml solids + ml voids)]
SUB-1	Unpainted block wall	2.0E-12 ^a	2.49	~0.35
SCB-5	Painted block wall	4.9E-16	2.45	~0.35
SCS-3	Painted 5000-psi wall	9.3E-20	2.42	~0.15
SCS-6	Painted 5000-psi wall	4.0E-17	2.47	~0.15

^aRead as 2.0 × 10⁻¹².

表 III ハスラーセルを使った貫通流試験前後でのコンクリート試料中 ¹³⁷Cs 放射エネルギーの比較

Sample Identification	Type of Concrete	¹³⁷ Cs Activity	
		Before ^a (μCi)	After ^b (μCi)
SCB-5	Painted block wall	6980	20.6
SCS-6	Painted 5000-psi wall	1830	1450

^aMeasured at TMI-2.
^bMeasured at ORNL.

表 IV 測定された ¹³⁷Cs の全量

Sample Identification	Type of Concrete	Total Leached in ~120 Days (μCi)	Residue (μCi)	Total Found (μCi)	Initial ORNL NDA (μCi)	Initial TMI-2 NDA (μCi)
SUB-3	Unpainted block wall	14 864	49 101 ^a 51 239 ^b	63 965 66 103	66 400	65 300
SUB-7	Unpainted block wall	23 594	54 183 ^a 89 369 ^b	77 777 112 963	106 500	62 000
SCB-5	Painted block wall	4.4	11.6 ^a 18.5 ^b	16.0 22.9	20.6	6980 ^c
SU3-3	Unpainted 3000-psi wall	12 981	16 885 ^a 19 144 ^b	29 866 32 125	35 100	30 700
C-34	Painted 3000-psi wall	427	739 ^a 929 ^b	1 166 1 356	1 280	1 600
C-31	Painted 3000-psi wall	45.2	217 ^a 256 ^b	262 301	295	350
Floor/b	Painted 3000-psi floor	37.0	139 ^a 85.4 ^b	176 122	---	90
SCS-6	Painted 5000-psi wall	345	32.9 ^a 1 112 ^b	378 1 457	1 450	1 830 ^c

^aDetermined by destructive radiochemical analysis.
^bDetermined by NDA (gamma spectrometry).
^cAnalysis made before permeability test in which some ¹³⁷Cs was washed out of the concrete specimen.

表 V 浸出試験結果

Sample Identification	Type of Concrete	A_{tot}^a		F_r^b	
		^{137}Cs (μCi)	^{90}Sr (μCi)	^{137}Cs	^{90}Sr
SUB-3	Unpainted block wall	63 965 ^c	2688 ^e	0.232	0.571
		66 103 ^d		0.225	
SUB-7	Unpainted block wall	77 777 ^c	4056 ^e	0.303	0.615
		112 963 ^d		0.209	
SCB-5	Painted block wall	16.0 ^f	1.99 ^e	0.275	0.623
		22.9 ^d		0.192	
SU3-3	Unpainted 3000-psi wall	29 866 ^c	1314 ^e	0.435	0.696
		32 155 ^d		0.404	
C-34	Painted 3000-psi wall	1 166 ^c	32.1 ^e	0.366	0.617
		1 356 ^d		0.315	
C-31	Painted 3000-psi wall	262 ^c	30.5 ^e	0.173	0.305
		301 ^d		0.150	
Floor/b	Painted 3000-psi floor	176 ^c	12.1 ^e	0.210	0.167
		122 ^d		0.303	
SC5-6	Painted 5000-psi wall	378 ^c	21.5 ^e	0.237	0.471 ^e
		1 457 ^d			

^aTotal amount of material found in the sample and loosely bound to the surface.
^bFraction leached by washoff of the surface and diffusion after ~120 days of leaching. Data were also obtained after leaching for 1, 2, 4, 8, 16, 32, and 64 days.
^cDetermined by radiochemical analysis of leachate and destructive analysis of residue.
^dDetermined by radiochemical analysis of leachate and NDA of residue.
^eBased on calculated A_{tot} for ^{90}Sr , assuming it was a factor of 35 less than that for ^{137}Cs .

表 VI TMI-2 原子炉建屋地階から採取した円柱状試料からのセシウム及びストロンチウムの浸出に対する輸送パラメータ

Sample Identification	Type of Concrete	Cesium			Strontium		
		Diffusion Coefficient, D (cm^2/s)	Diffusion Length, l (cm)	Diffusion Parameter, D/l^2 (s^{-1})	Diffusion Coefficient, D (cm^2/s)	Diffusion Length, l (cm)	Diffusion Parameter, D/l^2 (s^{-1})
SUB-3	Block (unpainted)	3.44×10^{-9}	0.952	3.79×10^{-9}	2.21×10^{-9}	0.952	2.43×10^{-6}
SUB-7	Block (unpainted)	7.23×10^{-9}	1.51	3.18×10^{-9}	7.68×10^{-9}	1.51	3.38×10^{-6}
SCB-5 ^a	Block (painted)	6.43×10^{-10}	0.476	2.84×10^{-9}	6.81×10^{-9}	0.476	3.00×10^{-6}
SU3-3	3000 psi (unpainted)	1.01×10^{-9}	0.318	1.00×10^{-9}	4.39×10^{-9}	0.318	4.36×10^{-6}
C-34 ^b	3000 psi (painted)	2.23×10^{-9}	0.318	2.21×10^{-9}	1.19×10^{-8}	0.318	1.18×10^{-7}
C-31 ^c	3000 psi (painted)	1.01×10^{-9}	0.318	1.00×10^{-9}	3.44×10^{-9}	0.318	3.41×10^{-6}
Floor/b ^d	3000 psi (painted)	1.05×10^{-9}	0.318	1.04×10^{-9}	3.18×10^{-9}	0.318	3.15×10^{-6}
SCS-6 ^e	5000 psi (painted)	5.92×10^{-10}	0.318	5.87×10^{-9}	2.43×10^{-9}	0.318	2.41×10^{-6}

^aSpecimen was used in permeability test before being used in leaching test.
^bFor cesium, $\beta_1 = 2.78 \times 10^{-4} \text{ s}^{-1}$ and $\beta_2 = 1.37 \times 10^{-3} \text{ s}^{-1}$. For strontium, $\beta_1 = 8.43 \times 10^{-4} \text{ s}^{-1}$ and $\beta_2 = 4.66 \times 10^{-3} \text{ s}^{-1}$.
^cFor cesium, $\beta_1 = 7.83 \times 10^{-4} \text{ s}^{-1}$ and $\beta_2 = 2.44 \times 10^{-3} \text{ s}^{-1}$. For strontium, $\beta_1 = 2.83 \times 10^{-4} \text{ s}^{-1}$ and $\beta_2 = 4.26 \times 10^{-3} \text{ s}^{-1}$.
^dFor cesium, $\beta_1 = 5.55 \times 10^{-3} \text{ s}^{-1}$ and $\beta_2 = 1.40 \times 10^{-1} \text{ s}^{-1}$. For strontium, $\beta_1 = 2.74 \times 10^{-6} \text{ s}^{-1}$ and $\beta_2 = 2.41 \times 10^{-3} \text{ s}^{-1}$.
^eFor cesium, $\beta_1 = 2.70 \times 10^{-6} \text{ s}^{-1}$ and $\beta_2 = 1.52 \times 10^0 \text{ s}^{-1}$. For strontium, $\beta_1 = 1.03 \times 10^{-5} \text{ s}^{-1}$ and $\beta_2 = 7.88 \times 10^{-3} \text{ s}^{-1}$.

表 VII TMI-2 原子炉建屋地階から採取したコンクリートブロック試料中のセシウム及びストロンチウムに対する分配係数

Sample Identification	Block Type	Cesium		Strontium	
		Diffusion Coefficient, D (cm^2/s)	Distribution Coefficient, K $K \left(\frac{\mu\text{Ci}/\text{cm}^3 \text{ solid}}{\mu\text{Ci}/\text{cm}^3 \text{ liquid}} \right)$	Diffusion Coefficient, D (cm^2/s)	Distribution Coefficient, K $K \left(\frac{\mu\text{Ci}/\text{cm}^3 \text{ solid}}{\mu\text{Ci}/\text{cm}^3 \text{ liquid}} \right)$
SUB-3	Unpainted	3.44×10^{-9}	164	2.21×10^{-9}	21
SUB-7	Unpainted	7.23×10^{-9}	78	7.68×10^{-9}	5.7
SCB-5	Painted	6.43×10^{-10}	879	6.81×10^{-9}	70

^aGiven in Table VI.
^bCalculated by use of Eq. (4) with $D_1 = 2.1 \times 10^{-9} \text{ cm}^2/\text{s}$, $g = 20$, and $\epsilon = 0.35$.
^cCalculated by use of Eq. (4) with $D_1 = 7.9 \times 10^{-6} \text{ cm}^2/\text{s}$, $g = 8.9$, and $\epsilon = 0.35$.

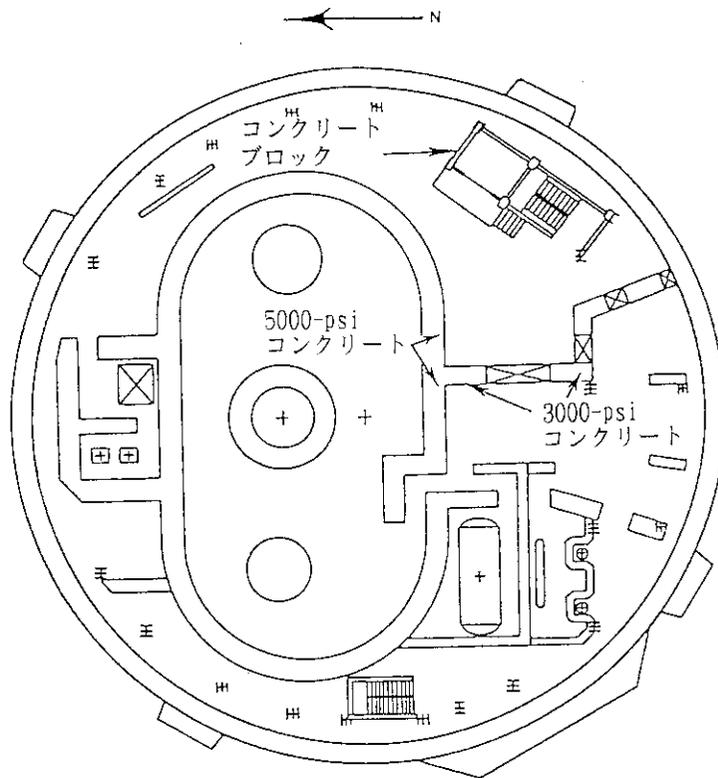


図1 採取したコンクリート試料の所在位置。試料の仕様は表 I を参照

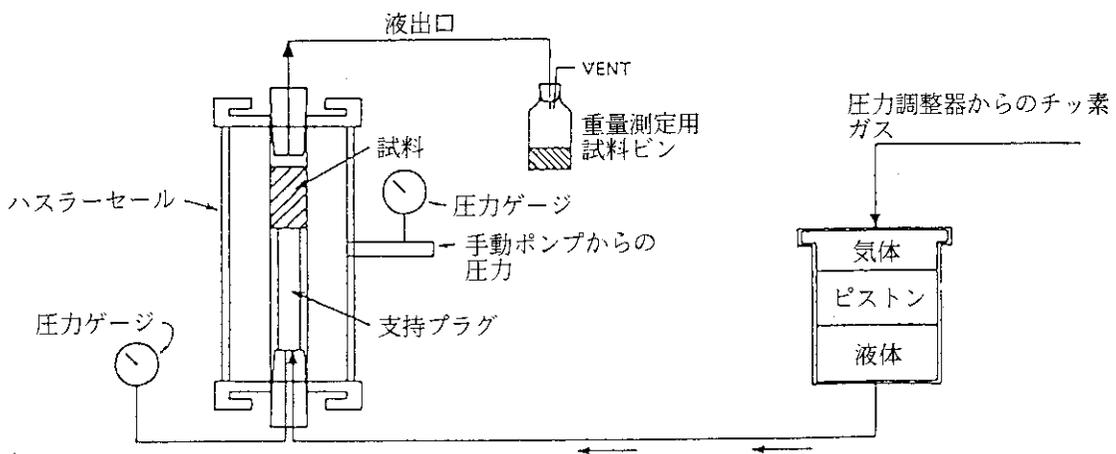


図2 透水係数測定用ハスラーセル

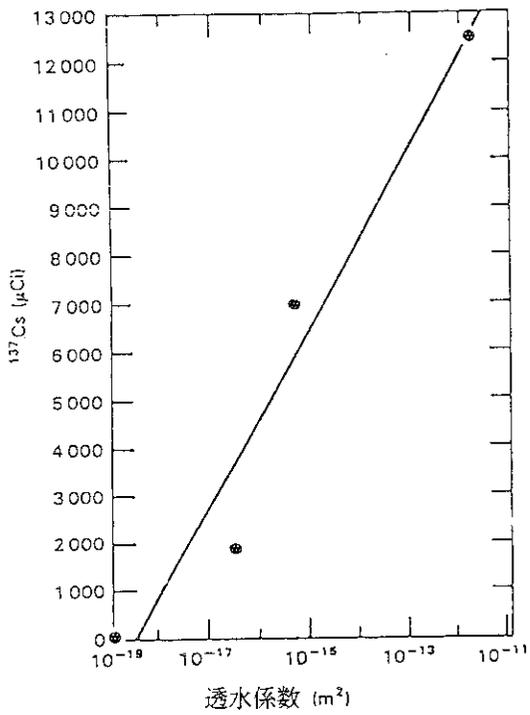


図 3 構造物（コンクリート、塗料、等）の透水係数と ^{137}Cs 汚染量の関係

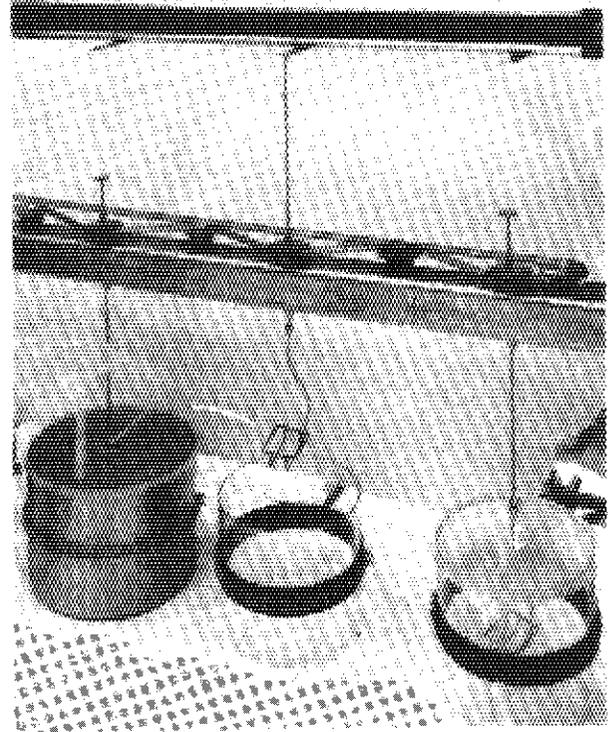


図 4 浸出試験装置

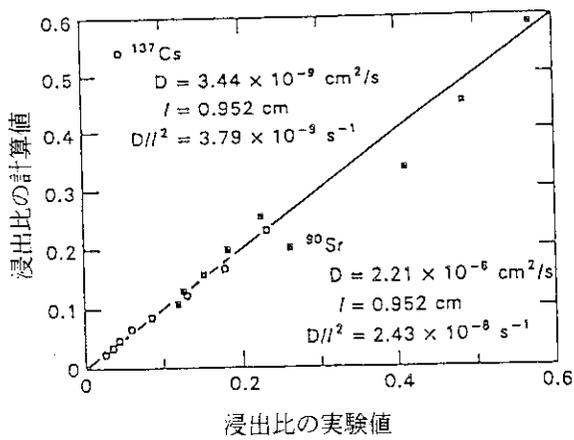


図 5 未塗装コンクリートブロック (SUB-3) からの浸出

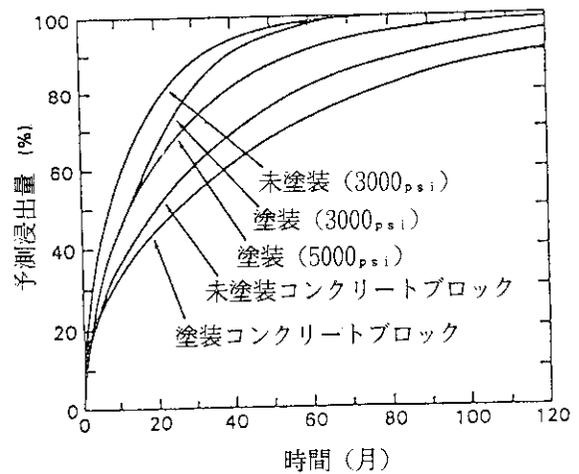


図 6 ^{137}Cs の予測浸出量

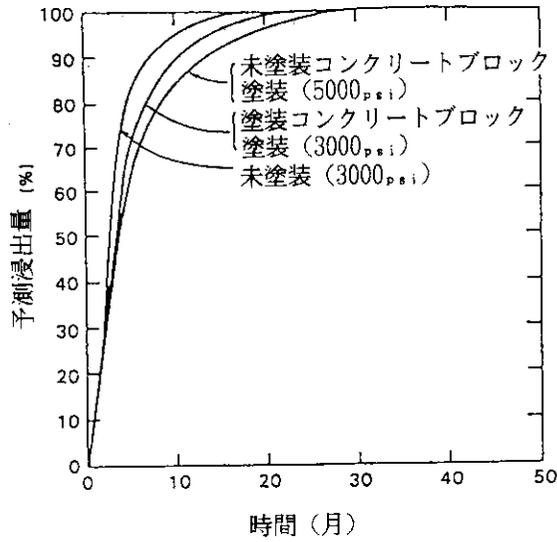


図 7 ^{90}Sr の予測浸出量

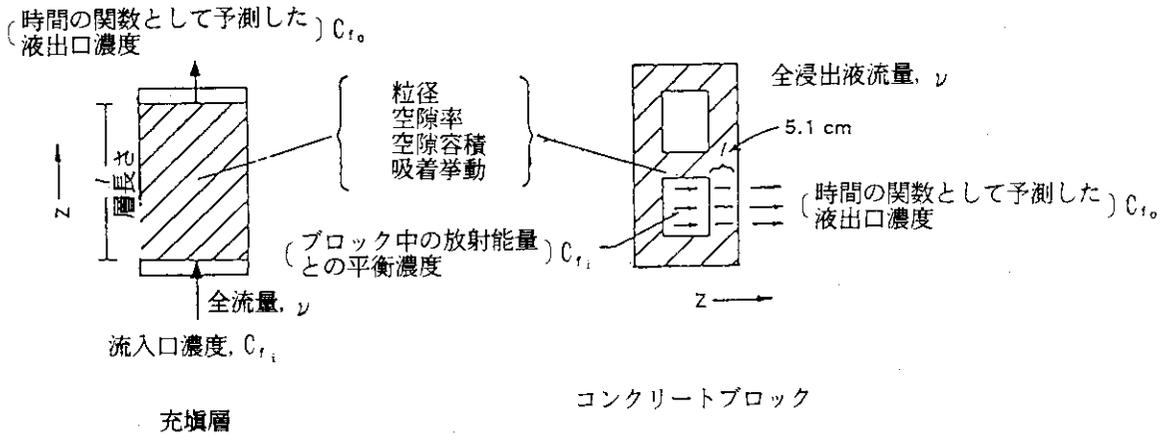


図 8 充填層系、コンクリートブロック系、それぞれに対するモデルの類似性

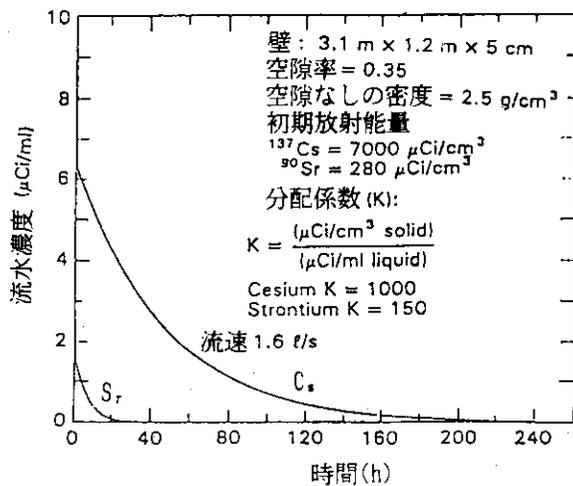


図 9 コンクリートブロック壁から除染されるセシウム及びストロンチウム量の予測結果

2.6.6 スリーマイル島2号機に用いられたサンプリング及び試験の方法

(アラン W. マーレイ、他、アイダホ国立工学研究所 EG&Gアイダホ社)

SAMPLING AND EXAMINATION METHODS USED FOR THREE MILE ISLAND UNIT 2

Alan W. Marley, Douglas W. Akers and Charles V. Mcisaac, Idaho National Engineering Laboratory, EG&G Idaho, Inc.

"NUCLEAR TECHNOLOGY" Vol.87, PP845-856, (Dec. 1989)

補助建家雰囲気から炉心デブリまで分類されたTMI-2からのサンプルが収集され、さまざまな技術を用いて分析された。多数のサンプルは遠隔的に取り扱わねばならず、また、非常に高い放射線場に適応させるため、標準実験室分析技術は変更された。TMI-2のサンプルは、多数の種類を有するサンプルの採取及びそれらを実験室分析するという特異な問題を与えた。

1. はじめに

1979年3月28日に長い冷却材喪失事故を経験したスリーマイル島2号機・加圧水型原子炉(TMI-2)は、原子炉炉心に激しい損傷を引き起こした。プラント復旧に必要な情報を得ると同時に炉心損傷の性格と程度を理解するために、原子炉システムの全ての部分からサンプルが集められ、物理的、冶金学的及び放射化学的な試験に供された。

原子炉プラントの3つの主要部分である補助建家、原子炉建家(RB)及び原子炉容器からのサンプルについて試験が行われた。プラント各部への接近が可能になった時点で、サンプルは採取された。その結果、最初のサンプルはプラント・サンプリング・システムを経由した原子炉冷却系(RCS)から得られ、次いで補助建家、RB、そして原子炉容器からのサンプルと続いた。得られた最初のサンプルは、RCS及び原子炉冷却材ブリード・タンク¹(RCBTs)からの原子炉冷却材であった。これらに続いて、RBからのサンプルが採取され、それには地階の水並びにスラッジサンプル²⁻⁴、建家雰囲気サンプル⁵、床及び壁面サンプル⁶、ブルーパ蒸気発生器デブリ⁷及び地階コンクリートサンプル⁸が含まれていた。これらのデブリの試験の後に、ほとんどの場合、原子炉容器からのサンプル、即ち、制御棒案内ネジ⁹、上部炉心燃料デブリ¹⁰、原子炉容器下部ヘッドからのデブリ¹¹、部分的な炉心機器のサンプル¹²、炉心サンプリング装置を用いて得られた原子炉炉心下部からのサンプル¹³、¹⁴の試験が続いた。

これらのサンプルの収集と試験については、以下の節で議論される。主要なサンプルの採取位置及び日付の概要は表. I に示されている。

2. 補助建家サンプル

補助建家の特性把握のためにTMI-2 で得られた最初のサンプルは、原子炉冷却材抽出系及びRCBTs からのものである。冷却材の最初のサンプルは、事故の翌日の1979年3月29日に補助建家のサンプル・シンクにおいて、低温側配管上流の抽出系クーラーから集められた。これに1979年4月10日のサンプルが続き、その後も定期的に続けられた。3つのRCBT液体サンプルは、1979年12月から1980年2月の間に、タンクA、B、Cから集められた（文献1）。その後、RCS及びRCBTからの追加サンプルが、定期的に集められた。

サンプルが試験の行われる実験室に届くと、写真に撮られ、ガンマ線放出核種濃度を決定するために、校正された配置で、 ^{137}Cs に対して約0.3pCi/mlの感度を有するガンマ線分光分析を用いて分析された。各サンプルは、それから、固形物の量を決めるため及び粒子のサイズ分布を測定するために、異なるメッシュ・サイズを持つ一連のフィルターを通された。その後、pH、電導度及び比重が標準的な試験装置を用いて測定された。0.1wt%の感度を持つ原子放出分光分析あるいは誘導結合プラズマ(ICM)分光分析のいずれかを用いて、元素分析が行われた。

放射化学的な試験のために、興味ある放射性核種 (^{129}I 、 ^{90}Sr 及び核分裂性物質) は分析前に分離されなければならなかった。化学収率を決定するため、比較的揮発しやすい沃素は放射性である ^{129}I のスパイクを用いて分離された。約 $10^{-7}\mu\text{Ci/g}$ の感度を持ち、 ^{129}I (n, γ) ^{130}I 反応を利用した中性子放射化分析(NAA)によって、沃素-129の濃度が測定された。生成された ^{130}I の放射能は、ガンマ線分光分析によって測定された。

化学収率を決定するために付加されたストロンチウム・キャリアを用いた一連の沈澱過程を経て、ストロンチウムの化学的分離により ^{90}Sr が決定された。 ^{90}Sr の放射能は、校正された端窓式ベータ比例計数管を用いた直接計数によって測定された。この分析は約 $10^{-5}\mu\text{Ci/g}$ の感度を有していた。核分裂性物質の量は、中性子誘導遅発核分裂中性子測定に基づく方法によって分析された¹⁵。照射された核分裂性物質から放出される遅発中性子は、中性子検出器システムで計数され、核分裂性物質の量は校正基準に基づいて計算された。

追加のRCS液体サンプルが定期的に採取され、同種の分析に供された。冷却材中の濃度の変動は、いくつかの放射性核種の追加放出を引き起こした個々の燃料取り出し作業によるものと認められている¹⁶。これらのデータは、損傷した炉心から原子炉冷却材中に放出された放射性核種の濃度を測定し、時間的変化を観察する上で必要なものである。加えてこ

これらのデータは、事故中の放射性核種放出の評価に必要な情報を提供し、放射性核種の浸出に関する長期的な情報をも提供した。

3. 原子炉建家

サンプルは、RB地階の水並びにスラッジ、建家雰囲気、床及び壁面、Bループ蒸気発生器デブリ及び地階コンクリートから採取された。さまざまなサンプリング技術を用いて、少なくとも24の液体及び沈殿物のサンプルがRB地階から得られた。サンプルは、異なる目的のために2つのグループに分けられた。地階の水除去用に使われた水中脱塩システム(SDS)の作動開始に先だって得られたサンプルは、外乱のない状態の核分裂生成物及び炉心物質のインベントリを決定するために集められた。1982年3月に始まったSDS処理はRBから多量の汚染水を除去したので、以後のRB地階のサンプリングは、地階固形物の特性把握、即ちその量の決定及びそれらの物質を除去し処理するための最も効果的な方法の決定に集中した。

3.1 RB地階の水及びスラッジのサンプル

1979年8月28日、末端部を重くしたフレキシブル・タイゴン・チューブをRBペネトレーションから挿入し、水サンプルを別々の容器にポンプで汲み上げることによって、地階の水サンプルが3個得られた^{3,4}。最初のサンプルは水の表面近くから、2番目は水の深さの中間付近から、そして3番目は地階床近くから抽出された。1979年11月15日に、地階床付近からサンプルを集めるため、同じペネトレーションとサンプリング方法が用いられた。次のサンプリングは1981年3月19日に行われ、そのときは、建家の反対側の水面下約4フィートから3個の水サンプルが汲み上げられた。

RB地階の水の4つの異なるレベルから同時に8つのサンプルを抽出するために、図.1に示す水・スラッジサンプリング装置(WSSD)と呼ばれるサンプリング装置が設計され、造られた^{3,4}。装置運転準備のため、サンプラー・ロッドの長さ方向に沿って4箇所に配置された遮蔽容器の中にサンプルボトルが置かれた。ゴム製の隔膜を持つ排気されたサンプルボトルが、水密シールとなるOリングとはめ合わせるために、シールドベースの中に隔膜を下にして置かれた。シールドベースにかぶせるシールドキャップは、各ボトルの周りのハウジングの水密・汚染防止シールを完全なものにするため、外側のシールドベースOリングとはめ合わせて取り付けられた。シールドキャップは、作業員の作業時間及び放射線被曝最小化のための、シールドキャップの迅速な取り外しが可能な機構を持つ、高速締め付けバー・ラチェット装置によって、所定の位置で確実にロックされた。

1979年11月15日、エクステンション・ポールを用いて、地階床に届くまで、WSSDが水中

に手動で下ろされた。ポール上部からWSSDに突出し動作が加えられると、バネ仕掛けのロッドが駆動した。この動きによって作動針がサンプルボトルの隔膜を貫通し、その結果、排気されたボトルの中に液体が吸引された。WSSDの基礎部にある隔離容器がスラッジの領域を捕らえ、作動針の吸い込み口を床近くに保った。WSSDを引き上げると、ボトルは針から引き離され、自己密封機能のある隔膜からは少しもサンプル物質が洩れないようになっていた。WSSDが地階から上がると、シールドキャップが取り外された。外側表面汚染のないサンプルボトルがむき出しになり、その後、鉛で遮蔽した移送容器に入れられた。

1981年9月24日、WSSDと同様のサンプリング装置により、地階床からスラッジと水のサンプルが取り出された(文献2, 3, 4)。このサンプリング装置は、しかしながら、単一レベルの装置であった。

1982年6月23日、開放された階段吹抜けの底に金属の柄杓を運び、地階床からの固形物をすくうために作業員を入域させることによって、RB地階からスラッジのサンプルが得られた²。早期のサンプリングで得られてきたのよりも大きな破片の固形物を得るための試みがなされた。この試みは、固形物の層が薄く、緩く固まった固形物がサンプリング用の柄杓から滑り落ちてしまいがちだったため、ほんの部分的にしか成功しなかった。

1983年1月11日、ソレノイド作動式サンプ固形物サンプリング装置を用いて、地階スラッジのサンプルが得られた²。この装置が設計されたのは、より大きな固形物サンプルを金属の柄杓で得ようとする試みの中で困難に出会った後であった。それはより広い範囲をカバーするために幅広の柄杓を用い、24V電源でソレノイド弁を開いて電氣的に作動した。サンプルは、真空引きでサンプラー本体の中に吸引された。サンプラーの容量は約50mlであった。

RB地階の水とスラッジのサンプル分析は、RCS サンプルについての分析と基本的には同じであった。各サンプルはガンマ線放出核種について、 ^{137}Cs に対し約0.3pCi/mlの感度を持つガンマ線分光分析を用いて分析され、固形物の量と粒子サイズを決定するためにろ過された。pH、伝導度及び比重が測定され、0.1wt%の感度を有するICPによって元素の組成が決定された。ストロンチウム-90は、サンプルから放射化学的に分離され、 $10^{-5}\mu\text{Ci/g}$ の感度を持つベータ線比例計数管によって計数された。 $10^{-7}\mu\text{Ci/g}$ の感度を有するNAAによって ^{131}I の濃度が決定され、核分裂性物質の分析は中性子誘導遅発中性子放出によって行われた。

3.2 RB雰囲気サンプル

1980年4月29日から1980年5月2日まで、汚染物の建家ページに先立って特性を把握するために、TMI-2・RBの雰囲気サンプルが採取され、分析された。RBのR-626ベネトレーション

ンに据え付けられた特殊な装置を用いて、サンプルが得られた。このペネトレーションは、RB内部への通路と接続されたグローブ・ボックスを装備しており、グローブ・ボックスは2個のゲート弁で保護されていた。サンプリング装置は、4.6m×0.64cm直径のステンレス鋼のサンプリング・プローブ、2.4リットル/sの回転羽根サンプリングポンプ、流量・圧力/真空測定器具、及び種々のサンプリング装置から構成されていた。水分凝結から媒質を保護するため、サンプリング・プローブとサンプリング用媒質との間に水分落下トラップが置かれた。サンプリング・プローブ入り口から最終サンプリング装置入口までのサンプリングラインは、全てステンレス鋼であった。

2つのタイプの沃素サンプラーが使用された。1つは全沃素サンプルを集めるためであり、いま1つは沃素の化学種を決定するためである。両装置とも、必要とされるサンプリング用媒質をその中に収めることのできる、5つの別々のアルミニウムカップから成っていた。それらのカップはOリングでシールされ、5個は一つにまとめられ、サンプリング・タワーに組み込まれていた。両方のサンプラーにおいて、最初のサンプルカップは、粒子状放射性核種を除去するための3つの高効率粒子エア(HEPA)フィルターを備えていた。全沃素サンプラーは、3つのHEPAフィルターとそれに続くトリエチレンジアミン(TEDA)注入チャコール吸収床から成っていた。サンプリングタワーの残りの2つのカップは空であった。沃素種サンプラーは、粒子状沃素、元素状沃素、次亜沃素酸、有機沃素の選別吸収を最適化するように、調整された種々のサンプリング用媒質を用いていた。サンプラーの最初の段階は、3個のHEPAフィルターを収容していた。第2段階は、元素状沃素の回収のために、60/40メッシュのクロム吸着吸収床の上に沃化カドミウムを置いたものであった。段階3は、次亜沃素酸回収用に、30/60メッシュのアルミナ上に4沃化フェノールを置いたものを収容していた。次の段階は、残りの有機沃素を回収する20/40メッシュの銀・ゼオライト吸収床であった。サンプラーの最終段階は、全てのサンプル回収を確実にするための、TEDA注入チャコールのバックアップ床であった。

^{14}C ・トリチウムサンプラーは、酸化物種及び非酸化物種の両方の回収を保証するために開発された。それは2本のシリカゲル・カラム、2本の分子篩い(molecular sieve)カラム、加熱されたプラチナ/パラジウム触媒、そして2つの流量制御オリフィスから構成されていた。入ってきた流れは、先ず水分を取り除くためにシリカゲル・カラムを通過した。サンプルの流れはその後2つに分けられ、半分は二酸化炭素を回収する分子篩いカラムを直接通過した。サンプルの流れのもう半分は加熱された触媒床を通過し、そこで非酸化物の炭化水素が酸化され、できた水と二酸化炭素はそれぞれ残りのシリカゲル及び分子篩い塔の中に捕獲された。

RB雰囲気サンプルは、サンプル隔離のためのニードル弁を備えた、標準の150cm³ステンレス鋼製ガスサンプルボンベの中に回収された。サンプリングの間に良質の代表的なサンプルを保証するため、サンプル隔離に先立ち、20回以上のRB空気のボリューム交換によ

ってガスサンプルポンベ全体がフラッシングされた。

粒子状物質のサンプルは、全沃素及び沃素種サンプラーの入り口段階を形成する3個のHEPAフィルターのパッケージ上に集められた。加えて、入り口段階としての3個のHEPAフィルター筒及び後備媒体としての空のカップを有する沃素サンプリング塔によって、一連の粒子サンプルが3個収集された。

RB雰囲気のサンプルは、放射性ガス（主に ^{85}Kr ）、トリチウム、 ^{14}C 及び3種類の放射性沃素の濃度を測定するために分析された。 ^{85}Kr の測定はガンマ線分光分析によってなされ、 ^{14}C の測定はベータ・シンチレーション分析によって、放射性沃素の分析はNAAによってそれぞれなされた。

3.3 RB床及び壁面のサンプル

TMI-2のRBで行われた全体的な除染実験（主に水噴射技術による）の効果を決定するため、図.2に示されるような装置を用いて、表面サンプルが除染処理の前後に採取された。1981年12月15～16日に、85件の表面サンプルが集められ、追加の95件の表面サンプルが1982年3月25～26日に得られた（文献6）。表面汚染と放射線場との相関を決定するために、放射線サーベイ、熱蛍光ドジメトリー及びガンマ線分光分析が表面サンプリングと関連して行われた。

表面サンプラーは、TMI-2で床面からサンプルを集めるために、特別に開発された。より小さなベース板を持つ同様の道具が、壁面からサンプルを得るために用いられた。サンプラーは、4つの主要機器を持つ穿孔装置であった。4つの機器とは、(1)直径1.27cm、回転数575rpmの定速ドリル、(2)サンプル採取深さの設定ができるドリル支持具、(3)取り入れ空気の浄化及びサンプル採取のためのフィルター、(4)サンプリング表面からサンプル採取フィルターを通して空気を引き出すエアポンプである。

表面サンプルはガンマ線分光分析、全ベータ及びNAA技術を用いて、アイダホ国立工学研究所(INEL)で分析された。これらの方法により、ガンマ線放出核種である ^{137}Cs 、 ^{134}Cs 、 ^{125}Sb 、 ^{60}Co 、ベータ線放出核種である ^{90}Sr 、X線放出核種である ^{129}I の表面濃度が決定された。全核分裂性物質（たとえば、 ^{235}U のような）の濃度もまた、選ばれたサンプルについて、遅発核分裂中性子計数技術を用いて決定された。

3.4 Bループ蒸気発生器デブリ

1987年3月に、約81gのバラバラの粒子状デブリが、Bループ蒸気発生器上部管盤の上面から真空吸引装置を用いて回収された。真空吸引装置は、内径1.58cm、長さ2.4mのアルミ配

管から成る吸引ノズルを備えていた。ビデオ・カメラを取り付けられたこのノズルは、作業員用マンホールからSGの上部プレナムに挿入された。バラバラな粒子状デブリのサンプルは、管盤の上部からノズル管及び真空ホースを通して、ポリプロピレン・ソック型フィルターの中に吸引され、トラップされた。そのフィルターは、鉛遮蔽した外部フィルターキャニスタの中に据え付けられた長さ20.3cm×直径10.2cmの中空ステンレス鋼キャニスタで支持されていた。それは、米運輸省のR2輸送容器仕様を満たすように、独特の特徴を備えていた。

サンプルの分析に用いられた方法は、米国材料試験協会(ASTM)のE11仕様に合致する一連の標準篩いを用いた粒径分析とガンマ線分光分析を含んでいた。放射化学分析は、 ^{90}Sr 及び ^{137}I の濃度が得られるという極く小さな修正がなされてはいたが、以前のサンプルに用いられた方法と非常に似ていた。元素分析はICP処理を用いて行われた。これらの分析技術は、ほとんどの場合、標準的な実験室技術であった。

3.5 RB地階コンクリートのコアボーリング

コンクリートのコアボア・サンプルは、損傷した原子炉から漏れ出た原子炉冷却材の中に3年も浸漬されていたTMI-2のRB地階コンクリート壁から得られた。コンクリートサンプルは、1985年と1986年にコア採取装置を備えたローバー・ロボットを用いて得られた⁸。3個のコンクリート・コアボア・サンプルが、分析のためにINELに移送された。これらのサンプルは、5000psiの塗装コンクリート、3000psiの非塗装コンクリート、そして非塗装コンクリートブロックであった。これらのサンプルの分析結果は、特にコンクリート塗装面へは ^{90}Sr あるいは ^{137}Cs がほとんど浸透していないことを示していた。

これらコンクリート・コアボア・サンプルの分析は、4つの部分から構成されていた。即ち、(1)写真鑑定試験、(2)コンクリート中への放射性核種の浸透深さを決定するための、コリメートされたガンマ線分光分析を用いたコンクリート・ボアの初期特性測定、(3)非汚染ホウ酸水を用いてコンクリートから浸出していく物質の量を決定するための、模擬事故水を用いた浸出試験、(4)核分裂生成物の実際のインベントリを決定するための溶解及び放射化学的試験である。

4. 原子炉炉心

原子炉炉心の種々の領域への接近が可能になった時点で、原子炉炉心からのサンプルが試験された。サンプルを採取した炉心の主な領域は図.3に示されている。サンプルは、制御棒駆動部案内ネジ、上部炉心燃料デブリ、原子炉容器下部ヘッドからのデブリ、部分的に溶融した炉心構成材、炉心サンプリング装置を用いて得られた炉心下部からのサンプル

という順番で得られた。

4.1 案内ネジ部品

2個の制御棒駆動部案内ネジ部品が、1982年7月にTMI-2の炉心から取り出され、分析された⁹。これらの試験は、プレナム集合体における構造的な温度の推定を助けるためのデータと、プレナム集合体領域に沈着した材質の化学的及び放射性核種の成分と特性を決定するためのデータを提供した。これらの結果は、事故時における炉心境界の温度状態と核分裂生成物の放出、移動、そして沈積についての理解の改善に寄与した⁹。試験された案内ネジは約7.3mの長さであった。原子炉容器からの取り出しの間に、それらはより短かい部品(1.2mまで)に切断された。各部品はガンマスキャンされ、ポリエチレン・スリーブの中に置かれ、予めマーキングされた直径10cmの塩化ポリビニールのチューブ内に入れられた後、移送容器の中に詰められた。

INELのホットセルで、選ばれた案内ネジの部品が取り出され、視覚的に検査された。種々のタイプのサンプルが取り出され、それらは緩く付着した材質と固く付着した材質の分布を決定するために、ブラシをかけられた。固く付着した材質は、案内ネジ表面から事故沈着物質を取り除くため、酸溶液の中に漬けられた。用いられた酸溶液は、40wt%の HNO_3 + 0.12モルのHF(硝酸+フッ化水素酸)溶液であり、約1時間、およそ363°Kまで加熱されていた。これらの除染溶液は、その後、放射分光分析、X線回折及びガンマ線分光分析に委ねられた。

概して、固形物質(ブラシで取り去られたデブリ及び除染溶液に融けないもの)が分析に先立って特別な溶解を必要としたのに対して、案内ネジ除染溶液の溶解成分は直接的に分析された。2つの興味ある核種、 ^{129}I と核分裂生成物テルルが強酸及び熱の存在するところでは揮発性であるという事実によって、材質の溶解は複雑化した。これらの特殊な問題を解決するために、ピロ硫酸塩溶解技術が応用された。それは一種のクローズド・システムであり、溶解処理の間に発生した全ての揮発性核種は、空気の流れとバブルを経て揮発性核種を保持する水酸化ナトリウム溶液に運ばれる。化学的及び放射線的な試験技術は、放射分光分析、X線回折、核分裂性物質についての遅発中性子計数によるNAA、そしてストロンチウム、テルル及び ^{129}I の分析を含んでいた。

