

ウラン加工工場臨界事故調査委員会報告

平成 1 1 年 1 2 月 2 4 日

原子力安全委員会

ウラン加工工場臨界事故調査委員会

目 次

I. はじめに

II. 事故の全体像

1. 事故の発生した施設
2. 事故の発生の状況
 - (1) 作業の目的
 - (2) 作業内容
 - (3) 臨界の発生と継続
3. 事故の通報連絡・避難等の対応
 - (1) 事故の通報連絡・対策本部の設置
 - (2) 避難等の対応
4. 放射線及び放射性物質による影響
 - (1) 環境モニタリング
 - (2) 線量評価
5. 国際原子力事象評価尺度（INES）による暫定評価
6. 海外への情報提供

図

III. 事故の原因とそれに関する状況

1. 施設とその運転に関する状況
 - (1) 施設の核的制限値
 - (2) 製造工程と使用機器の状況
 - (3) 製造工程における臨界管理
 - (4) 社内の臨界管理体制
 - (5) 社内の作業管理と技術管理
 - (6) 加工施設に係る行政庁の安全規制
2. 臨界事故の状況
 - (1) 臨界状態の解析結果
 - (2) 臨界事故現象による放射線の影響
3. 事故発生の原因と再発防止対策
 - (1) 直接的原因と対策
 - (2) 作業工程上の問題点と対策
 - (3) 運転管理上の問題点と対策
 - (4) 技術管理上の問題点と対策
 - (5) 経営管理上の問題点と対策
 - (6) 許認可上の問題点と対策

- (7) 安全規制上の問題点と対策
- 4. 事故時の技術的対応
 - (1) 事故発生に関する対応
 - (2) 臨界状態の継続性に関する対応
 - (3) 事故の終息に向けた対応
 - (4) 放射線の外部への影響に関する対応
- 5. 提言
 - (1) 安全審査・安全規制の見直しと体系化
 - (2) 事故発生原因を除去する具体的方法
 - (3) 危機管理下における情報の適正な管理
 - (4) 安全管理情報の統合化とシステム化
 - (5) 自己責任による安全確保の向上を不断に目指す社会システムの構築

図

IV. 事故に係る防災上の対応

- 1. 防災対策全般
- 2. 初動対応
 - (1) 事故の対応
 - (2) 今後の課題
- 3. 本部体制
 - (1) 事故の対応
 - (2) 今後の課題
- 4. 避難・屋内退避の指導助言
 - (1) 事故の対応
 - (2) 今後の課題
- 5. 専門的支援
 - (1) 事故の対応
 - (2) 今後の課題
- 6. 報道対応
 - (1) 事故の対応
 - (2) 今後の課題
- 7. 原子力災害時における医療対策
 - (1) 原子力災害等緊急被ばく医療への準備状況
 - (2) 高線量被ばく患者への対応
 - (3) 近隣住民等への対応
 - (4) 今後必要な措置

図

V. 健康対策・事故現場の対応

1. 住民等の健康対策
2. 事故現場の安全確保
 - (1) 放射性物質の閉じ込め (I-131 放出量の低減化)
 - (2) 放射線の遮へい (転換試験棟周辺の遮へい壁の設置)
 - (3) ウラン溶液等の処理

VI. 事故の背景についての考察

1. 企業・産業のあり方
 - (1) 原子力産業概観
 - (2) 国際競争下での経営効率化と事故の関係
 - (3) 原子力産業における効率性と安全性
 - (4) 原子力産業における事業者・技術者の社会的責任・倫理
 - (5) 原子力産業全体の安全管理のあり方
2. 社会と安全
 - (1) 社会と安全をめぐる基本問題
 - (2) 安全社会システムの構築を目指して
 - (3) 未来に向けた我が国の役割

図

VII. 今後の取り組みのあり方について

1. 危機認識の保持とリスク評価意識への転回
2. 原子力事業者における安全確保の徹底
3. 国の取り組みのあり方
4. 原子力安全文化の定着と 21 世紀の安全社会システムを目指して
5. 将来への展望とその確保

図

VIII. 事故調査委員会委員長所感 (結言にかえて)

添付資料

参考資料

I. はじめに

本年9月30日に発生した株式会社ジェー・シー・オーの東海村ウラン加工工場における臨界事故は、安全確保を大前提に原子力の開発利用を進めてきた我が国にあって、3人の作業員が重篤な放射線被ばくを受け、懸命な医療活動にもかかわらず、1人が亡くなられたほか、住民への避難要請、屋内退避要請が一時行われるなど、前例のない大事故となり、周辺住民の生活に多大な影響をもたらすとともに、国の内外に大きな衝撃を与えることとなったことは、極めて遺憾である。

本委員会は、今回の事故の重大性にかんがみ、事故原因の徹底究明等を行うという内閣総理大臣を本部長とする政府対策本部の決定（10月4日）を受け、広く有識者の参加を得て、第三者の立場から事故原因を徹底的に究明し、万全の再発防止策の確立に資するため、原子力安全委員会に設置されたものである。

本委員会は、10月8日の初会合以来、11回の会合を重ね、精力的に事故原因の徹底的究明や再発防止策の検討を進めてきた。11月5日には、本事故の社会的影響の大きさ等にかんがみ、必要な対策が適時・的確に講じられていくことが重要であるとの視点から、それまでの5回の本委員会での検討の結果を踏まえ、「緊急提言・中間報告」を政府に提出した。これを受けて、政府が、直ちに原子炉等規制法の改正及び原子力災害対策特別措置法の制定並びに第2次補正予算による原子力安全・防災対策予算の計上の措置をとったことは、評価される。

本委員会は、その後、原子力安全委員会の意見募集に応じて寄せられた、「緊急提言・中間報告」に対する一般からの意見をはじめ、各方面からの意見を踏まえつつ、事故の直接的・間接的原因をさらに究明するとともに、将来に向けた原子力安全の確保のあり方にまで踏み込んで、再発防止のための基本的な考え方を打ち出していくことを目指した。その過程において、より詳細な検討を行うため、「技術・評価」、「企業・産業」、「社会・安全」の3つの検討チームを発足させ、事実や原因のより緻密な把握とともに、事実の背後にある構造的・倫理的な問題を含めて検討を行い、ここに最終的な報告をとりまとめたものである。

政府においては、中間報告後すみやかに関係法令の整備を図られたが、本最終報告の内容を十分にそしゃくし、示された提言や留意すべきことがらを踏まえて、事業者への適切な指導を含め、すみやかかつ積極的で遺漏のない対応を強く求めるものである。

なお今後、本報告の提言等は、長期的にフォローされるべきと思われるので、原子力安全委員会を中心に、関係行政機関等で適切に対応されることを期待する。

II. 事故の全体像

1. 事故の発生した施設

今回事故の発生した株式会社ジェー・シー・オー（JCO）東海事業所（茨城県那珂郡東海村大字石神外宿 2600 番地）の転換試験棟は、同社の前身である日本核燃料コンバージョン株式会社が、住友金属鉱山株式会社から使用施設、人員及び技術を引継ぎ、昭和 55 年 1 月に濃縮度 12% のウランの粉末を製造するために核燃料物質の使用許可を取得し、その後、昭和 59 年 6 月に使用施設から濃縮度 20% 未満のウランの液体製品も製造可能な加工施設に変更許可されたものである。

東海事業所の敷地面積は約 156,000m² であり、この中に加工施設を包括する約 45,000m² の区域を周辺監視区域としており、転換試験棟以外に軽水炉用燃料（濃縮度 5% 以下）の再転換施設として第 1 加工施設棟（年間最大処理能力 220 トン・ウラン（tU））及び第 2 加工施設棟（年間最大処理能力 495 tU）がある。

（図 II-1-1，図 II-1-2）

転換試験棟は、濃縮度 20% 未満の六フッ化ウラン（UF₆）、スクラップ又はイエローケーキから、主として高速実験炉「常陽」用として、二酸化ウラン（UO₂）粉末又は硝酸ウラニル溶液を製造する施設で、年間の処理能力は 3 tU であり、この他、濃縮度 50% 未満のウランの再転換の実験も行える施設である。（図 II-1-3）

転換試験棟は鉄骨造軽量ブロック張り平屋建て（延べ床面積約 260m²）であり、化学処理施設、核燃料物質の貯蔵施設、放射性廃棄物の廃棄施設等で構成されている。このうち化学処理施設は、UF₆加熱装置、UF₆加水分解装置、溶媒抽出装置、溶解装置、沈殿装置、仮焼装置、還元装置、混合装置等で構成され、UO₂の製造には、全ての装置が使用される。また、硝酸ウラニル溶液は、このうち溶解装置、溶媒抽出装置、沈殿装置、仮焼装置等によって精製されたウラン粉末を再び溶解装置を使用して製造される。

2. 事故の発生の状況

（1）作業の目的

核燃料サイクル開発機構（サイクル機構）との契約に基づき、「常陽」の燃料用として、平成 11 年度に濃縮度 18.8%、ウラン濃度 380 グラム・ウラン／リットル（gU/ℓ）以下の硝酸ウラニル溶液を転換試験棟において約 160 リットル（ℓ）（約 60 キログラム・ウラン（kgU））製造することとなっていた。製造に当たっては 1 作業単位（以下、「バッチ」という。）分の 2.4kgU（溶液量約 6.5 ℓ）ずつ溶解を行い、輸送の単位である 6～7 バッチ分の約 40 ℓ の硝酸ウラニル溶液を均一化することとなっていた。

この作業は、スペシャルクルーと呼ばれる 5 人の作業員のうち 3 人で行われることとな

っていた。なお、スペシャルクルーは、転換試験棟での作業以外に第1、第2加工施設棟の廃液処理も行っていた。

（2）作業内容

今回の作業はスペシャルクルーのうち3人の作業員で実施され、9月中旬よりウランの精製を開始し、9月28日に終了して、29日から硝酸ウラニル溶液の製造を開始している。本来であればウラン粉末を溶解塔で硝酸を加えて溶解すべきところを、10ℓ入りのステンレス鋼製の容器（いわゆるバケツ。以下「ステンレス容器（10ℓ）」という。）でウラン粉末を溶解した後、硝酸ウラニル貯塔（以下、「貯塔」という。）において濃度を均一にするという社内で作成した手順書をも無視して、5ℓ入りのステンレス鋼製のビーカー（以下、「ステンレス容器（5ℓ）」という。）及び漏斗を用いて、1バッチ（2.4kgU）以下で制限して管理すべき沈殿槽に29日には4バッチ（約9.6kgU）の硝酸ウラニル溶液を注入し、30日午前3バッチ（約7.2kg）の硝酸ウラニル溶液を注入したとしている。（図Ⅱ－2－1）