案内ネジの表面サンプルは、指定された案内ネジサンプルの「磨かれた」部位から往復運動する金鋸を用いて切り出された、0.635cm長さの部分であった。表面サンプル位置でのブラッシング処理は、いくらかの緩く付着したデブリをそのまま残す程度の最小限にした。表面サンプルはそれから、走査型電子顕微鏡(SEM)、放射分光分析、X線回折、ガンマ線分光分析、核分裂性物質(^{235}U)についての遅発中性子計数によるNAA、そして沃素、テルル、ストロンチウムについての放射化学的分析によって分析された。

4.2 炉心デブリのグラブサンプル

炉心デブリのグラブサンプルを試験する主な目的は、炉心デブリの物理的、化学的、放射化学的状态を決定することにより、GPUN社によって行われているプラント復旧活動を支援することだった。実際のサンプリングに先立ち、案内ネジ支持管及び制御棒案内管開口部から小型テレビカメラをアクティブ燃料発熱部の上部に挿入することによって、一連の閉回路テレビ(CCTV)検査が1982年になされた。炉心の3箇所(中央、半径方向の中間部、外周)が最初の検査のために選ばれた。これらの検査の結果、燃料集合体が炉心中央部では見分けられず、その代わりに炉心物質ラブル(瓦礫)のベッドがあった。

3回目のCCTV検査の後、1982年8月12日、直径1.3cmのステンレス鋼の棒を中央(H8)と外周(E9)の案内ネジ支持管及び制御棒案内管開口部から下ろすことによって、デブリベッドが探査された。その棒がデブリに触れた位置が測定された。棒はそれから回転させられ、それ自身の重さでデブリの下方へ貫通することができた。それはH8及びE9の両方の場所で、36cmの深さまで容易に貫通した。探査の結果は、さまざまな深さから細かいデブリのサンプルを得るよう、GPUN社及びEG&G・アイダホ社を刺激した。3つのサンプリング深さ、即ち、デブリベッド表面、ベッド内深さ8cm及び56cmが選ばれた。

図.4に示される2つのサンプリング装置が、デブリベッドから物質を抽出するために設計され、造られた¹⁰。蛤の貝殻型の道具がデブリベッド表面からサンプルを得るために用いられ、回転チューブ装置が表面下サンプルを得るために用いられた。各装置は、約33cm³の細かいデブリを保持できるように設計されていた。サンプリング装置は移送のために遠隔操作で設置され、遮蔽容器の中側に置かれた。

細かいデブリのサンプルが6個、1983年の9月から10月の間に、TMI-2の炉心ラブルベッドから取り出され、さらに5個のサンプルが1984年3月に得られた(文献10)。これらのサンプルの分析には、目視及び写真検査、重量測定、バルク・タップ(bulk tap)密度測定、粒子サイズ分布の分析及び強磁性・自燃性テスト(ferromagnetic and pyrophoricity tests)が含まれていた。概して、炉心デブリは直径で1~5mmまでのバラバラな細かい材質から成っており、炉心構成材として一般に確認できるものではなかった。

炉心デブリ物質を溶解する最初の試みでは、その多くが普通の溶解方法(HNO₃+HF)では溶解不可能であることが分かった。案内ネジの分析のために利用されたものと僅かに異なるピロ硫酸塩溶解技術が用いられ、満足すべき結果が生み出された¹⁰。溶解は、揮発性の¹²⁹Iとテルルを閉じこめるために、閉じられた系の中で行われた。溶解処理の間の¹²⁹Iの損失を減らすため及びその量を決定するため、安定な沃素のキャリアと¹³¹Iのトレーサーが溶解に付加された。溶解時のテルルの損失を評価するため、トレーサーとして¹²⁵Teを用

いて、いくつかの実験がなされた。溶解された物質の非揮発性部分における ^{125}Te トレーサーの80%以上が保有されていることを実験は示していた。残りの ^{125}Te トレーサー(約20%)は、ガラス繊維上のプレートアウトまたは揮発性化のいずれかによって失われていた。

核分裂性物質/核原料物質($^{235}\text{U}/^{238}\text{U}$)の成分比は、遅発中性子分析によって決定された。サンプルの溶解に続いて、ガンマ線分光分析及び ^{129}I ・ ^{90}Sr 分析を含む放射化学的試験が行われた。試験は、高揮発性の核種(^{129}I 及び ^{137}Cs)、中揮発性の核種(^{106}Ru 及び ^{125}Sb)、低揮発性の核種(^{90}Sr 及び ^{144}Ce)を特定するためのものであった。

炉心デブリグラブサンプルの元素分析は、溶解・再結合されたバルクサンプル、個々の粒子とアリクォート(aliquots)について、ICP分光分析によってなされた。分析がなされた元素は、炉心構成材の5つのグループを特定するために選ばれた。5つのグループとは、ウラン燃料及びジルカロイ被覆、Ag-In-Cd制御棒材料、ポイズンロッド材料(ボロン、ガドリニウム及びアルミニウム)、構造材(ステンレス鋼及びインコネル)及びテルル元素である。

セシウムの放出及び沈着(濁度及びエアボーン核分裂生成物の放出)テストが、再結合バルクサンプルからの物質について行われた。原型のままの物質及び潰された物質の両方がテストされた。潰した物質を用いたのは、燃料抜き取り時にTMI-2炉心物質が破壊されるのを模擬したいからであった。浸出テストのために、炉心デブリ物質は模擬した(正確な化学的成分とpHに調整された)原子炉冷却材と混ぜ合わされた。

4.3 原子炉容器下部ヘッド上のルースデブリ

1985年7月21日の週に、原子炉容器の頂部から底部の空間まで接近可能な領域である、熱遮蔽体と原子炉容器の間の25cmの環状部を通して、原子炉容器下部ヘッドから16個のデブリが得られた。原子炉容器下部ヘッドにあるデブリベッドの表面からサンプルを掴み取るために、接ぎ合わされた長尺工具(長さ4m以上)が用いられた。

これらのサンプルは、一連の物理的、冶金学的、放射化学的試験に委ねられた。物理的特性測定は、材質及び機械強度の両特性テストから成っていた。評価された特性は、多孔性、乾燥時重量、浸漬時密度及び放射線場測定を含んでいた。機械的特性測定は、穿孔・切断特性及び圧搾特性を含んでいた。冶金学的試験は、エネルギー分散型X線分析、オージェ電子分光分析、電子マイクロプローブ分析及びX線回折を併用したSEMを用いて行われた。放射化学的測定技術及びそれらの感度は、本質的には前述したものと同じであり、ガンマ線分光分析、ベータ線分光分析、NAA、液体シンチレーション分析、遅発中性子計数から構成されていた。

デブリ取り出し後の最初の特性把握は、全ての手付かずのデブリについての写真、重量、浸漬密度測定を含んでいた。デブリはそれから、冶金学的、放射化学的、機械的特性テストに提供するために分割された。保有された核分裂生成物中の揮発性物質成分測定のためのピロ硫酸塩溶解技術を用いて、分割されたデブリは溶解された。沃素-129と⁹⁰Srのトレーサーが溶解前に無垢のサンプルに加えられ、また溶解及びその後の分離過程でこれら放射性核種の損失を決定するために、テルルのトレーサーが溶解後に加えられた。デブリの取出し、取扱い、重量測定及び写真撮影は全て、ホットセル内で遠隔操作により実施された。溶解は、直接的な放射線場を減らすために、適切な遮蔽を有する化学実験フードの中で行われた。

4.4 判別できる燃料集合体要素

TMI-2炉心からの判別できる構成材(図.5)の取り出しは、1985年11月に始められた(文献12)。その手順は、長尺掴み工具による炉心空洞部への到達、ルース・デブリ(通常、炉心上端支持材の形をしているが、そこから全ての燃料及び/または制御棒が落下してしまったか、さもなくば撤去されたものである)の摘出、そして原子炉容器内に設置された特別設計の燃料キャニスター内へデブリを採取することを含んでいた。それらの燃料キャニスターは、その後INELのホットセルに輸送され、そこで取り出された。キャニスターから取り出されたサンプルは一連の非破壊試験に供された。それらの非破壊試験の結果に基づいて、これらのサンプルの一部が破壊試験のために選別された。

全ての判別できる構成材は、それらがキャニスターから取り出された時及びホットセル内で目視検査された時に写真撮影された。目視観察及び写真撮影は、次のような基礎的情報を提供した。即ち、一度溶融あるいは損傷した領域を特定するため、事故時の燃料及び他の構成材の温度を推定するため及びその後の追加的な分析のために燃料及び制御棒からサンプルが採取される箇所を選ぶためである。

中性子ラジオグラフィがINELのCFRMF(Coupled Fast Reactivity Measurement Facility)で行われた。CFRMFにある中性子ラジオグラフィ施設は、低レベルで100kwの熱外中性子束を利用している。最高の解像度のラジオグラフィを得る照射時間を決定するための実験が行われた。CFRMFで通常利用されているディスプロシウム・ラジオグラフィ箔を用いて、1時間照射が適当であると決定された。得られたラジオグラフは、高温境界の近く(4cm)でさえ、手を付けていない燃料棒に損傷が僅かしかないか、または全然ないことを示していた。

INELで開発されたガンマ線分光分析システムを用いて測定が行われた(文献14)。そのシステムは、IBM-PCを使用したデータ取得・制御システム、高計数率ORTEC固有ゲルマニウム検出器、厚さ14cmのタングステン・コリメータ・システム、長さ14ftまでのサンプル

に利用できるスキヤニング・ベッドから構成されている。スペクトロメータのスキヤニング・ベッドの上に置かれ、コリメートされた検出器を横切って制御されたスピードで並進する密封アルミ管の中に、それぞれの燃料棒または案内管が置かれた。

全放射能の分布特性を把握するため、また特別に関心のある位置を特定するために、各燃料棒の全ガンマ・スキヤンが行われた。この後、約3cm間隔で、全ガンマ・スキヤン情報から決定された関心のある位置において、同位体測定が行われた。

燃料棒、制御棒及び案内管の特定の部分が、破壊試験のために選び出された。これらの特別のロッドは、サンプルが取り出された特定の炉心位置におけるデータを提供するために選ばれた。サンプルを破壊した冶金学的、放射化学的及び化学的組成分析（元素分析）試験が行われた。

判別できる構成材についてのこれら放射性核種及び元素分析の目的は、上部炉心領域内の表面にある核分裂生成物及び炉心構造材の分布を特定すること及び健全な燃料物質中の核分裂生成物保有量を評価することであった。2つの手段が放射性核種の分布を特定するために利用された。即ち、健全な燃料棒、制御棒及び案内管は、付着した核分裂生成物の分布を評価するためにガンマ線分光分析を用いて分析された。また、定量的な放射化学分析及び元素分析のために、健全な燃料棒からサンプルが得られた。

燃料ペレットが被覆管から取り出され、揮発性の ^{129}I が保持され分析される閉システムの中で溶解された。表面に付着した放射性核種を取り除くために、被覆管、制御棒及び案内管のサンプルは、6モルの塩酸の中でエッチングされた。内側及び外側表面は、管部分の終端を密封することによって、別々にエッチングされた。炉心領域内の表面に付着した炉心構造材量を決定するための定量的なガンマ線分光分析、核分裂性物質（ ^{235}U ）、 ^{90}Sr 、 ^{129}I 及び元素の組成分析のために、エッチングされたアリコート及び溶解した溶液が得られた。

4.5 下部原子炉容器（コア・ボア）サンプル

TMI-2での最も大規模なサンプリング作業は、原子炉炉心からの10個のコア・ボア・サンプルの取得であった¹³。コア・ボアG-12が図.6に示されている。コア・ボーリング作業の主たる目標は、下部炉心領域における炉心物質の化学的・物理的状態及び分布の現状について、空間的な特性を把握するために必要な物理的サンプルを得ることだった。これら10個のコア・ボア・サンプルは、炉心中央部からの2個のサンプル、半径方向中間付近からの2個のサンプル、そして炉心外周部からの6個のサンプルを含んでいた。この作業はまた、以前には接近不可能であった下部プレナム領域へ、CCTVが目視検査のために接近することを可能にした。

1986年7月に行われたコア・ボーリング作業は、鉱工業分野から商業的に入手可能なコア・ボーリング機を用いた特別の計算機制御・電子機械装置によってなされた。コア・ボア用ドリルは、下部炉心領域から連続的に直径6.1cmのコアを切り出すために設計された。実際には、炉心の固化した領域は脆く、コア・ボア物質の多くは、ドリリングの間に洗い流された。こうして、直径6.3cmのクラスト層及び破片のコアが9本回収された。デブリが粉状にされた後の1986年12月及び1987年11月に、固化した炉心領域からのサンプル収集が行われたが、これはコア・ボアの塊及び破片が固化したTMI-2炉心領域での代表的なものであることを保証するために、より多くのサンプルを得る目的で計画されたものである。

判別できる構成材を分析するために用いられた、特別な目的のガンマ線スペクトロメータ／走査システムが、高放射能のコア・ボア・サンプルを試験するためにも利用された。このIBM-PCを用いたシステムは僅かに変更され、コア・ボアの著しく高い放射線場に適応させるため、遮蔽されたホットセル内に置かれた¹⁴。コア・ボアを内包するドリル・ケーシングは、走査ベッド上を動く可動トロリーの上に置かれた。走査ベッドの中央に置かれた検出器／遮蔽体／コリメータの集合体は、サンプルの上に位置していた。同位体的なガンマ線・スペクトル測定は、通常それぞれのサンプルの全長にわたり2.5cm間隔で行われた。ガンマ線スペクトル分析プログラムは、検出器によって測定されたガンマ放射線のデータを、サンプル物質中の放射性核種の定性的・定量的な情報として利用可能なものに変換する。

いくつかのサンプルが、更なる分析のためにコア・ボアから取り出された。コア・ボア片は組成と多孔性に幅を有し、密度に大きな差異があるので、用いられた基準にはサイズ、際だつ特徴及び密度が含まれていた。放射化学的試験のために、マイクロ・コア・ボアはホットセルの中で取り出された。

TMI-2サンプルの標準的な分析プログラムのために、20～200mgの大きさのマイクロ・コア・ボアが放射化学研究室へ運ばれた。このプログラムはガンマ線放出放射性核種の量を決定するためのものであり、NAA遅発中性子計数及びガンマ線分光分析による核分裂性物質／核原料物質 ($^{235}\text{U}/^{238}\text{U}$) の測定を含んでいる。これらの手順に続いて、サンプルはその後、標準的なピロ硫酸塩溶解技術を用いて溶解された。これは、揮発性の成分 (^{129}I) の保有と測定のために利用されるクローズド・システムであった。沃素-129と ^{90}Sr のトレーサーが溶解の前に無垢のサンプルに加えられ、テルルのトレーサーが溶解後に加えられた。これは、溶解とそれに続く分離の間のこれら放射性核種の損失を決定するためであった。ICP分光分析を用いた元素分析のために、溶液からのアリクォートが保存された。

5. まとめ

TMI-2 原子炉システムのサンプリングと分析は、それに係わった物質が大量であり、試験された物質の種類がさまざまであったために、かってない試練の場となった。TMI-2 復旧活動時に用いられたサンプリング技術は、遠隔操作でのサンプル取得を必要とする大規模な技術のために、そしてある種のサンプルでは砕け易さのために、いつも代表的なサンプルを取り出したわけではなかった。TMI-2 の経験は、こうしてサンプリング方法及び幾分かは分析技術においても、大いに学ぶところのある経験であった。種々のサンプリング装置が、TMI-2 のサンプリングの特殊な要件に合致するよう特別に設計・製作され、殆どの場合、それらはうまく働いた。

放射化学的分析技術は、物理的特性、遠隔操作及び高放射線場を有するサンプルの分析に適応させるために小さな変更はされていたが、基本的には標準的な実験室技術であった。INELにおいて、標準的な放射化学的分析方法論がTMI-2サンプルのために開発された。溶解液あるいは固体サンプル内の ^{60}Co 、 ^{106}Ru 、 ^{125}Sb 、 ^{144}Ce 、 ^{154}Eu 、 ^{155}Eu について、定量的な放射性核種の量を与えるために、約 $10^{-5}\mu\text{Ci/g}$ の総合感度を持つ定量的ガンマ線分光分析が利用された。ストロンチウム-90の分析は、表面上及び0.010gまたはそれ以上の物質中における ^{90}Sr の濃度についての情報を提供した。この技術は SrCo_3 に対する化学分離を用いたもので、 $10^{-5}\mu\text{Ci/g}$ の感度を有していた。沃素-129の分析は、アニオン・カラムへの沈着を伴う「酸化-還元-酸化」処理、その後のNAA、そして ^{130}I の放射能から ^{129}I を計算するという手順を経て、濃度に関する情報を提供した。この手順の感度は $10^{-9}\mu\text{Ci/g}$ であった。ICPによる元素分析では、0.1wt%の総合感度を伴う元素量が得られた。ピロ硫酸塩溶解技術は効果的であることが証明され、さらにサンプル中の揮発性物質の分析に有用であった。

謝辞

この仕事は、契約：DE-AC07-761D01570に基づき、米国エネルギー省、ASNE (Assistant Secretary for Nuclear Energy)、軽水炉安全技術局 (Office of Light Water Reactor Safety and Technology) によって援助された。

(大川)

参考文献

1. R. L. NITSCHKE, "Analysis Data on Samples from the TMI-2 Reactor Coolant System and Reactor Coolant Bleed Tank," GEND-INF-021, EG&G Idaho, Inc. (May 1982).
2. C. V. McISAAC and D. G. KEEFER, "TMI-2 Reactor Building Source Term Measurements: Surfaces and Basement Water Sediment," GEND-042, EG&G Idaho, Inc. (Oct. 1984).
3. T. E. COX, J. T. HORAN, and C. V. McISAAC, "Reactor Building Basement Radionuclide Distribution Studies," GEND-INF-011, Vol. II, EG&G Idaho, Inc. (Oct. 1982).
4. T. E. COX, J. T. HORAN, and G. WORKU, "Reactor Building Basement Radionuclide and Source Distribution Studies," GEND-INF-011, Vol. III, EG&G Idaho, Inc. (June 1983).
5. J. K. HARTWELL, J. W. MANDLER, S. W. DUCE, and B. G. MOTES, "Characterization of the Three Mile Island Unit-2 Reactor Building Atmosphere Prior to the Reactor Building Purge," GEND-005, EG&G Idaho, Inc. (May 1981).
6. C. V. McISAAC, "Surface Activity and Radiation Field Measurements of the TMI-2 Reactor Building Gross Decontamination Experiment," GEND-037, EG&G Idaho, Inc. (Oct. 1983).
7. C. V. McISAAC, G. S. ROYBAL, and A. W. MARLEY, "TMI-2 B-Loop Steam Generator Loose Debris Examinations," EGG-TMI-7987, EG&G Idaho, Inc. (Apr. 1988).
8. D. W. AKERS and G. S. ROYBAL, "Examinations of Concrete Samples from the TMI-2 Reactor Building Basement," GEND-INF-081, EG&G Idaho, Inc. (Feb. 1987).
9. K. VINJAMURI, D. W. AKERS, and R. R. HOBBS, "Examination of H8 and B8 Leadscrews from Three Mile Island Unit-2," GEND-INF-052, EG&G Idaho, Inc. (Sep. 1985).
10. D. W. AKERS, E. R. CARLSON, B. A. COOK, S. A. PLOGGER, and J. O. CARLSON, "TMI-2 Core Debris Grab Samples - Examination and Analysis," GEND-INF-075, EG&G Idaho, Inc. (Sep. 1986).
11. C. S. OLSEN, D. W. AKERS, and R. K. McCARDELL, "Examination of Debris from the Lower Head of the TMI-2 Reactor," GEND-INF-084, EG&G Idaho, Inc. (Jan. 1988).
12. S. M. JENSEN, D. W. AKERS, R. W. GARNER, and G. S. ROYBAL, "Examination of the TMI-2 Core Distinct Components," GEND-INF-082, EG&G Idaho, Inc. (Sep. 1987).
13. D. W. AKERS, C. S. OLSEN, M. L. RUSSELL, and R. K. McCARDELL, "The TMI-2 Lower Core Region: Examination and Analysis," GEND-INF-092, Vol. 1 (draft), EG&G Idaho, Inc. (Sep. 1988).
14. C. V. McISAAC and D. W. AKERS, "TMI-2 Core Bore Gamma Ray Spectroscopy Measurements," EGG-TMI-8058, EG&G Idaho, Inc. (June 1988).
15. J. R. SMITH and C. P. WILLIS, "Delayed Fission Neutron Counting for the Assay of the Fissile Content of Soil Samples," RE-P-81-040, EG&G Idaho, Inc. (Apr. 1981).
16. "Reactor Coolant System Sample Results," TPO/TMI-122, Rev. 2, GPU Nuclear Corporation (Dec. 1986).
17. C. V. McISAAC, D. W. AKERS, M. L. RUSSELL, R. KOHLI, R. S. DENNING, and M. P. FAILY, "Fission Product Behavior and Distribution in the TMI-2 Reactor Building," *Trans. Am. Nucl. Soc.*, 57, 419 (1988).

表I 主要なTMI-2サンプリング位置及び日付

Sampling Location	Date
1. RCS (first sample)	March 29, 1979
2. RCS (second sample)	April 10, 1979
3. RCBT	
A	December 20, 1979
B	January 28, 1980
C	February 4, 1980
4. RB basement water	August 28, 1979
5. RB basement water (near floor level)	November 15, 1979
6. RB basement water and sludge	November 15, 1979
	September 24, 1981
7. RB basement sludge	June 23, 1982
	January 11, 1983
8. RB atmosphere	April 29-May 2, 1980
9. RB horizontal and vertical surfaces	December 15-16, 1981
	March 25-26, 1982
10. B-loop steam generator debris	March 1987
11. RB basement concrete cores	1985-1986
12. Control rod drive lead screws	July 1982
13. Core debris grab samples	October 1983
	March 1984
	April 1986
14. Loose debris on the reactor vessel lower head	July 21, 1985
15. Distinct fuel assembly components	November 1985
16. Lower reactor vessel (core bore) samples	July 1986

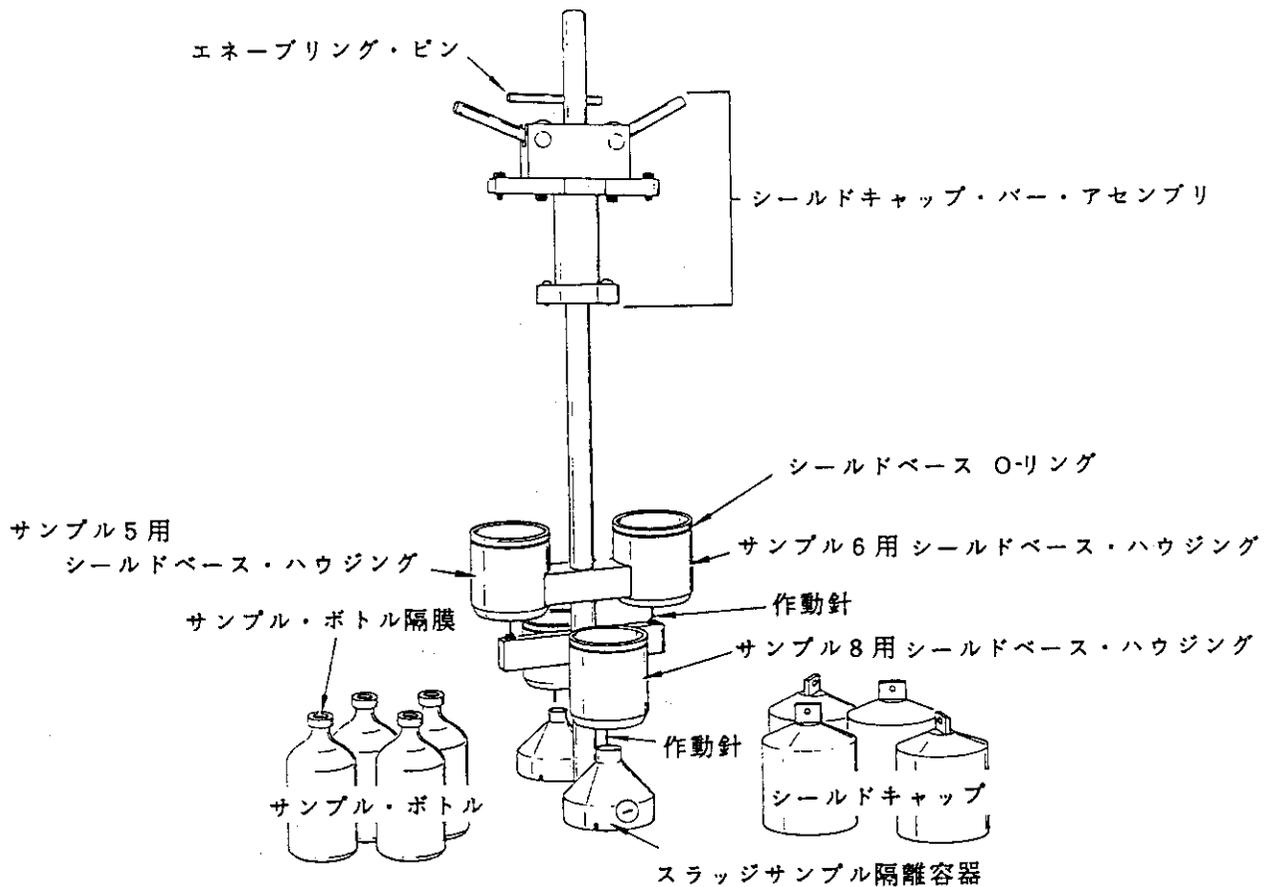


図.1 水・スラッジ・サンプリング装置

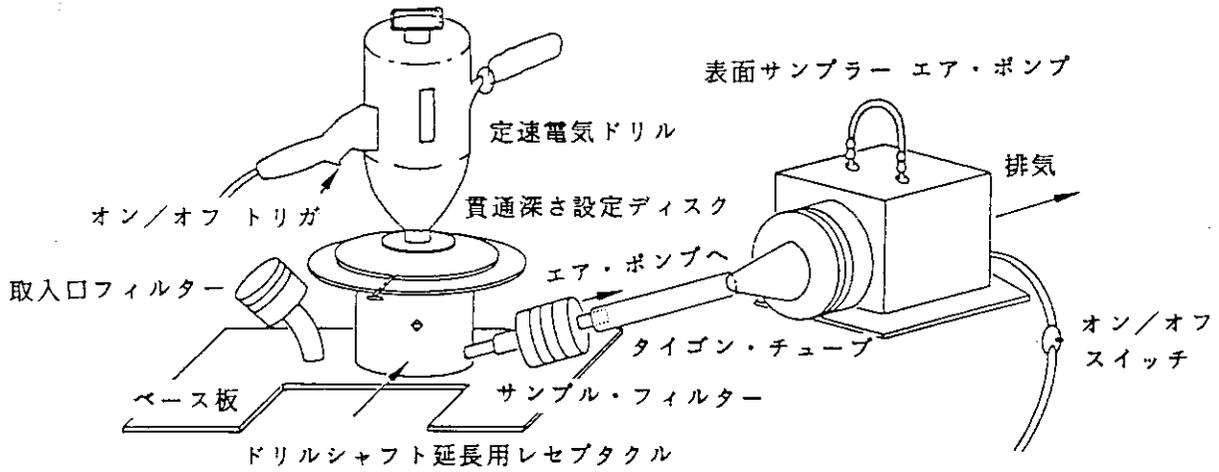


図.2 RB表面サンプラー概略図

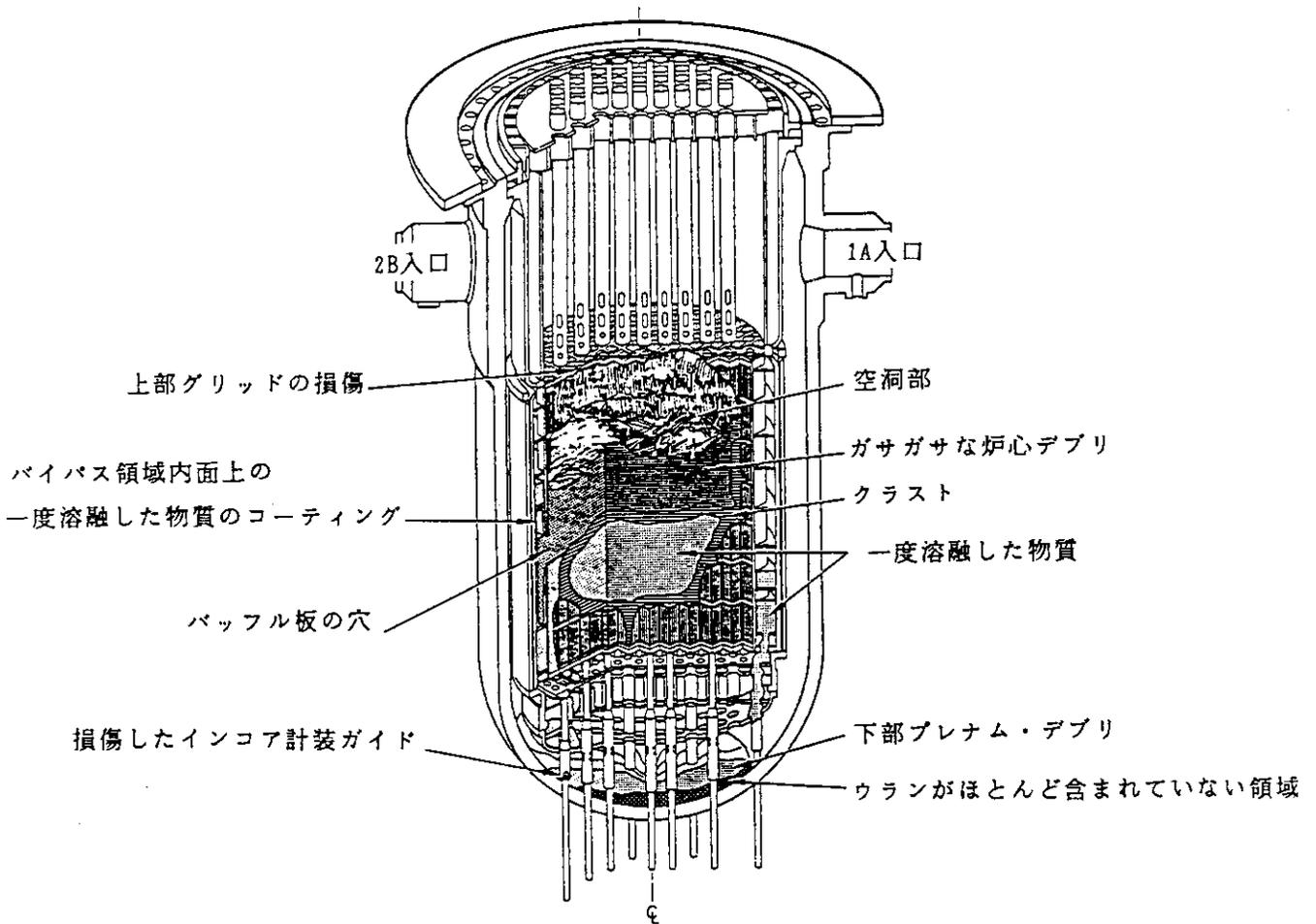


図.3 原子炉炉心の最終状態

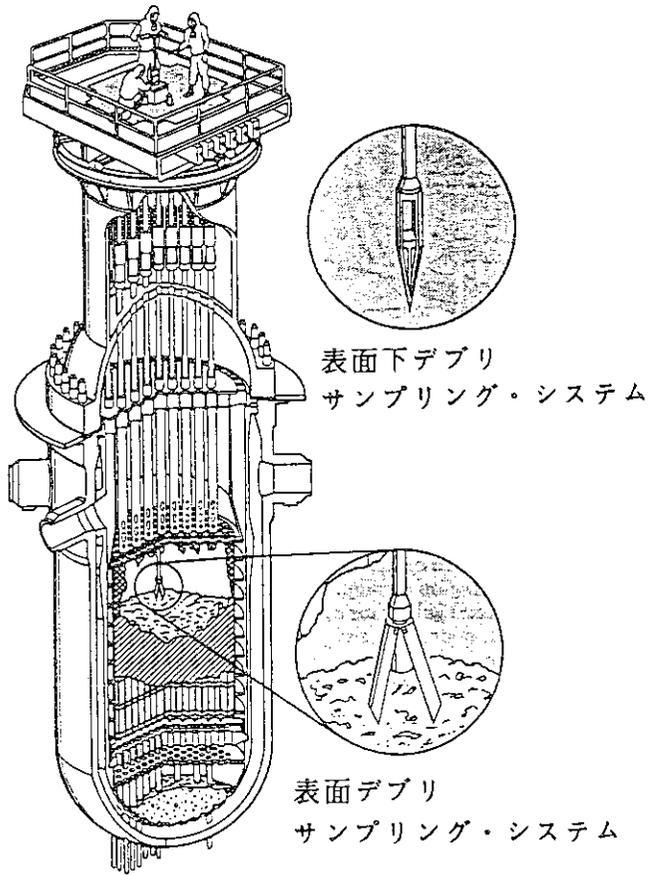


図.4 炉心デブリ・サンプルング・システム

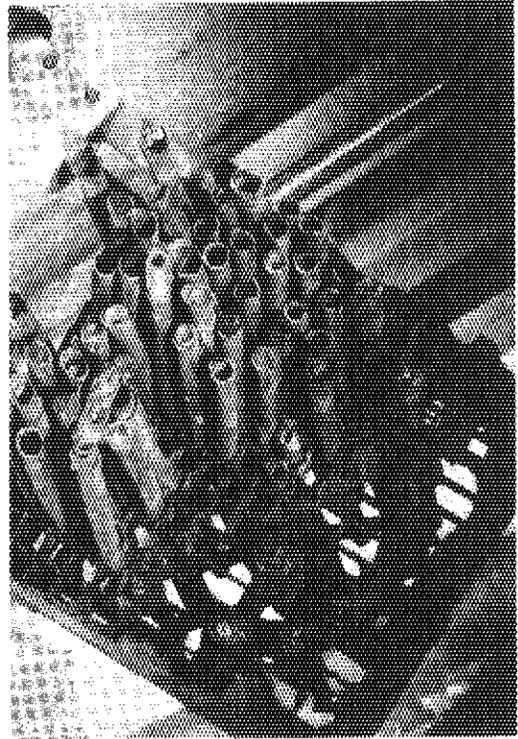


図.5 特徴的な上部炉心構成材（終端固定）



図.6 下部炉心領域のコア・ボア・サンプル

2.7 閉会総会のパネル討論－ 改善された原子炉の安全性：スリーマイル島2号機の教訓

CLOSING PLENARY - ENHANCED REACTOR SAFETY : LESSONS LEARNED FROM THREE MILE ISLAND UNIT 2 / Sid Langer and Dennis Owen, Co-moderators / "NUCLEAR TECHNOLOGY" Vol. 87, PP956-974, (Dec. 1989)

エディタ・ノート：これは、1988年10月30日～11月4日までワシントンDCで開催された「TMI-2 トピカルミーティング－閉会総会」の一部始終である。出席されたパネリストはいずれも事業者、メーカー、規制側、科学者及び原子力に批判的な人々を代表する著名な方である。なお、この閉会総会を録画したビデオテープは米国原子力学会から入手できる。

討論内容目次

第1の課題	： 炉心溶融事故に関する新しい知見 P.354
第2の課題	： 現行および将来の原子力発電所設計に及ぼす TMIの影響 P.367
第3の課題	： TMI-2 プラントの復旧・浄化作業の教訓 P.376
第4の課題	： 規制と許認可に及ぼす TMIの影響 P.383
司会者のまとめ	 P.389

人物紹介

共同司会者	略称	所属、地位
Dr. Sid Langer	Sid	TMI-2 事故評価プログラム代表者
Mr. Dennis Owen	Dennis	EPRI、GPUN社、EG&Gアイダホ社のコンサルタント
パネリスト		
Dr. E. Allen Womack	Allen	B&W社、副社長
Dr. Forrest Remick	Forrest	ペンシルベニア州立大学、原子力工学科教授
Mr. John Taylor	John	EPRI、原子力発電担当副所長
Dr. Thomas Murley	Tom	NRC、原子炉規制局長
Dr. Thomas Cochran	Tom	天然資源保護審議会、主任科学者
Mr. Edwin E. Kintner	Ed	GPUN社、副社長
Mr. James Broughton	Jim	INEL、TMI-2 事故評価・開発研究計画責任者
Dr. Terry Lash	Terry	イリノイ州、原子力安全部長
Dr. Delbert Bunch	Del	DOE、原子力次席書記官補主任
Mr. Yuichi Hayase	Yuichi	R&D計画日本側代表
Mr. Gregory Eidam	Greg	ベクテルナショナル社、TMI-2 企画分析責任者

-- (注、本頁の目次と人物紹介および本節中の見出しは訳者が追加したものである) --

DR. LANGER : 皆さん、おはようございます。この「改善された原子炉の安全性：スリーマイル島2号機の教訓」に関する会議にお越しいただき、誠にありがとうございました。

私は、TMI-2 事故評価プログラムを代表して参加しております Sid Langer と申します。このセッションと一緒に司会を務めていただくのは、私の一番右端にいる Dennis Owenです。彼は現在、EPRI（電力研究所）、GPUN社及び EG&G アイダホ社のプライベート・コンサルタントをしております。

皆さんは、今日までの4日間のテクニカル・セッションを有意義に過ごされ、そこから多分、事故の新たな知見を得られたものと思います。

今日のパネル討論会の目的は、事故を教訓とする政策レベルの課題を総括することにあります。これらがアメリカ国内のみならず、世界中で原子炉の安全を向上させるために活用すべきものであることは明らかになるであろうと思います。

今日のセッションは、アメリカ原子力学会（ANS）の新たな試みの1つとして実施するものです。ここでは、原子炉安全性の種々の分野から選んだ4つのトピックスについて私たちが進行役をつとめる形で討論を進めたいと思います。パネリストの間から、視点の相違や多様な意見が出ることを期待しましょう。

討論の形式は次のようにさせていただきたいと思います。まず、4つの各々のトピックスについて、最初にパネリストの中から3名の方にそれぞれ60秒間ずつ問題提起していただきます。その後で司会者の1人が進行役をつとめる自由討論に入りたいと思います。4つのトピックスが終了した段階で、共同司会者がまとめ役となり重要な論点を整理し、このセッションを閉会にしたいと思います。

まず、パネリストの方々を紹介させていただきます。いずれも原子力産業の様々な分野を代表される方々です。テーブルの一番端からいきまして、Dennis Owen 氏の次の方は E. Allen Womack 博士で、TMI 原子炉のメーカーであるバブコック・アンド・ウィルコックス（B&W）社の副社長です。

次の方はペンシルバニア州立大学原子力工学科教授の Forrest Remick 博士です。現在、原子炉安全諮問委員会（ACRS）の副委員長を務めていますが、今日は原子力工学科教授の立場で発言されます。

次は EPRI 原子力発電担当副所長の John Taylor 氏です。氏は原子力発電に関わる研究開発の責任ある立場にあり、また EPRI TMI-2 計画の責任者でもあります。

次は原子炉規制局長の Thomas Murley 博士です。博士はかつて TMI サイトを含む第1地区地域事務所の主任行政官（senior executive）だったことがあります。

Thomas Cochran 博士は、天然資源保護審議会（Natural Resources Defence Council）の主任科学者の立場にあります。彼は TMI 浄化計画のエネルギー研究諮問委員会の委員の立場からエネルギー省長官の顧問としても活動しています。またかつて、原子力規制委員会（NRC）に対する TMI 市民審議会（Citizens Advisory Board）のメンバーだったこ

ともあります。現在、TMI 公衆健康基金審議会 (Public Health Fund Advisory Board) の委員も務めています。

Edwin E. Kintner博士は GPUN 社の副社長であり、TMI の運転に責任ある立場にあります。

James Broughton 氏は、アイダホ国立工学研究所 (INEL) の TMI-2事故評価・開発研究計画の責任者です。氏はこれまでの15年間、ずっとシビアアクシデントの研究に携わってきました。

Terry Lash博士はイリノイ州の原子力安全部長です。博士はかつて、天然資源保護審議会の指導的科学者 (staff scientist) を 7年間務めたことがあります。

Delbert Bunch 博士は、エネルギー省 (DOE) の原子力次席書記官補主任 (principal Deputy Assistant-Secretary for Nuclear Energy) です。彼は TMI事故当時 NRCにおりました。現在は TMI-2計画の DOE側責任者です。

日本人の Yuichi Hayase氏は、現在 R&D計画の TMIサイトと INEL サイトにおける日本側代表です。この共同計画は日本の原子力産業界と DOEとの協定に基づいて実施されているものです。

そして最後になりましたが、私の隣におられるベクテル・ナショナル社の Gregory Eidam 氏は、GPUN社の TMI-2部門におけるプロジェクト立案・解析の責任者です。彼は TMI-2 からのデータを収集、解析、広報することに責任ある立場にあります。

では、これからこのセッションを始めますが、共同司会者の Dennis Owenに司会を交代します。

[第1の課題 : 炉心溶融事故に関する新しい知見]

MR. OWEN : ありがとう、Sid 。まず最初にパネリストの方々と議論したい分野は、炉心溶融事故に関する我々の新しい知見についてです。この問題については、すでに 3人のパネリスト、James Broughton 、Thomas Cochran および Edwin Kintner の各氏に、簡単に問題提起をして頂きたいとお願いしてあります。それをもとに他のパネルの方にも参加して頂き、関連する質問をお受けしたいと思います。

特に、炉心損傷の進展について TMI-2から学んだ教訓は何か、そして、その知見は炉心溶融事故に関する我々の見通しをどのように変化させたかについて、もしありましたら述べていただきたいと思います。

それでは最初に、INEL事故評価研究計画の責任者である、Jim Broughton 氏にコメントをお願いしましょう。

MR. BROUGHTON : ありがとう、Dennis。

我々は、TMI-2 事故からシビアアクシデントについて、それも特にこの種の事故の末期の状態について学ぶ絶好の機会に恵まれました。我々は、原子炉容器下部ヘッド（底部）の健全性に直接影響するような大規模な炉心溶融が生じて、その事故を原子炉冷却系（RCS）内にとどめることができることを学びました。

我々はまた、ヨウ素やセシウムのような揮発性核分裂生成物の相当量が燃料棒から放出されても、それらが RCS や、補助冷却系、原子炉格納容器内部に留まり得るものであり、環境に放出しないか、或いは環境に出ても公衆の健康に著しい傷害を与えるものではないということも学びました。