（3）臨界の発生と継続

上記の作業の結果、9月30日午前10時35分頃、沈殿槽内の硝酸ウラニル溶液が臨界に達し、警報装置が吹鳴した。臨界は、最初に瞬間的に大量の核分裂反応が起こり、その後、臨界状態停止のための作業が功を奏するまで約20時間にわたって、緩やかな核分裂状態が継続したものであった。臨界状態を停止するために、10月1日午前2時30分頃から、臨界の継続を助長していた沈殿槽外周のジャケットを流れる冷却水の抜き取り作業を関係者の協力を得てJCOの職員が実施したことにより、午前6時15分頃、臨界状態は停止した。その後、臨界停止を確実にするためホウ酸水を注入し、午前8時50分には臨界の終息が最終的に確認された。

この臨界による総核分裂数は、沈殿槽から採取された硝酸ウラニル溶液の日本原子力研究所（原研）による分析結果から、 2.5×10^{18} 個と評価されている。

3. 事故の通報連絡・避難等の対応

（1）事故の通報連絡・対策本部の設置

今回の事故の第一報がJCOから科学技術庁にもたらされたのは、事故発生から約44分後の9月30日午前11時19分であった。この連絡を受け、科学技術庁では、現地の運転管理専門官が12時頃にJCO東海事業所で状況把握を開始している。その後、12時30分過ぎに、科学技術庁から首相官邸へ連絡がなされた。また、午後1時頃には、科学技術庁職員が現地に派遣され、午後2時には原子力安全委員会への正式報告がなされている。

午後2時30分には、科学技術庁災害対策本部が設置され、さらに午後3時には、災害対策基本法に基づく防災基本計画に従って、科学技術庁長官を本部長とする政府の事故対策本

部の設置が決定された。この政府の事故対策本部において関係省庁が協力して事態に当たることとされ、関係省庁において所要の措置が取られた。また、現地においても、原研、サイクル機構等の原子力専門機関や電気事業者等の参加・協力を得つつ、午後3時30分頃に科学技術庁東海運転管理専門官事務所内に科学技術庁現地対策本部（現地対策本部）が設置され、午後5時頃に原研東海研究所内に移設された。さらに午後9時には、小渕内閣総理大臣を本部長とする政府対策本部会合が開催された。

また、原子力安全委員会の緊急技術助言組織の召集が午後3時30分に決定され、午後6時に緊急技術助言組織会合が開始されている。

（２）避難等の対応

政府による対応と並行して、地元地方自治体においては、午後3時に東海村による350メートル(m)圏内の住民避難要請、午後10時30分に茨城県による10キロメートル(km)圏内の屋内退避勧告等、所要の対応が行われた。

4. 放射線及び放射性物質による影響

（１）環境モニタリング

①環境モニタリングの実施状況

初期活動として、固定観測局（モニタリングステーション・ポスト）における空間放射線量率（ガンマ線）の監視が強化されるとともに、移動測定車等により空間放射線量率の測定が実施された。その後、第1段階モニタリングとして、敷地周辺を中心に大気塵埃、土壌、葉菜等の採取・測定が実施され、また、施設から半径10km圏内の16方位で空間放射線量率（ガンマ線）の測定及び土壌、葉菜等の採取・分析が行われた。加えて、水道水、井戸水、雨水、畜産物等の採取・分析が行われ、さらに、今回の事故状況からすると海洋環境への放射性物質の拡散は考えられなかったが、念のため、海水、海産物の採取・測定が実施された。

第2段階モニタリングでは、第1段階モニタリングの結果を踏まえて、固定観測局及びJCO周辺の空間放射線量率による監視、これまでに検出された試料（大気塵埃、土壌、葉菜）について施設から半径4km圏内の全方位で採取・測定が実施された。また、希ガス等の放出による外部被ばくを推定評価するために、熱蛍光線量計（TLD）が回収され、積算線量（ガンマ線）が測定された。

②環境モニタリングの結果

環境モニタリング結果の概要は以下のとおりであった。

（a）空間放射線量率

JCOがサイクル機構の協力のもと敷地境界付近で9月30日午前11時36分から臨界終息まで測定した空間放射線量率は、ガンマ線については最大0.84ミリシーベルト／時

(mSv/h) であった。また、中性子線については、同日午後 4 時半以降測定され、最大 4.5mSv/h であった。

東海地区全般の状況については、茨城県及び原子力事業者が設置している固定観測局のうち、県舟石川局で最大で 3.1 マイクログレイ/時 ($\mu\text{Gy/h}$) (2 分値) が測定された。固定観測局以外では、9 月 30 日、移動測定車等により敷地周辺及び施設から約 4 km までの範囲で空間放射線量率 (ガンマ線) の測定が実施された。その結果は $0.03 \mu\text{Sv/h}$ ~ $0.44 \mu\text{Sv/h}$ であった。臨界が終息した 10 月 1 日の午前 6 時 15 分頃には、全ての固定観測局の空間放射線量率 (ガンマ線) は平常のレベルに戻った。また、臨界終息後の 10 月 1 日に施設を中心に半径 0.5km から半径 10km 圏内までの範囲の 16 方位で空間放射線量率 (ガンマ線) の測定が行われたところ、全ての地点で平常のレベルであった。

(b)環境試料核種分析結果

環境モニタリングにおいて検出された核種は次のとおりである。

ナトリウム 24 (Na-24) (半減期 15 時間)

：中性子による放射化生成物

マンガン 56 (Mn-56) (半減期 2.6 時間)

：中性子による放射化生成物

ストロンチウム 91 (Sr-91) (半減期 9.5 時間)

：核分裂によって生成したクリプトン 91 (Kr-91) (希ガス)の崩壊生成物

ヨウ素 131 (I-131) (半減期 8 日)

：核分裂によって生成

ヨウ素 133 (I-133) (半減期 21 時間)

：核分裂によって生成

ヨウ素 (I-135) (半減期 6.6 時間)

：核分裂によって生成

セシウム 138 (Cs-138) (半減期 32 分)

：核分裂によって生成したキセノン 138 (Xe-138) (希ガス)の崩壊生成物

バリウム 140 (Ba-140) (半減期 12.8 日)

：核分裂によって生成したキセノン 140 (Xe-140) (希ガス)の崩壊生成物

ランタン 140 (La-140) (半減期 40.3 時間)

：核分裂によって生成した Xe-140 (希ガス)の崩壊生成物

今回の臨界事故では、希ガス及びヨウ素がガス状の物質として施設から放出されたと考えられる。一方、粒子状の核分裂生成物は検出されていないことから、これらの物質は、施設の換気系に設置されていた HEPA フィルタによって除去され、環境への放出はほとんど

なかったものと考えられる。

表Ⅱ－４－１に、各測定項目についての結果を示す。

(c)その他環境試料分析結果

水道水、大気塵埃、土壌及び河川水についてウランの分析が行われたが、測定値は平常のレベルであった。このことから、今回検出されたウランは天然由来のものと考えられる。

(d)汚染検査

施設から半径 700m 圏内の地表面、半径 350m 圏内の人家の窓ガラス、農産物、水産加工品、校庭等の汚染検査がサーベイメーターにて行われた。その結果、いずれも平常のレベルであった。

(e)ガンマ線による積算線量

92 地点に設置されていた熱蛍光線量計(TLD)により、ガンマ線の積算線量が測定された結果、事故の影響による積算線量注)は、転換試験棟から 300m の 1 地点で $270\mu\text{Gy}$ 、600～800m の 4 地点で $20\sim 30\mu\text{Gy}$ であった。その他の 87 地点では有意な差は認められなかった。

注) 事故の影響を見るため、周辺の状態の変化を考慮し、直近の同一季節である平成 10 年度第 2 四半期積算線量(今回の設置日数に換算)が、バックグラウンドとして差し引かれている。

③環境モニタリング結果の評価

臨界(核分裂)により生成したと考えられるガス状物質(希ガス、ヨウ素)が放出され、広範囲の複数の地点において空間放射線量率(ガンマ線)が上昇した。また、環境試料(大気塵埃、土壌、葉菜等)が分析された結果、一部の試料から、臨界により生成したと考えられる短半減期のヨウ素及び希ガスの崩壊生成物(Sr-91 、 Cs-138 、 Ba-140 、 La-140)並びに臨界により発生した中性子により放射化されたと考えられる Na-24 及び Mn-56 が検出された。しかし、施設から放出されたガス状物質による空間放射線量率(ガンマ線)の上昇は、最大でも数 $\mu\text{Gy/h}$ でありかつ短時間であったこと、事故に起因して検出された環境試料中の放射性物質のレベルは十分に低くかつ短時間に減衰してしまう核種であったこと、また、積算線量の結果からも、住民の健康及び環境に影響を及ぼすものではないと判断された。

(2) 線量評価

①線量評価の考え方

今回の事故による線量には、事故の発生した沈殿槽から放出された中性子線とガンマ線

の線量のほか、放出された放射性物質からの放射線の線量があり、その評価は次の考え方により行われている。

敷地周辺における線量については、線量計等による個人の線量データがほとんど得られないことから、基本的には、モニタリングの実測値等から場所における線量を推定し、それを基に個人の線量を推定する。評価の対象とする線量としては、

- (a) 臨界継続時における転換試験棟からの中性子線及びガンマ線
- (b) 臨界終息後の転換試験棟からのガンマ線
- (c) 転換試験棟から大気中に放出された放射性物質からの放射線

(クラウドガンマ、呼吸摂取、経口摂取)

の3つがある。(a)の評価の方法については、敷地の内外において実測された中性子線及びガンマ線の実測値を統計処理し、転換試験棟からの距離及び時間により線量を推定する。