そして最後に、シビアアクシデントの過程において、少なくとも TMI-2 の原子炉冷却系で事故時に存在したような高圧状態では破壊的な蒸気爆発は発生しないであろうということも学びました。

この事故から得た成果は、我々がシビアアクシデントの後期の状態について、またその状態をいかにモデル化するかについて学ぶ絶好の機会を持つことができたことです。

例えば、事故時に長時間に亘り溶融物質を炉心に拘束しつつ、炉心に坍塌ができることを発見しました。我々はまた、TMI-2 事故から得たデータをシビアアクシデント解析コードやその方法論の検証に利用しており、それらのコードは NRC や他の機関においてもシビアアクシデントの研究に利用されるものと思います。

これで最後になりますが、我々は相当量の燃料溶融を伴うシビアアクシデントを原子炉冷却系内にとどめ影響を緩和できることを、TMI-2 事故は絵に書いたように実証していると私は思います。どうもありがとうございます。

MR. OWEN : Jim、どうもありがとうございます。

次に Tom、あなたの炉心溶融に関する見識をもとに、この問題について簡単に提起していただけませんか？

DR. COCHRAN : TMI の教訓というのは、本来技術的なものですが、さらには公衆の政策容認の問題 (political acceptance) にも発展しております。

技術的な面からは、TMI 事故では炉心が半分も溶けましたが、残りの半分は溶けず、原子炉容器の溶融貫通にも進展しませんでしたから、このことは勇気づけられることだと思います。

まず技術的な観点からすれば、教訓は、将来の原子炉設計においては炉心溶融を絶対に防止しなければならないこと、また現在の原子炉の運転については、炉心溶融を絶対的に最小にするよう手順書を適切に改善しなければならないことだと思います。

2 番目の技術的教訓は、深層防御の考え方はきわめて重要であるということです。そして第 2 の格納容器性能には、発端となる炉心溶融を防止することと同様に十分な注意を払わなければならない、ということです。これは現行の設計には組み入れられていな

いと思いますし、また将来の設計としても大いに注目されているとは思われぬのです。

パブリック・アクセプタンスの側面については、教訓は実質的に TMI よりずっと以前に求め得ると思います。実際にあったことですが、私は、1975年の原子力産業会議で、宣伝の「十戒」を述べた故 David Comey 氏の演説内容を思い浮かべています。それらは、彼がオックスフォード大学で英国情報部 (British Intelligence) の人、第 2 次世界大戦時に英国情報部の責任者であった人の講義から得た法則でした。

これらの法則のいくつかは次のようなものです：すなわち、常に真実を語れ。常に控えめな言い方をせよ。汝の友にではなく、汝の反対者や敵を納得させるようにしなければならない、等です。

これらは David Comey 氏が演説した時に得た教訓ではありません。TMI 事故を通して得た教訓でもありません。TMI 事故の後でも使われませんでした。またそれらは今日、次世代の設計は”より安全なもの”よりも”固有の安全性を持つもの”であるという概念を皆さんが公衆に宣伝しようとする際にも、使われてはいないのです。

MR. OWEN : Tom、どうもありがとう。Ed、次にどうぞ。

MR. KINTNER : TMI-2 に関して、私にとって最も重要なことは、10年かそれ以上にわたるさまざまな研究所での実験やコンピュータ解析の後で、正真正銘の炉心の破壊的事故が大規模に起こったことです。そして現在この事故は、将来のために調査され、検査されてきています。しかし一層重要なことは、以前に考えられ、計算されてきたことに対して実際がどうであったか比べてみることです。また私にとって重要なことは、ほとんどあらゆる意味において、かつて予測されていたことがその通りにならなかったことです。

Tom と Jim の両氏は、かつて予期されていたが実際には生じなかったことについて話しました。大変重要な核分裂生成物の問題、すなわちソースタームについて、非常に大きな違いがありました。原子炉容器の内部で進展する事故についても、非常に大きな違いがありました。格納容器の挙動についても非常に大きな違いがありました。

これら全てのことから、次のことが提起されていると私は思います。すなわち、これまでに示され、或いは今後、実験室や解析により示されるであろうものと、比較できるだけのものを今や我々は手にしていること、また我々は、今や我々が確かに生じたことを知っている—この 1 例だけですが、しかし疑いもなく実機で熔融事故が生じた—この事故について、将来により安全な原子炉を建設するためには、最大限の利用をはからなければならない、ということです。

Tom の提起について言わせていただけるなら、私は彼に 100% 同意できます。我々はより安全な原子炉を作らなければならないし、我々にはそれができます。我々はより安

全な原子炉を、TMI-2 の事故後において作ることができます。しかし、それらは固有の安全性を備えた原子炉ではないでしょう。

MR. OWEN : ありがとうございます。

これから関連した質問をいたしますが、その前にパネリストの皆さんの中で、どなたかこの件について、何かコメントをお持ちでしょうか？

(応答なし)

MR. OWEN : どなたもないようです。私の方から 2、3 人のパネリストの方に、すこし質問させて下さい。多分、Tom Murley 氏と Forrest Remick 氏は、この件について提起してみたいと考えておられる方であろうと思われます。

Ed は、TMI で生じたことのいくつかは予測されていなかったことだという趣旨のことを言われました。その 1 つは、もちろん原子炉容器下部ヘッドへの大規模な炉心リロケーションですし、底部が持ちこたえたことは多分予測されていませんでした。

Forrest、よければその点について簡単に提起していただけますか。歴史を振り返れば、これは確かに予測されていませんでした。あなたはこの教訓について、TMI-2 からどのような確信を得ましたか？

DR. REMICK : 私は正直なところ、次の事実、すなわち、およそ 50% の炉心が溶融し、しかも原子炉容器は壊れなかったということを今や我々は知っていることに、いくらかの安ど感を感じていると言わなければなりません。つまり、私は少々ショックを受けていますし、また、その大変な事実にくらかの安ど感を抱いています。

我々の間で炉心溶融の発生確率を論じる場合に未だに私を悩ませることの 1 つは、我々が何を話しているのか、詳細には知らないということです。我々の何人かは、確保すべき炉心冷却の喪失を話しているし、またある人達は床の上に落ちた炉心について話しています。そして我々は、それらを等価なものとしています。

TMI は、十分な冷却条件の喪失が、必ずしも炉心が床に落ちることを意味しないということを実証しました。それで将来ある時期に、我々は原子炉容器内の事故進展を一層良く理解し、それをモデル化するであろうと期待したいです。なぜなら、実行可能な事故管理計画と事故管理訓練を開発する事がきわめて重要な課題になりつつあると私は思いますし、その訓練は NRC の個別施設検査 (Individual Plant Examination) 通達の一部に採用されつつあるからです。これらは炉心溶融の進展を一層良く理解することを求めていますし、我々にはその活動を継続することが必要なのです。

MR. OWEN : それでは Forrest、あなたの捉え方は、我々がその事象を表すモデル作成に十

分には成功していないということですか？

DR. REMICK : その通りです。

MR. OWEN : Tom 、この件についてあなたの見解はいかがですか？

DR. MURLEY : 私はこれまで発言されたことについて、特に Forrest Remick 氏が、溶融した炉心の半分が原子炉容器内に保持されていたことに幾らか勇気づけられたと述べられたことに、大いに賛同するものです。

以前には、このことは我々のモデルによって予測されていなかったでしょう。しかし私は同時に、事故の教訓として学ぶべき重要な情報を我々は現在もなお入手しつつあるということを強調したいのです。すなわちそれらは、原子炉容器下部ヘッドはどんな状態にあるのか？ 最終状態において、下部ヘッドの破壊にどの程度近い状態にあったのか、ということです。

我々には、なお、そうした研究を進めることが必要だと私は思います。

私は 2つ目の点について発言したいと思います：我々が幾らか安心したということは、多分、事故時の回復操作に一層の信頼性を持たせるように我々の原子炉規制を修正するということを意味しているのだと思います。それは、この種の事故が再び発生することを期待するというのではなく、我々は砂地に頭を突っ込んでいる訳には行かないし、事故は発生するかもしれないからです。

炉心が一旦損傷し始めたら、また施設の設計基準を超える状態に置かれたら、運転員達が成し得ることはたくさんあります。1人の運転員が、プラント状態を元に戻し、回復させるためにできる操作はたくさんあります。それで我々は、将来の規制活動に対してこの分野を強力に推進しつつあるところなのです。

MR. WOMACK : 私からコメントをしてもいいでしょうか？ 依然として TMI-2で成し遂げられるべき最重要課題の一つは、原子炉容器下部ヘッドに何が生じたかを一層良く理解することであり、これには我々全部が同意すると理解されているはず、と私は思います。そして我々は、NRC、すなわち Eric Beckjord氏および彼の率いる一群の人々と、大変慎重にそれを実施する計画を作り上げてきました。

原子炉容器の試料採取は計画の最後の仕事の 1つですし、試料は現在から1年以内に入手されるはずです。

MR. OWEN : 我々はまだそれらの下部ヘッドの試料を完全には採取してはいないし、また、多分完全な説明もまだ出来てはいないという事実はあるわけですが、DOE におけるコリウムや炉心溶融物および構造鋼との反応に関する研究はかなり進展しています。もし可能なら、Jim Broughton 氏あたりから、TMI-2 原子炉容器がなぜ壊れなかったのか、に

ついて知っていることを、ちょっと簡単に提起しては頂けないでしょうか？

MR. BROUGHTON : 我々は基本的には、なぜそれが壊れなかったのかを知っていると思います。すなわち原子炉容器下部ヘッドの冷却は、底部に熔融コリウムが流下した後で再び有効に達成されたことです。我々の解析では、それは 15-20分以内に達成されたと考えられます。しかし私は、下部ヘッド試料に対する試験によって直接得られる情報は重要なものであり、特にそこからなぜ冷却が再び達成されたのか、また、下部ヘッドの表面が熱的損傷を起こしていたかどうかについて、我々は学ぶことが出来ると信じています。

MR. OWEN : あなたが TMI-2の容器下部の損傷について研究したように、下部ヘッドから炉内に突き出ている炉内計装貫通部は、炉心熔融に耐えねばならない、最大の関心の構造物の 1つだということが明らかになりつつあります。私はこの件について、すなわち、下部ヘッドにあるそれらの構造物の弱さと健全性について、もう少し触れたいと思います。私はこの件に関して、Allen Womack氏から B&W社の見解について、また、John Taylor 氏あたりから EPRI と原子力産業界の見解について、お伺いしたいと思います。

その前に Greg Eidam さんには、もしよければ、それらの炉内計装貫通部の損傷について現在までに我々が知っていることを、少し簡単に説明して頂けないでしょうか？

MR. EIDAM : 現在のところ、原子炉容器下部ヘッドの炉内計装貫通部の大部分はまだ観察できる状態になっていません。しかし、炉心の外周部では、計装案内管の 1つに熔融が見つかっています。これらの案内管は下部ヘッドの上 6インチの所から突き出ており、下部支持板のいくつかに固定されています。そこでは、案内管はノズルの上端に位置しています。何らかの熔融がその部分に見られます。下部ヘッドの他のノズルでは、固化物質によって全体が囲まれているのが見られています。

炉内計装のケーブルや自己出力型中性子検出器、熱電対が入っています。それらの幾つかは、ちょうど原子炉容器下部ヘッドのあたりで新しい接点を形成しています。それらは、もちろん、まだ実際には観察できていないものです。

MR. OWEN : どうもありがとう、Greg。では手短に、Jim、下部ヘッドの損傷に関するあなたの解析において、炉内計装が実際に熱損傷を受けたり、熔融していたことが示されていましたか？

MR. BROUGHTON : それについて我々は 2つの様相を見ています、Dennis。炉心から下部ヘッドに直接流下した物質の流れによって熱損傷が生じたことを我々は見えていますし、我々の解析でも、その物質の流れに接する下側の容器表面では、0.5 インチ程度の厚さにわたって熱損傷を受けたであろうということが示されています。

また我々は、下部ヘッドを通して突き出ている計装貫通ノズルの熔融を見ていますし、下部プレナムにおいてそれらの構造物が、おそらく熔融コリウムによって熔融したもの

と結論づけています。しかし下部ヘッドに接する部分では、下部ヘッドによって除熱されるために、それらの構造物や計装貫通ノズル周辺のシール溶接部は有効に保護されたでしょう。

MR. OWEN : 結構でした。次に Allen、B&W 社の見解、原子炉容器設計上の十分さについての見通しをお持ちでしょうか？

DR. WOMACK : 我々が現在学びつつあることを除いて、会社としての見通しがあると言えるのかどうか私は知りません。というのは、Greg が発言したように、当初は確かに設計されていなかったような状態に対して、設計がいかに持ちこたえたのかを調査中ですから。しかし原子炉容器底部の貫通部の問題については、そのような構造の原子炉について設計会社が全てそうして来たように、明らかにB&W 社も大変注意深く検討してきました。実際そうしてきた設計会社はいくつもあります。

その意味はもちろん、全てのものを、大変複雑な構造になっている原子炉容器頂部を通さないで炉心まで接近することです。それらの貫通部は、その役目を果たすため注意深く設計されています。それらは、通常運転時やこの事故のように、予想していない状態を我々が知る上で役立つ計装系のためにあるものです。そしてそれらの貫通部が、この予想しない状態でも持ちこたえたということが現実であるのは大変喜ばしいことです。

MR. OWEN : 貫通部の課題に関して、私は、下部ヘッドに貫通部を有しない設計の原子炉は今日皆無であると言うことが正確であると思います。

EPRIの John Taylor氏は、多少、改良型原子炉の設計を手がけて来ています。あなたの初期設計にそのような貫通部があるのかどうか、振り返っていただけますか？ また、そのような設計概念について EPRI では見通しを持っていますか？

MR. TAYLOR : 現在の設計概念では、そのような貫通部はありません。しかし我々は、将来システムに対する努力の最大の焦点を、炉心損傷状態が生じる機会を最大限に低減することに置いています。我々はこれを様々な手段で達成することが出来ると考えています。それに加えて、事故が公衆の安全に支障を来すような状態にまで進展することを防止する、格納容器やその他のシステムによる事故影響緩和策の効果を減ずることのないよう、我々は考えています。

MR. OWEN : どうもありがとうございました。ここで私は、そろそろ次のトピックスに移りたいと思います。私には幾つもの質問があるということをパネリストの方にお話して置きましたが、ぜひとも皆さんが、何かお聞きしたいということであれば、途中でも、どうぞコメントして頂いて結構です。

Jim Broughton さんは、最初のお話の特徴点として、TMI-2 では 20 トンもの熔融物質が、下部ヘッドの上にはほんのわずかの時間でリロケーションしたにも拘らず、蒸気爆発が全く生じなかったことを確か言われましたね。これはなぜでしょうか？ 私はこの点を少し追究した方がよいと思います。John Taylor さんがこれについての見解を持っておられると思います。なぜなら、産業界の損傷炉心規則作成計画がそれを調べていたからです。

Jim Broughton さんは、解析的にモデル化する研究をかなりやってこられたので、見解をお持ちではないかと思えます。

また、Tom Murley さんも見解をお持ちと思えます。

Jim、あなたから始めて下さい。手短かに、TMI-2 でなぜ蒸気爆発が生じなかったのか、我々は知っているのでしょうか？

MR. BROUGHTON : それは大変難しい質問です。第 1 に、システム（注、原子炉 1 次系）は高圧状態にあったことです。実験データベースから考えると、高圧下では TMI-2 と同様な物質が、すなわち下部プレナムへ流下したコリウムが、蒸気爆発を生じることは大変困難であることが示される、と私は信じています。

第 2 に、ごく短時間に冷却水との間に急激な熱伝達が生じて蒸気爆発が発生する程十分にデブリが細片化されていたようには見えないことです。

MR. OWEN : そのことは、実際には蒸気爆発が非現実的な現象であることを示しているのでしょうか。NRC の Tom Murley さんは炉心溶融に関する実験計画を実施してこられました。その蒸気爆発に関する NRC の実験計画について、コメントして頂けますか？

DR. MURLEY : これはまさに実験屋への質問です。私はこれまでの 15 年間における、蒸気爆発に関する従来の見解の変化を調べてみました。15 年前には、それは炉心溶融事故において、格納容器を破壊する主要な要因であろうと考えられていました。実際 WASH-1400 を見ると、多くの確証があった訳ではないのですが、蒸気爆発は潜在的な重大破壊要因だと考えられていました。

それから我々が多くの実験をしてきたように、中心はサンディア研究所で、その他いくつかの研究機関も実施しましたが、蒸気爆発は起こるかも知れないがそれらは決して格納容器を脅かすほど強力なものではない、と信じられるようになりました。

現在私は、見解がいくらか変化しつつあると理解しています。それで私は研究遂行を一層進めることが必要だと思えます。私は、我々が現在明確な答を持っているとは思いません。そのような条件下では非常に強力な蒸気爆発は起こりそうにない、というのが

私自身の印象ですけれども。

MR. OWEN : その分野の NRCの研究計画は、大部分完了しているのですか？

DR. MURLEY : いいえ、その分野ではまだいくつかの研究を継続しています。

DR. COCHRAN : もし、我々が、TMI で生じたことを予測するために使用しているモデルが不正確であると分かるとしたら、我々はなぜこれらの新しい計算に多大な信用を置くことができるのですか？ あなた自身は答を知っているとしてみても、それでも深層防護の中に組み込むのですか？

DR. MURLEY : それはいい質問です。我々は、これらのシビアアクシデントにおいて、引き続き核分裂生成物の主たる障壁として格納容器が重要だと位置づけようとしています。我々は、どんな強力な蒸気爆発にも遭遇しないということを信用しているのではないのです。

私が申し上げていますのは、さきほど申しましたように、科学的合意 (Scientific Consensus) は今日変化しつつある、という私の感じ方です。私はそれが、この10年か15年の間に 2度か 3度変化するのを見てきました。また、我々はこの国における全ての格納容器を強化するために、規制行政の 1つの計画を実施しつつあります。我々は格納容器を改良し、強化することが出来るような方法を探求しているところです。

MR. OWEN : 私の最後の質問、格納容器の問題に入って頂いてありがとうございます。感謝します。特に、質問はフィルターベント方式の格納容器についてです。我々は、今検討されており、実際、ヨーロッパではいくつかの場所で設置されている格納容器を念頭に置くことが出来ます。米国内に置いては、そのようなことをするメリットがあるのかどうかについて議論もありました。

Terry Lash博士と彼の同僚は、最低でもわが国のいくつかの原子炉でそれらの格納容器を設置するよう考えるべきである、という勧告を入れた 1つの技術論文を、今週提出しました。私はこの件について少し立ち入りたいと思います。TMI-2 が、フィルターベント方式の格納容器だったら違いがでていたでしょうか？ ここでまた Forrest Remicさんに登場して頂けないでしょうか、あるいは Tom Murley 氏に。Terry Lashさん、あなたの方から始めて頂きたいと思うのですが。

あなたは、あなたの立場から事故と大量避難に対応する責任について懸念しておられます。米国内におけるフィルターベント方式の格納容器に関して、あなたのお考えはいかがでしょう？

DR. LASH : フィルターベントについて、我々は少し技術的な面から、また公衆の政策決定に関する見解の面から検討してきました。その件は主としてイリノイ州に当てはまります。イリノイ州にはいくつかのマーク I 型式の格納容器があり、これらの格納容器の健全性が重大事故時に失われる可能性について、懸念があることを我々は認識しています。

我々は、特に、フィルターベントを有するそれらの格納容器を設置し、破滅的な環境放出を最小限に抑えるようにすべきかどうかについて、深く検討すべきであると考えています。しかし、それを実施すべきかどうかについて、我々は確固たる見解を持っていません。政策決の面から見ると、NRC が、ヨーロッパのいくつかの国で実施されたほど精力的にこれを追究する意欲に欠けていることは明かであり、我々はがっかりしています。それで我々は、NRC や事業者、我々のような緊急時対応組織による、今よりはるかに開かれた、かつ徹底した検討が必要であると思うし、それにより、この件が公衆防護に有力な方法かどうかをできるだけ速やかに決定すべきであると思います。

MR. OWEN : どうもありがとう、Terry 。私はここで、この件に関する日本の見解を Hayase さんにお伺いしたいと思います。しかし、その前に Jim Broughton さんにもどって、ごく手短かに質問したいと思います。TMI-2 にフィルターベント方式の格納容器があったら、何か相違が生じたでしょうか？

MR. BROUGHTON : 事故を一定の範囲に限定すること、あるいは事故の影響を緩和することに関して言うと、答はノー、相違は生じなかったでしょう。事故は原子炉 1 次系内にとどまりました。

およそ 1% の希ガスが補助建屋のベントスタックから放出されましたし、事故の後約 1 年間、希ガスは格納容器内に閉じこめて置くことが出来ました。私の理解する所では、もし TMI にフィルターベント方式の格納容器があったとしたら、事故時にはそれらの希ガスを環境に放出したでしょう、管理できる状態にあったずっと後の時点では別ですが。

DR. COCHRAN : クリンチリバー炉では、小さな格納容器を建設するためにフィルターベント方式の格納容器が提案されました。それは全く経済面だけからの交換 (Trade-off) でしたが、それでも規制要件の 10CFR100 には合致しているでしょう。もしフィルターベント方式の格納容器が、より安全性の低い格納容器システムを建設してコストを下げる手段として提起されるのであれば、その計画は受け入れられないでしょう。もしそれが多重防護のためであるなら、つまり、初めにベントはしないという仮定の上に十分な第 2 格納容器を建設し、それからフィルター方式の格納容器を組み込み、多重防護策として更に炉心溶融に対処するものであるなら、私は意味があると思います。しかしそれは、産業界が進もうとしている (proceeding) 方向ではないでしょう。

MR. OWEN : Tom の発言に何かコメントはありますか？

MR. KINTNER : 後退 (receding) と言ったのですか、それとも進もう (proceeding) と言ったのですか？

DR. COCHRAN : 進もうとしている方向ではありません。

MR. KINTNER : クリンチリバー増殖炉の計画は全く進行していません。要件がいかなるものであろうとも、格納強度が十分な、余裕のある格納容器が指向されています。それはクリンチリバー炉に適用されたかも知れませんが、しかし、...

DR. COCHRAN : あなたは 10CFR100 に依らないで、何が要件であるのかをどのように決定するのですか、そしてそれが基準であると言うのですか？ その際、10CFR100 によってより高い圧力条件を維持する場合に、あなたはこれらのフィルターベント・システムと第 2 格納容器への交換 (trade-off) をしていることになります。もしあなたが、同種のレベルの規制要件よりも新しい技術を現在とは違ったやり方で活用しながら、多重防護システムの採用を希望するのであれば、あなたは、あなたの規制のあり方にもどらなければならないし、それを再考しなければならないと、私には思われます。

MR. OWEN : では Tom、どうぞ。

DR. MURLEY : この件について少し私にコメントをさせて下さい。なぜなら、もちろん我々はこの件でしばしば質問されているからです。フィルターベントに関して、NRC がやっていることは何でしょうか？ 私は、運転中の 117 施設と建設中、及び将来の施設とを区別しなければならないと思います。私は、建設中と運転中の施設についてお話ししたいと思います。なぜなら、それらが、今日我々が対応しなければならないものですから。

初めに私は、ヨーロッパの人々は彼ら自身の理由からフィルターベント方式に達したのですが、それらの理由の幾つかは我々の場合と同じではないということをおっしゃる必要があると思います。我々はそれらの理由を全部知っているわけではないですが、チェルノブイリの事故が米国で影響を及ぼしたよりもはるかに深刻な影響をヨーロッパ諸国に及ぼしたことを、私は申し上げたいと思います。彼らは市場から大量の食料物資を取り除かねばならなかったし、彼らの国では人口密度が米国よりずっと、ずっと高いですから、どんな発生確率であっても、彼らの国が汚染されることを許容できないのです。

フィルターベント方式を技術的観点から見ると、私は、それらが炉心溶融事故の発生しやすさを決して低減するものではないということをおっしゃるべきです。その方式が使用される設計条件は、結果として生じる多様な事故の、ごくごく最終段階なのです。

また、それらは最悪の事故、すなわち格納容器をバイパスするような事故に対処しないものです。

フィルターについては、それがうまく役立たない事故シーケンスが幾つもあります。大きなドライ格納容器についてはフィルターベントを最も必要としない形式だと我々は考えていますが、それは、この格納容器がこうした種類の事故に持ちこたえる固有の性能があるからです。

圧力抑制型の格納容器は、シビアアクシデント時にはむしろ壊れ易いものですが、一方、それはサプレッション・プールを通して固有の除去効果を有しています。

この件についての最後の 2 点は以下の通りです。これらの格納容器の設計思想は、初期には、どのような条件下でも核分裂生成物を閉じこめる完全な障壁を作ることでした。いま、事故時に意図して開放しようとする格納容器において、実際に意識的に開放することは、我々がいちばん最初から考えてきた思想の深甚なる変更になるものです。私は、皆さんが重大な欠陥や弱点を持ち込まないよう保証するためには、大いに注意深くこのことに対処しなければならないと考えます。

TMI-2 の事故時に、フィルターベント方式がどのような影響を及ぼし得るかについて、私に 1 つの考えがあります。それは事故を一層悪い結果にするかもしれません。もしそれが事故時に開き、作動したとしたら、それが意識的なものであれ、意識的ではないものであれ、それはちょうど条件の悪い時に大量の核分裂生成物を放出していたでしょう。フィルターベント方式を評価することに神経質にならざるを得ないのは、そのような性質の問題だからです。

MR. KINTNER : 特に、マーク I 格納容器についてお話していただけませんか？

DR. MURLEY : マーク I 格納容器は、サプレッションプールの水の中にトーラス型の格納容器があるものです。実際、1 カ月か 2 カ月以内に、これらの格納容器を対象とする一連の改良について我々は NRC に勧告しようと考えているのです。

我々は既に設置されているベントを強化することを考えており、別のフィルターベントを設置するものではありません。それはトーラス部分から採られており、多くの事故時にトーラス部を経由して核分裂生成物を誘導し、別のドライフィルターのよう、核分裂生成物を除去する機能をもつはずのものです。我々は近い将来、マーク I 格納容器の健全性を改良することを心から期待しています。

MR. OWEN : ありがとうございます。私が先ほど言いましたように、Hayaseさんのほうに話を戻したいと思います。Yuichi、日本では多くの原子炉が人口密集地帯に接近して建設されていますね。日本ではこの件にどのように対処するのですか？

MR. HAYASE : 私は、日本におけるこの格納容器概念に関して、あまりよくつかんでいません。この概念について多くの研究がなされているとは思えません。しかし私は、ベント型の格納容器には 2つの欠点があり、現状の圧力抑制型の格納容器の設計は十分良くできたものであると思います。

1 つは、それは交換する (trade-off) という観点からみて有利ではないということです。もう 1 つは、パブリック・アクセプタンスの見通しに関してです。つまり、それは公衆を十分に納得させるものではないということです。おそらく、何か緊急時か、それに類した場合において、それでも放射能の大放出があるかもしれません。これら 2つの理由で、我々は採用していないのです。

MR. OWEN : 結構です。あなたも言及され、また Tom も同様に発言されました。つまり、それは TMI-2 において、事故状態を悪化させるかも知れないという提起です。ここでは、TMI-2 の格納容器内で水素の爆発がありましたし、これが格納容器内の幾つかの構造物と設備に損傷を与えたわけですが、しかし、核分裂生成物を長期間にわたり閉じこめておく構造物の性能には甚大な影響を与えなかった、ということを強調し、思い出しておくことが、多分重要でしょう。

はい Forrest、どうぞ。

DR. REMICK : そこで私から、幾つかの点について提起したいと思います。第 1 に、私は、Tom Cochran さんが強調した多重防護の点に賛成です。私は、格納容器は性能を落としたり、危険をおかしたりするような性質のものではないと思います。この部分が、DOE の提起したモジュラー型原子炉に関して、私と全く違う点です。私はあえて申しますが、格納容器性能は落とすべきではありません。

フィルターベント方式については、私は Jim Broughton さんに賛成です。つまり TMI の場合には有効ではなかったであろうということです。私がフィルターベント方式について考える場合、私はそれを Tom さんがしたように分類しますし、古いプラントと新しいプラントで違ってきます。古いプラントに関しては、私はまだ決定せずにいたいと思います。技術的に実行可能な場合で、それほどコストも高くつかない幾つかの場合には、私はきっと真剣に検討するでしょう。そしてそれらの幾つかは、サブプレッションプールのベントシステムを必要とするでしょう。私はそれが実行可能だと思います。また、それは適切な手順で管理されうるであろうと思います。

新しいプラントでは、私はそれを真剣に検討するでしょう。私は Tom に賛成ですが、それを、十分な格納容器に対する交換物 (trade-off) としては使用したくありません。

MR. OWEN : すばらしいことです。我々はいよいよ次の分野の課題に移行しなければならま

せん。どなたかパネリストの方で、この20分程の討論で我々が扱った問題に関して、ごく手短なコメントはありませんか？（応答なし）

MR. OWEN : いいでしょう。Sid、よければ次の分野にどうぞ。

[第2の課題 : 現行および将来の原子力発電所設計に及ぼす TMI事故の影響]

DR. LANGER : 我々がこれから討論しようとしている第2の課題は、現行および将来の原子力発電所設計に及ぼす TMI-2事故の影響についてです。みなさんご存知のように、すでに我々はこの課題に入っているのですが、この分野で最も経験豊かな3人のパネリストは、Forrest Remick、John Taylor そして Allen Womack の3氏です。私はそれら3人の方に、最も重要な課題について各々60秒間で見解をお伺いしましょう。Forrest、あなたはちょうどそれらの件で発言されました。何か特にありませんか？

DR. REMICK : 開会総会に出席された皆さんにはご賛同頂けると思いますが、John Ahearne氏は、実際に生じた幾つかのことについて大変良く提起されました。実際私とJohnは、幾つか同一の発言をすることができたでしょう。しかし、彼は、TMI-2事故の後でNRCも産業界も大変な衝撃を受け、当時、NRCの信用はいくぶん失われたと指摘しました。人々の間でも自然発生的な取り組みが生じたと思えます。彼らは、生活の知恵を生かして (out of the woodwork and out of their middle drawers)、安全性を改善するために推進してほしいと思う何百ものアイデアを持ってやってきました。不幸なことに、当時のシステムはそれらの何百もの提案を受け入れてしまい、そして多くはTMI対応計画に取り入れられました。私は、それらが提起した変更やバックフィットが確かに安全性を向上させたと思えます。この点について疑問はないと思えます。

しかしながら、意図に反して幾つかの提案は原子力発電所の安全性を逆に低下させる結果をもたらしたと思えます。幾つかのものは大変優れたアイデアでしたが、執行された時点では十分には練り上げられていませんでした。そして、それらは実質的な安全性向上効果に関して、私にしばしば困難を生じさせ、また心配をも生じさせました。

私は、これらの改善策の全体としての効果はプラスの側にあったと思えますし、少なくとも私はそう期待したいです。しかし、私はそれらによって原子力発電所の運転が複雑さを増し、運転員たちに与える負担を多くしたのではないかと懸念しています。そして私は、将来の設計に対して、これらの内どれが有用であり、どれがそうではないかを我々が今後もなお選別していく必要があると思えます。

TMI後も続いている安全上の課題を見るなら、基本的には、多様なシステムの性能によって原子炉を期待通りに停止できるよう保証することが課題となっているとわかりま

す。すなわち、あらゆる条件下において崩壊熱を除去できることを保証し、かつ許認可を受けた事業者は全体として、あらゆる運転モードにおいて技術的に原子炉を操作でき、組織内を通して、自覚した原子力発電所の安全運転状態の確立を保証することです。

以上が、私が TMI から学び、かつ将来の設計に及ぼす影響はなにかと言おうとした点です。

DR. LANGER : Allen、B&W 社における将来型炉計画を話してください。

DR. WOMACK : 私は、Remick 博士が言われたことに確かに同意したいと思います。事故のすぐ後に、運転の多様性と設計上の相当数の問題に関して、多くの変更がなされました。

全体として、それらは運転安全性を改善する上で役立ちました。それらの中で主要なことは、装置と運転員とのインターフェイス、運転員の訓練の改善、制御室において適切、かつ迅速に理解できる表示システム、異常過渡時における改善された兆候ベースの運転手順書、そして、もちろん産業界全体を通して、運転員相互に重要な運転経験を一層迅速に情報伝達することに、注意を集中することでした。

設計の面からは、発電所の所有者は、新しい技術を用いて設備の再検討をしてきましたし、冷却状態を保証するために異常時における原子炉の熱伝達システムを理解することと、その挙動に相当な関心を払ってきました。

Remick 博士の第 2 の点についていうと、事故以来の 10 年間に生じた最大の変化は、冷却条件が悪化した様々な場合でも有効に熱伝達させるシステムとそれらの性能に関して、現在我々が有しているように、大幅に理解を拡大したことにあります。これにより、システム全体の試験が推進され、解析手法が改良されましたし、原子炉で生じうる可能性のある状態を運転員が理解するための支援方法も改善されました。

我々は、事故発生前の研究を特徴づけていた、苛酷な単一事象に基づく影響の研究に加えて、最適評価解析を現実の複雑な現象に適用することを学んできました。うれしいことに、これらの研究によって、商用の軽水炉システムはこれらの事故にうまく対処できることが確かめられました。

B&W 社が設計したワンスルー方式蒸気発生器の独特の力学は、TMI 事故後にしばしば脚光を浴びました。事故後約 6 年の 1985 年に、デービスベッシー炉とランチョセコ炉において複雑な過渡事象が生じました。これら 2 つの事故において、運転員たちは理性的に実際生じている異常状態を診断し、発電所を安全に維持するため適切に行動したことは明かであるように思われます。

その点については、したがって、運転員の挙動に対して関心が再び高まることは、我々にも大いに役立つでしょう。それにも拘らず、これらの 2 つの事故に基づき、NRC の指示によって、B&W 社のオーナーズグループは、どのような商用原子炉にも適用される、

最も鋭敏で広範な安全実績研究 (safety performance study) を実施することにしました。それは基本的設計要件に関する根本的な調査検討で、次のものを含んでいました。すなわち、運転経験の再検討、過渡事象において発生した複合事象、システム内の故障し易い部品、などです。この調査検討では、TMI 以来我々が学んできた全てのものを活用しましたし、特に重要だったのは、原子力発電所で実際に生じた運転経験が過渡事象への対応の基礎に据えられたことでした。

TMI 後の過渡事象評価計画は、確かに、このことを実施する上での信頼し得る基盤でした。調査検討は既に完了し、実施段階に入っています。その調査検討では、給水システムの流量変動への対応に関して B&W社の発電所は他の加圧水型原子力発電所 (PWRs) よりも対応が早かったことを自認しています。しかし、蒸気流量変動など、その他の外乱に対してはいくぶん立ち後れました。

全体として、B&W 社の発電所は許容できないレベルのリスクを有しないし、把握されていないリスクの可能性も含んでいない、とスタッフは結論づけています。また、B&W 社の発電所のリスクは、他の PWRs の評価結果に比べて際だった差異はありません。

結論として、新たな規制要件は必要ないとスタッフは判断しました。私にとっては、TMI 事故は、この10年間に、大部分が 20 年以上前に考えられたこれらの原子力発電所を、我々が再検討する 1つの機会を与えてくれたように思われます。それらの結果は、運転安全性にとって今後もずっと有益なものですし、それらによって新たなレベルでの信用が得られたと言えると、私は確信しています。

DR. LANGER : どうもありがとうございます、Allen 。さて John 、あなたの会社である EPRI は、改良軽水炉 (ALWRs) に大変強力に取り組んで来ています。TMI はこれらにどのような影響を与えたのかについて、少しお話していただけませんか？

MR. TAYLOR : わかりました。将来炉の設計に関する我々の仕事についてお話するほかに、私の現在の立場から、私自身が TMI の最重要な教訓だと確信していることについて、簡単にお話したいと思います。

ケメニー委員会は、TMI によって明らかにされた本当の課題がヒューマン・ファクタであることを、大変明確に指摘しました。結局、非常用の装置が停止されていなかったなら、炉心が損傷するような事故にはならなかったでしょう。

我々がここで話したように、あの格納容器はすばらしい働きをしました。それは実によくやりました。いくつか提起されているフィルターベント方式による最近の改良では、ここでは合意されたと思うのですが、我々の格納容器は、多分同じようには機能しないと証明したでしょう。すなわち全面的に、あの装置と設計は試練に耐えたのです。しかし、適切な配慮が払われていなかったために、ヒューマン・ファクタはそうではあ

りませんでした。

この状態を是正するのに、産業界は大いに積極的に活躍してきました。みなさんご承知のように、2つの中心的機構が設置されました。1つはEPRIの下にできた、原子力安全解析センターで、もう1つはアトランタにできた原子力発電運転協会(INPO)です。これらの目的は、安全関連事象について適切に情報交換することに力点を置くことであり、前兆を特定すること、また、これらの原子力発電所に対する訓練と管理運営に関する新しい基準を設定することでした。

訓練要素の1例は、今日全ての発電所に既に設置されているか、あるいは設置しつつある、その発電所の特性にあった実規模のシミュレータです。私の意見ですが、それらの運転員は、ものすごく効果的なレベルに達するまで訓練を受けます。

みなさんは、およそ1年半前にノースアンナ炉において起こった、蒸気発生器細管破断を覚えているでしょう。その原子炉の運転員の一人とシミュレータの場でこの件について議論したとき、NRCは、彼らがその事象にいかに対応したかをほめています。彼はこう答えています。「ええ、私にとって、それはさほど驚くようなことではありませんでした。我々はその事象を49回訓練していましたし、私はそれが発生したときにちょうど50回目のことを、同じようにやっただけです。」と。

私はちょうどINPOの会議から戻ってきたところですが、ここには原子炉運転に責任を持つ全ての運転担当主任(chief executive officers)が、彼らの運転経験を分かち合うために彼らの運転担当副社長と共に出席しており、原子炉を稼働していく際のヒューマン・ファクタに会社のトップ経営者が関心を持っていることを示しました。

我々は安全性に関して一層高い段階に達しています。それは、検討され、実施された、あらゆる装置に関する議論や変更よりもはるかに重要です。さて、その件は将来炉に関する我々の仕事にどのように影響するのでしょうか？

我々は将来炉を定義する時、ヒューマン・ファクタに最大の重要性を置いています。緊急時の急速な対応における運転員達への負担を軽減するために、システムの受動的設備のレベルを高めましょう。

運転員が機敏でなくともよいように、システムの性能要求のいくつかは抑制しましょう。しかし、仕様条件内には保ち、原子炉が更に許容範囲を広げる上で装置自体を大幅には圧迫しないようにして。

我々が成し得るあらゆる方面からシステムを簡略化し、運転員が扱う上であまり複雑なものにならないようにしましょう。我々の仕事の構成部分は全て次の課題に向けられています。すなわち、原子炉をより受動的なものにすること、従って、我々の判断では、より安全で、より許容性があり、そしてより単純であることです。

それは非常にドラマチックなことではありません。私の判断では、それらの目標を達成するために技術革新が生じ、良好で、確かな技術的成果を生むでしょう。以上が将来に向けての我々の強調点です。

DR. LANGER : 私は、ここの討論を聞いていて、最も重大な問題はマン／マシン・インターフェイスとヒューマンエラーであると考えます。この件を更に深めたいと思いますし、何人かの方が未解決の安全問題と見なしていることについても深めたいと思います。それでまず、マン／マシン・インターフェイスについて続けさせて頂き、それに対するコメントがあればお伺いします。例えば、皆さんが引用されたデビスベッシー炉とランチョセコ炉の事故はどのようにして起こったのでしょうか？ これらは、ヒューマンエラーによる事故だったのでしょうか？ それらはマン／マシン・インターフェイスの問題だったのか、それとも装置の故障が原因だったのか、いかがでしょうか？

DR. WOMACK : 私は、おそらく、あなたが今おっしゃった 3つの選択枝の要因が複雑に混じり合った事故であると思いますが、最終解析からは、それぞれの事故状態に対処すべき装置がなかったということを示しているのではないと思います。その意味で、Remick博士が提起した第 3点目、すなわち、我々は全て一設計屋も運転員も一緒に取り組み、それらの複雑で新たな事象に対処する性能が適切であるかどうか、また、そのような新たな事象が発生した場合に対処する訓練が十分なされているかどうかを保証しなければならない、という点に我々は立ち帰ることになります。

MR. KINTNER : この件で話してもいいでしょうか？

DR. LANGER : はい、どうぞ。

MR. KINTNER : この件こそ、私が長年にわたり考え、取り組んできたことなのです。John と私は、EPR1で、ALWRに関して密接に協力し合い一緒に取り組んでいましたし、このように私と彼は文字どおりの友人同士なのです。しかしこの件では、私は彼に同意しません。少なくとも、彼の発言した内容の 50% については。

チェルノブイリ事故の直後、その原子炉型の主任設計技師は不名誉な免職となりましたが、それは私にとって大変興味あることでした。それは適切な行為だったと思います。

同様にTMI の場合には、同様とは言えないかもしれませんが、運転員達は不名誉な解雇となりました。彼らの多くは刑事罰を受け、一生の不名誉を受け、2度とその専門的力量を発揮することが許されません。大部分は今もなおその状況にあります。

だれも、そもそも圧力逃がし弁がなぜ設置されているのか、疑問を持ちませんでした。

だれも、加圧器がなぜ現在の規模になっているのか、疑問を持ちませんでした。

だれも、制御室について疑問を持たず、何時間もの間、原子炉の中で発生していたこ

とについて、なぜ運転員達が完全に見失っていたか、疑問を持ちませんでした。

私がおもうには、設計を考える上で、これらは未だ十分には扱われていない課題です。そして我々が将来 LWR を持とうとするなら、我々はそれらを扱わねばなりません。それらは EPRI の ALWR 計画では扱われています。我々は、単純化と高いレベルの安全余裕をめざしています。圧力逃がし弁のシステムに関して、加圧器は十分大きく、タービントリップでも逃がし弁は開かないでしょう。これは、我々が現在進めている多くのことの中でほんの一部にすぎません。John が言っているように、それらは小さいが、基本的なものであり、これらの原子炉はより安全になるでしょう。

皆さんに私からもう少しお話させて下さい。原子炉運転員達の対応所要時間は著しく増大しつつあり、原子炉内保有水量も増加しつつあります。それらの時間が一層長くなるように、あらゆる可能かつ合理的なことがなされなければならないでしょう。それで緊急時の対応時間は秒単位ではなくなります。

最近、ある人が、原子炉容器底部について質問しました。事業者の運営委員会 (The Utility Steering Committee) は EPRI にこう言っています。すなわち、我々には、原子炉容器の底部が、赤ちゃんのおしりのように滑らかなものであることを求める規制文書が必要だと。それは、底部に貫通部を設置することを認めないということです。貫通部を設置すべきではないということです。冷却水が、炉心あるいはそのデブリを冠水しているように維持することはあまりにも重要なことであるので、底部に貫通部を作らないようにすべきなのです。それは最初から明白なことでした。

しかし、彼らの原子炉全てに底部の貫通部がありました。それで、私は運転員を責めようとは思いません。実際、我々は、人々を訓練すること、原子炉手順書を作ること、いくつかの装置を変更すること等、おびただしい取り組みを行ってきました。しかし、ハードウェアや設計、システムは、望ましいあり方にはなりませんでした。

それらは運転操作されるでしょう。あなたがたは 3000 万ドルのシミュレータを設置し、6 週間の内 1 週間を運転員達と過ごすでしょう。そして彼らは蒸気発生器細管破断にどのように対処すべきかを知るでしょう、先ほど John が言いましたように。しかし、そのような方法をとるべきではなく、そうする必要がないのです。

私には、我々が TMI から学んだこと、これまで我々が設計と運転に対して実施してきたことは、まさに技術的な観点から見て、根本的な設計を固有安全な、失礼、皆さんが意味している固有安全の意味ではなく、より安全な原子力発電所の方向に向けることであり、それ以外の方向ではないと思われるのです。

DR. LANGER : 私は、それは大変新しく、ユニークな TMI に関する見解であると思いますし、お伺いしたことをうれしく思います。

その件で少し続けさせて頂きたいと思います。現在運転中の TMI-1は、世界中で 5番目に優秀だと評価を受けた実績の原子力発電所だと私は思います。それで、あなたはその原子炉の実績を改善するために、明らかに何か対策をしてきたでしょう。

MR. KINTNER : 私は、誰もが学んできたように、会社も原子炉を運転するためには、必要な方法として何か変わったことをしなければならないと知ったのだと思います。とてつもなく多大な費用がシミュレータや訓練、その他に使われましたし、それで我々は原子炉を運転しています。よく制御室に入って行きますが、その度に私は驚きます。私はそれを運転する立場になくて良かったと思います。

DR. LANGER : 私は Tomに、その次には Terryにもお伺いしたいと思いますが、それは、現在の原子力発電所に関して残っている問題のうち、批判的な目でみて、あなた方が最悪と考えるものについてです。あなたがたは改良設計について少し話されました。あなた方は、何が残っている問題であるとお考えなのか、お伺いしましょう。

DR. COCHRAN : 現在私は、設計が十分ではないと考えています。皆さんはとにかく原子炉を運転していますが、それはすでに何十億ドルという投資をしてきたからですし、そうしなければ見合わないからです。そこで私が 1番皆さんにお願いし、かつ期待したいことは、その状態を改善することです。

実は、将来設計について別な点から提起したいと、私は望んでいたのです。その点に戻ることが出来てうれしく思います。

DR. LANGER : わかりました。Terry、コメントしたいと言っておられましたね。

DR. LASH : 我々が、TMI 事故の教訓を踏まえた改良設計について検討しようとするのを伺ってうれしく思いますが、私は Taylor さんが話されたことに賛成です。

ここで大変重要な教訓の 1つは制度上の問題、すなわち人的ミスであり、それは重大な関心事であると共に、あの事故時に大変重要であったものです。しかし私が産業界の対応を見る限り、依然として装置に重点が置かれています。我々は、改良設計に関しては話をたくさん聞いています。そしてそれは、設計を改善する上で満足のいくものであり、望ましく、また必要のあるものです。

制度的な欠陥の問題、運転員教育の問題、運転員相互の関わり方の問題等に対して配慮がなく、それも十分な配慮が本質的に欠けていると思います。多分、Murley氏が述べられると思いますが、事実、NRC のヒューマンファクター研究は最近大幅に削減されたと言われています。私たちは職務の適格性について議論いたしました。また、運転員教育に関する規制要件についても議論いたしました。これらの多くの課題は全て明らかにされていることです。

さらに、先にも述べられましたように、問題はプラントの中で進行している状況をタイムリーに把握することです。現在の原発では、制御室の設備はまったく初期のものであり、1970年代のエレクトロニクス技術革新の成果を取り入れていない、と私は感じていますし、このことはケメニー委員会報告にも述べられています。

私は、事業者も NRCも実際にはこの件について十分対処していなし、最新のコンピュータ技術と表示システムを活用していないと見ています。これらのものは、運転員に何が異常を起こしているのか、不調はどこか、を理解させる助けになるものですし、また、事故へ発展するのを運転員が迅速に防止できるためのものです。

DR. LANGER : この問題についてもう少し続けますが、関心のあるあと 2 人の方の意見をお聞きしてこの問題を終りにしたいと思います。

あなたのご意見では、少なくとも今のところは、機器やシステムは設計できるが、人間は設計できない、でしたね。De1、あなたの部門の見解を聞かせて下さい。つぎに、Hayaseさん、日本での原子炉設計においてどのようなことが行われているかを話してくださいませんか？ これをもって、この問題に関する 1 件は終りにできると思います。

DR. BUNCH : さて、私の発言したいことは Ed Kintnerさんが指摘した点を補足したり、幾分修正することです。設計に配慮するということは、人間の仕事を大いに容易にすることであり、軽々に済ましてはならない非常に大切な任務である、と私は思います。

第 2 に、計器や運転制御に関する技術はここ 20 年の間に大いに進歩しました。プラントのいくつかが設計された 60 年代には技術的に容易でなかった事柄が、現在、運転員が異常事態にうまく対処する方法において基本的に違ってきているのです。既存の原発にこれらの新技術を持込もうとすることは困難です。運転員にとっても困難ですし、規制官にとってもこのような状況では新技術を扱うことは難しいのです。

世界中の関係者が、我々がどのようにして新技術を現在及び将来の原発に取り込むか、まさに注目していると私は強く感じます。

DR. LANGER : Hayaseさん、日本ではどうでしょうか。あなたがたは積極的な計画を持っており、TMI計画にも何人かの人が参加してきたと聞いていますが。

MR. HAYASE : 日本では事故の直後に、人間工学の観点から設計に注目し、多くの事柄、例えば制御盤、モニタなどなどについて修正や改良を実施しました。これらは非常によい結果をもたらしたと思います。新技術を開発することを除けば、私は将来のプラントをこれ以上改良する必要はないと思います。

私の意見では、人間工学について非常に単純な疑問があります。運転員に対する要求が多過ぎるのではないかと、ということです。彼等は、私たちと同じような人間ですし、

完全な人間はおりません。私たちも同じです。人間工学は勿論、設計や品質管理を通して運転に導入できます。人間工学を建設や保守などのあらゆる面に適用すべきであると思います。

私はこの問題に対する完全な答えは分かりませんが、1つの可能性は賃金を上げることによって運転員の士気ややる気を向上させることです。

日本では、航空機のパイロットは地上勤務者や点検保守の担当者よりもはるかに高給を受けています。ここ、アメリカではどうであるか知りませんが、これが問題解決の助けになるかどうか分かりませんが、実際の改善策ではないでしょうか。

DR. LANGER : ありがとうございます。Tom、なにかコメントがありますか。

DR. COCHRAN : この問題を終る前に、将来の設計についてもう1つコメントさせて下さい。将来とは現在のことです。次の原子炉、一アメリカが建設する大型原子炉で、多分今後20年間に建設される唯一の新しい原子炉でしょうが、それはトリチウム製造用原子炉になるでしょう。しかし、これについて原子力学会や原子炉メーカーが原子炉の主要設計に、これら新しい考え方を組込む上で何か DOEに協力したとは聞いていません。彼等は原子炉の設計では冷却方式として、高温ガスよりも重水を支持しています。この炉に関し、誰かが NRCの安全審査要求したとか、監督のために INPOが使われるとか、私はまったく聞いていません。公衆は、皆さんが属している業界、原子炉や原子力グループとは違うので、そのことを知りません。

もし、皆さんがこの炉に関与しなければ、これからの安全設計で追求すべき課題に取り組もうと思っている人には、将来にわたって参加する機会を失うことになります。なぜなら、皆さんは、我が国に建設される予定の次期原子炉の安全性についての大議論に加ろうとしているでしょうから。

DR. LANGER : Tom、出席者の全員が TMIの教訓をその炉に適用するべきであるということに合意すると思います。このパネルは、まず第1に商用炉についての専門的な討論の場でありますから、議論を限定したいと思います。しかし、この件について Del Bunchさんの30秒見解を聞かないのはよくないでしょう。

DR. BUNCH : ありがとう。Tom、あなたは重要な指摘をされたと思いますし、まさに正鵠を得ています。幸いなことに、DOEの私たち、軽水炉計画を担当しているものは、商業分野で有用であるものからの十分な技術移転を保証するでしょう。

我々は完全な公衆環境影響評価と大変しつかりした安全評価を行っている途上にあります。新生産炉を可能な限り丈夫なものにするよう保証することは重要であると思います。

DR. COCHRAN : その許可です、Del。あなたはこれをなかなか認可できないでしょう。つまり、通常の安全審査ではなかなか通せないのです。

DR. BUNCH : 残念ながら、私は認可することが必ずしも最良の安全であるとは看做してはおりません。

Ed Kinterさん、それから多分 Tom Murleyさんの意見に関連して議論している事柄は、プラントを我々が知っているノウハウにより、最高のものにするに関しては我々すべてが既得権を有しているし、持つべきであるということです。もしも、それを生じさせようとする判断行為を意味するならば、それはそれでいいでしょう。もし、それが完全に工学上のことで、我が国の有している才能を投入することをいうのであれば、それは十分に可能であると思います。

DR. LANGER : それでは、次の問題に移りましょう。この問題については、私も意見がありますが。

[第3の課題 : TMI-2 プラントの復旧・浄化作業の教訓]

MR. OWEN : Sid、ありがとう。

このパネルで取り上げる次の分野は、TMI-2 プラントの復旧と浄化、事故に係わる浄化全般からの教訓です。

Greg Eidamさん、Del Bunchさん、そして Yuichi Hayaseさんに、この件についての簡単な意見発表をお願いしてあります。まず、Gregから始めていただけませんか。

MR. EIDAM : TMIにおけるプラントの復旧と浄化については、9年から9年半にわたって多くのことを学びました。これについては、私は1日中でも話をすることができるでしょう。この会議に集った私たちは、先週多くのことを学びましたし、会議で発表するように努力しました。

私自身、6つの主な事項に関与しました。まず第1は大規模な除染です。最初、私たちが直面したのは、全体がすみずみまで核分裂生成物でひどく汚染した大きな施設でした。産業界の我々にはホットセル、小さな区画、小部屋の浄化や除染の経験はあります。しかし、直面したのは高汚染の施設でした。ここからは多くのことを学びました。

第2は遠隔操作技術です。建屋の内部が高汚染のため、私たちは原子炉容器からの燃料の取り出しに当って、遠隔操作技術とロボット工学に頼らなければなりません。長尺工具を使いました。マニピュレータも使いました。そのほか、原子炉容器内で使える遠隔操作技術の機器も使用しました。それにより、私たちはロボット工学と遠隔操作技術の分野で技術革新を行いましたし、これらは TMIと同じようなところでも使えます。

3番目は、非常に重要なもので、保健物理です。これには3つの主要な点があります。まず作業員の防護です。私たちは TMI の作業者に大変気を使いました。それは、環境への放出の危険性が生じた場合、どのような事態になるかをよく知っていたからです。

島(The island)で使われていた特殊な線量計を取寄せました。これらの多くは、現在では工業規格品になっています。

我々は計画自体の中で線源を識別できる新技術を求めました。線源を探し、識別する特殊な装置を開発しました。これにより燃料が原子炉システムのどこまで広がっているか知ることができました。

3つ目は全ての人に対する個人防護の側面、例えば暑さによるストレスや、危険区域を出入りする個人が出会う問題を知ることです。作業員たちの衣服や皮膚を汚染させないようにする対策がありました。

これらは非常に重要なことであり、TMI-2の復旧作業における進歩はすべての産業に役立つであります。

第4は燃料取出しとでもいうもので、損傷した原子炉から破損炉心を取り出し、別の施設へ輸送することです。この分野でも多くの成果を上げました。

たとえ再び、これに類したいかなることが起きても（神よ、お許し下さい）、我々はこの対処できる技術を持っていると思います、TMIほどひどくなく、現在の施設に問題があったとしてもです。私たちは TMIから多くのことを学びましたし、それは産業で応用可能なものです。

5番目は、大変重要な点の一つですが、1つの作業チームとして機能させたことです。これにより復旧作業の途中で得られた情報に速やかに対応できました。事故後、我々は原子炉容器内の状態が分かりませんでした。チームを組み、チームとして機能させ、復旧作業の進捗状況と得られた新情報にすばやく対応することが必要でした。

最後の6番目は、事業所と政府の研究施設の間で密接に連絡のとれることが必要だということです。TMIから得られる情報はすべての産業に関連していますし、物質の挙動や核分裂生成物の移動と沈着に関して我が国で行われている研究にとっても重要であります。両者は協力できます、何故なら研究側から得られた回答は、必要とする事業者にとって大変価値のあるものだからです。

ありがとう。

DR. OWEN : ありがとう、Greg. Del、あなたの所属する機関、DOEは TMI浄化作業の主役でしたね。それに関連して簡単に述べてくれませんか。

DR. BUNCH : よろしければ、技術面については触れないようにしたいと思います。といたしますのは、Gregがそれについて本当に重要な教訓を十分述べたからです。彼は述べませ

んでしたが、TMIの復旧作業を安全に成し遂げた裏には、人々の献身性、独創性、巧みさ、そして地味で根気強い精神がありました。そこには多くの知られざる英雄たちがいたのです。

2つの否定的な面も述べるべきでありましょう。SL-1 やその他の事故のように、公衆への重大な危険こそ生じませんでした。原子炉は大巾に損傷した事故を思い出せる方々は、非常に稀な出来事にも係わらず技術分野では熱心に学ぶ風潮を創り出したということを知覚しているでしょう。しかし、それらはある面においては忘れられていました。私は SL-1のあとで国立研究所が出した報告書で、来るべき事故に如何に備えるか、を述べていたのをはつきりと覚えています。そこには保有すべき機器類、備えるべき多くの事柄が記されていましたが、20年も経た今日、それらの技術は見失なわれていました。この次の機会にはよりよく対処したいものです。

もう1つは、公衆の安全ではなく、投資的観点でみたことです。私には TMI以上の大災害は想像できません。TMI-2だけでなく6年間にわたる TMI-1からの収入の損失や、性能向上の要件、産業界へのまことに大きなバックフィット計画、Ed Kintnerさんが簡単に述べました事業者に対する大変大掛かりな対応計画に関してです。

これらのことが全体として指し示していることは、事故は、たとえ公衆に死者や重傷者を生じなくても、国家をして原子力への選択を永遠に延期してしまうかもしれないほど深刻なものなのです。これは1つの悲劇であります。

MR. OWEN : ありがとう、Del. Yuichi、日本は TMI-2の研究計画では DOEに協力してきましたね。あなた方は最終的には、約1,800万ドルと100人・年以上を TMI-2に使っています。できれば、この計画に関する見解についてコメントをしてくれませんか。

MR. HAYASE : こんな質問にさせて下さい。日本の原子力産業のため我々は事故から何を学んだのか？ これはいつでも私にとって奇妙な質問です。

我々は非常に多くの重要な技術的な教訓を得たと思いますし、それは Eidamのいわれたとおりです。多くの方がこの会議で、このパネルと同様に議論されました。

少しばかり違った角度から見させて下さい。事故から学ぶべきことに何か別のことがあると思います。第1点は、原子力事故は何処で起きようとも、それは全世界の原子力事故である、これは Kennedyさんの言であります、わたしはこれに全面的に賛成したいと思います。

放射能の流出については、これは確かにありましたし、2年前のソ連の事故では実証されました。それよりも強調したいのは、例え、放射能の大量流出がなくても経済的、政治的に非常に大きな影響があるだろうということです。それは、TMI-2事故が日本や他の諸国に影響を及ぼしましたし、また2年前のソ連の事故も同様に我々に影響したか

らです。

第2に、事故時に本当に何が起きたのかを知ることができるのはすばらしいものでしたし、世界の原子力界における初めての出来事に日本が参加したことを誇りに思っています。しかし、これで事故が終ったわけではありませんし、TMI-2事故の歴史が終ったとは思いません。

私は 1979年の 3月に戻り続け、常に教訓を新たにしたいと切に願っております。
ありがとうございます。

MR. OWEN : 大変結構でした。ありがとうございます。

プラントの復旧と浄化の技術について、ちょっと子細にわたる質問をしたいのですが、その前に、John Taylorさんにお聞きしたいことがあります。Tom Cochranさんは多分両方について発言してくれるでしょう。

John、あなたの所属する機関、EPRIは研究と技術移転を実施していましたね。よろしければ、簡単に、EPRIが TMI-2に関連する技術を産業界にどのように移転したかについて話して下さい。

MR. TAYLOR : 私どもは TMIで得られた成果を活用しうるようにする上で DOEと NRCの間の膨大な協力作業をしてきました。勿論、私ども自身も関連した仕事に携わってきました。

事故によってもたらされた巨額な負担についての Delさんの発言に関しては、この発言に私は賛成ですが、単に直接的な費用ならば、それはこの予期せぬ実験により得られたかなりの研究開発の成果と等価である、といえるかも知れません。

苛酷事故の進行についての知識も、そのような成果の重要なものの1つでありましょうし、苛酷事故の過程に関する理解が深まりましたし、我々の予測がけっこう良い方向にありました。

悪い面のことも学びました。水素爆発です。これについてはシステムの向上が図られています。

しかし、細かく見てゆけば、我々は実に多くのことを学びました。廃棄物処理、除染、保守技術、診断技術、特に電気系統について、そして近代的なロボット工学の威力。

特に最後のことは、TMIはロボット工学の威力の試験場でした。例えば、格納容器の暑い環境下ではたらく労働者を冷やすための、我々が冷たい服(cool suits)と呼んだものも最初から使われました。

労働者をさらに保護するための研究が盛んに行われました。

まとめますと、DOE、NRC、そして契約者たちが全面的に協力した結果、おおくの事業者は TMIでの経験から多大な利益を得つつあります。これらは将来の異常時への備えだ

けでなく、通常の産業活動にも使用できるものです。

MR. OWEN : すばらしい。あなたの所属する機関、EPRIは、技術移転のためのオフィスを TMIのすぐそばに、今日まで多分8, 9年も置いていることを付け加えておきましょう。

MR. TAYLOR : 私どもは、経験からあらゆる可能な教訓を引出すように事業者から託されているのです。それは彼等が浄化作業に、GPU基金や政府の研究開発計画とともにかなりの資金を負担しているからです。

MR. OWEN : Tom Cochranさんに浄化作業の成功について、元市民審議会の1員として、見解をお聞きしたい。

DR. COCHRAN : 終了するまで待つべきだと思うのですが、まあ、終結に向つてうまくいつていると思いますよ。みなさんが考えていたよりも、かなりゆつくりとしたペースではありますがね。

最近、累積の人ーレムがどれ位か問い合せてみました。これまでのところ、計画量よりも下でした。浄化水の再使用とろ過等についてはいい計画であると思います。

依然としてその廃棄物処分問題がありますが、地域への危険は、考えられているよりも実際には少ないと思います。まあ、順調に行っているということでしょうか。

MR. OWEN : それでは、前に Greg Eidamさんが提起した子細にわたる技術課題に戻りたいと思います。特にロボット工学から始めますが、2, 3の方から発言してもらいます。

EPRIが大規模なロボット工学研究計画をもっているのは承知していますし、NRCも事故の復旧やそれに類したものに対してロボットの役割を考えようとしているのではないかと思います。まず最初に、Greg、ロボットが TMI-2の浄化作業でどのように使われたか、簡単に話して下さい。

MR. EIDAM : TMIではロボット工学をいろいろな問題に適用しました。最初、事故から2, 3年間は、ロボット工学は様々な領域や、補助燃料建家内の区域毎の特性把握に使うものと考えていました。しかし、一度使ってみると除染、いろいろな場所からの物品の移動、さらに物を操作するのに役立つことが分かりました。

そのようなわけで、私たちはロボット工学計画のために工業界を物色し始めました。しかし、われわれがそこで見出したのはその目的に役立つものが在庫切になっていることでした。もう何処にもありませんでした。私たちは EPRI、カーネギィ・メロン社、そして私たちの技術部門が協力するように図りました。その結果、一群のロボットが集められ、放射線下で使用できるものが開発されました。ユニットを交換し、マニピュレーターを取り付けることにより、汚染した壁に密着して作業したり、コンクリートに孔を明けることができました。

以前には通常的手段では近づけなかったところまで、手が出せるようになりました。場所によっては、人間を使うよりはロボットを使う方がよいところもありました。時には、人間がやるよりもロボットが簡単に作業してしまった場合もありました。

原子炉建家の地階一帯は高放射線下にあり、大変に危険でした。その時まで人間が近づくことはできませんでした。この地階において、ここ数年ロボットを随分使いました。床からのスラッジの除去、壁の除染と浄化、壁面の剥離と塗装、閉鎖式階段吹き抜け部の浄化、そして全般の状態を知るために使いました。それは、ずいぶんと役に立ちました。

MR. OWEN : いや、本当にかなりなものですね。John Taylorさん、EPRIのロボット工学研究計画では、これらを、事故復旧のための一種の一般的用具と看做しているのでしょうか。もし、多目的のロボットができたとしたら、この種の作業のために備えておくべきなのではないでしょうか。

MR. TAYLOR : カーネギー・メロン社、ここにはペンシルベニア州も含まれますが、これとの共同開発によるロボットは、広い適応性を持っています。もちろん、一度になんでもできるということではありません。例えば、いろいろな付加機能が基礎ユニットに取り付けられます。それにより、片方の手が除染の足場ともなれます。

ある場合には、高放射線領域に降りて行き、探査—スラッジからの試料採取を行います。このように多種類の付加機能により、この装置が優れた多機能を持つことが、今や厳しい条件下で実証されています。また、将来、これは苛酷事故以外でも使用されるでしょう。

関連した開発では、本質的にはロボット工学といえとおもいますが、非常に複雑な機能が開発されました。この計画は炉心から燃料を取り出し、関連した検査を行うものです。これもまた、私たちの技術に貢献しています。

MR. OWEN : 事故ではない時でも特殊な作業に使えますか。

MR. TAYLOR : 私たちの計画では、人間のように、いろいろな保守作業のために文字どおりプラントの周りを歩ける、多機能を持つロボットを開発しています。これはまだ、実験室規模のものですが、原発での実際の経験は開発に生かされることでしょう。

MR. KINTNER : ちょっとコメントしていいですか。DOEが近い将来これらのロボットの使用を考えるかもしれないと聞いたのですが、我々はこの数週間幾分かっけいだと思っていました。

MR. OWEN : 編集したビデオテープを作るのではないのでしょうか。

MR. OWEN : それでは大規模汚染の問題に戻りましょう。Gregがプラント復旧の大問題の一つとして提起しました。Greg、よろしければコメントしてください。大規模な除染作業で学んだことは、運転中のプラントでの小規模な、或いは日常の除染作業に応用できるものですか。

MR. EIDAM : ええ、まず、除染作業を始める前に、ソースタームがどうなっているのか知る必要があります。取除こうとしている放射能はコンクリートの中に入り込んでいないか？ 拭取り可能な汚染か？ ソースタームはなにか？ 等です。

これは、除染作業にあたってしばしば行われていないことです。私たちは通常出掛けて行ってその区域を除染する、少々の廃棄物が出る、そしてそれを処分する、というようにします。

TMIの経験から、最初にソースタームを確認することを学びました。ソースタームの位置を知ること、それがコンクリートまで染み込んでいるか、塗装で止まっているかを知る、それによって塗装をはがすか、コンクリートの表面を削るか、決めることができます。

長期的には廃棄物の量を減少させます。我々は再汚染を避けることと人員の管理方法を学びました。我々は、高圧スプレーと低圧スプレーをテストしました。主に比較したのは、生成物の重量と除染係数です。

我々は利用する技術と用法をいくつかのものに絞り込んでいます。これにより労働者の被曝量を減らし、廃棄物の量が少なくなり、結果としてより経済的になるでしょう。

MR. OWEN : ありがとう、Greg。一寸訊きますが、初めは問題があったのではありませんか。なんでも、コンクリートが塗装してなくて、水や放射能が染み込んだそうですが、本当ですか。

MR. EIDAM : 本当です。原子炉建家の地階では普通の壁面は 5.5フィートまで除染性塗料が施してありますが、それより上は剥きだしのコンクリートです。閉鎖式の階段吹き抜けの外側は同じ高さまで塗装されていました。事故による地階の水量はこの高さを超えており、それ以上の壁面は塗装なしのためにひどく汚染しました。

今日では、多くの事業者が塗装の改良を考えており、汚染が予想される部分だけでなく全体の塗装を行うようになりました。

MR. OWEN : 議事進行をしなければなりません、もう1つだけ質問をしたいと思います。簡単にやります。これは重要なことだと思うので、取り上げます。TMIの重要な教訓に、破損した燃料の取扱い、梱包、輸送の分野があったと思います。DOEは輸送の面で仕事の分担を果たしました。GPUN社は取扱いと梱包を受け持ちました。

Del Bunchさん、よければ手短かに、得られた教訓について話してくれませんか？

この仕事に対する我々の能力についても、なにかいうことはありませんか？

DR. BUNCH : 第1に、以前から定まっていた廃棄物の取扱い手順は、理性的に、迅速に、断固として行われました。

輸送については、ここから得られた教訓が関連することは今後少なくなると思う、何故なら我が国は放射性廃棄物の取扱システム全体について変わりつつあるからです。高レベル廃棄物、低レベル廃棄物、そして、遅かれ速かれ、所謂クラスCを大中に超える廃棄物のための対策も含めてです。

従って、認証済キャスクの利用と TMIデブリの取扱経験について、決して問題が起こらないことを期待します。

MR. OWEN : もう1つ、質問があります、Del、短いのですが、TMI-2の損傷炉心に対するDOEの最終的な廃棄案はどのようなものですか。

DR. BUNCH : 未だに、正式には決定していないと思います。我々の計画は廃棄物を取り出し、それを高レベル廃棄物保管場に置くことです。

TMIで得られた燃料の試験片やその他の試料は、国際的な研究開発のための非常に重要な資源です。そのため我々はそれらをアイダホに保管し、少なくとも来る10年間は手元に置くように努力したいと考えています。

[第4の課題 : 規制と許認可に及ぼす TMIの教訓]

MR. OWEN : 分かりました、Sid。それでは次の問題に移りましょう。

DR. LASH : 一寸補足していいでしょうか。DOEは輸送の技術的な面では上手に取扱っていると思います。しかし、はつきりいって、輸送の実施面での手段に問題がありましたし、地方自治体や州との関係はいつもぎくしゃくしています。この点についてまだ学ばなければならない教訓が多々あると思います、特に、産業界が大量の高レベル廃棄物や使用済燃料を輸送するのを続けたいと思うのならば、です。この問題にはもっと注目する必要があります。

DR. LANGER : Terry、その問題に入りましょう、次のテーマは多分あなたの専門にたいへん関連しているでしょうが、規制と許認可への TMIの影響についてです。このテーマについて、次の3人の方から簡潔にコメントをしていただきましょう。Terry Lashさん、Del Bunchさん、Tom Murleyさんです。

さて、皆さん、発言をもう少々短くするようにお願いします。時間がなくなりつつあります、10時30分には終えなければなりません。10分間で済ませましょう。では、Terry、

Del、Tomの順で、規制と許認可への影響についてあなた方の考えをどうぞ。

DR. LASH : 1 分間制限を設けたので、私は輸送についてコメントできませんでした。

確かに、州政府の観点からは、TMI事故は決定的な出来事でした。イリノイ州では多くの広範囲な計画や活動を引起こしました。TMI事故と最近のチェルノブイリ事故は、イリノイ州の人々の間に原子力の安全問題について非常な関心を広げました。他の州でも同じようなことが起こっていると聞いても驚かなかつたでしょう。

TMI事故への直接的な反応は、Jim Thompson州知事が、原発の監視と大事故へのより十全で幅広い備えのために、閣僚レベルの新しい機関を設置したことです。このThompson知事の発案は議会で両党から強い支持を得ましたし、政策面でも挙党的な支持が続いています。

イリノイ州では実質的な進展がありましたし、また大事故による潜在的かつ直接的な脅威から公衆を守るための準備も怠りなく進めている、と私は信じています。しかしながら、私たちは緊急時対策についてのイリノイ州の計画を完全なものにするよう努力を続けなければならないと考えます。

昨年ゼオン原発で行われた第2回連邦野外訓練の検討結果から、チェルノブイリ事故での出来事を分析した時と同様に、私たちが手がけるべき新発想がいくつもあることが分かりました。

特に緊急時対策の2、3の例では、いくつかの私たちの懸念は反映されたでしょう。例えば、連邦野外訓練の準備にあたって、防護手段の方法と実施時期を決定するのに本部のNRCスタッフが新しい、これまでと違う手法を使ったのには本当に驚きました。これは完全に混乱の元であり、特にプラントの運転員にはそうでしたし、私たちにも困惑と問題を残しました。そして、私たちには事の性質は分かっているのですが、問題は未だに十分には解決していません。

また、この連邦野外訓練ではNRC本部から地域への指揮責任の移管がスムーズに行かなかったことも準備段階で分かりました。

訓練の準備段階では、地域事務所の所長が自分が担当者だと思っていた時期がありました。我々もまた彼が担当者だと考えていました。しかし、NRC委員長もまたNRCにおける担当者は自分だと考えていました。彼は、我々から報告がないことに完全に欲求不満を募らせていました。何故なら、われわれはすでに担当者と考えていた人に報告していたからです。我々は、このようなコミュニケーション問題の下で仕事をする必要がありました。

安全のことについても発言したいのですが、もう1分間の持ち時間がないことは分かっています。・・・でも、私は公式な発言中であるし、いつでも少々時間を伸ばしてもらっていますので。イリノイ州では、率直に言えば、他の州でも、州当局者が事故の可能性と影響を減少させることに努めますが、あまりに緊急時対策に集中して他のことにほとんど目を向けないということがないようにするのに最大の関心が集まっています。

これが我々の現在の仕事です。

実際、イリノイ州では駐在技官制度を始めました。最初の技官を選任し、イリノイ州の別の原発に派遣しようとしています。我々は安全問題に取り組むことについて、NRCとの間で了解事項の覚書を作成しています。

ありがとう。

DR. LANGER : Del、あなたの方はいかがですか。

DR. BUNCH : 3点あります。第1点、1962年以前から我々の間で（幾人かのパネリストは思い出すでしょうが）苛酷事故、特に設計基準をはるかに超えた事故について、その取扱い、どう認めるか、どう論じるかを大変気にした緊張状態が続いていました。これについては TMI以後、根本的な変化があったことはどんなひどい阿呆でも認めるであろうし、それはよいことだと思います。

第2は標準化です。1978年、1979年直前に NRCが取組みの準備を始めたことは特筆すべきものでした。標準化を法制化することについては幅広い合意がありました。しかし、事故が起こり実行不可能となりました。

1986年、そして現在、再び機運が盛り上がっています。最初の正式提案から既に 15年が経ち、議会は前向きに取組みつつあると思います。

NRCはこの面で重要な役割を果たしています。必要とされる改革が遅れることは不運な結果であるとは私は考えます。

3点目は、長い目で見れば、NRCは重要なバックフィット規則を作成し、意志決定過程を安定化し受入れやすいように強化する、など我々すべてが経験した変化の大波を乗り越えたことで賞賛されるべきでしょう。これは今後非常に役に立つことと思います。

DR. LANGER : 最後に、Tom。NRCの見解を聞かせて下さい。

DR. MURLEY : はい。勿論、TMI-2事故は米国の原子力規制面に深刻な影響を与えました。我々はすべて、事業者、NRC、産業界、そして州も、このような大事故への備えがありませんでした。

我々は多くの手痛い教訓を得ました。産業界にも NRCにもうぬぼれがはびこっていたのです。またこれは、炉心溶融事故の可能性が、当時我々が考えていたよりも、かなり高いことを教えてくれました。

事故の結果として、米国内のプラントでは多くの安全対策が実施されました。それらは今日でも議論されていることですが、設計の改良、運転員の訓練と資格制度、緊急時対策の改善、そして NRC自身の安全規制の改善です。

これらの改良の結果はどのようなものでしょうか？ 運転経験、つまり事故の前兆ですが、これの詳細な分析から、TMI-2事故の前後の比較では、プラントは今日、平均的に見て1979年当時より相当安全になっていることを示しています。

1つの例として、事故の前兆を示す運転データから推定される炉心損傷の平均発生頻度は、少なくとも事故当時の平均値のほぼ 20分の 1です。

まとめますと、1979年の事故当時、プラントは我々が考えていたほど安全ではなかった。しかし、数々の対策を行った結果、現在は少なくとも 10倍、ある場合は 20倍も大巾に改善されたと考えます。

DR. LANGER : 時間制限のことを考えますと、この問題の残りは短縮しなければならないようです。2つの点に絞りましょう。1つは、Terry、あなたのような州当局と NRCが緊急事態の時と緊急時計画の作成において、相互の関係に問題があったことについてです。

NRCは事業者とともに原子力の安全について責任があります。それが州の責任との間でどのように関係するのでしょうか？ なにか摩擦のようなものがありましたか？ 仮に、どの州でも政治が絡むと考えられますか？ 例えば、州知事が “はてさて、私は再選の運動中だ。ここにプルトニウムがある、私はここから避難しよう。” といえるでしょうか？

あなたと Tomにお願いします。そして、Ed kintnerさんにも。あなたは事業者の見解をお持ちでしょうか。

DR. LASH : はい。私の見るところ、連邦政府機関の間では非常にたくさんの協力がなされていると思います。そのいくつかは、NRCを除いて、事故対策に州の機関と同様に係わっています。そこでは最善を尽くすことへの善意と関心に欠けるということは全くありません。

私の関心事は、我々は目的に沿って協力して行かなければならない、ということにあります。我々は緊急時対策においては同じ立場に立つべきです。事業者と NRCは原発のフェンス内では緊急時対策についてともに責任がありますし、州と地方の政府機関はフェンス外の公衆に対して責任があるからです。

今日、これに関してなんらかの考え方の不一致があるとは思いません。これが現在の状況です。しかし、実施の細部においては時に面倒なことがありました。

私は連邦政府の公務員や事業所の役員、知事を含む州政府の公務員は、概して非常に責任感のある人物であるとわかりました。実際に重大な脅迫や、連邦か州政府の公務員がなんらかの目的を持って人々の放射線の恐怖につけ込んだり、単なる政治的な理由から原子炉を止めるようなことをするとは思いません。

州レベルや地方の公務員による批判がある場合には、それらは本当の問題点と認識され、彼らは対応策を実施する必要性を確かに感じることでしょう。

DR. LANGER : Tom。

DR. MURLEY : 私は Terryのいったことに賛成です。私たちは協力して仕事をしなければなりません。私たちはそれぞれ異なる責任を持っています。すなわち、連邦政府、NRC、事故の後ではありましたが DOEと連邦緊急管理局、そしてその他の機関です。

事業所は原子炉を安定化し制御する第一の責任があり、実際制御しています。当然ながら、州と地方の当局者は住民を防護するために緊急時の行動をとる責任があります。しかし、事故の最中には、だれかの責任はここで終り、次の人の責任はここから始まる、といった競り合いやはつきりした区別はありません。私はスタッフによくいますが、我々はすべて一緒である、州も事業者も私たちも、そして我々はチームとして行動しなければいけない、なぜなら公衆は我々を、我々すべてを見ているのである。彼等にとっては州政府も、連邦政府も、事業者も区別がありません。

そうです、我々すべてが一緒に働くことは誠に重要なことなのです。このためには早手回しに手順や計画を作成し、Terry Lashさんが説明したゼオン原発でのような訓練を行うことです。これにより、3つもの複雑な組織がともに働く時には何時でも起きる、避けられない問題を取除けるのです。

DR. COCHRAN : 私は聞いたことが信じられない。州が緊急時の避難について事業所や NRC と協力しない時、NRCは簡単に規則を変更して原子炉を認可している。私が聞いたことは馬鹿げている、と申し上げたい。あなたは、我々が1つのチームとして働くことなどが絶対に不可欠なものだといった。しかし、我々はショーラム原発では一つのチームとしては働かなかった。

DR. LANGER : ショーラム原発では政治がらみのことがあったと思いますか、Tomさん。

DR. COCHRAN : 確かに、ショーラム原発では政治がからんだと思います。

DR. LANGER : シーブルック原発ではどうでしたか。

DR. COCHRAN : そう、シーブルック原発。そこでは、多くの人が事故の時に安全に避難されない信じていました。多分、これが主な理由です。これらの原発では政治的な決定がなされました。

DR. MURLEY : Tom、それは詭弁ですよ。我々は州と完全に行動をともにする意志がありました。他の発電所ででもそうでした。我々はほんとうに彼等とともに働くつもりでいます。

DR. COCHRAN : あなたたちがほんとうに彼等とともに働くつもりでいることは、知っています。しかし、事実上、これが中心の問題であり、TMIで学ばれなかった中心的な教訓でもあるということです。

あなたたちは適切な規則を持っていて、NRCとその前身、原子力委員会は規則を作り、スタッフを指名した。彼等は判定者を指名した。そしてその上で彼等は規則を作ったのです。それによって、いいですか、それによって彼等は最終的な決定権を得ました。さらに、彼等は建設の許可段階で解決しない場合は、修正することもできるのです。

彼等は安全問題を運転許可の下位においた。解決しない場合は、それを一般的安全問題と呼び、決して解決せず、原子炉の運転を続けた。そしてここに、緊急時計画について、あなたたちが規則を作成したケースがある。あなたたちはやる気をなくした、そして規則を変更した。さて、ちょっと休もう。

DR. LANGER : Tom、この議論に口を挟ましてもらいます。我々は批判側の代理人と、規制官の代理人から意見を聞きました。私はここで、規制される側から意見を聞きたいと思っています。

DR. KINTNER : 両方の Tom、私が理解している現行法では、州の権利と連邦の責任の間には違いがあると思います。私が考えるには、連邦の責任は原子炉の許認可と運転に関してであり、まさに最大限の安全運転を保証することにあるでしょう。

州政府は、事故時や緊急時対策などにおいて住民の安全を保証する責任があります。実際に生じている問題は、州が実際にプラントの安全運転の判断に一層深く関わりつつあり、これに関連する緊急時の諸問題に対して簡単には配慮しようとしないうちにありま

Terryは運転員を任命しています。彼は運転を監視するためにプラント内に誰かを任命しています。我々は既にニュージャージー州でこれを経験しています。ゆつくりですが確実に、州はプラントの運転規制を行う方向に進んでいます。良くも悪くも、政治的であろうと安全上の認識からであろうと、一度州が原子炉を止める能力を持てば、彼等は止めるでしょう。

事業者はこの事について、本当にひどく心配しています。つまり、州が現在の政治的雰囲気、あえて政治的といいます、そのような条件のなかでは原発の運転を容認しないであろうと。このことはニューヨーク州、ニューハンプシャー州、マサチューセッツ州で明らかです。

DR. LANGER : 皆さん、ご覧のように、60秒コメントが過ぎています。さて、いよいよまとめに入らなければなりません。大変残念です。

Ed、あなたに最後の質問があります。私たちは今年の初めに、現在の世界の事業者は原発を新規に購入するかどうかについて話しましたね。今の問題についてのあなたの見解

をもって、あの時のことに決着をつけてくれませんか。

MR. KINTNER : そのことについては、この ANS会議の初日に議長が発言の中で触れています。そこで彼は、米国の電気事業者のトップ経営者の中で将来計画の中に原発を考えているものは1人もいない、と述べました。

このことは、ここで原発の安全性について我々が議論してきたことから大巾に質問の範囲を逸脱しています。まず第1に、基本的なことですが、発電の規制において認められてきた経済問題があります。全体の傾向は小規模、短期間の発電容量に向っており、誰も石炭プラントを作ることは考えていません。そうなのです、そのような雰囲気になんらかの変化が起きるまで、誰も石炭プラントを作ろうとはしないでしょう。ゆっくりではありますが確実に、我が国の全保有容量は低下していますし、このことは誰でも知っていることです。人々は知る気になれば分かることです。

これは John Taylorさんが述べたようなことではつきりしていると思います。Floyd Cullerさんも先週、同じことをいいました。事業所のトップ経営者によって重視されている EPRIの計画では、発電は9つある研究開発計画の9番目であり、その中でも新原発の分は最低です。

これが皆さんに、米国の事業者たちの雰囲気を正確に伝えていると思います。我々は毎年 ANSに集い、手を携えて公衆と対話するなどしてきました。しかし、私が見る限りの将来において、我が国で新たに原発が計画されることはないであります。

まったく可能性がないわけではありません。私はそのために働いています。Johnも努力しそうです。我々はいつの日かその時が来るのを望んでいるし、信じています。しかし、現在の雰囲気では、安全上の見地からも規制の点からも、少なくとも、予見できる将来として少なくとも10年間は、我が国に原子炉プラントを作ろうと積極的に働く人間が現れるのに必要でしょう。

[司会者のまとめ]

MR. OWEN : Sid、時間のことを考えると、もうまとめに行くべきだと思います。あなたと私とで、この場で話し合われた主な問題についてまとめをすることになっておりましたね。

ではそのようにさせていただきます。本当のところ、このパネルで提起された問題すべてについて討論できませんでした。それでも、炉心溶融事故についての新しい知見は我々が学び心に刻んだことですが、TMIでは炉心の50%が溶融し、溶融した炉心の量は50トンにも達し、そして事故は収束しました。原子炉圧力容器は20トンもの溶融物質のリロケーションに耐えました。