(b)、(c)については、モニタリングの実測値に沈殿槽に残った硝酸ウラニル溶液の分析結果も活用した計算により線量の分布を推定する。

敷地内における線量については、事故の間に敷地内にいた個人を特定することが可能であると考えられ、そのうちある程度の者については、個人線量計やホールボディ・カウンタにより測定されていることから、そのデータを活用して個人線量を推定することを基本とした。評価の対象となるのは、中性子線及びガンマ線である。評価の方法については、まず、個人線量計やホールボディ・カウンタによる個人線量データが得られる者については、それに準拠した。個人線量データが得られない者については、個人線量データが得られる者で類似の行動をした者があれば、そのデータを活用するとともに、以上によることができない者については、モニタリングの測定値や計算から場所による線量を求め、個人線量を計算により推定する手法を適用した。

②周辺環境の線量評価

敷地周辺における個人の線量を評価する基礎となるものとして、周辺環境の線量評価がとりまとめられた。周辺環境における線量のほとんどは、臨界継続時の沈殿槽から周辺環境に達する中性子線及びガンマ線によるものであった。

臨界継続時の沈殿槽から周辺環境に達する中性子線及びガンマ線による線量については、敷地内外の中性子線及びガンマ線のモニタリングの実測値から直接評価し、周辺環境における時間、場所ごとの線量を示した基礎資料（以下「基礎資料」という。）として、表Ⅱ－４－２のとおりとりまとめた。具体的には、次の手順で行った。

(a) JCO東海事業所の第一加工施設棟粉末貯蔵室のガンマ線エリアモニタの測定結果（図Ⅱ－４－１）から、今回の臨界事故における線量率の時間変化が求められた。線量率のパターンから、初期の反応の変化が大きい部分（ここでは9月30日午前11時までを指し、以下「バースト部」という。）とその後の比較的なだらかに長時間にわたって臨界状態が続いた部分（以下「プラトー部」という。）に分けて評価することとした（図Ⅱ－４－２）。ガン

マ線エリアモニタの測定値については、バースト部の初期のピークを除き、信頼できる値であると評価された。

(b)プラトー部の線量を、敷地周辺の中性子線及びガンマ線のモニタリング結果（9月30日午後8時45分頃測定）の空間分布と上述のガンマ線エリアモニタの時間変化から評価した。

(c)原研那珂研究所の中性子モニタの測定値について、上述のガンマ線エリアモニタの測定値と傾向として一致した時間変化を示すとともに、バースト部の初期のピークも測定できている（図Ⅱ-4-3）と評価されたので、その実測値からバースト部とプラトー部の線量の比を求め、バースト部の線量を評価した。

(b)で用いられたモニタリング実測値は、ひらけた野外におけるものである。基礎資料は、仮にある人が表に示された距離に事故発生時から示された時刻まで屋外に滞在した場合の積算の線量を示しているものである。従って、建物の中や背後にいた人については、遮へいによる線量減少の効果が反映されていないことから、基礎資料の値をそのまま用いると実際より高い値となっている。

周辺環境に達する放射線としては、以上の他に臨界終息後に沈殿槽から周辺環境に達するガンマ線が考えられるが、その線量を評価した結果、沈殿槽から100mの距離において、追加的な遮へいがなされなかったとした場合でも、事故後1年間の積算線量が0.1mSv以下であることから、十分に小さいと判断される。

周辺環境へ放出された放射性物質からの線量については、施設から大気へ放出された放射性物質（希ガス及びヨウ素）からの線量を評価した結果、周辺環境の中でも最も大きな線量となる地点の実効線量当量は、0.1mSv程度であることから、十分に小さいと判断される。

敷地周辺の住民等の個人線量の評価については、上述の周辺環境の線量評価（基礎資料）を基に、個人の条件（事故期間中にいた場所と滞在時間、建物等の遮へい）に応じて行う必要がある。

③個人の線量評価

(a)周辺住民等

事故発生当日の9月30日より、避難所となったコミュニティーセンターにおいて行われた表面汚染検査で検出限界値を超える値が検出された者、東海村より依頼のあった者、個人的に希望のあった者等について、サイクル機構、原研、放射線医学総合研究所（放医研）においてホールボディ・カウンタによる被ばく線量の測定が行われた。その結果、転換試験棟近傍に事故発生後数時間にわたり滞在した者7名について検出限界値を超える値が検出され、その値は6.4～15mSv（暫定値）であった。（注：検出限界値は被ばく後の時間によって異なる。）

また、科学技術庁により敷地周辺の住民等について個人の行動調査が行われており、今後、その結果及び基礎資料に基づき、個人の線量評価の推定が進められることとなっている。

(b) JCO社員等

今回の事故により現場で作業をしていたJCO社員3名が重篤な被ばくをし、うち1名が12月21日に死去した。これら3名の線量はそれぞれ16～20 グレイ・イクイバレント (GyEq) 以上、6.0～10GyEq、1～4.5GyEq 程度であった。

(注：GyEq は、高線量被ばく時における、放射線の種類に応じて急性影響に特有な生物学的な効果を考慮して影響の程度 を表す単位)