原子炉格納容器は1年以上にわたって核分裂生成ガスを封じ込めた、と私は思います。格納容器は事故時に若干損傷を受けましたが、環境への放出は全くありませんでした。

フィルタ・ベント方式の格納容器については、少なくとも TMI の場合は直接的な利点はなかったであろうということでしたが、他の事故の場合には重要になるかも知れません。

DR. LANGER : 現在を含む今後の設計に与えた TMI-2 の影響について考えますに、午前の一部において我々は、原子炉容器底部の貫通部と溶接部は炉心熔融事故の見地からは最も脆弱な構造である、ということを知りました。ある LWR の設計では、これらの貫通部はやめることを考えている、ということを知り満足しました。

また、Ed Kintner さんは TMI-2 について新たな見解を与えてくれました。それは、皆さんもケメニーやロゴビンの報告書でご承知のように、TMI-2 で大きな問題点として批判された人為ミスやマン・マシン・インターフェイスの問題です。

最初の事象は、Ed が説明したように、機器の故障でしたが、これが運転員に異常なストレスを与えたことを、再び強調しておくことが必要であると考えます。

機器の故障はランチョ・セコ原発でも、デービス・ベッシー原発でも起きました。従って、これはすばらしい見解であったと思います。

さて、この場では明らかにすることができなかつたと思いますが、Remick 教授から発言していただくことを期待していた問題が一つあります。それは安全研究の方向が、事故の時以来、事故を防止することから変化してきたことです。

すでに指摘されたことですが、我々は決して苛酷事故が起こるとは期待していませんでした。そしてこれは我々すべてが本当に心から信じていたことです。しかし、今や我々は、如何に事故を防ぐかということから、事故が起きたときに何をすべきか、ということに向いつつあるのです。事故をどのように収束させるか？ 周辺への影響を如何にして避けるか？ 苛酷事故の周辺への影響とはどのようなものか？

これらは TMI 計画の中から明らかにされる事項だと思えます。

MR. OWEN : プラントの復旧と浄化に関しては、TMI での作業の結果として、個人の放射線防護技術において大いなる進歩があつたことが分かりました。

ロボットが多様な浄化作業に役立つこと、おそらく機能拡張により除染と解体作業にも役立つことが判明しました。しかし、TMI 研究で明らかになつたように単一目的のロボットは実際にはありませんでした。

非常に簡単なステップですが、つまり塗装していない面に適当な種類の塗料をぬることは大変な除染作業を減ずるのに効果のあることを知りました。さらに、ひどく損傷した炉心の安全な取扱い、撤去、梱包、輸送が可能であることも。しかしながら、輸送の管理と計画については、多分まだ学ぶべきことが残されていることも知りました。

DR. LANGER : 規制と許認可の側面に関しては、Hayaseさんが非常に明確に述べられたように、いかなる事業所の事故であろうとそれはすべての事業所の事故である、という点だと思います。そして、私もまったく、大変はつきりしたことを考えるのですが、TMIの1事故が我が国と世界のすべての事業者に衝撃を与えました。チェルノブイリはさらにこれを強く認識させました。

2番目は、今や我々は事故前よりもさらに一層安全を志向した方策を執らなくてはならない、ということでありましょう。産業界におけるうぬぼれは消え去ったと思います。

我々は、それに代って現在、安全文化(Safety culture)を手にするに至りました。それは統一されたものではないかも知れませんが、しかし我々は事故は起こりうることを強く認識しており、我々の第1の目標は、事故が起こらない状態をこの目で見とどけることです。

いよいよ、Ernie Silver氏と国際会議に敬意を表しつつ、閉会したいと思います。パネルの皆さん、有難うございました。聴衆の皆さん、ご静聴とご辛抱を頂きまして有難うございました。さらに、これら会議資料の当座(up-front)の費用を拠出され、その作成を可能にして頂いた多くの機関にも感謝いたします。

まことに有難うございました。

(桜井、鈴木、鶴野)

3. その他の論文に関するテーマと抄録の紹介 (訳文)

3.1 炉心物質と事故シナリオに関するその他の論文

3.1.1 銀-インジウム-カドミウム制御棒アセンブリーの金属学的反応

(Y. Y. リュー、他、アルゴンヌ国立研究所)

METALLURGICAL REACTIONS INVOLVING Ag-In-Cd CONTROL ROD ASSEMBLIES
Yung Y. Liu, Lawrence A. Neimark and W. D. Jackson, Argonne National
Laboratory / "NUCLEAR TECHNOLOGY" Vol. 87, PP95, (Aug. 1989)

TMI-2 から採取した 3 個の制御棒 / ジルカロイ案内管片をアルゴンヌ国立研究所で試験した。材料のマイクロ組織とマイクロ化学特性を、炉心の底からそれらが採取された位置までの高さの関数として、特性づけた。高さ 47 ~ 52 cm の短い間隔において、マイクロ組織は銀-インジウム-カドミウム合金が溶融した状態から健全状態まで変化していた。尚、制御棒合金の溶融位置においてもステンレス鋼被覆のキャンドリングや被覆と案内管の金属反応はなかった。また、健全状態位置のジルカロイ案内管は β 相組織に変態していた。これらのマイクロ組織はこの位置が事故中に経験した温度の半定量的な指標となった。

(上塚)

3.1.2 フランス原子力庁における TMI-2 炉心物質の試験

(J. デュコー、他、フランス原子力庁)

EXAMINATION OF THREE MILE ISLAND UNIT 2 CORE MATERIALS AT COMMISSARIAT A
L'ENERGIE ATOMIQUE
Jacques Duco and Maria Trotabas, Commissariat a l'energie Atomique
"NUCLEAR TECHNOLOGY" Vol. 87, PP104, (Aug. 1989)

OECD (経済協力開発機構) / CSNI (原子力施設安全委員会) の TMI-2 タスクグループの枠組みの中で、CEA (フランス原子力庁) は損傷炉心から回収された 5 個のサンプルを試験した。サンプルは、炉心外周位置 L1 の集合体から採取した僅かに損傷した燃料棒片、炉心位置 C7 の燃料集合体上端部から

ぶら下がっていた残存燃料棒、及び損傷炉心のセラミックス領域と集塊領域（訳者注：溶融固化領域とクラスト領域）から採取した3個のコアボアロックである。

試験項目は、外観観察、浸漬密度測定、金相試験、波長分散型X線分析、X線回折、熱重量分析、 γ 線分光分析及び中性子放射化分析である。得られた知見は事故中の局所の最高到達温度の評価、炉心位置C7の燃料棒の損傷メカニズムの解明に有用であり、FPと制御材あるいは構造材の挙動に関する情報を提供するものである。少数のサンプルに対するこれらのデータは、他の共同研究参加機関で得られたデータに付加され、TMI-2事故を解明するための広範なデータベースを得ることになる。また、ここで学ぶ教訓を活かせば、多分、炉心溶融の再発は回避されることになる。

（上塚）

3.1.3 TMI-2炉心から採取したボアサンプルの金属組織学的試験

（P. D. ボトムレイ、他、欧州超ウラン元素研究所）

METALLURGICAL EXAMINATION OF BORE SAMPLES FROM THE THREE MILE ISLAND
UNIT 2 REACTOR CORE / Paul David Bottomley and Michel Coquerelle, Euro-
pean Institute for Transuranium Elements
"NUCLEAR TECHNOLOGY" Vol.87, PP120, (Aug. 1989)

TMI-2の溶融炉心から採取されたボアサンプルをTMI-2事故評価プログラムの一部として調べた。サンプルには燃料棒セグメント、制御棒被覆、溶融した岩石状デブリ及びいくつかの炉心ボーリングサンプル（コアボア）から得られた粉状デブリが含まれる。

試料のミクロ組織はその表面や断面を電子・光学テクニック（EDXA/SEMやEPMAを含む）で分析して調べた。また、サンプルに対しては γ 線分光分析やFP放出試験も実施した。

G12ボアから採取した岩石状デブリはほぼウランとジルコニウムの混合酸化物からなる多孔質セラミックスであり、その組織形態は UO_2 と ZrO_2 リッチの微細な共晶相とステンレス鋼の構成元素であった鉄を含む材料の酸化物とが組合わさったものである。岩石状デブリの気孔率と鉄の含有量はサンプルによって異なるものの、 UO_2-ZrO_2 共晶組織は類似したものであった。

燃料セグメントと岩石状デブリの核分裂生成物（FP）を分析した結果、含まれる放射能は ^{137}Cs 、 ^{106}Ru 、 ^{154}Eu とその他の照射によって生成されたFP

による比較的 low レベルの放射能であることが示された。揮発性の ^{129}I は検出されなかったが、他の殆どのFPについては、ある割合が溶融炉心サンプル中に保持されていることが示された。

$\text{Zr}(\text{O})$ と UO_2 あるいは ZrO_2 と UO_2 （この何れであるかは炉心の酸素ポテンシャルに依存する）の間で共晶が形成されていたことから判断して、平衡状態図に基づけば、サンプルの温度は事故のかなりの時間は $2173 \sim 2873 \text{ K}$ （ $1900 \sim 2600 \text{ }^\circ\text{C}$ ）の温度範囲に、また、完全に融けていたサンプルの場合には、 3073 K （ $2800 \text{ }^\circ\text{C}$ ： UO_2 の融点）までの温度にあったと推定される。一方、溶融物質と非溶融炉心材とが混在しているサンプル（凝集サンプル）は比較的低温（ $\sim 1673 \text{ K}$ 、ステンレス鋼の溶融温度）までしか昇温せず、溶融領域と接していた時間も比較的短時間であったことを示している。残存燃料棒セグメントの損傷程度は僅かなものであった。このことは非常な高温に達したのは炉心の中心部に限られることを示している。

（上塚）

3.1.4 TMI-2から採取したコアボア物質の結晶相分析

（A. ブラウン、他、スタズビック原子力AB）

ANALYSIS OF CRYSTALLINE PHASES IN CORE BORE MATERIALS FROM THREE MILE ISLAND UNIT 2 / Allan Brown, Garry J. McIntire and Christian Graeslund, Studvik Nuclear AB / "NUCLEAR TECHNOLOGY" Vol.87, PP137, (Aug. 1989)

1979年の事故で形成された化合物を同定するために、TMI-2炉心のセラミック溶融物、下部クラスト及び下部プレナムの溶融固化部から採取した3サンプルをX線回折で分析した。これを補足するためにガンマ線分光分析と粒子誘導X線発光（PIXE）分析が実施された。これらはトレーサーレベルでの放射性核種濃度とより大きなレベルで、原子量が16以上である元素に関する情報を提供するものである。

分析結果は以下の主要な相の存在を示している。(a) UO_2 主体の不均一な固溶体、おそらくウランニウムに対する二次的な成分としてジルコニウムを含んでおり、過剰な酸素のために過化学量論組成になっている。(b) 1200 K 以下で安定なバデライト構造（単斜晶系）の ZrO_2 と通常は $1200 \sim 1600 \text{ K}$ で安定な斜方晶 ZrO_2 。(c)ニッケル、クロム、フェライト $[(\text{Ni}, \text{Fe})(\text{Fe}, \text{Cr})_2\text{O}_4]$ 。格子定数の測定結果は、二つの化学形の ZrO_2 がともに固溶体中に UO_2 を含むこと及びフェライト相の格子定数はクロムと鉄の含有量の一部がアルミニウムで置換されていること

と合致することを示している。PIXE測定はフェライト中のニッケルの含有量は低いことを示している。

サンプル中のこれらの相の分布を、全部で34個のX線試料から得た回折パターンを定量的に測定することによって調べた。3つのサンプルの間の差を UO_2-ZrO_2 二元系平衡状態図を用いて論ずる。下部プレナムから採取したサンプルは明かに急冷されたものである。下部クラストから採取したサンプルの温度履歴は、冷却はほぼ完全な平衡相をもたらすのに十分ゆっくりであったというものである。セラミック溶融物から採取したサンプルは中間のケース、すなわち片一方の表面で加熱、他表面では冷却が同時に生じたことを示している。

(上塚)

3.1.5 高温における炉心物質の反応

(P. ホフマン、他、カールスルーエ原子力研究センター)

REACTOR CORE MATERIALS INTERACTIONS AT VERY HIGH TEMPERATURES

Peter Hofmann, Siegfried J. L. Hagen, Gerhard Schanz and Alfred Skokan,
Kernforschungszentrum Karlsruhe

"NUCLEAR TECHNOLOGY" Vol.87, PP146, (Aug. 1989)

銀/インジウム/カドミウム制御棒やアルミナ/ボロンカーバイド可燃毒物棒を含む軽水炉燃料集合体を、構成材料が完全に融ける温度まで昇温させたときに、温度の上昇に伴って生じる化学反応と生成される反応物について論じている。最も重要な化学反応の反応速度を調べその結果について述べている。殆どの場合、反応生成物の融点や液化温度範囲は原構成材料のそれよりも低い。このことが、構造材がその融点よりもかなり低い温度で液化してリロケートすることにつながった。炉心で液相が大量に生成する温度範囲は3領域に明確に分けられる。このことを詳細に論じる。重要なU-Zr-O三元系における相関係を広範に研究した。鋼の成分が相関係に与える影響についても論じている。これらの考察は加圧水型の原子炉のみに焦点を当てたものである。

(上塚)

3.1.6 デブリのマイクロ組織から推察した燃料リロケーション機構

(R. V. ストレイン、他、アルゴンヌ国立研究所)

FUEL RELOCATION MECHANISMS BASED ON MICROSTRUCTURES OF DEBRIS

Robert V. Strain, Lawrence A. Neimark and John E. Sanecki, Argonne National Laboratory / "NUCLEAR TECHNOLOGY" Vol. 87, PP187, (Aug. 1989)

スリーマイル島2号機原子炉の下部プレナム領域から取り出したデブリ試料についてマイクロ組織観察とマイクロ化学試験を、光学顕微鏡と電子顕微鏡を用いて詳しく調べた。この研究の結果、この物質は一度溶融したセラミックスであり、 UO_2 と ZrO_2 を主成分とし、少量の鉄、クロム、ニッケル、アルミニウム及びそれらの酸化物を含むことが判明した。

試料のマイクロ組織は、鑄造した多成分材料に見られる典型的な組織であり、粒界に別な相を持つ丸い結晶粒が見られた。大部分の場合、主な結晶粒は、 UO_2 - ZrO_2 固溶体が液体状態から急激に冷却されたとすれば予想される単一相の物質であるようだ。しかし、これらの結晶粒の一部は異なる2相に分離する兆候が見られ、領域によっては結晶粒全体が2つの相に分離していた。結晶粒が分離していることは、物質の一部が比較的ゆっくり冷却されたことを示している。 UO_2 - ZrO_2 からなる主な結晶粒に加えて、いくつかの試料では広い範囲に共晶構造が存在した。共晶構造中の相のひとつは、鉄及びクロムの酸化物からなり少量のアルミニウム及びニッケルの酸化物を含んでいた。この物質は、主な結晶粒構造中の多くの結晶粒界中にも存在した。

結晶粒界相は1600K程度という低い固化温度を持ったと考えられる。このように物質全体に比べて融点が低いために、結晶粒が固化した後も粒界は液化したままであったと予想される。このことから、ステンレス鋼の融点(1670K)近くあるいは、おそらくそれ以下の温度で、その物質は下部プレナムの上にある構造物中を水を含んだ砂のように流れるであろう。このような温度では、その流動物質は圧力容器の底近くでステンレス鋼製の構造物をそれほど顕著には溶融しなかったであろう。

(永瀬)

3.1.7 スリーマイル島2号機Bループ蒸気発生器管盤のルースデブリの試験と分析

(G. O. ヘイナー、バブコック・アンド・ウィルコックス社、他)

THREE MILE ISLAND UNIT 2 B-LOOP STEAM GENERATOR TUBESHEET LOOSE DEBRIS EXAMINATION AND ANALYSIS

George O. Hayner, The Babcock & Wilcox Company; Todd L. Hardt, EcoTek, Inc. / "NUCLEAR TECHNOLOGY" Vol.87, PP191, (Aug. 1989)

一連の事故後炉心損傷の技術的評価の一環として、スリーマイル島2号機のBループ蒸気発生器の上部管盤から採取したデブリについて、実験室における試験を行った。ルース砂利状デブリ試料は、原子炉冷却ポンプBが再起動した174分から192分の間の炉心損傷過程において炉心から上部管盤に運ばれたものと考えられるので、その分析は特に興味を持たれる。破壊試験（化学的、放射化学的、及び金属組織学的試験と、走査型電子顕微鏡やエネルギー分散型分光器を用いた観察や分析）や非破壊試験（外観試験、密度測定）によって、5個の破片と10個の最も大きな粒子の特性把握を完了した。この試験の結果、ポンプ再起動時の炉心損傷の程度に関する直接的な情報が得られた。

(永瀬)

3.1.8 スリーマイル島2号機内の核分裂生成物(FP)放出経路

(シドニー ランガー、他、アイダホ国立工学研究所、EG&G アイダホ社)

FISSION PRODUCT RELEASE PATHWAYS IN THREE MILE ISLAND UNIT 2

Sidney Langer, M. L. Russell and Douglas W. Akers, Idaho National Engineering Laboratory, EG&G Idaho, Inc.

"NUCLEAR TECHNOLOGY" Vol.87, PP196, (Aug. 1989)

TMI-2事故期間中及び事故後の核分裂生成物(FP)の放出は低く、その殆どは希ガスで、他には ^{15}Ci と評価されている ^{131}I を含んでいた。このようにヨウ素の放出量が低かったことは、炉心インベントリのうち放射性セシウムの52%及び放射性ヨウ素の40%が原子炉の炉心から放出されたことを考慮すると驚くべきことである。プラントシステムに大規模なFP放出が始まったのは燃料破損発生以降すなわち事故発生から138分以降であった。環境へのFP放出の主要な経路は、一次冷却材抽出/充填浄化系を経て補助建屋プラントスタッ

クに至る経路であった。大量(40~50%)の希ガス、セシウム及びヨウ素が格納容器内に放出されたが、これらのFPは希ガスが管理放出される1年後まで格納容器内に保持された。
(橋本)

3.1.9 炉心物質の装荷量と挙動

(D. W. エイカース、他、アイダホ国立工学研究所、EG&G アイダホ社)

CORE MATERIALS INVENTORY AND BEHAVIOR / Douglas W. Akers and Richard K. McCardell, Idaho National Engineering Laboratory, EG&G Idaho, Inc.
"NUCLEAR TECHNOLOGY" Vol. 87, PP214, (Aug. 1989)

本報告では、スリーマイル島2号機(TMI-2)の原子炉圧力容器(RPV)から採取した試料に対して行った物質全体の試験結果をまとめ、観察された挙動をもとに材料化学に関して再検討を行なった。TMI-2炉心試験計画の一環として、上部ヘッド中のリードスクリー試料から、事故時にRPVの下部プレナムにリロケーションした熔融物質に至るまで、RPV内全領域から得た炉心物質の試料を調べた。この結果から、炉心物質のうち99%以上はRPV内に残っていたことが示されたが、様々な炉心構成材の成分は元の炉心体積内やRPV内に新たな分布状況を呈していた。データによると、炉心物質の新たな分布は、主として金属成分や酸化物の熱力学的性質に基づいているものと思われる。

(永瀬)

3.1.10 TMI-2 原子炉容器外における核分裂生成物及び炉心構成物質の分布

(C. V. マッキザック、アイダホ国立工学研究所、EG&G アイダホ社、他)

FISSION PRODUCT AND CORE MATERIAL DISTRIBUTION OUTSIDE THE THREE MILE ISLAND UNIT 2 REACTOR VESSEL / Charles V. McIsaac and Douglas W. Akers, Idaho National Engineering Laboratory, EG&G Idaho, Inc.; Richard S. Denning and Rajiv Kohli, Battelle Columbus Division
"NUCLEAR TECHNOLOGY" Vol. 87, PP224, (Aug. 1989)

TMI-2原子炉建家及び補助建家から集めた試料の放射化学、元素及び粒子サイズ分析を実施した。事故後数日間における浮遊ヨウ素濃度の測定は、その平衡濃度が原子炉建家(

R B) 内において炉心蓄積量の最大 0.03%であり、明らかに有機ヨウ素として存在することを示した。ヨウ素は事故時に原子炉冷却水中に放出され、炉心蓄積量の約14%のヨウ素が原子炉建家底部の水中に溶液として存在した。炉心蓄積量の8~100%のヨウ素が沈着物として原子炉建家内の底部床に分布していたと見なされた。炉心蓄積量の約47%のセシウムが炉心から放出した。放出したセシウムの大半は原子炉建家底部の水中に溶液として存在した。アンチモンとルテニウムは炉心に留まり、ステンレス鋼と結合していた。ストロンチウムとセリウムは難溶性の酸化物の形態で炉心中に留まっていた。原子炉冷却水ドレンタンク内に見られた燃料及び制御棒構成元素は明らかに凝縮ミストの形態で炉心から移送されたものである。

(成富)

3.1.11 TMI-2 事故時におけるセシウムとヨウ素の化学及び移行挙動の考察

(オーガスト W. クロネンベルグ、ESA社、他)

CONSIDERATION OF CESIUM AND IODINE CHEMISTRY AND TRANSPORT BEHAVIOR DURING THREE MILE ISLAND UNIT 2 ACCIDENT

August W. Cronenberg, ESA, Inc.; Sidney Langer, EG&G Idaho, Inc.

"NUCLEAR TECHNOLOGY" Vol. 87, PP234, (Aug. 1989)

TMI-2事故から得られたデータは、数十キュリーのオーダの極く少量のヨウ素及びセシウムをプラントから放出したことを示した。その様に限られた放出の原因となる化学的及び物理的プロセスを評価するため、TMI-2事故の炉心損傷中に起こったヨウ素及びセシウムの化学及び移行挙動の詳細な調査を開始した。解析計算によれば、元素状のヨウ素とセシウムが燃料から放出し、次に高温の水蒸気/水素と反応してガス状のヨウ化セシウム(CsI)と水酸化セシウム(CsOH)を生成することを示した。また、原子炉上部プレナム中及びホットレグ配管において、CsOHの一部が凝縮及び化学吸着したと予想される。それらの場所において、化学平衡状態にあったH₂O, CsI, CsOHとHIからCsOHが消失すると、結果としてCsIの安定性が失われてCsOHに置替わり、その過程においてHIが生成する。同様に、CsIとほう酸水の反応が予想され、結果としてCsIの一部がほう酸セシウム塩とHIに変わる。従って、CsI, HI及びCsOHの結合体が炉心損傷時におけるヨウ素とセシウムの基本的な移行形態であると評価される。これらの化学種は水に溶解し、結果として大量のFPヨウ素及びセシウムが水中に保持された。

(成富)

3.1.12 TMI-2 事故における核分裂生成物の炉心からの放出挙動解析

(デビッド A. ペチ、他、アイダホ国立工学研究所、EG&G アイダホ社)

ANALYSIS OF FISSION PRODUCT RELEASE BEHAVIOR FROM THE THREE MILE ISLAND
UNIT 2 CORE

David A. Petti, James P. Adams, James L. Anderson and Richard R. Hobbins,
Idaho National Engineering Laboratory, EG&G Idaho, Inc.

"NUCLEAR TECHNOLOGY" Vol. 87, PP243, (Aug. 1989)

TMI-2 事故時における核分裂生成物放出の挙動を理解するために解析を実施した。放出解析は最適評価の事故シナリオと試料の採集及び調査によって得られた核分裂生成物挙動と一致した。"解析の基となる"核分裂生成物放出モデルがTMI-2 事故の種々の段階において健全な燃料、崩壊した燃料及び溶融した燃料から放出する状況を説明するために使用される。

種々のガス状及び揮発性核分裂生成物は、経験で知られていることであるが、炉心の局所領域において100%まで放出したと計算される。拡散は最初の炉心加熱時の放出で優先的に起こると計算される。ところが一方、気泡の合体とその上昇は大きく合体した溶融物質の領域からの放出を優先させる。計算は一般的に上部及び下部プレナムのデブリ層試料から得られた核分裂生成物保持データと一致している。例外は下部プレナム試料中のセシウムの保持が小さいことであり、セシウムは揮発性の低い化学形態で存在していたらしいことを示唆している。核分裂生成酸化物 (SrO , Eu_2O_3 , 及び Ce_2O_3) について測定された極く少ない放出量は、大きく合体した溶融領域の表面積/体積比が小さいことと相まって、融体中におけるこれら化学種の低い分圧が原因していると計算された。金属種 (ルテニウム及びアンチモン) は炉心構成物質のデブリと結合していると考えられる。

(成富)

3.1.13 核分裂生成物の炉心物質内における分配

(D. W. エイカーズ、他、アイダホ国立工学研究所、EG&G アイダホ社)

FISSION PRODUCT PARTITIONING IN CORE MATERIALS / Douglas W. Akers and
Richard K. McCardell, Idaho National Engineering Laboratory, EG&G Idaho,
Inc. / "NUCLEAR TECHNOLOGY" Vol. 87, PP264, (Aug. 1989)

TMI-2 原子炉圧力容器内の燃料物質からの核分裂生成物の放出及び分配について要約した。そして観察された挙動の原因となった化学反応について議論された。TMI-2 炉心調査

計画の一部として、原子炉压力容器の全領域から採集された試料が調べられた。すなわち上部プレナム内をリードスクリュウして採集された試料から原子炉压力容器の下部プレナムから採集された初期の溶融物質まで調べられた。それらの調査結果は核分裂生成物の挙動において次の様に予想と大きくかけ離れていることを示した。すなわち核分裂生成物の挙動は一般には予想した核分裂生成物の揮発性と化学挙動に基づいている。揮発性の低い化学種（例えば ^{144}Ce ）は燃料物質マトリックス中にほぼ完全に保持されていた。一方、 ^{125}Sb の様に酸化されない化学種は金属構造材と一緒に観察された。揮発性の高い化学種（ ^{137}Cs 及び ^{129}I ）の大半は初期に溶融した燃料から放出した。しかし、その放出は予想される量より少なかった。これらの核分裂生成物は炉心構成物質を濃縮して含んでいる初期の溶融燃料内の粒塊周辺に保持されていた。

（成富）

3.1.14 スリーマイル島2号機リロケーション事象中における溶融コリウムの熱的挙動

（J. L. アンダーソン、アイダホ国立工学研究所、EG&G アイダホ社、他）

THERMAL BEHAVIOR OF MOLTEN CORIUM DURING THE THREE MILE ISLAND UNIT 2 CORE RELOCATION EVENT / James L. Anderson, Idaho National Engineering Laboratory, EG&G Idaho, Inc.; James J. Sienicki, Argonne National Laboratory / "NUCLEAR TECHNOLOGY" Vol.87, PP283, (Aug. 1989)

スリーマイル島2号機の事故時に、溶融コリウムのプールが炉心の中心部に生じ、固化したクラストの中に閉じ込められていた。事故開始後約224分には、溶融物質を囲んでいたクラストが壊れたため、推定で29トンもの溶融コリウムが、炉心外周部のコアバレル集合体（CBA）を通してだけでなく、压力容器内東側外周部の燃料集合体を通してリロケーションした。リロケーション事象における溶融コリウムとCBA構造物の間の昇温及び削り取りに関する相互作用について調べ、ここに解析の結果を示す。

（永瀬）

3. 1.15 溶融炉心を冷却するために幾らの水が必要か？

(シドニー ランガー、アイダホ国立工学研究所、EG&G アイダホ社)

JUST HOW MUCH WATER REQUIRED TO COOL A MOLTEN CORE ?

Sidney Langer, Idaho National Engineering Laboratory, EG&G Idaho, Inc.

"NUCLEAR TECHNOLOGY" Vol. 87, PP294, (Aug. 1989)

以前の重大事故研究において暗黙の内に認められていた仮定は、原子炉炉心の溶融が結果として原子炉圧力容器を破損し、場合によっては原子炉建家を破損して環境へ核分裂生成物を放出することも起こり得るとしていた。この仮定はTMI-2事故において間違いであることが示された。事故において炉心の50%が溶融したが、それにも拘らず核分裂生成物の環境への放出は非常に少量であった(希ガスの5%以下)。事故の終止と原子炉容器の生残りは容器内に水が存在したためである。溶融炉心を冷却し、そして炉心を長期間安定した冷却状態に回復させるために必要な水の量が計算された。これらの計算とTMI-2事故の経験は、冷却水供給の回復に重点を置いた事故管理戦略が重大事故の進行を終わらせ、そして圧力容器の破損を防止し得ることを意味している。

(成冨)

3. 1.16 TMI解析標準問題

(D. F. ギエッシン、米国エネルギー省軽水炉安全技術局)

THE THREE MILE ISLAND ANALYSIS EXERCISE / Daniel F. Giessing, U. S. Department of Energy, Office of Light Water Reactor Safety and Technology

"NUCLEAR TECHNOLOGY" Vol. 87, PP298, (Aug. 1989)

スリーマイル島(TMI)事故は、動力炉の苛酷事故に対する、唯一の実機規模総合設備でのデータを提供している。この事故の結果、苛酷事故の理解をすすめるため、苛酷事故を解析するための解析ツールを開発するために、大規模で世界的な活動が開始された。事故の進展を理解し記述するために必要なデータは、事故の復旧と浄化の全過程を通じて抽出されていた。同時に、苛酷事故解析コードの中には、実際に発生した当該事象と比較することが出来る位の開発段階に到達したものが幾つか出てきた。それ故に、全苛酷事故解析コードをベンチマークにかけるユニークな機会が生じた。この様な活動は、原子力施設等安全研究委員会の協力により、TMI解析標準問題の形態で完結しようとしている。この標準問題は

1987年10月に始まり、1990年早々に完結が予定されている。9ヶ国を代表している約13の関係者が現在この活動に従事している。この標準問題が完了すれば、コードの評価と苛酷事故予測の能力における国際的な意見の一致を見ることになろうと期待されている。

(元木)

3.1.17 MELPROG/TRACによるTMI-2事故のモデリングと状態1及び2の計算結果

(フランク F. モトレイ、他、ロスアラモス国立研究所)

MODELING OF THE THREE MILE ISLAND UNIT 2 ACCIDENT WITH MELTROC/TRAC AND
CALCULATION RESULTS FOR PHASES 1 AND 2

Frank F. Motley and Richard P. Jenks, Los Alamos National Laboratory
"NUCLEAR TECHNOLOGY" Vol.87, PP302, (Aug. 1989)

1979年3月の事故の間に生じ観測されたプラント挙動を予測できるMELPROG/TRACのTMI-2模擬モデルを開発する作業が実施された。このTMI-2プラントモデルを記述するとともに、事故の174分までの計算結果を検討に賦している。TMI-2解析標準問題で推奨された境界条件を用いた場合、この計算では、加圧器が空になること及び炉心再冠水は燃料棒の損傷に先だって発生することを予測している。パラメータ計算（修正した給水流量での）も実施したが、観測されたプラント挙動への一致ははるかに良い。事故のフェイズ 3及び 4まで（各々、174分から227分まで、227分から300分まで）正確に模擬する努力が始まっている。

(元木)

3.1.18 TMI-2解析標準問題に使用したMARCHコードの計算

(ロジャー O. ウォートン、バットルコロンバス研究所)

MARCH CALCULATIONS PERFORMED FOR THE THREE MILE ISLAND UNIT 2 ANALYSIS
EXERCISE / Roger O. Wooton, Battelle Columbus Division
"NUCLEAR TECHNOLOGY" Vol.87, PP310, (Aug. 1989)

スリーマイル島2号機(TMI-2)解析標準問題の一部として、MARCHコードSTCP版での計算が実施された。TMI-2で起こった事の現在までの知見に照らして、数多くのモデル改良がこの

事故を解釈するためには必要とわかった。これ等の改良と計算結果について記述している。

このMARCH改訂版では、炉心加熱の時刻、炉心溶融と被覆管反応割合の合理的な予測、一次系の圧力、そして10時間後に燃焼に至った格納容器内への水素放出を含む事故の鍵となる多くの指標が再現できた。

(元木)

3.1.19 論証工学によるスリーマイル島2号機炉心損傷時期の決定

(ジェイムズ O. ヘンリー、水素管理会社)

TIMING OF THE THREE MILE ISLAND UNIT 2 CORE DEGRADATION AS DETERMINED
BY FORENSIC ENGINEERING

James O. Henrie, Hydrogen Control, Inc.

"NUCLEAR TECHNOLOGY" Vol.87, PP857, (Dec. 1989)

事故のコンピュータ・シミュレーションと異なり、論証工学は事故後において、記録データや、健全なものと同様に、損傷を受けた機器を評価することにより、事故推移の原因を決定するものである。1979年のTMI-2事故の評価においては、6時10分、事故から130分経過時点で蒸気発生器Aにガスが蓄積され始め、従ってこの時には燃料被覆管の破損とジルコニウム・水反応が始ったことが分った。ジルコニウムの酸化による水素の発生率は、事故開始後175分における炉心急冷と崩壊時において最大(水素量70kg/分)になった。180分までには、ジルコニウム・水反応により発生した水素の85%以上が生じており、約400kgの水素が原子炉冷却系に蓄積されていた。同時に、2つの蒸気発生器における蒸気・水界面の水素濃度は90%近くになっていた。203分までには、損傷した炉心が再冠水され、この時以降は露出することはなかった。従って、225分には炉心は完全に水中にあり、溶融炉心物質は原子炉容器底部に流下した。

(鶴野)

3.1.20 スリーマイル島2号機炉心の形状

(M. L. ラッセル、他、アイダホ国立工学研究所、EG&G アイダホ社)

THREE MILE ISLAND UNIT 2 CORE GEOMETRY / Malcolm L. Russell and Richard K. McCardell, Idaho National Engineering Laboratory, EG&G Idaho, Inc.
"NUCLEAR TECHNOLOGY" Vol.87, PP865, (Dec. 1989)

1979年3月28日のスリーマイル島2号機事故における、炉心損傷最終段階の炉心形状が述べられている。その情報は、現場の測定データや、原子炉容器から燃料を取り出す過程での観察結果および試料検査によって得られたものである。これらの情報を総合した結果、次のことがわかった。すなわち、熔融物質が大量に流出する以前に炉心境界内に固化領域が形成されていたこと、および炉心物質が炉心の外側にあるコアフォーマ領域、下部炉心支持構造物、原子炉容器底部に移動したのは、主として液化した炉心物質の重力に基づく流れによるものであったこと、である

(鈴木)

3.1.21 TMI-2 炉心試料の走査型電子顕微鏡による元素分析

(B. A. プレッガ、他、アイダホ国立工学研究所、EG&G アイダホ社)

SCANNING ELECTRON MICROANALYSIS TECHNIQUES FOR THREE MILE ISLAND UNIT 2 CORE SAMPLES / Bruce A. Pregger and Charles S. Olsen, Idaho National Engineering Laboratory, EG&G Idaho, Inc.
"NUCLEAR TECHNOLOGY" Vol.87, PP875, (Dec. 1989)

TMI-2号原子炉からの高放射能材料について元素分析をする技術を調べるため、走査型電子顕微鏡が使用されている。波長分散型X線(WDX: Wavelength dispersive X-ray)分析法を用いれば、 β - γ の表面線量で最高60R/hに近い放射線をもった試料中の金属相と酸化相を定量的に評価できる。蒸着された金は、遠隔分析のための試験片被覆として予期以上に有用であることが分かった。その理由は、たやすく適用できること、蒸発炭素よりもより均一な被覆膜を形成すること、定量的点解析と矛盾しないことが証明されたからである。電子像・遮蔽エネルギー分散分光計・WDX局所写像・定量的WDX局所解析等を組み合わせることによって、炉心金属酸化物極微小濃度の核分裂生成物分布そして炉心温度推定のための相組成等に関するデータを得ることが可能である。

(磯崎)

3.1.22 スリーマイル島2号機炉心物質挙動への燃料損傷実験の応用

(C. S. オルセン、他、アイダホ国立工学研究所、EG&G アイダホ社)

APPLICATION OF SEVERE FUEL DAMAGE EXPERIMENTS TO EVALUATING THREE MILE ISLAND UNIT 2 CORE MATERIALS BEHAVIOR / Charles S. Olsen, Richard R. Hobbins and Beverly A. Cook, Idaho National Engineering Laboratory, EG&G Idaho, Inc. / "NUCLEAR TECHNOLOGY" Vol.87, PP884, (Dec. 1989)

損傷を受けたスリーマイル島2号機(TMI-2)の炉心から採取した炉心デブリの試験は、事故の全体的な理解をする上で重要な部分を占めた。炉心材料の評価のために、入念に計画された炉内及び炉外実験から得られた結果が必要であった。特に、アイダホ国立工学研究所で行なわれた出力逸走試験施設(Power Burst Facility)における燃料損傷実験と、ドイツ・カールスルーエ原子力研究センターで行なわれた非照射燃料集合体試験と炉外での物質相互作用実験から得られた結果を用いて、TMI-2の炉心物質の特性を調べた。TMI-2事故評価のための炉心デブリの特性付けに対するこれらの実験結果の応用をここに示す。

(永瀬)

3.1.23 CONTAIN 1.1 計算コードによるスリーマイル島2号機事故の水素燃焼解析

(村松 健、他、日本原子力研究所)

ANALYSIS OF HYDROGEN BURN IN THE THREE MILE ISLAND UNIT 2 ACCIDENT WITH THE CONTAIN 1.1 COMPUTER CODE
Ken Muramatsu and Kuniyoshi Soda, Japan Atomic Energy Research Institute
"NUCLEAR TECHNOLOGY" Vol.87, PP907, (Dec. 1989)

スリーマイル島2号機(TMI-2)事故時に水素燃焼が発生したことは、軽水炉の炉心損傷事故時の格納容器の健全性について懸念を生じさせ、この事故以後、多くの解析的及び実験的研究が実施された。

TMI-2事故時の水素挙動を的確に評価するためには、格納容器内の熱水力挙動を適切に解析できることが必要である。本研究の目的は、CONTAIN 1.1コードを用いて、TMI-2事故における水素燃焼中の熱水力挙動を解析することであった。

解析の結果、水素の挙動は、水素燃焼モデルに関する一連のパラメータを適切に選択すれば、CONTAIN 1.1によって妥当な精度で予測できることが判った。

(元木)

3.1.24 流下した炉心物質の再臨界の可能性

(バーナード R. バンディーニ、他、ペンシルベニア州立大学)

POTENTIAL FOR RECRITICALITY OF THE RELOCATED CORE

Bernard R. Bandini and Anthony J. Baratta, Pennsylvania State University,
College of Engineering, Nuclear Engineering Department

"NUCLEAR TECHNOLOGY" Vol.87, PP926, (Dec. 1989)

スリーマイル島 2号機 (TMI-2)における、さまざまな形状配置の損傷燃料が持つ実効増倍率(k_{eff})に関する知識は、進行中の燃料取り出し作業に大きな影響を与えてきた。最近のDOT 4.3 (注、中性子輸送解析コード)の離散変数解析 (discrete ordinates analysis) により、 k_{eff} に関する初期の事故後解析は発展させられ、事故進行過程における重要ないくつかの時期の臨界性を「最適予測」することができた。最近の解析結果によれば、事故の全過程を通じてTMI-2 燃料は高度の未臨界の形状配置にあったものと評価された。加えて、事故初期の重要な冷却材ボイルオフ時期においては、臨界必要条件から著しく離れていることが保守的な計算によって示されている。

(鈴木)

3.1.25 TMI-2 解析標準問題:CATHAREコードによる事故過程フェイズ1及び2の計算

(パトリック デュマ、カダラッシュ原子力研究所)

THREE MILE ISLAND UNIT 2 ANALYSIS EXERCISE : CATHARE COMPUTATIONS OF
PHASES 1 AND 2 ON THE ACCIDENT

Patrick Dumaz, Centre d'Etudes Nucleaires de Cadarache (France)

"NUCLEAR TECHNOLOGY" Vol.87, PP946, (Dec. 1989)

スリーマイル島 2号機の解析標準問題の中で、事故過程のフェイズ 1および 2 (0-174分)に関する計算を CATHARE (注、カタール) および CATHARE1/ICARE コンピュータ・コードを用いて実施した。

初期事象 (0-30分) は CATHARE で正確に計算された。熱流体挙動に関してはフェイズ 1 の後半も大変よくシミュレート出来ているし、全般的課題に関しても事象のシミュレーションがほとんど困難であったとはいえない。

炉心物質のリロケーションをコンピュータ・コードは扱えなかったので、フェイズ 2 の解析については制約された。にも拘らず、被覆管のバルーニングと酸化については正しく計算されているように思われる。

(鈴木)

3. 1.26 TMI-2 の2-B 冷却ポンプトランジェント時の熱的応答

(プイ クアン、他、アイダホ国立工学研究所、E G & G アイダホ社)

THERMAL INTERACTIONS DURING THE THREE MILE ISLAND UNIT 2 2-B COOLANT PUMP TRANSIENT / Pui Kuan, James L. Anderson and E. L. Tolman, Idaho National Engineering Laboratory, EG&G Idaho, Inc.
"NUCLEAR TECHNOLOGY" Vol. 87, PP977, (Dec. 1989)

TMI-2 号機2-B冷却ポンプトランジェント時の熱的応答は、原子炉容器内構造物の部分溶融についての1つの説明となっている。炉心から冷却材へのエネルギー輸送とポンプトランジェント時の蒸気生成率を計算するのに、1次系の圧力変化が用いられる。つぎに、蒸気生成率は原子炉容器内構造物の加熱を計算するのに用いられる。エネルギー・バランスから、Zrの蒸気による発熱酸化が生じたに違いないことが分かる。原子炉容器内構造物の加熱計算においては、酸化過程において生成された水素の効果を模擬するため、蒸気の熱輻射率を減少させた。計算の結果、かなりの水素量(～60%)が存在している場合には原子炉容器内構造物の低い方の端にある薄肉構造物だけが溶融したであろう、それにたいし厚肉構造物の方は部分的に削り採られただけであろうことが、分かった。これらの結果は損傷の観察結果と一致している。

(磯崎)

3. 1.27 スリーマイル島2号機の損傷炉心に関する加熱及び冷却過程の解析

(R. L. モーア、他、アイダホ国立工学研究所、EG&G アイダホ社)

THREE MILE ISLAND UNIT 2 DEGRADED CORE HEATUP AND COOLDOWN ANALYSIS

Richard L. Moore, Daniel W. Golden and E. L. Tolman, Idaho National Engineering Laboratory, EG&G Idaho, Inc.