このほか、56名の被ばくが確認された。そのうち36名についてはホールボディー・カウンタで検出され、その値は0.6～64mSv (暫定値) であった。また、フィルムバッジの測定結果により22名が確認され、その値は0.1～6.2mSv(1cm 線量当量) (ガンマ線) であった。なお、フィルムバッジで検出された22名のうち2名はホールボディー・カウンタでも検出されている。

また、臨界状態の停止のための作業等に従事したJCO社員24名について、被ばくが確認され、ホールボディー・カウンタで検出された者の値は9.1～44mSv (暫定値) で、線量計 (ポケット線量計) で測定された者の値は0.03～120mSv(1cm 線量当量) (暫定値) であった。

事故発生時にJCO東海事業所内にいた同社の社員、関連会社の社員等には、原子炉等規制法等に定められているフィルムバッジを着用していなかった者や事故後施設内にフィルムバッジを放置した者が多く、また、放射線業務従事者でない者がいた。これらの者についても線量評価のおおよその目安となる推定については、該当する者の行動調査のみならず、線量評価等の幅広い情報が必要であると考えられるため、JCOと関係機関が協力して、上述の①の線量評価の考え方に基づいて、その作業が進められることが期待される。

(c) その他の防災業務関係者

東海村消防署、サイクル機構、原研等の防災業務関係者についても被ばくが確認されている者がいるが、その線量は防災業務関係者の被ばく線量の上限値である50mSvを十分下回るものであった。

このうち、サイクル機構及び原研の職員については、個人線量計の測定値からの線量評価がまとまっており、検出限界を超えた者が、それぞれ49名、8名であった。また、事故への対応において、JCOの社員3名の救急活動にあたった東海村消防署員3名について、6.2～13mSv (暫定値) の被ばくが確認されている。

防災業務関係者の中には、フィルムバッジやポケット線量計を着用しておらず、被ばく線量が評価されていない者もあり、今後、当時の作業状況等から被ばく線量を評価する必要があると考えられる者については、上述②の周辺環境の線量評価 (基礎資料) や個人の行動調

査に基づく被ばく線量の推定が行われることとなっている。

今回の事故による被ばくが個人線量計、ホールボディ・カウンタにより確認されている者は、転換試験棟近傍に事故発生後数時間にわたり滞在した者 7 名、JCO 社員等 59 名、東海村消防署の消防士 3 名、臨界停止のための作業に従事した JCO 社員 24 名、その他の防災業務関係者 57 名である。(表Ⅱ－4－3)

5. 国際原子力事象評価尺度 (INES) による暫定評価

国際原子力事象評価尺度 (INES) とは、原子力施設において発生した事故・故障等の重大度を簡明、かつ、客観的に判断することを目的に策定されたものであり、世界各国で用いられている。評価に当たっては、事象を本評価尺度の「所外への影響」(基準 1)、「所内への影響」(基準 2) 及び「深層防護の劣化」(基準 3) の 3 つの基準により評価するとともに、その評価のうち、最高のもを当該事象の評価結果とすることとなっている。

今回の事故については、10 月 1 日、科学技術庁から次の暫定値が公表されるとともに国際原子力機関 (IAEA) に通報されている。すなわち、「所外への影響」については法定限度を越える程度の公衆被ばくの可能性があるところからレベル 4、「所内への影響」については従業員が極めて多量の被ばくをしているところからレベル 4、「深層防護の劣化」については評価対象外であるとし、これら 3 つの基準を踏まえ暫定値を 4 としている。

なお、本暫定値については、本事故調査委員会が行った原因究明の結果等を踏まえ、専門的、技術的立場から今後、「原子力施設事故・故障等影響度評価委員会」で評価検討が行われ、その結果を踏まえ科学技術庁が正式な評価結果を決定の上、公表するとともに IAEA に通報する予定である。

6. 海外への情報提供

海外の関心の高さ及び国際間の正確な情報提供の重要性に鑑み、在外公館を通じた事故情報の連絡及び経済協力開発機構／原子力機関、経済協力開発機構／国際エネルギー機関 (OECD／NEA、OECD／IEA)、IAEA 等の国際機関へ専門家を派遣し事故の説明を行ってきた。また日本における原子力分野の透明性を高め、国際的な信頼を確保する観点から、事故の実態を把握することを目的とする専門家チームを IAEA、米、露、仏及び独から受け入れてきた。

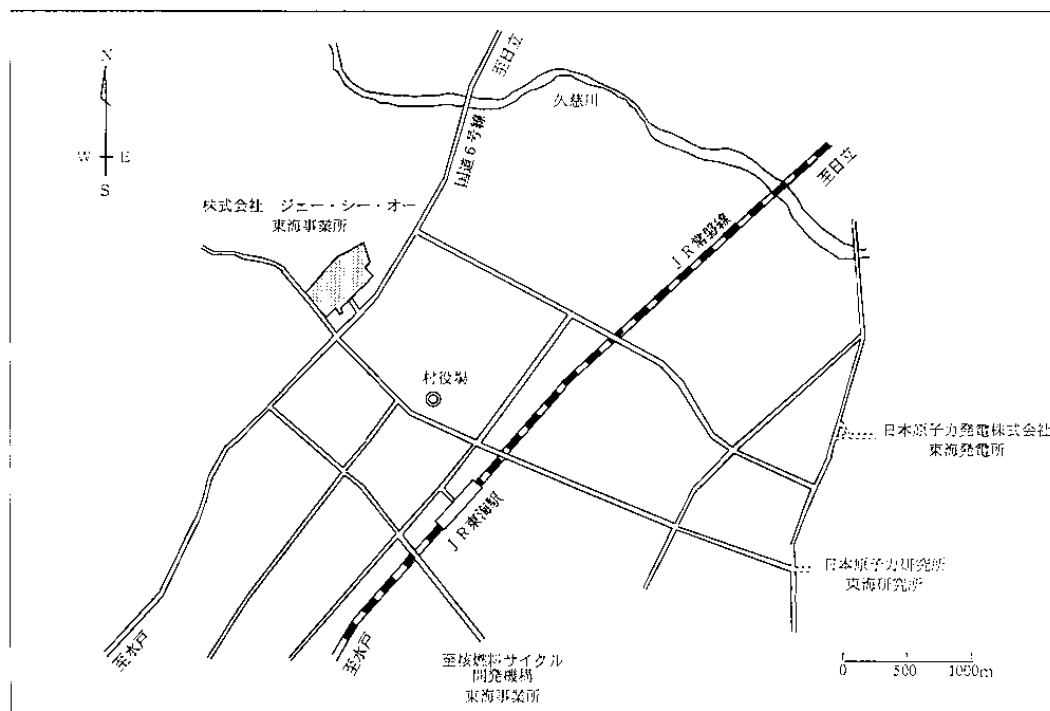
IAEA 専門家チームの報告書はすでに公開されており、我が国が来日中の専門家チームに提供した情報や、現地において専門家チームが独自に行った放射線測定結果を基に事実関係を記述するとともに、当該専門家チームによる暫定的な結論を示している。

(参考資料Ⅱ－6－1)

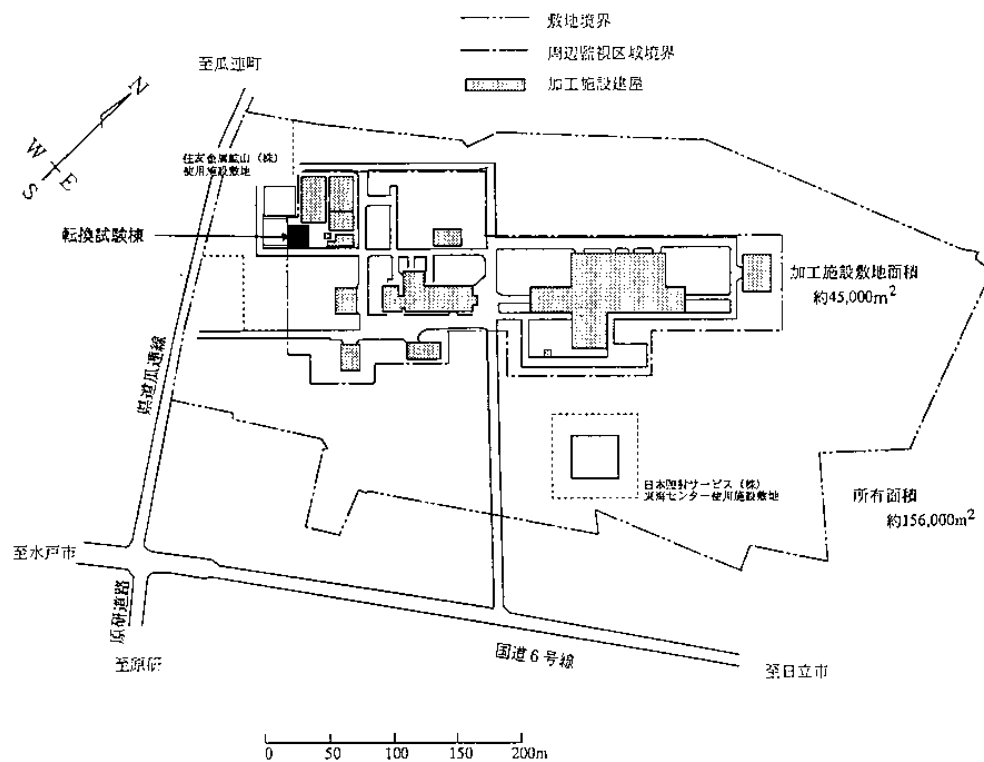
中立的専門家チームにより作成された IAEA 報告書では、正確な情報が伝えられており、IAEA のホームページで閲覧できる。