"NUCLEAR TECHNOLOGY" Vol.87, PP990, (Dec. 1989)

スリーマイル島2号機の炉心が加熱した174-224分の時期と、224分に25トンもの炉心物質が原子炉容器下部プレナムにリロケーションした後の炉心固化領域の冷却過程を解析するために、2次元の有限要素モデルを開発した。そのモデルでは、損傷炉心領域表面での熱損失、炉心物質の溶融、溶融物の溜まり(プール)内部での対流伝熱、および揮発性FPの放出に伴う崩壊熱の減少を考慮した。そのモデルから得られた結果によると、リロケートした25トンもの炉心溶融物が224分に生成されているためには、少なくとも174分には17%の固化炉心物質が溶融していなければならないことが示された。冷却過程の解析では、炉心が冷却材によって冠水されている限り、炉心形状は熱的に安定に保たれ、事故発生から約324分後にはプール冷却が開始されたことが示された。

(鈴木)

3. 1.28 TMI-2事故における溶融物質の挙動

(R. R. ホビンス、他、アイダホ国立工学研究所、EG&G アイダホ社)

MOLTEN MATERIAL BEHAVIOR IN THE THREE MILE ISLAND UNIT 2 ACCIDENT

Richard R. Hobbins, Malcolm L. Russell, Charles S. Olsen and Richard K. McCardell, Idaho National Engineering Laboratory, EG&G Idaho, Inc.

"NUCLEAR TECHNOLOGY" Vol.87, PP1005, (Dec. 1989)

苛酷事故シークエンスにおける溶融材の挙動は、緩和機能の働かない事故における原子炉容器底部破損による流出デブリの性質(組成と核生成物インベントリ)に影響を与え、また制御可能事故のもとで種々の局面におけるデブリの冷却性能にも影響を与える。TMI-2号機事故においては炉心溶融が、この事故以降なされてきたいかなる苛酷炉心損傷試験よりも、はるかに進行した。したがって、TMI-2号機は下部炉内構造物への溶融リロケーションを含んで、炉心溶融の最終進展結果にかんする貴重な情報源を提供してくれるのである。TMI-2号機原子炉容器内部溶融物を調べた結果、溶融物は炉心で冷却不能な形状と

なるがその周囲の表皮に穴をあけ、塊となって下部炉内構造物の方へとリロケーションし、そこにあった水との反応とともに細かに砕けて冷却可能な小石状の床を形成したことが分った。熔融物の化学、とくに酸素ポテンシャルは核生成物化学型に影響を与え、それゆえに熔融物中の保持(retention)に影響を与えることになる。化学は熔融物と原子炉压力容器構造物との反応をも決定する。

(磯崎)

3.1.29 スリーマイル島2号機事故時における中性子源領域モニタの全般的挙動

(アントニイ J. バラッタ、他、ペンシルベニア州立大学)

THE OVERALL SOURCE RANGE MONITOR RESPONSE DURING THE THREE MILE ISLAND UNIT 2 ACCIDENT / Anthony J. Baratta, Alireza Haghghat, Bernard R. Bandini, Pennsylvania State University, College of Engineering, Nuclear Engineering Department / "NUCLEAR TECHNOLOGY" Vol. 87, PP1013, (Dec. 1989)

スリーマイル島2号機(TMI-2)事故の最初の25時間における、中性子源領域モニター(SRM)応答を解析した。SRMの応答は、容器底部の炉心物質分布を変えた種々のモデルに対して、静的中性子輸送計算を実施して求めた。以前に求めたスクラム後225分および3年における炉心と底部の物質分布を計算開始条件として使用し、スクラム後225分から25時間における底部物質分布の変化を求めた。この輸送計算で求めた底部の物質分布は、他のTMI-2事故評価計画の下で実施された研究結果と矛盾ないものである。

(鈴木)

3.1.30 TMI-2 炉心リロケーション-熱伝達と機構

(ミカエル エプシュタイン、他、ファウスケ・アンド・アソシエイツ社)

THE THREE MILE ISLAND UNIT 2 CORE RELOCATION - HEAT TRANSFER AND MECHANISM / Michael Epstein and Hans K. Fauske, Fauske & Associates, Inc. "NUCLEAR TECHNOLOGY" Vol. 87, PP1021, (Dec. 1989)

TMI-2号機事故では上部デブリベッドの崩壊が、炉心破損と下部压力容器プレナムへの炉心材再移動の主な原因であったと想定されている。この炉心再移動の機構によって、プ

ラント計測結果から推論される時間スケールとエネルギー輸送速度が説明できる、ことが示されている。解析をさらに実施した結果、原子炉压力容器下半分にある水は再移動開始時にはサブクール水であったことが分かった。さらに、TMI-2号機压力容器の底にある最終冷却形状を説明するのに、このサブクールは有用である。再移動事象を解析した結果得られたことは、コリウム溶解量はいかなる時でも水と混合されなかった、ということである。このことは水蒸気爆発に誘起されて压力容器と格納容器が破損すると言うことが、これまで信じられていたよりもはるかに現実性の低いことを示した。

(磯崎)

3.1.31 TMI-2事故のMELCOR解析

(エドワード A. ブシェロン、他、サンディア国立研究所)

MELCOR ANALYSIS OF THE THREE MILE ISLAND UNIT 2 ACCIDENT

Edward A. Boucheron and John E. Kelly, Sandia National Laboratory

"NUCLEAR TECHNOLOGY" Vol. 87, PP1050, (Dec. 1989)

MELCOR計算コードが、TMI-2事故の最初の174分間に起きた事象を解析するため用いられた。MELCORは、原子力発電所の苛酷事故の解析用に米国規制委員会の契約によりサンディア国立研究所で開発されている。解析結果と実測データとの比較によると、両者はよく一致しており、MELCORがTMI-2事故の重要な事象をモデル化できることが示された。特に炉心熔融及び水素発生モデルによる予測結果は実測とよく一致している。コードは単純化したモデル化を採用しているが、原子炉システムの全ての重要な特性と事故事象をモデル化することができた。この解析により、MELCORコードが苛酷事故解析に適用し得ることが示される。

(野村)

3.1.32 TMI-2 事故の初期過程の熱水力解析

(橋本 和一郎、他、日本原子力研究所)

THERMAL-HYDRAULIC ANALYSIS OF THE INITIAL PHASE OF THE THREE MILE ISLAND
UNIT 2 ACCIDENT / Kazuichiro Hashimoto and Kunihisa Soda, Japan Atomic
Energy Research Institute
"NUCLEAR TECHNOLOGY" Vol.87, PP1058, (Dec. 1989)

TMI-2事故の最初の174分間の熱水力解析がTHALES-PM1-TMIコードを用いて行われた。その目的は、この計算コードが実際のプラントで事故の進展を良く記述できるかを調べることにあった。初期条件及び境界条件は、TMI-2解析演習を行うためOECD/NEA CSNIが用意したTMI-2標準問題データベースに基づいている。

THALES-PM1による解析結果と実際のデータは概ね一致しており、コード内部で用いられている物理モデルの妥当性が示された。デブリがまだ初めの位置に止まっていた初期の事故過程の炉心の損傷挙動に関する解析では、より良い結果が得られた。しかしながら、事故の後期における現象の進展に関しては、燃料のリロケーション及びデブリ形成のための物理モデルは更に改良する必要がある。

(野村)

3.1.33 MAAP3.0Bを用いたTMI-2 事故の最初の174分のシュミレーション

(アリエル シャロン、ファウスケ・アンド・アソシエイツ社、他)

SIMULATION OF THE FIRST 174 MINUTES OF THE THREE MILE ISLAND UNIT 2 AC-
CIDENT USING MAAP 3.0B / Ariel Sharon, Lawrence J. Godin, Francisco J.
de Mora and Robert E. Henry, Fauske & Associates, Inc.; Garry R. Thomas,
Lawrence Livermore National Laboratory
"NUCLEAR TECHNOLOGY" Vol.87, PP1067, (Dec. 1989)

TMI-2事故の最初の174分間は、全出力運転に始まりそして回復操作のないままに燃料の苛酷な損傷に終わる2つのフェイズからなる。その期間の運転員の操作及びプラントの初期及び境界条件は、EG&G アイダホ社により整備され、苛酷事故解析コードのベンチマーク用

標準入力データとして用いられて来た。

これらの標準的なプラントパラメータ及び事故時の境界条件は、最初の炉心回復の試みがなされた174分までの事故の進展をシミュレートするためにMAAP3.0Bコードに用いられた。対象とした期間の大部分について、多くのデータの実測と解析の一致は良かった。この解析の結果、苛酷事故において注目すべき2つの主要な現象が明らかとなった。

1. 一次系内部における水素発生及び輸送
2. ホットレグがボイド状態となったときの加圧器サージラインを通る流量

これらの現象を表す特定のモデルが事故シミュレーションの良し悪しを左右する鍵である。

(野村)

3.1.34 スリーマイル島2号機事故のATHLET解析

(アドリー B. ワーバ、他、GRS)

ATHLET ANALYSIS OF THE THREE MILE ISLAND UNIT 2 ACCIDENT

Adly B. Wahba and Fritz Steinhoff, Gesellschaft für Reaktorsicherheit
mbH, Reaktorstation, Federal Republic of Germany

"NUCLEAR TECHNOLOGY" Vol. 87, PP1086, (Dec. 1989)

TMI事故解析に用いた熱水力解析コードATHLETは、ドイツ連邦共和国の原子炉安全協会(GRS)によりU字管型蒸気発生器を有する加圧水型原子炉の安全解析用に開発された。

TMI-2事故のフェイズ1の解析は予備的なものであり、より精度の良い解析のためには、蒸気発生器内の熱の流れを正確にモデル化する必要があった。入手可能なデータを用いた解析では、一次系圧力の予測値は不正確なものであった。

改良を加えた2番目の解析では、ワンスルー方式の蒸気発生器をより詳細にシミュレートした結果、アスピレータの流動抵抗がコールドレグ温度に影響を及ぼすこと、一次系温度・圧力などのパラメータの変化が補助給水流量の大きさ及び給水位置に依存するという興味ある結果が示された。

(野村)

3.2 保健物理と環境放出に関するその他の論文

3.2.1 スリーマイル島2号機補助建屋の放射線状況と経験

(P. E. ルーター、アイダホ国立工学研究所、EG&G アイダホ社、他)

RADIOLOGICAL CONDITIONS AND EXPERIMENTS IN THE THREE MILE ISLAND UNIT 2 AUXILIARY BUILDING / Paul E. Ruther, Idaho National Engineering Laboratory, EG&G Idaho, Inc.; Wilbert G. Zurliene, General Dynamics Services Company / "NUCLEAR TECHNOLOGY" Vol.87, PP361, (Oct. 1989)

スリーマイル島2号機の事故後の放射線状況は異常なものではあったが、人に障害を与える恐れのあるものは、ほとんど補助・燃料取扱建屋に限定された。最も重要な放出経路は、(注; 原子炉冷却系の) 抽出・給水・浄化系であった。補助・燃料取扱建屋内のいくつかの場所では線量率が、事故直後の2,3日間、 3mSv/s (1000R/h)を越えた。線量率は3,4日で減衰し、約1週間後には安定した。空气中放射能レベルは、初期には希ガス放出によるものであり、その後は表面汚染(注; した核種)の再浮遊によるものであった。原子炉冷却材中の核分裂生成物(FP)の混合物は、最初の1ヶ月内に殆どセシウムの状態からほぼ等量のストロンチウムとセシウムの状態に変わった。これは非常に高いベータ放射線レベルを生じた。著しくストロンチウムのレベルが高かったので、汚染管理限度を事故前の限度(注; ^{137}Cs と ^{60}Co を主な対象とし、 $1000\text{dpm}/100\text{cm}^2$)の半分に引き下げるようになった。

(高橋)

3.2.2 スリーマイル島2号機原子炉建屋立入り計画

(ジェームス W. ランゲンバッハ、GPU N社)

THREE MILE ISLAND UNIT 2 REACTOR BUILDING ENTRY PROGRAM
James W. Langenbach, GPU Nuclear Corporation
"NUCLEAR TECHNOLOGY" Vol.87, PP368, (Oct. 1989)

1979年3月28日の事故後における、スリーマイル島2号機原子炉建屋への最初の立入りに至る事柄全般について述べられている。最初の2回の立入りの結果と立入りを支援する

目的でなされた実験が述べられており、これらの立入りを達成する上での障害とその課題を充分理解する一助としたい。

(高橋)

3.2.3 スリーマイル島とその環境

B. A. グッド、G. M. ロッド、D. M. サージャナー GPUN

THREE MILE ISLAND AND THE ENVIRONMENT

B. A. Good, G. M. Lodde, and D. M. Surgeoner
GPU Nuclear Corporation

プラントのルーチン作業の一環として、限られた量の放射性物質が、液体及び気体状の放出物として環境中に放出されている。環境中に放出される放射性物質の量が極く少なく連邦の放出基準を越えないことを確かめるため、放出物をコントロールする計画が実施されている。放出物のコントロールは、換気系とフィルタ、排気ガスホールドアップタンク、脱塩装置、蒸発装置等のプラント設備を用いて行っている。放出物コントロール計画には、放射性物質の放出量を極小におさえることに加え、放出物と環境放射線レベルのモニタリングも含まれている。

TMI放射線環境計画は放射線測定、環境試料の採集、これら試料の放射能濃度の分析、及び測定結果の解釈を含んでいる。放射性物質が人体に達する経路のうちで重要なものに特に注目し、水、空気及び土の試料採集が行われている。

公衆に対する線量は、外部放射線量の直接測定、及び内部被曝線量に寄与する可能性のある核種の環境中濃度の測定により評価する。平常時のプラント運転に起因する外部放射線量と環境中の核種濃度は普通非常に小さく、測定（自然放射線、放射能と分離しての）は不可能である。その結果、サイト外での線量はコンピュータを用いた計算モデルで評価される。この計算モデルは、放射性物質の環境中での濃度を予測し、これに伴う環境中の放射線量を評価するものである。

TMIの職員及び独立した機関により行われた放射線環境モニタリングにより、放出物コントロールのための技術設計ならびにコントロール自体も適切であることが確かめられてきている。平常運転時に公衆が受ける線量は、環境保護庁の環境基準、米国原子力規制局の線量限度指針、及び自然放射線から受ける線量に比べ、はるかに小さい。何年にもおよぶ放出物の施設内モニタリングと環境中でのモニタリングの結果に基づき、TMIから放出されてきた放射性物質の環境への影響、あるいは公衆の健康と安全への影響はなかったと結論付けることが適当である。なお、ここでのモニタリング結果は独立したモニタリングによってその妥当性が証明されてきている。

(斎藤)

3.2.4 コア模擬体熱ルミネセンス検出器による表面放射エネルギーの特性評価

(R. J. Vallem, ベクテル・ナショナル社、他)

SURFACE ACTIVITY CHARACTERIZATION WITH THERMOLUMINESCENT DETECTOR PSEUDO CORES / Robert J. Vallem and Carl H. Distenfeld, Bechtel National, Inc.; Henry K. Peterson, EG&G Idaho, Inc.
 "NUCLEAR TECHNOLOGY" Vol.87, PP421, (Oct. 1989)

スリーマイル島2号機原子炉建屋被曝低減化計画の一部として、1つの表面汚染量測定法が開発された。その方法は、コンクリートコア試料の汚染レベルとβ線との関係を基礎においたものである。特殊なホルダーに固定された熱ルミネセンス検出器の個人被曝線量計が放射線測定に使われた。この測定方法の有効性は実験によって確かめられ、他の試料表面の測定にも拡張された。

(馬場)

3.2.5 除染の優先順位を決めるための迅速選別測定技術

(カール H. ディステンフェルト、ベクテル・ナショナル社、他)

A FAST SORTING MEASUREMENT TECHNIQUE TO DETERMINE DECONTAMINATION PRIORITY / Carl H. Distenfeld, Bechtel National, Inc.; Barry H. Brosey, GPU Nuclear Corporation; Hiroo Igarashi, Hitachi Ltd.
 "NUCLEAR TECHNOLOGY" Vol.87, PP424, (Oct. 1989)

スリーマイル島2号機原子炉建屋に対する除染の優先順位をつけた方法は系統的であるが、しかし個人被曝量がかさみ時間を浪費するものである。被曝量を最小にする一つの方法は、除染作業者の集積線量を左右する表面汚染源を明らかにし、対処することである。そうすれば表面特性が決定され、汚染源の除去に必要な条件に合った除染技術を開発できる。TM 1-2では迅速選別法が開発され、被曝量低減化のために汚染表面の優先順位づけに使われた。それから二度目の迅速選別によって表面特性評価の次の段階、除染法の選択、及び除染の実施を決める。

開発された迅速選別法は、エベリンHP 220Aの指向性サーベイシステムを基礎としている。HP 220A プローブの応答角度は 2π sr にほぼ等しく、測定対象が接近して来るか、離れて

行くかというようなどちらの条件での測定も可能である。 4π sr にわたって分布する汚染源をこのシステムで明らかにすることは困難である。プローブの遮蔽を設計し直すことで、約 $\pi/2$ sr まで角度の区別ができるように改良できた。この改良によって実用上角度の重なりもなく、また除外される部分もなく、明らかに6方向の測定(上、下、前、後、右、左)ができるようになった。矩形に梱包されたプローブの角度を校正するために、簡単で軽いスタンドが使われた。矩形の6つの平面が、6方向をのぞむ角度を校正するために使われた。

(馬場)

3.2.6 スリーマイル島2号機原子炉建屋の空气中浮遊物による再汚染

J. E. ターピニアン ベヒテル建設会社

AIRBORNE RECONTAMINATION OF THE THREE MILE ISLAND UNIT 2 REACTOR BUILDING
J. E. Tarpinian
Bechtel Construction Inc.

スリーマイル島2号機原子炉建屋(RB)の線量低減目標は、作業者の受ける全集団線量が合理的に達成できる範囲で十分に低くなるよう、作業区域の線量率レベルを下げるために提案されたものである。この目標の一環として、RBの表面の除染に大きな努力が払われてきた。表面から再び離脱することが可能な放射能による非常に高い汚染は、時には 1.7×10^3 Bq/cm² (4.6μ Ci/100cm²)を越すこともあったが、これが空气中浮遊物の放射能濃度を高めるため、広い範囲での吸入防護器具の着用が必要であった。そこで、吸入防護器具の使用範囲を狭める、あるいは全く必要としない程度に離脱可能な放射能のレベルを下げるのが、除染計画の一つの目標となった。

RBの広い範囲が再汚染されつつあることが明らかになり、除染計画の進行は困難に直面した。測定によると再汚染係数は約 1.5 Bq/cm²・d⁻¹ (4.1×10^{-3} μ Ci/100cm²・d⁻¹)であった。いくつかの試験の結果、RB内空気循環系により高汚染表面からの放射能が建屋各所に運ばれていることが分った。カスケード・インパクトを用いたエアロゾル調査から、粒子のサイズは2つピークのある分布をしていることが分った。20 μ m 以上の空気力学的放射能中央径(AMAD)を持つ粒子が採集された放射能の30%あり、AMAD 5 μ m 以下のものが60%であった。光学電子顕微鏡とラマン顕微鏡を用いた調査により、比較的大きな粒子は空気循環システムに関連した有機物のほこり、小さな粒子は除染水に溶けている硼酸に関連したものであることがわかった。

クーラーのファンを通過する空気流量を減らし、高汚染Dリングへの空気流量を制限した結果、再汚染率が $4 \times 10^{-2} \text{ Bq/cm}^2 \cdot \text{d}^{-1}$ ($1.1 \times 10^{-4} \mu\text{Ci}/100\text{cm}^2 \cdot \text{d}^{-1}$)まで減少した。その結果、空气中浮遊物を媒体とした表面の再汚染は作業上問題にならなくなった。さらに、床の除染により吸入器防護装置の着用を大幅に減らすことができた。

(斎藤)

3.2.7 スリーマイル島原子炉建屋地階とDリングの放射線汚染状況の調査

H. K. パターソン アイダホ国立技術研究所、EG&G アイダホ社

CHARACTERIZATION OF THE RADIOLOGICAL CONDITIONS OF THE THREE MILE ISLAND REACTOR BUILDING BASEMENT AND D-RINGS

H. K. Peterson

Idaho National Engineering Laboratory, EG&G

1979年3月のスリーマイル島2号機における事故時及びその後の過程で、高汚染水が原子炉建屋(RB)地階に放出され、地階構造物が2.59 mの深さまで水没した。RBの排水が行われた後でも、RB上部の放射線場(放射線の強度)は予想した通りには低下しなかった。一連の個人用熱蛍光線量計(TLD)を吊下げて、地階の放射線源の確認と特性解明が行われた。TLDのデータを使用し計算コードISOSHLDを用いて放射線源のモデル化を行い、引続き行われるRB内での復旧作業中において個人が受ける線量の重要度を実証するのに利用された。

(斎藤)

3.2.8 TMI-2原子炉建屋の86.1-m床面におけるロボット利用の特性把握

(デニス E. ファーグソン、ベクテル・ナショナル社)

ROBOTIC CHARACTERIZATION OF THE 86.1-m ELEVATION OF THE THREE MILE ISLAND UNIT 2 REACTOR BUILDING / Dennis E. Ferguson, Bechtel National, Inc.
"NUCLEAR TECHNOLOGY" Vol. 87, PP443, (Oct. 1989)

スリーマイル島2号機におけるロボット利用の特性把握計画は、初期作業で明らかになった要求や問題に対応して進展した。1987年10月31日から11月9日までの間に、原子炉建屋(RB)の高さ86.1m(282-ft, 6-in)の床面を、RoverロボットとDiver指向性測定システムを用いて広範囲の測定を行った。職員は指向性測定機器により、密着状態と一般区域の線量率について243点の測定値を得た。1988年8月19日から24日までの間にも、RBの高さ86.1m(282-ft, 6-in)床面の測定を行った。測定結果から、除染により地階のソースタームは減少していることは分ったが、除染法の違いによる効果を定量的に見るにはデータが不十分であった。測定結果と、ロボット利用の特性把握計画における機器と測定技術から学んだことを報告し、地階状況の理解と将来におけるロボット利用測定計画作成の助けにしたい。

(鶴野)

3.2.9 TMI-2 原子炉建屋地階のコンクリート面における放射能分布

(ポール J. バベル、バーンズ・アンド・ロー社)

THREE MILE ISLAND UNIT 2 REACTOR BUILDING BASEMENT CONCRETE ACTIVITY
DISTRIBUTION / Paul J. Babel, Burns and Roe, Inc.; Raymond E. Lancaster
and Carl H. Distenfeld, Bechtel National, Inc.
"NUCLEAR TECHNOLOGY" Vol. 87, PP450, (Oct. 1989)

スリーマイル島2号機(TMI-2)原子炉建家(RB)地階のコンクリート壁及び床における放射性物質の量を決定するために使用した試料と測定データを示す。RB地階の構造、コンクリートと表面被膜剤の種類、測定方法、そして最終評価を述べる。放射性物質(主として ^{137}Cs)は浸水部のコンクリートの床や壁にひどくは浸透しなかったが、コンクリート・ブロックには完全に浸透したことが分った。壁の放射能分布は床からの高さにより大きく変化した。RB地階における放射能 $975(\pm 25\%)\text{TBq}(26400\text{ Ci})$ の内、72%はコンクリート・ブロック中に、23%は低圧縮強度コンクリートの壁に、2%は低圧縮強度コンクリートの床に、3%が高圧縮強度コンクリートの壁に含有されていた。

(鶴野)

3.2.10 原子炉冷却系 (RCS) の特性把握と特殊核燃料物質 (SNM) の収支 :

TMI-2 のRCS, 原子炉建屋及び補助建屋内の燃料循環追跡

(ジェス グリーンボーク、GPU社)

RCS CHARACTERIZATION AND SNM ACCOUNTABILITY : TRACE FUEL CIRCULATION IN THE RCS, REACTOR BUILDING, AND AUXILIARY BUILDING AT TMI-2

Jess Greenborg, GPU Nuclear Corporation

"NUCLEAR TECHNOLOGY" Vol.87, PP457, (Oct. 1989)

スリーマイル島2号機炉心崩壊後の原子炉冷却材の循環により、燃料は原子炉冷却系及び接続している補助系へ散らばった。それが集まった所は、一般に低い地点や水平面であり、また量は少ないが、垂直面にもあった。影響された補助系は、原子炉冷却材ドレンタンク、抽出系、給水・浄化系、液体廃棄物系及び原子炉冷却材ポンプシール水戻りラインであった。蒸気発生器への蒸気の流れによって、小さな粒子 (<1mm) のみが移動した。炉心損傷過程の煙発生は、冷却系の高い場所に被膜を形成する原因となった。原子炉冷却材ポンプの再起動は、蒸気発生器内に大きな粒子を見る原因となった。

(高橋)

3.2.11 スリーマイル島2号機原子炉建屋における原子炉容器外燃料の特性把握

(小林 隆輔、JGC社、他)

EX-VESSEL FUEL CHARACTERIZATION RESULTS IN THE THREE MILE ISLAND UNIT 2 REACTOR BUILDING / Ryusuke Kobayashi, JGC Corporation; Carl H. Disten-

feld and Dennis E. Ferguson, Bechtel National, Inc.

"NUCLEAR TECHNOLOGY" Vol.87, PP461, (Oct. 1989)

スリーマイル島2号機の事故過程及びその後の強制循環により、原子炉燃料が原子炉建屋 (RB) と補助・燃料取扱建屋 (AFHB) のシステム及び機器全体に散らばった。ほとんどの燃料は原子炉冷却系とRB内に残ったが、少量がAFHBに留まった。1985年に原子炉容器外燃料デブリの位置と量を決定するための活動が始まった。RB内で原子炉容器外の燃料特性把握を目的とした測定の概要が示されている。

燃料の特性把握は、中性子分析、アルファ分析、サンプリング、目視検査、ガンマスペクトロメトリー、全ガンマ放射線測定の方法でなされた。ある特定領域での最適予測方法は、その環境による所が著しく、しばしば数種の方法が組み合わせて採用された。

これらの方法により、RB内で原子炉容器外における燃料の最大・最小量が評価された。この評価は、原子炉燃料のうち 76.2 から 215.1kg が現在、原子炉容器外の区域に残っていることを示している。

(高橋)

3.2.12 TMI-2 補助建屋内の燃料の検出と分布

(パウエル J. バベル、バーンズ・アンド・ロー社、他)

REACTOR FUEL DETECTION AND DISTRIBUTION IN THE THREE MILE ISLAND UNIT 2
AUXILIARY BUILDING / Paul J. Babel, Burns and Roe, Inc.; Barry H. Brosey
GPU Nuclear Corporation; Carl H. Distenfeld, Bechtel National, Inc.
"NUCLEAR TECHNOLOGY" Vol.87, PP470, (Oct. 1989)

本論文では、TMI-2 号機の補助・燃料取扱い建屋の原子炉補助系に残存する原子炉燃料の位置及び量の決定において払った苦勞を論じている。原子炉燃料の最も確からしい存在位置を確認するための全ての方法、使用したガンマ線スペクトル分析系、放射線輸送コンピュータコード及び使用した数値解析技術も論じている。測定の結果、補給水浄化系及び廃棄物処分系に極くわずかの量の燃料が残存していることが明らかとなった。

(藤崎)

3.2.13 原子炉容器底部の燃料を評価するための炉外中性子検出器の使用

(ルーバン ライニッシュェ、他、バーンズ・アンド・ロー・エンタープライズ社)

USING EX-CORE NEUTRON DETECTORS TO ESTIMATE FUEL QUANTITIES IN THE REACTOR VESSEL LOWER HEAD / Reuben Rainisch and Victor R. Fricke, Burns and Roe Enterprises, Inc.
"NUCLEAR TECHNOLOGY" Vol.87, PP478, (Oct. 1989)

TMI-2号機の事故中に、有為な量の炉心デブリが原子炉容器底部に移動した。続いて行われた炉心区域での燃料取り出し作業は、燃料の位置を変え、事故時より多くの炉心デブリを原子炉容器底部へ移動させる原因となった。本論文では、炉外中性子検出器の表示変化をもとに、底部プレナムデブリ層の量の相対的な増加を決定するための解析方法を述べる。原子炉容器底部プレナム中の燃料からの中性子強度及び底部における中性子の未臨界増倍率が調べられている。数学モデルに基づいて、炉心底部の燃料取り出し作業中（1986年9月から1987年11月まで）に、更に、12トンから23.5トンの炉心物質が底部に移動したものと推定される。

(藤崎)

3.2.14 TMI-2の燃料取り出し・除染作業における暑さによるストレス抑制

(ジョン S. ショーク、他、GPU社)

HEAT STRESS CONTROL IN THE THREE MILE ISLAND UNIT 2 DEFUELING AND DECONTAMINATION ACTIVITIES

John S. Schork and Bradley A. Parfitt, GPU Nuclear Corporation

"NUCLEAR TECHNOLOGY" Vol. 87, PP486, (Oct. 1989)

TMI-2号機の燃料取出し・除染作業では、原子炉建屋内高汚染区域で作業した時、作業員は防護服の重ね着が必要となった。防護服の断熱性のため、作業員は暑さによるストレスを受けた。このストレスを低減するため、特別計画が推進された。計画には、作業員の健康診断・教育と訓練・作業時間制限・個人用冷却装置としての”氷チョッキ”を積極的に使用すること、などが含まれた。この論文では特別計画における物資補給とか運営面についても検討した。最後に、原子炉建屋内で暑さによるストレスと戦うための、また個人用防護器具への依存度を下げるための工学的制御設備の使用についても述べてある。

(磯崎)

3. 2. 15 放射線及び環境管理に関する記録の訴訟における重要性

G. M. ロッド、T. D. マーフィー GPUN社

THE SIGNIFICANCE OF RADIOLOGICAL AND ENVIRONMENTAL CONTROLS DOCUMENTATION IN LITIGATION

G. M. Lodde and T. D. Murphy
GPU Nuclear Corporation

商用の原子力施設では、会社の方針や、規制、許認可、そして技術的仕様の要件に従って、放射線及び環境管理計画のデータと記録をまとめている。スリーマイル島2号機の事故時及びその後の過程で、通常は作成されない種類の記録がたくさん作成された。この記録の量の増加に対処するため、GPUN社(GPU)はTMI-2サイトで、効果的で効率的な記録管理計画を作成し、実施した。

TMI-2事故の後、避難による経済的損失や放射線障害を申立てる集団訴訟を含む訴訟がGPUを相手取り行われたが、この中で記録管理計画が非常に有用であることが証明された。放射線及び環境に関する適切な記録やデータを、ビジネスの一環として周到に計画し体系的に作成しておけば、放射線障害の訴訟においてこれらの記録を証拠として容易に使用できる。

本論文では、事故後の訴訟の現状、記録作成の重要性、訴訟における放射線及び環境管理に関する記録、放射線及び環境管理の記録化、そして以前に行われた放射線障害訴訟からの教訓に関して記述する。

(斎藤)

3. 2. 16 スリーマイル島2号機の放射線管理作業及び記録管理業務支援用の コンピュータシステム開発

(リチャード D. シャウス、原子力情報科学社)

COMPUTER SYSTEM DEVELOPMENT TO SUPPORT THREE MILE ISLAND UNIT 2 RADIOLOGICAL CONTROLS OPERATIONS AND RECORDS MANAGEMENT ACTIVITIES

Richard D. Schauss, Nuclear Information Science Company

"NUCLEAR TECHNOLOGY" Vol. 87, PP498, (Oct. 1989)

スリーマイル島2号機 (TMI-2) 事故が発生した時、世界中から支援要員がサイトへ緊急派遣されてきた。プラント運転者側の放射線管理システム (REMシステム) はこのような大量の業務の取り扱いを想定して設計されていなかったし、またそれに見合うスタッフも配置されていなかったため、大勢の人々 (数千人規模) が来たことにより、REMシステムには重い負担がかかることとなった。また、ある程度は増大した取り扱い量のためであるが、むしろそれよりは事故の状況が放射線的に、及び支援体制の見通しにおいて特異な性格であったため、保健物理的情報管理について、それまで予想されていなかった多くの新しい必要性と要求が次々と発生した。このような状況は、REMシステムの変更に関する文字どおり何百もの要望をもたらした。要望された変更点の多くは、全体的な支援体制及び情報の流れの面で非常に広範囲かつ複雑なものであり、現在の設計の下では変更の実施に多くの費用を要したであろう。最善策は、事故状況によって生じた特別な要求に適合できるよう、現状のREMシステムを完全に再設計することである、ということがやがて明らかになった。銀行や小売業など他の産業で用いられている“オンライン”業務処理の概念を応用した、全く新しいREMコンピュータシステムを設計し開発することが決定された。本論文では、GPUN社の現在のオンライン・コンピュータ処理REMシステム (REMオンライン) の設計と開発に影響を与えた主な問題と決定について述べる。

(長岡)

3.2.17 TMI-2に関する技術情報ガイド

(キム デイヴィッド オウクレア、他、ベクテル・ナショナル社)

A GUIDE TO TECHNICAL INFORMATION REGARDING THREE MILE ISLAND UNIT 2
Kim David Auclair and Joann S. Epler, Bechtel National, Inc.
"NUCLEAR TECHNOLOGY" Vol. 87, PP504, (Oct. 1989)

スリーマイル島原子力発電所2号機 (TMI-2) における1979年3月の事故とその影響に関して、相当な量の情報が入手され記録化された。この情報は、TMI-2への直接的適用にとどまらない一般的有用性を持っている。

事故の結果として生じた課題には、技術的、法的、財政的及び政治的性格を有する問題がある。これらの課題は広範囲にわたりかつ複雑である；従って、これらの課題に対する組織母体もまた複雑に見えるかも知れない。

情報が膨大であるため、ここではTMI-2事故後の浄化活動の結果得られた“技術データ”に焦点をあてる。本報告では、得られた最も一般的なタイプの情報及びそれらに付随した管理の実態について要約を述べる。

(長岡)

3.2.18 TMI-2 で使用する改良型職員用線量計測システム

(ジェイムス W. シュミット、他、GPUN社)

AN UPGRADED PERSONNEL DOSIMETRY SYSTEM FOR USE AT THREE MILE ISLAND UNIT
2 / James W. Schmidt and Joseph M. Harworth, GPU Nuclear Corporation
"NUCLEAR TECHNOLOGY" Vol.87, PP520, (Oct. 1989)

スリーマイル島(TMI) 2号機の事故によって、放射性物質による異常状態が発生し、そこで行われる浄化と復旧の作業を支援するために改良型の熱ルミネセンス線量計測システム(TLD)が必要とされた。パナソニック線量計を土台にしたTLDシステムが開発され、GPUN社によって、TMI 施設に設置された。

802型パナソニック線量計の設計を改良し、専用のアルゴリズムをもつシステムが、ミシガン大学のフィリップ プラトとの契約のもとで開発された。この線量計とアルゴリズムを結合したシステム設計は、線量計に収集されたベータ線スペクトルデータから導かれたベータ線補正係数の変化を利用するものである。

システムコンピューターを土台にしたデータ処理装置が国際ナショナル・サイエンス協会の契約のもとで開発されたソフトウェアを使用して活用された。システム操作に組み込まれた広範囲の品質管理計画によって、このシステムの長期にわたる安定性が確保されている。

幾つか小さな範囲で性能向上のために改良することはあったが、この線量計測システムは1983年に原型が作成されてから本質的には変更されていない。加えて、本システムは全モニタリング部門の国家自主検査認証計画(National Voluntary Laboratory Accreditation Program)の認定書を引き続き取得している。

(井沢)

3.2.19 TMIの教訓から学んだ呼吸保護

(アール F. ジー、GPUN社)

RESPIRATORY PROTECTION LESSONS LEARNED AT THREE MILE ISLAND
Earl F. Gee, GPU Nuclear Corporation
"NUCLEAR TECHNOLOGY" Vol.87, PP527, (Oct. 1989)

1979年3月のスリーマイル島2号機(TMI-2)の事故時、呼吸保護の必要性が生じたが、発電所では十分な準備がなかった。認可済の呼吸保護計画は、管理が行われている下での計画的保守作業に関して防護要因の適用を認めており、その限りにおいては適切であるが、即時の対処が必要な事故やそれに続く復旧作業を取り扱うには範囲と詳細性に欠けるところがあった。事故後直ちに明らかになった大きな問題には、緊急時用具や圧縮空気の供給能力が十分に備わっていないこと、資格を有する職員があまりにも少ないこと、プラントでの訓練と装着試験施設(fit-test facility)への立ち入りに関する問題があった。長期にわたる浄化作業のために、この呼吸保護計画について範囲を拡げ詳細にする、徹底的な大改訂が必要となった。この計画を監督指揮するために、専任の呼吸保護関係の監督者が選任された。呼吸保護計画は拡充され次の項目が含まれた。

1. 広範囲な訓練と装着試験技術の改良
2. 装置容量(equipment inventory)の増大
3. 詳細な緊急時対応策の準備
4. 大規模な除染と保守

(井沢)

3.2.20 スリーマイル島2号機の浄化作業中に適用された職員汚染防護のための技術

(ジェイムス E. ハイルドブランド、GPU社)

PERSONNEL CONTAMINATION PROTECTION TECHNIQUES APPLIED DURING THE THREE
MILE ISLAND UNIT 2 CLEANUP

James E. Hildebrand, GPU Nuclear Corporation
"NUCLEAR TECHNOLOGY" Vol. 87, PP531, (Oct. 1989)

TMI-2号機事故に起因して、放射性物質による汚染環境が生じ、職員の汚染防護のために有効な種々の技術が必要になった。浄化作業のために、布製の衣服といったものから、強度のベータ汚染が存在する区域で作業するための重装備な消防士の装束まで、いろいろな種類の防護衣が使用された。防護衣を指定するにあたっては、作業者に対するリスクを総合的に考察して、意図された仕事が最も効果的に遂行されることが保証されるようにした。適切な防護衣を使用することによって、皮膚汚染は最小になり、効果的であった。

(井沢)

3.2.21 スリーマイル島2号機原子炉建屋内の評価と管理

(ゴードン M. ロッジ、他、GPU社)

ASSESSMENT AND CONTROL OF THE THREE MILE ISLAND UNIT 2 REACTOR BUILDING
ATMOSPHERE / Gordon M. Lodde, Beverly A. Good and Diane M. Surgeoner,
GPU Nuclear Corporation / "NUCLEAR TECHNOLOGY" Vol.87, PP535, (Oct. 1989)

1979年3月28日に発生したTMI-2の事故の結果、大量の核分裂性ガス及び揮発性放射性核種、主に放射性ヨウ素が損傷した炉心から密封された原子炉建屋内に放出された。事故発生から約1年経過後の原子炉建屋内の空気試料から、 ^{85}Kr が残存する主要核種であったことが明らかとなった。

重大な炉心損傷を招く事故時に漏洩した放射性ガスは、短半減期の放射性汚染物の放射性崩壊をまって環境へ分散放出させることにより安全に処分できることをTMI-2の管理された換気の経験は立証した。

アスベストの使用及び空気冷却装置の設置により、防護衣を着用した作業者の原子炉建屋内での作業環境を改善することができた。

体内に取り込んだ放射能による線量は、身体外の放射線源による線量に比べ無視できるものであった。体内への放射性物質の取り込みはTMI-2では問題にならなかった。

(藤崎)

3.2.22 スリーマイル島2号機の復旧作業における放射線機器の役割

(ロバート D. ホルメス、他、GPU社)

THE ROLE OF RADIATION INSTRUMENTS IN THE RECOVERY OF THREE MILE ISLAND
UNIT 2 / Robert D. Holmes and Gary W. Frank, GPU Nuclear Corporation
"NUCLEAR TECHNOLOGY" Vol.87, PP545, (Oct. 1989)

環境を安定な状態とするためのTMI-2号機での復旧、燃料取り出し及び保管作業は、様々な放射線場の複雑な放射線条件の中で実施しなければならなかったため、徹底した努力が払われた。作業者の被ばくを最小にするためのTMI-2放射線管理プログラムの成功の一端は、

種々の可搬式測定器の効果的な使用によるものである。全般的な放射線場の測定、汚染地点の確認、表面汚染レベル及び放射性核種の浮遊物濃度の定量化を行うために系統的な調査が続けられた。全ての被ばく線量を合理的に達成しうる限り低くできているかの点検、防護対策としての放射線作業許可証の明細作成及び作業に関する概況説明にあたって詳細で正確な放射線調査及び放射線場の測定は欠くことのできないものである。

TMI-2号機で使用した放射線測定器には、遮蔽された線源からの放射線場、汚染した表面及び空气中浮遊物放射能を評価できる種々の測定装置が含まれている。

復旧過程での最大の努力は、原子炉及び補助建屋全体にわたる汚染レベルの系統的な特性把握であった。TMI-2号機では、表面汚染の調査及び被ばくの低減のための優先順位をつけることや除染効果を迅速に評価するために迅速分別測定技術を開発した。エバーラインHP-220-A及びRO-7のような一般の販売業者から調達した標準的な測定機器類は、それぞれの方向感度を修正しなければならなかった。除染技術では、種々の放射性核種の浮遊物濃度レベルの広範囲にわたるモニタリングが要求された。呼気により体内に取り込まれる可能性のある放射性核種を評価するため、区域の空気試料及び呼吸域の高さの空気試料が広い範囲で使用された。皮膚及び防護衣の汚染を最適条件で検出するために、パンケーキ型プローブ身体汚染検査測定器は大規模に取り替えられ、若しくは自動操作の可能な汚染モニターが補充された。

TMI-2号機での放射線測定機器類の保守及び校正は、放射線管理課に欠くことのできない、資格を有する技術者集団により敷地内で行われている。すべての校正及び修理は、あらゆる種類の検査、点検、体内及び外部被ばくの評価に依存している。品質保証検査官は、定期的に発電所の手順書に従っているかどうかを確認し、保証のために必要な機器類を公認の研究所へ校正用に送り、校正用線源が米国標準局のものに対して等価な品質であることを保証している。

(藤崎)

3.2.23 スリーマイル島2号機原子炉建屋の線量低減タスクフォース

(ラファエル S. ダニエルズ、ベクテル・ナショナル社)

THREE MILE ISLAND UNIT 2 REACTOR BUILDING DOSE REDUCTION TASK FORCE
Raphael S. Daniels, Bechtel National, Inc.
"NUCLEAR TECHNOLOGY" Vol. 87, PP553, (Oct. 1989)

スリーマイル島(TMI)2号機原子炉建屋(RB)内の放射線被曝量が高いため、1982年(最初の立入りから2年後の)夏には、2つの結論が全く明確になった。すなわち、(a) RB内の

計画作業は、人・レムの犠牲を更に増大させることになろう。これはしかし、ALALA「全ての被曝線量は実用可能な限り低く抑える」の概念とは矛盾する。(b)計画作業は、TMIにおける現状の作業人員では四半期及び年線量限度を越えずには達成できないであろう。人・レムの被曝を制限する必要性と予算上の制約から、全体的な線量低減プログラムが開始された。

このような線量低減プログラムは、すぐに実行できる作業に始まり、多様な段階を必要とするであろう。それらの最初の活動の後には、データと装置入手の技術的計画を経て実施される、手近な活動へと継続されるであろう。これらの活動が完了した後、被曝線量率は減少されるであろうし、新たな線源が確認されるであろう。線量低減は、除染と復旧の過程を通じて位置づけられるべき継続活動である。

タスクフォースは3段階の線量低減方法を開発した。線量低減プログラムの結果について時間を追って示し、予測との比較も示す。

(高橋)

3.2.24 TMI-2 燃料取り出し系に付随する放射線遮蔽関連の検討

(N. L. オスグッド、他、ベクテル北米電力会社)

REVIEW OF RADIATION SHIELDING CONCERNS ASSOCIATED WITH THE THREE MILE ISLAND UNIT 2 DEFUELING SYSTEMS / N. L. Osgood, D.S. Williams and R.L. Rider, Bechtel North American Power Corporation
"NUCLEAR TECHNOLOGY" Vol.87, PP556, (Oct. 1989)

TMI-2燃料取り出し系の設計計画に際し重要な要素は、燃料取り出し作業中に生ずる放射線源を考慮することである。すべての燃料取り出し作業の間に想定される放射線影響を評価する為に、総合的な放射線分析プログラムが開発された。この分析は、燃料取り出し作業者の適切な放射線防護を保証し、作業を完結するまでに受ける集団被曝線量を最小限に抑える為に用いられた。この分析プログラムは設計プロセスと連携して達成された。このように、設計が重要な放射線防護の特色を持ち合わせ得ることが確認された。

(村岡)

3.3 遠隔操作技術と工学に関するその他の論文

3.3.1 スリーマイル島2号機用燃料撤去装置

(グレゴリー L. カルホーン、ウェスチングハウス・エレクトリック社)

FUEL REMOVAL EQUIPMENT FOR THREE MILE ISLAND UNIT 2
Gregory L. Calhoun, Westinghouse Electric Corporation
"NUCLEAR TECHNOLOGY" Vol. 87, PP587, (Nov. 1989)

スリーマイル島2号機で使用した基本的な燃料取出しシステムには、(a) 原子炉圧力容器上に設置された遮蔽作業架台、(b) 原子炉容器内からデブリを装荷して取出す装置を持ち、作業架台から降下させる円筒型キャニスタ、(c) 格納容器内で圧力容器から燃料搬送装置へキャニスタを運ぶドライキャスク操作、(d) 格納容器から使用済み燃料ピットへのキャニスタの水中搬送、(e) 輸送段階までの使用済み燃料のピット内水中保管、がある。実際の炉心状態が明らかになるにつれて、相当困難な活動があったが、炉心デブリを取り除くための要件に沿った工具装備の見通しが得られた。支援体制、操作員の熟練度、工具の信頼性が全体の作業性を左右した。著しく作業性を低下させた原因に水中透明度の悪さがあった。効果的な作業を行う上で、実物大のモックアップ装置を使用した操作員の訓練と工具の試験は不可欠なものであった。ここで様々な工具を設計し、使用して得た経験を教訓としてまとめておく。

(臼井)

3.3.2 スリーマイル島2号機原子炉容器の下部炉支持構造物の解体及び燃料取出し

(ローレンス H. ポータ、他、GPU社)

DISASSEMBLY AND DEFUELING OF THE THREE MILE ISLAND UNIT 2 REACTOR VESSEL
LOWER CORE SUPPORT ASSEMBLY
Lawrence H. Porter and William E. Austin, GPU Nuclear Corporation
"NUCLEAR TECHNOLOGY" Vol. 87, PP595, (Nov. 1989)

スリーマイル島2号機における1979年の事故の結果、炉心がはなはだしく損傷した。事故の過程で、炉心の大部分は炉心支持構造物を通り抜けて移動し、圧力容器の底部に達した。事故復旧の計画の一部として、下部炉心支持構造物(LCSA)から炉心デブリを撤去し、原子炉圧力容器底部へ接近できるようにすることが必要であった。LCSAの特性把握、事故で生じたデブリを撤去する技術の決定及び試験、燃料取り出し詳細計画の作成、及び計画実施用の装置と設備の準備をするため、3年計画で検査及び研究開発の計画が実施された。LCSAについては、その”多層構造”に基づく方法で燃料取出しを実施し、構造物の実際上の最大量を撤去する。ステンレス鋼の構造物は、撤去するためにオイル使用のせん孔掘削機に類似したコアボーリング装置、特別設計のプラズマアーク切断機及びマニピュレータ制御システムを用いて切断した。下部グリッド上端のリブと整流板が撤去され、下部炉心支持板の撤去作業が開始された。

(白井)

3.3.3 スリーマイル島2号機における燃料取出し準備

(ポール M. シェアラ、ベクテル・ナショナル社、他)

THREE MILE ISLAND UNIT 2 PREPARATIONS FOR DEFUELING

Paul M. Shearer, Bechtel National, Inc.; Sander Levin, GPU Nuclear Corporation / "NUCLEAR TECHNOLOGY" Vol. 87, PP609, (Nov. 1989)

スリーマイル島2号機の事故は、はなはだしく損傷した炉心を残した。炉心撤去の方法と装置は、健全な原子炉燃料取出し用に設計されていたので、大幅な改造が必要であった。燃料デブリ容器、工具、汚染管理及び水処理は、ロボットによらず遠隔手動方式を使用し、既知及び仮定の炉心状態に対して適応させた。利用できる原子炉の物理的状态に関する確実なデータが少ないので、装置の設計段階においては、装置の柔軟性が鍵であった。

(白井)

3.3.4 スリーマイル島2号機についての圧力容器外燃料取出し

(ロバート J. ウォルフガング、他、ベクテル北米電力会社)

EX-VESSEL DEFUELING FOR THREE MILE ISLAND UNIT 2

Robert J. Wolfgang and Rayford L. Patterson, Bechtel North American Power Corporation / "NUCLEAR TECHNOLOGY" Vol. 87, PP616, (Nov. 1989)

1979年のスリーマイル島2号機事故では、原子炉冷却系(RCS)のあらゆる所に細かい燃料粒子とデブリが運ばれた。原子炉容器の境界外でRCS内(压力容器外区域と定義)に存在する燃料の推定法が開発された。「合理的に達成しうる限り低く」という考えのもとに、これらの推定法が、どの原子炉容器外区域で燃料取出しが必要であるかを決定するのに使われた。

(白井)

3.3.5 スリーマイル島2号機における遠隔操作の適用

(ダビッド L. ギイファー、他、ベクテル・ナショナル社)

IMPLEMENTATION OF REMOTE EQUIPMENT AT THREE MILE ISLAND UNIT 2
David L. Giefer and Andre B. Jeffries, Bechtel National, Inc.
"NUCLEAR TECHNOLOGY" Vol. 87, PP641, (Nov. 1989)

スリーマイル島2号機(TMI-2)に於て1982年から現在迄使用されたり、或いは使用が計画されたあらゆる遠隔制御装置は、共通する特徴を備えていた。明らかになったこれらの特徴は、TMI-2の苛酷な環境には遠隔操作の適用が求められているという事であった。遠隔探査ロボットや、LOUIE及び自動切断装置の様な遠隔装置は、施設の様々な区域に於ける放射線レベルを低減させる作業を成功裡に実施してきた。各々の装置を適用するには、遠隔装置の操作に必要とされるシステムについて慎重な計画、設計及び製作が要求された。

これらの装置は、主に原子炉建屋地階、シール・インジェクション・バルブ室、充填系脱塩装置室及び原子炉容器内で使用された。TMI-2に於ける遠隔制御ロボット装置は、作業の遂行に大いに役立ち、個人放射線被曝を最少にした。

(藤井)

3.3.6 スリーマイル島2号機下部炉心構造物プラズマ自動切断装置の性能

(ミッチェル S. マックグッフ、PCI エネルギー・サービス社、他)

PERFORMANCE OF THE AUTOMATED CUTTING EQUIPMENT SYSTEM DURING THE PLASMA CUTTING OF THE THREE MILE ISLAND UNIT 2 LOWER CORE SUPPORT ASSEMBLY
Michael S. McGough and George J. Knetl, PCI Energy Services; William E. Austin, GPU Nuclear Corporation
"NUCLEAR TECHNOLOGY" Vol. 87, PP648, (Nov. 1989)

スリーマイル島2号機の下部炉心構造物(LCSA)は、事故の間、構造的には損傷を受けなかった。炉心領域の燃料取り出し作業を可能にするため、そのLCSAが切断された。LCSAにプラズマ切断、回転研磨及び研磨用の水ジェット・エンドエフェクタを近づけるために、5軸の遠隔装置が開発された。それに加え、自動切断装置(ACES) マニピュレータとプラズマ・システムがバツフル板の垂直切断に使用された。ACESとエンドエフェクタは、PCI エネルギー・サービス社によって設計・製作・試験され、そして現場に適用された。

複雑な形状の切断は、実際の原子炉容器内作業に先立って、容器の化学及び圧力条件を模擬したモックアップ施設内で実施された。原子炉容器内の作業は、1988年5月初めに開始し、1989年4月11日に完了した。

(藤井)

3.3.7 スリーマイル島2号機の燃料撤去作業のための臨界解析支援

(C. V. パークス、他、マーチン・マリエッタ・エネルギーシステム社)

CRITICALITY ANALYSIS SUPPORT FOR THE THREE MILE ISLAND UNIT 2 FUEL REMOVAL OPERATIONS / Cecil V. Parks, Robert M. Westfall and B. L. Broadhead, Martin Marietta Energy System, Inc.
 "NUCLEAR TECHNOLOGY" Vol.87, PP660, (Nov. 1989)

1984年初め、スリーマイル島2号機の燃料撤去計画チームは、オークリッジ国立研究所に対し、全燃料撤去作業の認可を受けるための活動を援護して臨界安全解析を代行に行うよう要請した。ここでは、その作業で用いられた評価方法及び基本的解析モデルが議論され、評価解析を依頼された領域が再吟味され、関連する結果が作表され、議論されている。

(大川)

3.3.8 スリーマイル島2号機プラントシステムの事故後除染中の臨界防止策

(ジェラルド L. パラウ、ベクテル・ナショナル社)

CRITICALITY PREVENTION DURING POSTACCIDENT DECONTAMINATION OF THREE MILE ISLAND UNIT 2 PLANT SYSTEMS / Gerald L. Palau, Bechtel National, Inc.
 "NUCLEAR TECHNOLOGY" Vol.87, PP679, (Nov. 1989)

スリーマイル島2号機(TMI-2)の事故の間に、少量の燃料物質が原子炉冷却系(RCS)外側のプラント配管系に移行した。プラントシステムの浄化過程においては、RCS外側での臨界の可能性は非常に小さかった。しかしながらTMI-2の諸系統においては、いかなる臨界事故の可能性についても、ことの重要性から常に全ての段階で臨界防止を保証する必要があった。そこで、臨界を防止しつつ、燃料物質を内包するプラントシステムの除染を確実に進める工学的管理法が開発された。

(大川)

3.3.9 スリーマイル島2号機の燃料撤去作業に対する 物体のコンピュータ3次元モデル化の応用

(リチャード D. シャウス、サポート・サービス社、他)

APPLICATION OF THREE-DIMENSIONAL COMPUTER SOLIDS MODELLING TO THREE MILE ISLAND UNIT 2 DEFUELING ACTIVITIES / Richard D. Schauss, Support Services, Inc.; David K. Cowser, Bechtel National, Inc.; Michael J. Kelly, Construction Systems Associates, Inc.

"NUCLEAR TECHNOLOGY" Vol.87, PP690, (Nov. 1989)

1985年2月、スリーマイル島2号機(TMI-2)の原子炉建屋(RB)の諸システムと施設に対して、コンピュータを用いた3次元物体モデルを開発する仕事を開始した。当初は、放射線関連の特性を明らかにする目的でのデータ収集支援用にこのモデルを用いる計画であったが、この物体モデル化システムはプラントの形態データを一元化できる独特の能力を有するため、その他もろもろの工学的TMI-2修復作業を支援することにおいても理想的な道具となった。RBモデルに加え、補助・燃料交換建屋のモデル、並びにTMI-2の非常に詳細な原子炉モデルも開発した。本論文の主題は、原子炉圧力容器からの燃料撤去及び炉内構造物の解体に関連する支援作業への原子炉モデルの応用にある。

(中村)

3.3.10 スリーマイル島2号機の下部炉心支持構造物撤去のための穿孔作業

(ハーバート W. キルクランド、ベクテル電力会社、他)

DRILLING OPERATIONS TO REMOVE THE LOWER CORE SUPPORT ASSEMBLY AT THREE MILE ISLAND UNIT 2 / Herbert W. Kirkland and Marc A. Nemser, Bechtel Power Corporation; William M. Laney, EG&G Idaho, Inc.

"NUCLEAR TECHNOLOGY" Vol.87, PP932, (Dec. 1989)

スリーマイル島 2号機の事故後において燃料取り出し業者が直面した重大な課題の一つは、著しく損傷した原子炉の炉心の解体と撤去であった。デブリベッドと熔融固化炉心を解体し砕くための最も有効な工具の一つに、コアボア・マシン (CBM)があった。この装置は、データ取得と分析のために事故後の炉心から試料を取り出す計画である、炉心層状試料採取計画 (core stratification sampling program) の期間中に大変成果を上げた。後になってこの装置は固い固化層に何百もの穴を開け、炉心を砕いて燃料取り出し作業を進展させることに使用された。ここでも CBMは有効であることが示された。原子炉容器から損傷燃料集合体を取り出した後では、原子炉容器内に残った大部分の燃料デブリは下部炉心支持構造物(LCSA)内と容器底部に存在した。その燃料残存物とデブリに近づく上で唯一考えられた方法は、燃料取り出し工具と装置の配備を妨げている LCSA の大きなステンレス鋼板を切断し取り除くことであった。

LCSAを撤去する全体計画が開始され、この CBMとプラズマアーク切断装置が使用された。これら二つの装置が使用されたのは、構造物全体を撤去する上で、装置の組合せが有効であったからである。本論文では、CBM を使用して下部炉心板を撤去することに成功した穿孔装置とその方法について述べる。この CBM使用は、ステンレス鋼構造物を遠隔操作により水中切断する技術として存立し得るものであることが証明された。

(鈴木)

3.3.11 スリーマイル島 2号機の原子炉压力容器上部ヘッド及びプレナムの撤去

(C. W. ハルトマン、ベクテル-KWU 企業連合、他)

THREE MILE ISLAND UNIT 2 REACTOR VESSEL HEAD AND PLENUM REMOVAL

C. W. (Swede) Hultman, Bechtel-KWU Alliance; Richard W. Jackson, Bechtel Eastern Power Company / "NUCLEAR TECHNOLOGY" Vol.87, PP1109, (Dec. 1989)

1979年 3月の事故以後、スリーマイル島 2号機ではその炉心損傷のため、原子炉压力容器上部ヘッド及びプレナムを撤去するための標準手順が適用できず、放射線レベル及び放射性気体による汚染が通常よりも高い状態にあった。このため、従事者の放射線被曝を最小限に抑えること、及び汚染の拡大を防止することに特別の注意を払った計画を策定した。この計画では、既存の装置や作業方法に変更を加え、原子炉压力容器上部ヘッド及びプレナムを安全に撤去・貯蔵するため、遠隔操作による実施要領を取り入れた。上部ヘッドは1984年の 7月に撤去・貯蔵した。プレナムは1985年の 5月に撤去・貯蔵した。

(中村)

3.3.12 スリーマイル島2号機炉心領域の燃料撤去

(ジョン M. ローダボー、他、ベクテル・ナショナル社)

THREE MILE ISLAND UNIT 2 CORE REGION DEFUELING

Jon M. Rodabaugh, David K. Cowser, Bechtel National, Inc.

"NUCLEAR TECHNOLOGY" Vol.87, PP1112, (Dec. 1989)

スリーマイル島2号機炉心の損傷は大規模であった。事故は、殆ど炉心外周まで及ぶ約1.5m深さの中央ボイドを作った。元の177本の燃料集合体の全てが、損傷の何らかの徴候を示した。損傷した炉心の撤去を完遂するため、データ収集、立案、機器設計及び撤去作業に計5年がかかった。

(大川)

3.3.13 スリーマイル島2号機上部炉心支持構造物の分解と撤去

(ジョン M. ローダボー、ベクテル・ナショナル社)

DISASSEMBLY AND DEFUELING OF THE THREE MILE ISLAND UNIT 2 UPPER CORE
SUPPORT ASSEMBLY / Jon M. Rodabaugh, Bechtel National, Inc.

"NUCLEAR TECHNOLOGY" Vol.87, PP1117, (Dec. 1989)

スリーマイル島2号機炉心が壊れた時、溶融した炉心物質は、炉心支持構造材の外周部を溶かして通常の炉心領域から外に流れだし、通常は接近不可能なバッフル板裏側に入り込んだ。この溶融炉心物質は、炉心領域の外周全体にまわり原子炉容器下部ヘッドに流下した。この炉心物質のリロケーションの結果、この物質を回収するためには炉心支持構造物の大部分を解体しなければならなかった。

(大川)

3.3.14 スリーマイル島2号機における遠隔装置の操作及び成果

(ミカエル D. パベレック II、ベクテル・ナショナル社、他)

OPERATIONS AND ACHIEVEMENTS OF REMOTE EQUIPMENT AT THREE MILE ISLAND
UNIT 2 / Michael D. Pavelek II, Wayne Underhill, F. Lee Bozorgi and
Joseph F. Boundraux, Bechtel National, Inc.
"NUCLEAR TECHNOLOGY" Vol. 87, PP1122, (Dec. 1989)

スリーマイル島2号機 (TMI-2) プロジェクト・チームは、1980年に事故復旧作業に従事する遠隔装置と、ロボット装置の評価を行った。現状の放射線レベルが高く、放射線防護衣と機材が高価であるために、TMI-2に於ては遠隔装置が重視された。

GPUN社 (GPU) は、安全で効果的な施設の浄化を主要な目標にした。この目標を念頭に置いて、2種類の遠隔装置が開発された。その最初のもは、3自由度のアームを備えた小型で簡単なHodge遠隔制御移動マニピュレータ (RCMM) であった。これはピック・プレイス動作が可能であり、水洗浄装置の制御も可能であった。RCMMは簡単な改造で、被曝レベルにある補助建屋 (AB) 各室の汚染を低減する事が出来ると評価された。

GPU-ベクテル・ナショナル・チームはそのRCMMの信頼性と操作性能を改善するために奮闘した。即ち、RCMMは改造と試験段階を経て、AB地階の高度に汚染された2つの室内に配備され操作された。その活動の結果に基づいて、RCMMの視覚及び駆動システムを改良しなければならないと決定された。信頼性のある方法でRCMMを配備するために必要とされた改良は実用的ではなかった。

プロジェクト・チームはRCMM配備で得られた経験を活用し、2種類目の遠隔装置である遠隔探査ロボット (RRV) を製作したカーネギーメロン大学のチームと密着して協力した。RRVは、TMI-2の高度に汚染した原子炉建屋地階内に数種類の遠隔制御工具と監視装置を移送する能力を備えていた。

TMI-2復旧プロジェクトの中で実施した、RRVsともう1つの2種類目の遠隔装置、LOUIE-2の実際の操作について述べる。

(藤井)

3.3.15 スリーマイル島2号機燃料撤去を援護するためになされた核的臨界安全解析の概観

(ダニエル S. ウィリアムス、他、ベクテル北米電力会社)

AN OVERVIEW OF NUCLEAR CRITICALITY SAFETY ANALYSES PERFORMED TO SUPPORT THREE MILE ISLAND UNIT 2 DEFUELING / Daniel S. Williams and John C. Rommel, Bechtel North American Power Corporation; Raymond L. Murray "NUCLEAR TECHNOLOGY" Vol.87, PP1134, (Dec. 1989)

臨界安全及び確定している k_{eff} 基準の堅持は、スリーマイル島2号機で行われた種々の撤去作業について実証されねばならなかった。これは、原子炉冷却系(RCS)への適当な中性子毒物注入の決定、燃料取り出しキャニスタ、キャニスタ取扱い装置、貯蔵ラック及び移送カスクの設計を含んでいた。燃料撤去作業に必要な道具、機器及び支援システムもまた、臨界安全の要件を堅持しなければならなかった。RCSへの毒物濃度を規定するために用いられた k_{eff} 基準は ≤ 0.99 であった。非常に控えめな炉心モデルと結びついたこの基準は、安全上十分な余裕を与える毒物濃度を導きだした。燃料取り出しキャニスタのための一定の毒物要件を規定するため、 ≤ 0.95 の k_{eff} 基準が全て確実な形状にあるキャニスタ単体及び集合物の両方に用いられた。全ての設計解析について、制限された仮定がなされた。行われた各解析について、 k_{eff} の評価は計算値における不確実性を考慮する割引を含んでいた。RCS及びキャニスタ解析の両方についての適切な計算機コードのバイアス値を決定するため、臨界ベンチマーク研究が実行された。

全体の燃料インベントリを含むレンティキュラ(凸レンズ状)モデルが、RCSのボロン濃度を規定するために用いられた。オークリッジ国立研究所による解析に基づき、 k_{eff} 基準に合致するために4350ppmのボロン濃度が必要とされた。バブコック&ウィルコックス社が燃料取り出しキャニスタのための設計解析を行った。各タイプのキャニスタはハッキリとモデル化され、KENOコードを用いて解析された。設計要件はキャニスタの直径が臨界上安全な寸法より大きくあるべきことを指令していた。こうして、固定ボロン毒物注入が利用された。キャニスタに用いられた固定毒物は、ポーラル板または積層焼結炭化ボロン・ペレットのいずれかであった。キャニスタ毒物の量及び配置は、キャニスタについての k_{eff} 制限と操作基準に基づいて決定された。解析はまた、キャニスタ取扱い装置内に収納されたキャニスタについて、 k_{eff} が ≤ 0.95 であることを確かめるためになされた。

(大川)

3.4 除染と廃棄物管理, その他の課題に関する論文

3.4.1 スリーマイル島2号機原子炉建屋全体の除染実験: 除染が可能な表面汚染のレベルへの効果

E. N. ラゾ ブルックヘブン国立研究所

THE THREE MILE ISLAND UNIT 2 REACTOR BUILDING GROSS DECONTAMINATION EXPERIMENT
: EFFECTS ON LOOSE SURFACE CONTAMINATION LEVELS

E. N. Lazo

Brookhaven National Laboratory

1982年3月、スリーマイル島2号機原子炉建屋(RB)全体の除染実験が行われた。この実験の狙いは2つあった。1つは、通常用いられている数種類の除染方法のうちから、垂直及び水平表面の汚染レベルを下げるのに最も効果的な方法を決定すること、もう一つは、RB内で人が立入ることのできる部分の放射線及び汚染レベルを実際に下げることにより、将来人が立入った時に受ける集団被曝線量(原文では人-レム支出という言葉が用いられている)を減らすことであった。人が立入ることができる部分とは、Dリング内、閉じた階段吹抜け内及び高さ282フィートの部分を除く全てのRB内を含んでいた。実験は、異なる9つの主な作業単位の組合せで行われた6つの作業からなり、30日の期間に15回RBへ立入ることにより完了した。実験を終了するのに約0.4人・Svの集団被曝線量を受けた。当初の計画と実際の作業の食い違いや除染前後のデータ収集の不十分さはあったが、RBの平均汚染レベルは1/10に減り、最も効果的な除染方法が決定された。1から125の範囲の除染係数が観測された。

(斎藤)

3.4.2 スリーマイル島2号機炉心の除去と輸送における品質保障

(グレン R. ヘイズ、アイダホ国立工学研究所、EG&G アイダホ社、他)

QUALITY ASSURANCE IN THE REMOVAL AND TRANSPORT OF THE THREE MILE ISLAND
UNIT 2 CORE / Glen R. Hayes, Idaho National Engineering Laboratory, EG&G
Idaho, Inc.; Joseph F. Marsden, GPU Nuclear Corporation
"NUCLEAR TECHNOLOGY" Vol.87, PP721, (Dec. 1989)

米国DOEとの契約により、アイダホEG&G社は、損傷を受けたTMI-2炉心の除去とINEL迄の輸送について、TMI-2プラントの所有者であるGPUN社と協力して活動を進めている。損傷したTMI-2炉心の除去と輸送に際し品質保証(QA)は重要な役割を担っている。本論文では、3種の異なった型の装置、即ち(a)コアボーリング装置、(b)炉心デブリキャニスター、及び(c)輸送キャスクの設計、製造、受け入れ及び使用に際し用いられるいくつかの重要なQA技術について論じる。各々の作業のQA形態を網羅的に議論するより、むしろ各々の装置単体に特異なQA原則と方法論の主要な適用について示す。このアプローチは、QAにおける“仕事のチームワーク”の重要性を効率良く伝えるよう設計されている。

(村岡)

3.4.3 スリーマイル島2号機の許認可の歴史

(ジェイムス J. ビルネ、他、GPUN社)

THREE MILE ISLAND UNIT 2 LICENSING HISTORY

James J. Byrne and Robert E. Rogan, GPU Nuclear Corporation

"NUCLEAR TECHNOLOGY" Vol.87, PP683, (Nov. 1989)

スリーマイル島2号機(TMI-2)は、米国の商用原子力発電所の歴史において最も重大な原子力事故を起こしたプラントである。1979年3月28日の事故以来、TMI-2はプラントを安全で安定した保証できる事故後の形態に保つため、浄化活動を続けている。浄化計画が完了した時には、設置者のGPUN社は、TMI-2を燃料搬出後監視保管の形態に置くつもりである。事故後のTMI-2に関する許認可の歴史を、いくつかの重要な点に注目して簡単に述べるとともに、規制過程への影響についても触れた。

(鶴野)

3.4.4 米国原子力規制委員会の輸送キャスク検査

(C. M. アベッテ、他、米国原子力規制委員会)

U. S. NUCLEAR REGULATORY COMMISSION INSPECTION OF TRANSPORTATION CASKS

Claudia M. Abbate and John W. Claig, U. S. NUCLEAR REGULATORY COMMISSION

"NUCLEAR TECHNOLOGY" Vol.87, PP755, (Dec. 1989)

最近まで、米国原子力規制委員会(NRC)が輸送キャスクに適用した検査努力は、キャスク製造中の品質保証(QA)計画の履行よりもむしろ、キャスク販売会社と下請会社と米国運輸省の文書要件である品質保証計画書に集中した。これらの検査の間の焦点は、機器及び輸送キャスクのような機器の製造中のQA計画履行のより徹底した試験によって、今「文書」の見直しから安全性の見直しに移った。NRCによってなされた検査へのこの修正されたアプローチは、スリーマイル島2号機デブリの燃料取り出し及び輸送のために設計、製作された燃料取り出しキャニスターと2基の輸送キャスクの最近の販売会社検査の中に反映されている。これらの検査は製造過程における欠陥を見分け、販売会社の誤りを正す行為は、より良い管理とより良い製品を生み出した。放射性物質の輸送は将来において増えるであろう。高い水準の安全性が守られ、要件に合致し、高品質のキャスクが利用されることを保証するのは、キャスクを設計し、製造し、利用する人々の責任である。

(大川)

3.4.5 スリーマイル島2号機燃料搬出後監視保管状態に置くために 必要となったプラント機器の改造

(T. クリス フォナー、ベクテル社)

PLANT EQUIPMENT MODIFICATIONS REQUIRED TO PLACE THREE MILE ISLAND UNIT 2
IN A POSTDEFUELING MONITORED STORAGE CONFIGURATION

T. Chris Fonner, Bechtel Corporation

"NUCLEAR TECHNOLOGY" Vol. 87, PP759, (Dec. 1989)

スリーマイル島2号機(TMI-2)の燃料撤去が進捗しているので、TMI-2を”燃料搬出後監視保管(PDMS)”状態におくのに必要なプラント機器の改造を織り込んだ、現在進行中で過渡的な計画を練り上げた。プラントを再稼働させるか廃止措置にするかの最終決定は、将来のある時期まで延期した。

PDMSの期間は、本質的に全ての燃料が撤去された時に始まり、廃止措置あるいは再稼働計画が始まる時に終了するものである。この期間中、プラントは安全で安定な保管状態に置かれることになる。

プラントをこの保管状態に維持するためには、プラントを安定状態に維持するための諸系統や機器について連続運転が必要なプラント状態から、最小限の運転あるいは待機状態の諸系統及び機器により安全で安定な状態が保持されるプラント状態へと変換するためのハードウェア改造が必要である。必要とされる数多くの改造を実施することにより、プラ

ントは安全に安定的に維持され、公衆及び TMI-2での作業者の健康と安全が確保されるであろう。

(中村)

3.4.6 スリーマイル島 2号機の燃料搬出後規制の検討

(シドニー W. スミス、S. レヴィ社、他)

THREE MILE ISLAND UNIT 2 POSTDEFUELING REGULATORY CONSIDERATIONS
Sidney W. Smith, S. Levy Inc.; James J. Byrne, GPU Nuclear Corporation
"NUCLEAR TECHNOLOGY" Vol.87, PP772, (Dec. 1989)

浄化作業を終了し、燃料撤去後の段階に入る活動の一部として、スリーマイル島 2号機 (TMI-2) では、アメリカ原子力規制委員会に安全解析報告書を提出した。この報告書には、アメリカ連邦規制基準 10CFR50の規制に関する再検討が含まれている。この再検討により、10CFR50 における要求事項の極くわずかのものしか TMI-2号機に適用できないという結果が示された。廃止措置の初期過程 (SAFSTOR) として、運転が停止され燃料が撤去された段階へ進んでいる施設は、TMI-2 の状況に非常によく似ているので、原子力サイクルのこの段階を扱った新しく且つ明確な規制指針は、全体として原子力産業界にとって有益となろう。

(中村)

3.4.7 放射性廃棄物取り扱い技術に及ぼす水素発生の影響

(ジェイムス O. ヘンリー、水素管理会社)

THE EFFECTS OF HYDROGEN GENERATION ON RADIOACTIVE WASTE HANDLING TECHNOLOGY / James O. Henrie, Hydrogen Control, Inc.
"NUCLEAR TECHNOLOGY" Vol.87, PP729, (Dec. 1989)

TMI汚染水に含まれている核分裂生成物は、ステンレス鋼製容器中に充填された混合ゼロライトに吸着させ、除去された。この容器中において、水の放射性分解で水素及び酸素ガスが約70 l/週で発生した。このガスを再結合させ水に戻したものの輸送や貯蔵の安全をはかる目的で、遠隔操作によりアルミナをパラジ

ウムで包んだ触媒ペレットが追加された。容器をワシントン州ハンフォードに輸送した後の測定結果では、ガスの99%以上が再結合しており、微量のガス漏れがあったが絶対圧力は約110kPa(16Psi)を示した。20ℓ/週で発生すると考えられる水素と酸素を除去できるように、触媒床はTMI炉心デブリ用キャニスタの中に設計製作された。触媒の型式の同定と触媒床の設計パラメータの確立は、試験を行って決定した。アイダホ国立工学研究所に輸送後の分析結果より、水素-酸素濃度は発火限界より充分下であり、安全であることが確認された。

TMI廃棄物輸送の結果にもとづき、水素ガス発生に関連する廃棄物輸送の為の合衆国規制が確立された。その規制では酸素または水素濃度のいずれかが5%以下であることを要求しており、これが充たされれば不燃性であることを保証している。この要件は適切であるように見える。酸素濃度如何にかかわらず水素濃度が5%を越えないことを保証するといった、更に厳密な要件は適切でないと思われる。

(村岡)

3.4.8 スリーマイル島2号機に於けるフィルタ助材と凝固剤添加システムの設計

(ピーター R. ヴァンストーク、他、ベクテル北米電力会社)

DESIGN OF A FILTER AID AND COAGULANT ADDITION SYSTEM AT THREE MILE ISLAND UNIT 2 / Pieter R. van Stolk and Mark D. Smith, Bechtel North American Power Corporation

"NUCLEAR TECHNOLOGY" Vol.87, PP797, (Dec. 1989)

設置されていた燃料取り出し時用の水浄化系フィルタは、著しい運転寿命の低下を経験した。これは、スリーマイル島2号機(TMI-2)の原子炉容器内に存在したコロイド状の物質によってフィルタ材が目詰まりしたためであった。研究室での試験から、フィルタ材表面に付けた凝固剤とフィルタ助材の組合せによって運転寿命を10倍に延長できることが判った。ポンプ、ミキサー、タンク及び制御系から成るシステムが開発され、TMI-2の損傷した格納容器内に置かれたフィルタへ凝固剤とフィルタ助材を供給することとなった。

(元木)

3.4.9 スリーマイル島2号機における原子炉冷却水から採取した 固形物と試験フィルタ材の特性把握研究

(デイビッド O. キャンベル、オークリッジ国立研究所)

CHARACTERIZATION STUDIES OF SOLIDS FROM REACTOR COOLANT SYSTEM WATER AND
TEST FILTER MEDIA FROM THREE MILE ISLAND UNIT 2

David O. Campbell, Oak Ridge National Laboratory

"NUCLEAR TECHNOLOGY" Vol. 87, PP803, (Dec. 1989)

スリーマイル島2号機原子力発電所の燃料取り出し作業において、水のひどい透明度の影響の故に、原子炉冷却水中に懸濁した微粒子の特性を明らかにする研究が実施された。透明度を変えた異なる時間に採取した3つの燃料取り出し時の水サンプルを、細孔径を順次低減した一連のニュークレポア(Nuclepore)フィルタを通して濾過し、補集された固形物を走査型電子顕微鏡と蛍光エックス線分析で検査した。更に、濾過特性を改良する研究の中で、複合電解液(Polyelectrolyte)と珪藻土類(DE)添加剤を用いる幾つかの試験も実施した。同様の炉水で試験して直ぐに目詰まりした燃料取り出し時用の水浄化設備(DWCS)フィルタ材のサンプルもまた、幾つかの技術を用いて検査した。

このニュークレポアフィルタの上で、広範な種類の固形物が観測され、分析データからは少なくとも26成分の存在が確認された。これ等の成分には、原子炉系からの全ての主要な構成成分、水を除染するために用いられたゼオライトと化学薬品、そして2,3の思いがけない成分と共に通常見られる不純物が含まれていた。そしてまた有機固形物の形跡もあった。この様に、サイズが10 μm より大きいものから0.1 μm より小さいものまで広範な微粒子が存在した。フィルタはその細孔の一部を塞ぐような小さな微粒子を補集した。更に、これらのステンレス鋼製DWCS試験フィルタは透明度の悪い水に対して支配的な有機質のものから透明度がDEs使用で著しく改善された後の石英質のものまで様々な特性の薄い被膜で覆われた。

(元木)

3.4.10 TMI-2 原子炉水の浄化における深層ベット濾過技術の使用

(マーク ダグラス スミス、ベクテル北米電力会社)

USE OF DEEP-BED FILTRATION TECHNOLOGY IN THE CLEANUP OF THREE MILE ISLAND UNIT 2 / Mark Douglas Smith, Bechtel North American Power Corporation / "NUCLEAR TECHNOLOGY" Vol.87, PP824, (Dec. 1989)

TMI-2における破損燃料取り出しは、放射線遮蔽と臨界制御のため 9.15 m の水面下において実施された。この作業に対して原子炉水の十分な清澄さが要求された。燃料取り出し開始後、原子炉水の清澄さは懸濁したコロイド及び微生物の増加のため急速に低下した。最初に設計したフィルター設備ではそれらを十分に除去できなかったため、替わりの濾過技術が要求された。深層ベット濾過技術が選ばれ、可能性のある代替え法として試験された。

深層ベット試験計画は3つの段階より成っている。

1. 原子炉冷却水及び脱塩水を用いた小規模単一要素の試験
2. 脱塩水を用いた実規模水力試験
3. 実物大模型のキャニスターを用いたキャニスター装着試験

各段階の試験で得られたデータはその結果の分析と共に示されている。混濁値 1 ntu 及びフィルターの積算流量 378,500 リッター以上の設計目標値が達成できなかったため、深層ベット濾過技術は初期のフィルターの代替え品として受け入れられなかった。或る深層ベットを装填すると、限定されたフィルターの積算流量ではあったが濾過を行うことができた。しかし、その試験結果は原子炉水の清澄さの改善に関して TMI-2 の要求を満足するものではなかった。

一般に、深層ベット試験計画の結果は、有効な濾過をしてくれる濾過器装着は運転時間の短縮とフィルターの積算流量を犠牲にして成り立ち、ところが実際は大きな積算濾過流量と適切な運転時間を与える濾過器装着は有効な濾過をしてくれないことを示した。更に、結果は深層ベットフィルターへ流入する原子炉冷却水中の高レベル浮遊物を有効に濾過してくれないことを示した。

TMI-2 炉水の清澄化問題の最終的な解決のため、珪藻土を導入することで効果が増進するメラニン・ホルムアルデヒド凝集剤が使用された。

(成富)

3.4.11 TMI-2における微生物の同定とコントロール

(ケニス J. ホステター, GPUN社, 他)

THE IDENTIFICATION AND CONTROL OF MICROORGANISMS AT THREE MILE ISLAND
UNIT 2 / Kenneth J. Hofstetter, GPU Nuclear Corporation; Beverly S.
Ausmus, Bechtel National, Inc.
"NUCLEAR TECHNOLOGY" Vol.87, PP837, (Dec. 1989)

TMI-2原子炉とそれに関連する系の微生物汚染は、微生物が機器腐食を助長し、そして水中の透視度を悪化させるので、関心が持たれた。微生物は先ず、1985年の中頃に実施された燃料取り出し及び除染作業に直接影響した。その時燃料プールの透視度は大量のミドリ虫のために限界に達していた。1986年の初期において、燃料取り出し作業員は微生物が水中にかなり高濃度で存在し、それによって起った原子炉内の透視度の全体的な低下を経験した。これらを制御するための技術開発は水中の放射性核種と化学成分によって複雑になったが、適切な生物学上の制御法として殺菌剤に過酸化水素を使用することで達成された。微生物が引き起こす腐食は原子炉、燃料取り出し用工具、或いは燃料貯蔵キャニスターから除去されたどの成分にも見られなかった。

(成富)

3.4.12 スリーマイル島2号機データの品質評価とデータベース

(ダニール W. ゴルデン、他、アイダホ国立工学研究所)

THREE MILE ISLAND UNIT 2 DATA QUALIFICATION AND DATA BASES
Daniel W. Golden, Ronne W. Brower, James L. Anderson, Larry J. Fackrell
and Robert D. McCormick, Idaho National Engineering Laboratory, EG&G
Idaho, Inc. / "NUCLEAR TECHNOLOGY" Vol.87, PP897, (Dec. 1989)

スリーマイル島2号機のデータは科学界にとって非常に興味深いものである。その理由は、1979年3月の事故が、実際の商業用原子炉で起きた燃料苛酷損傷に至る過渡事象を示す唯一の出来事だからである。本論文に述べるのは、事故解析に使えるデータソース、すでに収集され評価の済んでいる時間を追って測定した結果とサンプルデータとを定性的かつ定量的に解析する技術、及び事故を様々な観点から調べる目的に使える専門家用に開発されたデータベースである。最終使用者にデータの選別、見方、解析に役立つ多くの機能を提供

するために、特徴的な問題を処理する応用例をソフトウェアの設計に組み込んだ。すなわち、データベースに関してはこれらの特徴に力点を置いて議論する。

(馬場)

3.4.13 日本国内のTMI-2 研究開発情報の利用

(田畑 信之、東京電力、他)

UTILIZATION OF THREE MILE ISLAND UNIT 2 RESEARCH AND DEVELOPMENT INFORMATION IN JAPAN / Nobuyuki Tabata, Tokyo Electric Power Company; Fujio Masuda, Toshiba Corporation
"NUCLEAR TECHNOLOGY" Vol.87, PP814, (Dec. 1989)

TMI-2に関する研究開発のための日米技術協力協定*が、1984年以来実施されている。本報告においては、協定に基づく日本側の活動及びその成果について述べる。以下にこれらの技術情報の利用例を示す。

- 1) 電気回路特性測定・診断システム(ECCAD; Electrical Circuit Characterization And Diagnostic System)
- 2) 炉内構造物切断用機器
- 3) 水中除染システム(SDS; Submerged Demineralizer System)
- 4) 各種の機械的除染技術
- 5) 日本における軽水炉の安全評価

これらの項目の各々に対して、本報告では、原子力発電所の通常運転、解体及び安全評価へのTMI-2技術情報の適用について評価結果が示されている。

(野村)

*: 正式には「三マイルアイランド2号機をめぐる研究・開発計画への参加に関する日本側当事者と米国エネルギー省との協定」)

4. ニュークテリア・テクノロジー誌特集号以後の TMI-2 関連研究の動向

米国エネルギー省（USDOE）のTMI-2 R&D計画が終了した後も、TMI-2事故の解明を目的とした研究は三つのプロジェクトにおいて実施されている。一つは、経済開発協力機構・原子力エネルギー機関（OECD・NEA）の原子力施設安全委員会（CSNI）が行なったTMI-2共同研究、二つ目はTMI-2圧力容器検査計画（TMI-VIP）、あと一つは日本原子力研究所が実施しているTMI-2デブリ分析である。本節ではこれらの研究について概説する。

4.1 CSNI・TMI-2共同研究

USDOEは1985年に、OECD・NEAに対してTMI-2共同研究を提案した。これを受けて、CSNIの下に標準問題タスクグループとデブリ分析タスクグループが結成された。第1回の検討会議は1986年4月に開催され、その後の約4年間、研究が続けられた。

4.1.1 TMI-2標準問題タスクグループ

TMI-2標準問題タスクグループには、以下に示す8ヵ国13機関が参加した。

ドイツ：GRS、 フィンランド：VTT、 フランス：CEA、 イタリア：ENEA
 日本：原研、安全解析所、 オランダ：ECN/Petten、 英国：UKAEA、
 米国：USNRC/BCD, EPRI/FAI, DOE/FAI, DOE/INEL, USNRC/SNL

TMI-2標準問題タスクグループの目的は、DOEのTMI-2 R&D計画に基づいてアイダホ国立工学研究所（INEL）が整備したTMI-2データベースを用いてTMI-2事故解析を行い、事象を解明すると共に、各国のシビアアクシデント解析用コードを相互比較することにある。1989年10月のタスクグループ会合までに、TMI-2標準問題の全フェーズ（0-300分）を対象とした解析の結果を相互比較した。1990年5月に原研で開催した本タスクグループの最終会合では、TMI-2標準問題最終報告書ドラフトに関して検討が行われ、この結果を反映した最終報告書が1991年8月に作成され、各メンバーに配布された。

同報告書には、8ヵ国13機関の解析結果がまとめられ、各研究機関の解析結果のうち主に一次系圧力、加圧器水位、総水素発生量について比較検討が行われた。一次系圧力に関しては、フェーズ1、2までは各国共実データとの一致が良かった。フェーズ3以降については7機関からの解析が得られており、このうち原研を含む4機関がフェーズ4の最後（事故開始から300分）までの結果を得た。フェーズ3、4については相対的にフェーズ1、2より実デ

ータとの一致は悪いが、この期間に生じた大規模な炉心損傷状態を考慮すれば各コードの解析機能はかなり満足のいくものといえる。金属-水反応による総水素発生量に関しては、最大値と最小値で2倍強の開きがあるが、TMI-2事故時の水素発生量評価値自体にかなり不確定要素が含まれるため解析結果の評価は難しい。水素発生時期に関しては、どのコードも一次系冷却材ポンプ再起動以前に大半の水素が発生したと予測したのに対し、INELは、全体の約1/3は同ポンプ再起動時に発生したと推定した。

4.1.2 TMI-2デブリ分析タスクグループ

デブリ分析タスクグループには米国、西独、フランス、カナダ、スウェーデン、スイス、イギリス、日本及びヨーロッパ共同体委員会（CEC）の8カ国、1国際機関の原子力研究機関が参加した。米国からは、USDOEのTMI-2 R&D計画において、デブリ分析を担当した主機関であるアイダホ国立工学研究所（INEL）が共同研究の取りまとめ役として参加した。INEL以外の参加原子力研究機関は以下の通りである。

西独：KfK、KFA、 フランス：CEA(CEN/Saclay)、 カナダ：AECL、
スウェーデン：Studsvik、 スイス：PSI、 イギリス：UKAEA(Harwell)、
CEC：JRC/Karlsruhe、 日本：原研

米国以外の各国はUSDOEから提供されたデブリサンプルを各々の国まで輸送し、試験した。この共同研究の目的は、国際規模で専門家を動員し、得られる知見について世界的なコンセンサスを得ること、更に、試験サンプル数を増やして、データの統計的不確定性を減らすこととされた。

USDOEから提供されたサンプルは、TMI-2損傷炉心の各位置から採取されたものであるが、多くはコアボアと称される炉心中央部の溶融固化層や融け残った炉心下部からボーリングによって採取されたサンプルである。その他、燃料棒のセグメントや上部のルースデブリ、下部プレナムに堆積したルースデブリ等も含まれていた。サンプル数は少ない国（スイス、スウェーデン）で3個、多い国（西独）で18個であった。ヨーロッパ各国やカナダにおける分析試験は既に終了し、タスクグループとしてとりまとめた報告書（非公開）が1991年8月に出されている。尚、原研は、サンプル輸送のための手続等に時間がかかったため、サンプルを入手したのは1991年3月であり、現在分析試験を進めている。原研の計画については後で述べる。

CSNI共同研究で実施された試験は、一般的な金相試験、分析SEM等による機器分析及びγ-スペクトロスコピー等の放射化学分析であり、基本的にはUSDOEのTMI-2 R&D計画で用いられたものと同一である。ただし、マイクロレベルでの分析に重点が置かれている。既に述べたように、共同研究の成果は報告書にとりまとめられているが、その一部は、本報が翻

訳の対象としたニュークリア・テクノロジー誌特集号の中にも含まれている。

CSNI共同研究によって、炉心損傷の進展、材料のふるまい及びFPのふるまいについての新しい知見が得られている。例えば、炉心損傷の進展に関しては、以下の4点は新しい情報である。すなわち、①炉心周辺部での最高温度分布を推定できるデータ（主にカナダの分析による）②上部炉心領域では、インコネル・スペーサグリッドとの反応によって、燃料の破損が引き起こされたことを示唆するデータ、③事故の後期に水蒸気枯渇はなかったことを示すデータ、④上部クラストの燃料は炉心の上端付近から移動したことを示すデータ（燃焼度分析の結果による）、である。また、材料のふるまいに関しては、①O/U比の測定値、②下部クラスト近傍における U_3O_8 の生成、の2点は新しい知見であるし、FPのふるまいに関しては、①Eu同位体の再分布や、②Te、Tc-99の測定結果は初めて得られた情報である。

4.2 TMI-VIP

TMI-VIPは、OECDが主催し11ヶ国が参加する国際協力研究計画である。各参加国の代表機関は以下の通りである。

米国	: 米国原子力規制委員会
ベルギー	: ベルギー原子力エネルギー庁
ドイツ	: ドイツ原子力安全協会
フィンランド	: フィンランド放射線原子力安全センター
フランス	: フランス原子力庁
イタリア	: イタリア国家原子力委員会
日本	: 日本原子力研究所
スペイン	: スペイン原子力安全局
スウェーデン	: スウェーデン原子力監査局
スイス	: スイス連邦エネルギー省
英国	: 英国原子力公社

TMI-VIPの目的は、TMI-2圧力容器下部ヘッドを調べることにより①圧力容器の損傷状況、②圧力容器に加わった温度及び圧力負荷、及び③圧力容器破損までの余裕を明らかにすることにある。

試験内容は以下の通りである。

- ・ TMI-2圧力容器下部ヘッドの損傷状況の観察

下部ヘッドに堆積したデブリの堆積状況、デブリ除去後の圧力容器下部ヘッド表面状態、計装用ノズルの損傷状況等をテレビカメラを用いて観察する。

- ・ 下部ヘッド堆積デブリ試料の試験

下部ヘッドに堆積したデブリを採取し、組成、密度、粒子径、気孔分布等を測定し、デブリの冷却速度、圧力容器への熱伝達を推定する。

・圧力容器母材試料の試験

TMI-2圧力容器下部ヘッドと、建設が途中で中止されたMidland炉の未使用圧力容器（TMI-2と同一材料）からそれぞれ試験片を採取し、金相試験（熱処理を含む）、硬度測定、強度測定等を行い、下部ヘッドの温度履歴及び機械的性質の変化を調べる。

・貫通ノズル試験

損傷の激しかったTMI-2圧力容器下部ヘッド貫通ノズル及び計装案内管を切り出し、金属組織及び溶融物との反応を調べる。

試料の分析及び試験はアルゴンヌ国立研究所（ANL）、及びINELが実施しているが、一部の加盟国も試験を分担している。

1990年3月にTMI-2圧力容器下部ヘッド母材試料が採取された。試料はステンレス被覆を含み、形状は一辺の長さ約7cmで全長約16cmの三角柱である。下部ヘッドより採取した貫通ノズルには、内部にデブリを含むものがあった。

ANLで行った金属組織検査の結果、TMI-2下部ヘッド母材のE-6部の内表面より35mmの箇所は、1000℃以上まで加熱され、その後100℃/min程度の冷却速度で冷却された可能性が高いことが判った。また、INELで行った下部ヘッド母材試料の深さ方向の硬さ試験の結果、多くの試料でステンレス被覆層と母材の境界相から2～3mmの位置に硬さのピークのあることが分かった。これは、同じ材質を持つMidland炉母材試料の試験結果とも一致している。このピーク領域は、溶接時の熱影響、すなわち過熱と急冷により形成されたと考えられる。これに対し、最も熱影響が強かったと推定される領域の試料（E-8）ではこのピークは観察されておらず、内部まで硬化領域が浸透している。これは、この試料は事故時の強い熱影響によって変態温度を超えたことを示している。

下部ヘッドのステンレス被覆層に亀裂が3ヶ所見つかった。このうち2ヶ所は貫通ノズルの周囲で生じていた。残る1ヶ所はノズルの無い場所で生じていた。亀裂はステンレス被覆層（厚さ約5mm）を貫通しているが、母材自体への侵食は約3mm程度で止まっていた。

原研では、TMI-2号炉圧力容器下部ヘッドに生じた亀裂の発生要因を推定するため有限要素法コードABAQUSを用いた下部ヘッド解析を実施している。これまでに、貫通ノズルを含む下部ヘッドを対象とした2次元伝熱解析及び2次元応力解析を実施した。また、局所的な熱影響を調べるために3次元モデルによる解析を実施している。

TMI-VIPでは、今後主に貫通ノズル及び計装案内管を対象とした試験が実施される他、下

部ヘッド破損に関する解析が行われ、下部ヘッドの健全性裕度評価が行われる。これらの結果を取りまとめて、1993年に最終報告書が作成される予定となっている。

4.3 原研におけるTMI-2デブリ分析

原研は1991年の2月から3月にかけて、サンプルをINELから原研東海研究所まで輸送した。入手したサンプルは損傷炉心の様々な位置から採取したデブリや損傷燃料棒セグメント等、合計60個である。この中には圧力容器下部ヘッド上の堆積物から採取したデブリサンプルも10個程度含まれている。上述したように、米国を始めとする諸外国で実施された分析試験によって、多くのデータが得られている。しかし、サンプル数や分析・試験の手法が限られているため必ずしも十分なものであるとは言えない。例えば、原子炉容器内の中心部以外の位置から採取されたサンプルに対する試験データは少ないし、事故時到達温度を推定するための信頼できるデータも無いように思われる。また、デブリの熱的な性質に関する物性値は、事故解析を行う上で不可欠のデータであるが、この測定データは全く無い。原研が実施する分析試験は、これらの点を補完するようなデータを得ることを主な目的としている。

原研における分析試験計画は Phase 1～3の三段階に分かれており、各段階での試験項目は以下に示すとおりである。

Phase 1 ①外観検査 ②重量測定 ③密度測定

Phase 2 ①金属組織学的試験（金属顕微鏡、SEM） ②X線回折 ③燃焼度分析
④化学分析 ⑤放射化学分析

Phase 3 ①燃料デブリ高温溶融試験 ②残存F P 高温放出試験 ③熱特性測定

Phase 1は平成3年度にほぼ終了した。今後は順次 Phase 2 及び Phase 3 が実施され、試験は平成6年度に完了する予定である。

（橋本、上塚）

あ と が き

ニュークリア・テクノロジ誌 TMI特集号が刊行されたのは1989年である。その重要な内容について翻訳・刊行する意義を考え、協力して頂ける有志を募り、作業を開始したのは1991年10月2日であった。1人あたり全訳論文1件、抄録のみの訳数件という単位で翻訳の個人負担を軽減し、かつ、正確さと読み易さを追求して原研の広い研究分野の方々にコメントを依頼した結果、最終的に総数41人の翻訳グループの作業になった。それぞれ、少なくない仕事を抱えている中で、相当の労力を費やして完成したのが本報告書である。作業開始からほぼ1年を費やしたが、その作業総量は、およそ3000人・時に達するものと思われる。完成することができたのは、ひとえに、これら翻訳グループの方々の理解と情熱によるものである。

TMI-2 やチェルノブイリのような事故を再び繰り返してはいけない。しかし人間である以上、歳月の中で原子炉安全性についての問題意識が薄れ、事故の記憶も薄れていくことは常にあると考えねばならない。それを克服していくためには、たえずそれらの事故が提起した原点を見つめ直すことが必要である。より新しい視点で捉え直すことが大切である。我々がそうした教訓を忘れて慢心し、科学の論理を踏み外すとき、我々が作りだしたシステムは我々に代わってその論理を貫いてしまうことを、それらの事故は警告していると考えよう。その意味でも、本報告書が原典と共に広範な方々に活用して頂ければ幸いである。

(鈴木)

謝 辞

本報告書の作成、刊行にあたり、原子炉安全工学部の松元前部長、同飛岡前次長、燃料安全工学部の早田前次長、原子炉安全工学部鴻坂部長および技術情報部と関係部門の方々にご尽力頂いたことを記し、深く感謝する。

参 考 文 献

- (1) 早田邦久、TMI 原子力発電所 2号炉の現状、原子力工業、Vol. 30, No. 10, 1984年.
- (2) 佐々木貞明、他、TMI2号機の現状とその研究成果、同上、Vol. 33, No. 10, 1987年.
- (3) 渡会偵祐、他、TMI2号機の調査研究成果、日本原子力学会誌、Vol. 32, No. 4, 1990年.
- (4) 鈴木光弘、TMI 事故に関する大統領委員会勧告の実施状況—10年間の概括—(NUREG-1355の訳)、JAERI-M 91-038, 1991年.

あ と が き

ニュークリア・テクノロジ誌 TMI特集号が刊行されたのは1989年である。その重要な内容について翻訳・刊行する意義を考え、協力して頂ける有志を募り、作業を開始したのは1991年10月2日であった。1人あたり全訳論文1件、抄録のみの訳数件という単位で翻訳の個人負担を軽減し、かつ、正確さと読み易さを追求して原研の広い研究分野の方々にコメントを依頼した結果、最終的に総数41人の翻訳グループの作業になった。それぞれ、少なくない仕事を抱えている中で、相当の労力を費やして完成したのが本報告書である。作業開始からほぼ1年を費やしたが、その作業総量は、およそ3000人・時に達するものと思われる。完成することができたのは、ひとえに、これら翻訳グループの方々の理解と情熱によるものである。

TMI-2 やチェルノブイリのような事故を再び繰り返してはいけない。しかし人間である以上、歳月の中で原子炉安全性についての問題意識が薄れ、事故の記憶も薄れていくことは常にあると考えねばならない。それを克服していくためには、たえずそれらの事故が提起した原点を見つめ直すことが必要である。より新しい視点で捉え直すことが大切である。我々がそうした教訓を忘れて慢心し、科学の論理を踏み外すとき、我々が作りだしたシステムは我々に代わってその論理を貫いてしまうことを、それらの事故は警告していると考えよう。その意味でも、本報告書が原典と共に広範な方々に活用して頂ければ幸いである。

(鈴木)

謝 辞

本報告書の作成、刊行にあたり、原子炉安全工学部の松元前部長、同飛岡前次長、燃料安全工学部の早田前次長、原子炉安全工学部鴻坂部長および技術情報部と関係部門の方々にご尽力頂いたことを記し、深く感謝する。

参 考 文 献

- (1) 早田邦久、TMI 原子力発電所 2号炉の現状、原子力工業、Vol. 30, No. 10, 1984年.
- (2) 佐々木貞明、他、TMI2号機の現状とその研究成果、同上、Vol. 33, No. 10, 1987年.
- (3) 渡会偵祐、他、TMI2号機の調査研究成果、日本原子力学会誌、Vol. 32, No. 4, 1990年.
- (4) 鈴木光弘、TMI 事故に関する大統領委員会勧告の実施状況—10年間の概括—(NUREG-1355の訳)、JAERI-M 91-038, 1991年.

あ と が き

ニュークリア・テクノロジ誌 TMI特集号が刊行されたのは1989年である。その重要な内容について翻訳・刊行する意義を考え、協力して頂ける有志を募り、作業を開始したのは1991年10月2日であった。1人あたり全訳論文1件、抄録のみの訳数件という単位で翻訳の個人負担を軽減し、かつ、正確さと読み易さを追求して原研の広い研究分野の方々にコメントを依頼した結果、最終的に総数41人の翻訳グループの作業になった。それぞれ、少なくない仕事を抱えている中で、相当の労力を費やして完成したのが本報告書である。作業開始からほぼ1年を費やしたが、その作業総量は、およそ3000人・時に達するものと思われる。完成することができたのは、ひとえに、これら翻訳グループの方々の理解と情熱によるものである。

TMI-2 やチェルノブイリのような事故を再び繰り返してはいけない。しかし人間である以上、歳月の中で原子炉安全性についての問題意識が薄れ、事故の記憶も薄れていくことは常にあると考えねばならない。それを克服していくためには、たえずそれらの事故が提起した原点を見つめ直すことが必要である。より新しい視点で捉え直すことが大切である。我々がそうした教訓を忘れて慢心し、科学の論理を踏み外すとき、我々が作りだしたシステムは我々に代わってその論理を貫いてしまうことを、それらの事故は警告していると考えよう。その意味でも、本報告書が原典と共に広範な方々に活用して頂ければ幸いである。

(鈴木)

謝 辞

本報告書の作成、刊行にあたり、原子炉安全工学部の松元前部長、同飛岡前次長、燃料安全工学部の早田前次長、原子炉安全工学部鴻坂部長および技術情報部と関係部門の方々にご尽力頂いたことを記し、深く感謝する。

参 考 文 献

- (1) 早田邦久、TMI 原子力発電所 2号炉の現状、原子力工業、Vol. 30, No. 10, 1984年.
- (2) 佐々木貞明、他、TMI2号機の現状とその研究成果、同上、Vol. 33, No. 10, 1987年.
- (3) 渡会偵祐、他、TMI2号機の調査研究成果、日本原子力学会誌、Vol. 32, No. 4, 1990年.
- (4) 鈴木光弘、TMI 事故に関する大統領委員会勧告の実施状況—10年間の概括—(NUREG-1355の訳)、JAERI-M 91-038, 1991年.

キーワードの索引 (Nuclear Technology Vol. 87)

<u>SUBJECT INDEX</u>	<u>訳 語</u>	<u>参照論文 (章・節番号)</u>
A		
Accident analysis	事故解析	(3. 1. 34)
Accident-generated water	事故により生じた水	(2. 6. 3)
·characteristics	特性	(2. 6. 3)
·final disposition	最終処分	(2. 6. 3)
Accident simulation	事故シミュレーション	(3. 1. 16, -27, -31, -33, -34)
Activation products	放射化生成物	(3. 1. 2)
Airborne releases	エアロゾルの放出	(2. 4. 3, 3. 2. 3)
Airlift tool	エアリフト工具	(3. 3. 4)
ALARA program	ALARA 計画	(2. 4. 5)
(As Low As Reasonably Achievable)	全ての被曝線量は合理的に達成しうる限り低く抑える	
Antimony	アンチモン	(2. 3. 4, 3. 1. 3, -10)
Auxiliary building samples	補助建屋の試料	(2. 6. 6)
B		
Biocides	生物殺生剤	(3. 4. 11)
Booth-Rhymer diffusion model	Booth-Rhymer 拡散モデル	(3. 1. 12)
Bubble dynamics	気泡力学	(3. 1. 12)
C		
Cadmium behavior	カドミウムの挙動	(3. 1. 9)
Candling	キャンドリング	(3. 1. 1)
Carbon-14	炭素-14	(3. 2. 3)
CARIRS data base	CARIRS データベース	(3. 2. 17)
Ceramic phase	セラミック相	(2. 3. 3)
Ceramic zone	セラミック領域	(3. 1. 2)
Cerium	セリウム	(2. 3. 4, 3. 1. 4, -10)
Chromium behavior	クロムの挙動	(3. 1. 9)
Cleanup chronology	浄化作業経過(年表)	(2. 2. 4)
Coagulant addition system	凝固剤添加システム	(3. 4. 8)
Code of Federal Regulations	連邦規制基準	
·application to SAFSTOR	SAFSTOR への適用	(3. 4. 6)
·effluents	排水、排気	(2. 6. 4)
·emergency planning	緊急時計画	(3. 4. 6)
·fire protection	火災防止	(3. 4. 6)
·natural phenomena	自然現象	(2. 6. 4)
·quality assurance	品質保障	(3. 4. 6)
·safe-related equipment	安全系装備	(3. 4. 6)
·security	保障措置	(3. 4. 6)
Computer modeling	コンピュータモデル化	(2. 3. 2, 3. 1. 12, -17, -18, -23, 3. 2. 24)

·ABAQUS	ABAQUS	(2.3.6)
·ATHLET	ATHLET	(3.1.34)
·CATHARE	CATHARE	(3.1.25)
·COUPLE-FLUID	COUPLE-FLUID	(2.3.6)
·CYLSEC	CYLSEC	(3.2.24)
·ISOSHLD-II	ISOSHLD-II	(3.2.9)
·KENO V. a	KENO V. a	(3.3.15)
·MAAP	MAAP	(3.1.33)
·MARCH	MARCH	(3.1.18)
·MELCOR	MELCOR	(3.1.31)
·MELPROG/TRAC	MELPROG/TRAC	(3.1.17)
·THALES-PM1/TMI	THALES-PM1/TMI	(3.1.32)
·XSDRNPM	XSDRNPM	(2.3.6)
Concrete activity	コンクリート中の放射 能	(2.6.5, 3.2.9)
Concrete surfaces	コンクリート表面	
·coating removal	被覆材除去	(2.6.4)
·epoxy-based coatings	エポキシ樹脂系被覆 材	(2.6.4)
·radionuclide penetration	放射性核種の浸透	(2.6.4)
Control of reactor building atmosphere	原子炉建屋換気の管理	(3.2.21)
Control rods	制御棒	(2.3.3, 3.1.1, -3)
Coolant pump transient	冷却材ポンプ過渡変化	(3.1.26)
Core bores	コアボア	(2.3.3, 2.5.3, 2.6.6, 3.1.3, -4), (3.2.4, 3.3.1, -5)
·crystalline phases	結晶相	(3.1.4)
·dose rates	線量率	(2.6.4)
·evaluations	評価	(2.6.4)
·gamma-ray spectroscopy	ガンマ線分光分析	(2.6.4)
·sampling	試料採取、サンプル リング	(2.6.4)
·X-ray analysis	エックス線分析	(3.1.4)
Core bore machine	コアボア装置	(3.3.1, 3.4.2, -11)
·quality assurance	品質保障	(3.4.2)
Core damage analysis	炉心損傷解析	(3.1.2, -19, -22, -25)
Core debris	炉心デブリ	(2.3.3, 2.5.2, 3.1.3, 3.3.2, -4)
·canisters	キャニスタ	(3.4.7)
·grab sample system	試料捕捉システム	(2.6.6)
Core geometry, end-state inventory	炉心形状/最終状態の インベントリ	(3.1.20)
Core mass inventory	炉心物質インベントリ	(3.1.27)
Core melt progression	炉心溶融の進展	(2.2.5, 3.1.5, -15, -16, -28, -32)
Core modelling	炉心のモデル化	(3.1.29)
Core support assembly	炉心支持構造物	(3.1.13)
·defueling	燃料取り出し	(3.1.13)
·description	記述	(3.1.13)
·disassembly	解体	(3.1.13)
Core temperature history	炉心温度履歴	(3.1.27)
Corrosion mechanism	腐食のメカニズム	(3.4.11)

Criticality	臨界(度)	
·analysis	解析	(3.3.7, -15)
·calculation models	計算モデル	(3.1.24)
·prevention	防止	(3.3.8)
Crust layer	クラスト層	(3.1.9, 3.3.1)
Cutting/drilling tools	切断/ボーリング工具	(3.3.10, 3.4.13)
·core bore machine	コアボーリング装置	(3.3.10)
·plasma-arc cutting	プラズマアーク切断	(3.3.10)
D		
Data aquisition	データ収録	(2.5.2, 3.3.9)
Data bases	データベース	(3.4.12)
·core bore drilling	コアボアの穿孔作業	(3.4.12)
·initial and boundary con- ditions	初期条件と境界条件	(3.4.12)
·sample examinations	サンプル試験	(3.4.12)
·sequence of events	事故経過	(3.4.12)
Data Integrity Review Com- mittee	データ完全性検討委員 会	(3.4.12)
Data qualification	データ高品質化	(3.4.12)
Debris	デブリ、破片	
·bed configuration	層の形状	(3.2.13)
·characterization	特性把握	(3.1.30)
Decontamination techniques	除染技術	(2.6.1, -5, 3.4.1, -13)
Deep-bed filtration	深層ろ過	(3.4.10)
Defueling	燃料取り出し(搬出)	(3.3.12, -13)
·canisters	キャニスタ	(3.2.24, 3.3.1, -3, -15, 3.4.2, -7)
·cleanup system filters	浄化系フィルタ	(3.4.10)
·conditions	条件、状態	(3.3.1, -2)
·equipment	機器、装備	(2.5.1, 3.2.24, 3.3.1, -2, -3, -4)
·system	システム、系	(3.3.1, -2, -3, -4)
·water cleanup system	水浄化設備	(3.3.3, 3.4.8, -9)
Degraded core	損傷炉心	
·cooldown analysis	冷却過程の解析	(3.1.27)
·heatup analysis	加熱過程の解析	(3.1.27)
Dissolution of UO ₂ fuel	UO ₂ 燃料の溶解	(2.3.3)
Diver teletector	ダイバーテレテクタ	(3.2.8)
Dose assessment	被曝線量評価	(2.4.3, 3.3.2)
Dose Reduction Task Force	被曝低減タスクフォー ス	(3.2.23)
Doses to public	公衆の被曝線量	(3.2.3)
Dosimeter performance	ドシメータ性能	(3.2.18, 3.3.4)
Drain cleaning machine	ドレン液浄化器	(3.3.4)
Durability of reactor vessel	原子炉容器耐久性	(2.2.1)
E		
Early containment entry	格納容器初期立ち入り	(3.2.2)
Electrical circuit characte-	電気回路特性診断シス	

imization and diagnostic system (ECCAD)	テム	(3.4.13)
Electron imaging	電子画像化	(3.1.21)
Electron microprobe data	電子線マイクロプローブデータ	(2.3.3)
Electro-optical techniques	電子光学技術	(3.1.3)
Emergency planning	緊急時計画	(2.2.3)
Environmental measurements	環境測定	(2.4.3)
Environmental release	環境放出	(2.6.3)
Environmental safety systems	環境安全システム	(2.2.3)
EPICOR system	EPICORシステム	(3.4.13)
EPRI data base	EPRIデータベース	(3.2.17)
Examination methods	試験方法、検査方法	(2.6.6)
Ex-vessel core materials	原子炉容器外炉心物質	(3.1.20)
Ex-vessel fuel	原子炉容器外燃料	(2.5.2, 3.2.11, -12, 3.3.4)
F		
Field monitoring	野外モニタリング	(2.4.3, 3.2.3)
Filter aid feed system	ろ過助材供給システム	(3.4.8)
Financing of TMI	TMIの財政計画	(2.2.2)
Fire protection	防火対策	(2.2.3)
Fission product	FP(核分裂生成物)	
·analysis	解析	(3.1.3)
·behavior	挙動	(2.3.2, 3.1.12, -13)
·detection	検出	(3.1.21)
·distribution	分布	(2.3.3, -4)
·models	モデル	(3.1.12)
·pathways	経路	(3.1.10)
·release	放出	(2.2.5, 2.3.4, 3.1.8, -10, -11, -12) (3.1.13, -21)
·retention	保持	(3.1.12, -13, -28)
Fluid flow	流体の流れ	(3.1.26, -32, -34)
Forensic engineering	論証工学	(3.1.19)
Fuel	燃料	
·canisters	キャニスタ	(3.4.4)
·characterization	特性把握	(3.1.2, 3.3.4, -8)
·configuration	形状	(3.1.29)
·damage	損傷	(3.1.2, -22)
·relocation mechanisms	リロケーション機構	(3.1.6, 3.2.10)
·rods	棒	(2.3.3, 3.1.3, -5, 3.3.1)
·transfer system modifications	輸送システムの変更	(3.3.3)
Future of nuclear programs	原子力計画の将来	(2.2.2)
G		
Gamma-ray spectroscopy	ガンマ線分光分析	(2.6.6)
Gas generation	ガス生成	(3.1.26)
Gaseous release pathways	ガス状物質の放出経路	(3.1.8, 3.2.3)

Gross decontamination experiment

グロス除染実験

(2.6.6, 3.4.1)

H

Heat stress control

熱応力コントロール

(3.2.14, -20, -21)

Heat transfer model

熱伝達モデル

(2.3.6, 3.1.26, -30, 32)

High-pressure flushing

高圧洗浄

(2.5.3, 3.3.5, 3.4.1)

High-temperature core material behavior

高温状態の炉心物質挙動

(2.3.2, -3, 3.1.1, -2, -5, -9)

·chemical interactions

化学的相互作用

(3.1.5)

·cladding

被覆管

(3.1.5)

·severe fuel damage tests

燃料苛酷損傷試験

(3.1.22)

Hydraulic power defueling tools

水圧式燃料取り出し工具

(3.3.1)

Hydrogen

水素

·burn

燃焼

(3.1.23)

·generation

生成

(2.3.8, 3.1.19, -32, 3.4.7)

I

Indium

インジウム

(3.1.9)

In-plant monitoring

プラントモニタリング

(2.4.3)

Inspections

査察、調査、監視

(2.2.3)

Institute of Nuclear Power Operations (INPO)

原子力発電運転協会

(2.2.3)

Internal dosimetry

内部被曝ドシメトリ

(3.2.21)

Iodine-129/131

ヨウ素-129/131

(2.3.4, 2.4.3, -4, 3.1.8, -10, 3.2.1)

(3.2.3, 3.4.13)

Iron behavior

鉄の挙動

(3.1.9)

J

Japan-U.S. cooperative agreement

日米協力協定

(3.4.13)

K

Kemeny Commission

ケメニー委員会

(2.2.2)

Krypton-85

クリプトン-85

(2.3.4, 3.2.3)

L

Leaching

浸出

·of radionuclides

放射性核種の

(2.6.5)

·tests

試験

(2.6.5)

Lead screw examinations

リードスクリュー試験

(3.1.9)

Licensing

許認可

(3.4.3)

·accident-generated water

事故で発生した汚染水

(3.4.3)

·core accountability	炉心物質の計量管理	(3.4.3)
·postdefueling monitored storage	燃料搬出後監視保管	(3.4.3,-6)
·reactor building purge	原子炉建て屋からの放出	(3.4.3)
Liquid releases	液体放出	(2.4.4, 3.1.8, 3.2.1,-3)
Litigation	訴訟	(3.2.15)
Lower core support assembly	下部炉心支持構造物	(3.3.2,-6,-10)
·characterization	特性把握	(3.3.2,-6)
·condition	条件、状態	(3.3.2)
·dismantling	解体	(3.3.2,-10)
M		
Material oxidation	物質の酸化	(2.3.3)
Material relocation	物質のリロケーション	(2.2.5, 2.3.4, 3.1.6,-9)
Medical screening	医学的スクリーニング	(3.2.14)
Melt debris/component interactions	溶融デブリ/構造物相互作用	(2.3.5)
Melt progression	溶融の進展	(2.3.5)
Metallurgical examination	金相試験	(2.3.3, 3.1.1,-3)
Microanalysis techniques	マイクロ分析技術	(3.1.22)
Microorganisms, identification/control	微生物、鑑定/管理	(3.4.11)
Minisubmarine	小型潜水ロボット	(3.3.4)
Molten corium	溶融コリウム	(3.1.14,-15)
·relocation pathways	リロケーション経路	(3.1.14)
Molten material	溶融物質	
·behavior	挙動	(3.1.28)
·chemistry	化学	(3.1.28)
·region	領域	(3.1.30)
·relocation	リロケーション	(3.1.28,-30)
Molybdenum behavior	モリブデンの挙動	(3.1.9)
N		
Neutron activation analysis	中性子放射化分析	(3.1.2)
Neutron count rate	中性子計数率	(2.2.5, 3.3.2)
Neutron detectors	中性子検出器	(3.2.13, 3.3.4)
Neutron source strength	中性子源強度	(3.1.29)
New technology	新技術	(2.2.1, 2.5.2,-4, 3.2.8,-18, 3.3.2)
Nickel behavior	ニッケルの挙動	(3.3.4)
Noble gases	希ガス	(3.1.9)
NRC action plan	NRC 対応計画	(2.4.3, 3.1.8,-12, 3.2.1,-3)
NRC inspections	NRC 査察	(2.2.3)
·defueling canisters	燃料取り出しキャニスタ	(3.4.4)
·transport casks	輸送キャスク	(3.4.4)
Nuclear safety	原子力安全性	(2.2.2,-3, 2.5.3, 2.7, 3.2.18,-19)

Nuclear safety (Cont'd)	原子力安全性	(3.2.20, -21, -22, -24, 3.3.5, -7, -8) (3.3.15, 3.4.4, -7)
-------------------------	--------	---

O

Operator qualifications	運転員資格	(2.2.3)
Original core material inventory	初期炉心物質インベ ントリ	(2.3.4, 3.1.9)
Oxidation	酸化	(3.1.2, -5)
Oxygen measurement	酸素測定	(3.1.21)

P

Peak core temperature	最高炉心温度	(2.2.5, 2.3.3, 3.1.1, -2, -3, -4, -5, -6) (3.1.22)
Personnel dosimetry	個人被曝線量	(3.2.18)
Plasma-arc cutting	プラズマアーク切断	(2.5.1, 3.3.2, -5, -6, -9, -10)
·safety assessment	安全評価	(3.3.7)
Plenum	プレナム	
·assembly	集合体、構造物	(3.1.26)
·removal	撤去、移動	(3.3.11)
Plume tracking	プルーム検出	(2.4.3)
Postdefueling monitored storage (PDMS)	燃料搬出後監視保管	(3.4.5)
·contamination control	汚染管理	(3.4.5)
·equipment modifications	機器の改造	(3.4.5)
·hazard protection	危険防護	(3.4.5)
·winterization	防寒対策	(3.4.5)
Primary system components	一次系機器	(2.3.4)
Protective clothing	放射線防護衣	(3.2.2, -14, -20)
Protective concrete coatings	防護用コンクリート被 覆	(2.6.4)
Public confidence	公衆の信頼	(2.2.2, -3, 2.4.6)
Public exposure	公衆の被曝	(2.4.4)
Public law	公法	(2.2.2)
Public Utility Commission	公共事業委員会	(2.2.3)

Q

QAD-CG code	QAD-CG コード	(3.2.9)
Quality assurance teamwork	品質保障協同作業	(3.4.2)

R

Radiation	放射線	
·exposure	被曝	
internal dose	内部被曝線量	(2.4.5)
management	管理	(2.5.2, 3.2.16, 3.3.5)
skin dose	皮膚線量	(2.4.5)

workers	作業者	(2.4.5)
·instruments	測定器	(2.5.2, 3.2.22)
·protection	防護	(2.4.5)
·shielding	遮蔽	(3.2.24)
Radioactive sediments	放射性沈澱物	(2.6.2)
Radioactive waste	放射性廃棄物	
·disposal methods	処分方法	(2.6.3)
·management	管理	(2.6.2, 3.4.7, -10)
·transport equipment	輸送 機器、装備	(3.4.4) (3.4.2)
Radiochemical examinations	放射化学試験	(2.6.6)
Radiological conditions of the TMI auxiliary building	TMI 補助建屋の放射線状態	
·airborne levels	エアロゾル放射線レベル	(3.2.1)
·general area dose rates	一般エリアの線量率	(3.2.1)
·primary transport pathways	主要輸送経路	(3.2.1)
·radiation control	放射線管理	(3.2.1)
Radiological conditions of the TMI reactor building	TMI 原子炉建屋の放射線状態	
·airborne levels	エアロゾル放射線レベル	(2.4.2, 3.2.2, -6, -21)
·gamma dose rates	ガンマ線量率	(2.4.2, 2.6.4, 3.2.2, -4)
·gamma flux	ガンマ線束	(2.4.2)
·radiation fields	放射線場	(2.4.2, 3.2.7)
·radiation measurements	放射線計測	(2.4.2, 3.2.7, -9, -23, 3.4.1)
·robotic surveys	ロボット探査	(3.2.8)
·source terms	ソースターム	(2.4.2, 3.2.7)
·surface contamination	表面汚染	(2.4.2, 3.1.10, 3.2.6, 3.4.1)
Radiological survey mapping and tracking	放射線サーベイ結果の作図及び追跡	(3.2.16)
Radionuclide repositories	放射性核種沈積量	(3.1.10, 3.2.11, -12)
Reactor building	原子炉建屋	
·air	空気	(2.4.2, 3.1.10, 3.2.2, -6, -7)
·samples	サンプル	(2.6.6)
Reactor coolant system (RCS)	原子炉冷却系	(2.2.5, 2.3.7, 2.5.2, 2.6.6) (3.1.10, 3.2.10, -11, -12, 3.3.4) (3.4.10)
·analysis	解析、分析	(3.3.15)
·components	機器、構造物	(2.3.7)
·microorganisms	微生物	(3.4.9)
·suspended particulates	浮遊微粒子	(3.4.9)
·treatment	処理	(3.4.8, -11)
·water chemistry	水化学	(3.4.11)
·water levels and pressures	水位と圧力	(2.3.7)
Reactor core samples	炉心の試料	(2.6.6)
Reactor siting criteria	原子炉立地基準	(3.4.13)
Reactor vessel failure mechanisms	原子炉容器破壊のメカニズム	(2.3.6)
Reactor vessel head removal	原子炉容器上蓋撤去	(3.3.11)

Records management	記録管理	(3.2.15)
Recriticality potential	再臨界の可能性	(3.1.24)
Refill phenomena	リフィル(再冠水)現象	(2.3.7)
·theoretical analysis	理論解析	(2.3.7)
Regulatory considerations	規制上の検討事項	
·postdefueling	燃料搬出後	(3.4.6)
Remotely operated vehicles	遠隔操作ロボット	(2.5.1, -3, -4, 3.2.8, 3.3.4, -5, -14)
·capability	性能	(2.5.4)
·defueling	燃料取り出し	(3.3.5)
·equipment	機器、装備	(3.3.14)
·mobility	移動性	(2.5.4)
·radiation measurement	放射線計測	(3.3.5)
·reliability	信頼性	(2.5.4)
·sampling	試料採取	(3.3.5)
·surveys	サーベイ	(3.3.5)
Respiratory protection	吸入防護	(3.2.19)
Risk assessment	リスク評価	(2.2.3, 2.4.6, 3.1.31)
Robotic characterization	ロボット利用の特性把	
program	握計画	(3.2.8)
Rubble model	ラブル(瓦礫)モデル	(3.3.7)
Ruthenium	ルテニウム	(2.3.4, 3.1.2, -10)

S

Safety goals	安全目標	(2.2.3, 3.2.24)
Safety margins	安全余裕	(2.3.6)
Sample aquisition	試料収録	(2.5.2)
Sample packages	試料パッケージ	(2.5.2)
Sampling	試料採取	
·locations	位置	(2.6.6)
·methods	方法	(2.6.6)
SCALE computer code	SCALE 計算コード	(3.3.7)
Scarifying surfaces	はつり(切削)表面	(2.5.3, 3.3.5)
Shielded work platform	遮蔽作業台	(3.3.3)
Shipping casks	輸送用キャスク	(3.3.15, 3.4.2)
Shipping regulations	輸送規則	(3.4.7)
Silver	銀	(3.1.9)
Siting criteria	立地基準	(2.2.3)
Solids modeling system	固体モデル化試験	(3.3.9)
Source range monitor	線源モニタ	
·analysis	解析	(3.1.24, -29)
·response	応答	(3.1.29)
Steam explosion	蒸気爆発	
·potential for	その可能性	(3.1.30)
Steam generation	蒸気生成	(3.1.30)
Strippable coating test	ストリップパブル・コー ティングテスト	(3.4.1)
Strontium-90	ストロンチウム-90	(2.3.4, 2.6.5, 3.1.10, 3.2.2)
Structural material behavior	構造材挙動	(3.1.2)
Structural model	構造モデル	(2.3.6)

Submerged demineralizer system (SDS)	水中脱塩装置	(3.4.7, -13)
Surface activity characterization	表面汚染特性把握	(3.2.4)
Surface sampler	表面試料採取装置	(2.6.6)

T

Technical information documents/data bases	技術情報記録/データベース	(3.2.17)
Temperature effect on thermocouples	熱電対への温度効果	(2.2.5)
Thermal-hydraulic analysis	熱流体解析	(3.1.25, -26, -32, -34)
Thermal-hydraulic model	熱流体モデル	
·CONTAIN	CONTAIN (コード)	(3.1.23)
Thermal interactions	熱的応答	(3.1.26)
Three Mile Island accident scenario	TMI 事故シナリオ	(2.2.5)
Three Mile Island analysis exercise	TMI 標準問題解析	(3.1.16)
·CATHARE computations	CATHARE (コード)解析	(3.1.25)
Training	トレーニング	(3.1.25)
Transport casks	輸送キャスク	(2.5.2)
Transport of wastes	廃棄物輸送	(3.4.4)
·catalysts	触媒	(3.4.7)
·core bedris canisters	炉心デブリ用キャニスタ	(3.4.7)
·hydrogen generation and control	水素生成と管理	(3.4.7)
·safety	安全性	(3.4.7)
·submerged demineralizer vessels	水中脱塩容器	(3.4.7)
Tritium	トリチウム	(3.2.3)
Tube sheet loose debris	管盤上のルースデブリ	(3.1.7, 3.3.4)

U

Uranium behavior	ウランの挙動	(3.1.9)
------------------	--------	---------

V

Vacuuming system	真空装置	(3.3.1, -4)
Vapor transport	気泡の輸送	(3.1.11)
Video inspections	ビデオによる検査	(2.5.2, -3, 3.3.5)
Volatility fission products	揮発性FP	(2.3.4, 3.1.12, -13)

W

Water	水	
·clarity problems/treatment	透明度の問題/処理	(3.4.8, -9, -10, 11)

·disposal system evaporation	廃棄物蒸発システム	(2.6.3)
filters	フィルタ	(3.4.9)
·processing	処理	(2.6.3)
/sludge sampling device	/スラッジ試料採取装置	(2.6.6)

X

X-ray spectroscopy	エックス線分光分析	(3.1.21)
--------------------	-----------	----------

Z

Zircaloy	ジルカロイ	(2.3.3, 3.1.1, -2)
·material interactions	物質相互作用	(2.3.3, 3.1.2)
Zirconium behavior	ジルコニウムの挙動	(3.1.9)
Zirconium-water reaction	ジルコニウム水反応	(3.1.19)