(参考) IAEA 専門家チームの報告書(1999年11月15日) の結論

- ①事故は、第一にヒューマンエラー及び安全原則と基準の重大な違反によって発生した。
- ②事故は、有意な放射性物質の飛散につながる事故ではなかったため、汚染事故ではなく、本質的に照射事故である。
- ③臨界が始まった後の20余時間の間、放射線が転換試験棟で生成し、離れた距離においても、それが計測されたが、建屋から放出されたのは、微量の希ガスと気体状のヨウ素のみであった。臨界が終了し、遮へい実施後は、敷地の外側の放射線レベルは通常に戻った。
- ④事故直後、周辺で微量の放射性核種が検出されたが、検知された核種の半減期は短く、この事故による残留汚染はない。このような微量の放射性物質は、地域住民や彼らの子孫の健康や環境条件に対する放射線による影響を及ぼすことはない。
- ⑤この地域の農産物には全く影響はなく、完全に安全である。本チームが測定した住居地域の放射線レベルは、通常のバックグラウンドレベルであった。
- ⑥事故によって、この地域の産業及び農業が間接的に損害を受けていると報告されているが、これは、被ばくが限られており、放射性の残留物がないにもかかわらず、多くの人々が、本事故を汚染を伴う事故であると考えているからである。
- ⑦事故は、3名の過度に被ばくした作業者の健康への影響の観点から重大であった。また、JCO施設の規制体系、安全審査手続き、セーフティーカルチャーにも密接に関連する。
- ⑧日本において、事故調査中であり、調査が進むとともに、暫定的な情報の多くは修正されるであろう。例えば、転換試験棟への入室と沈澱槽内からの適切なサンプル採取が可能になれば、核分裂生成割合のより良い推定が可能になる。これにより、被ばくした作業員や住民の線量の再評価が可能になるであろう。さらに、事故の詳細な要因調査には時間を要するであろう。

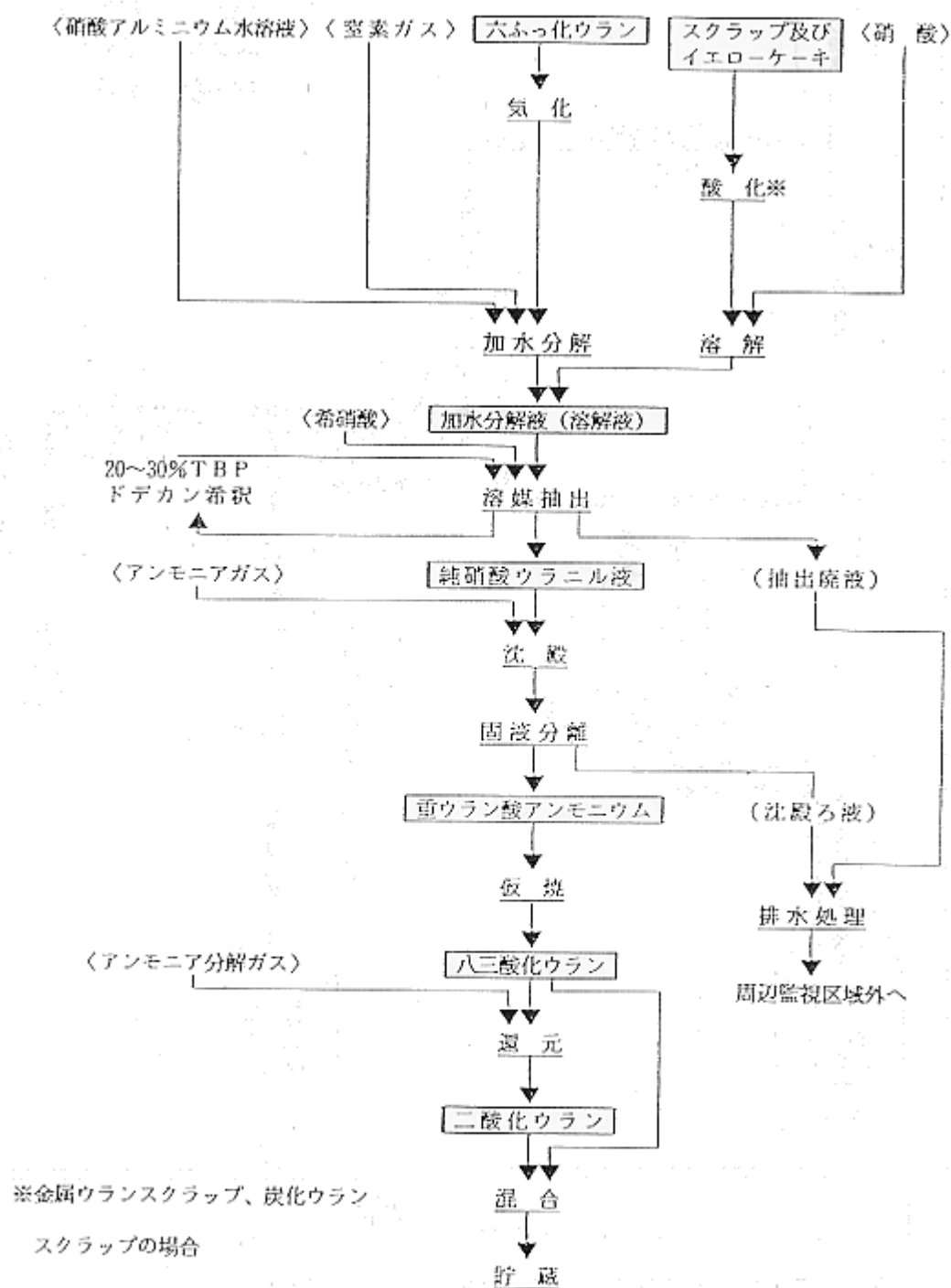


図II-1-1 株式会社ジェー・シー・オー東海事業所の位置



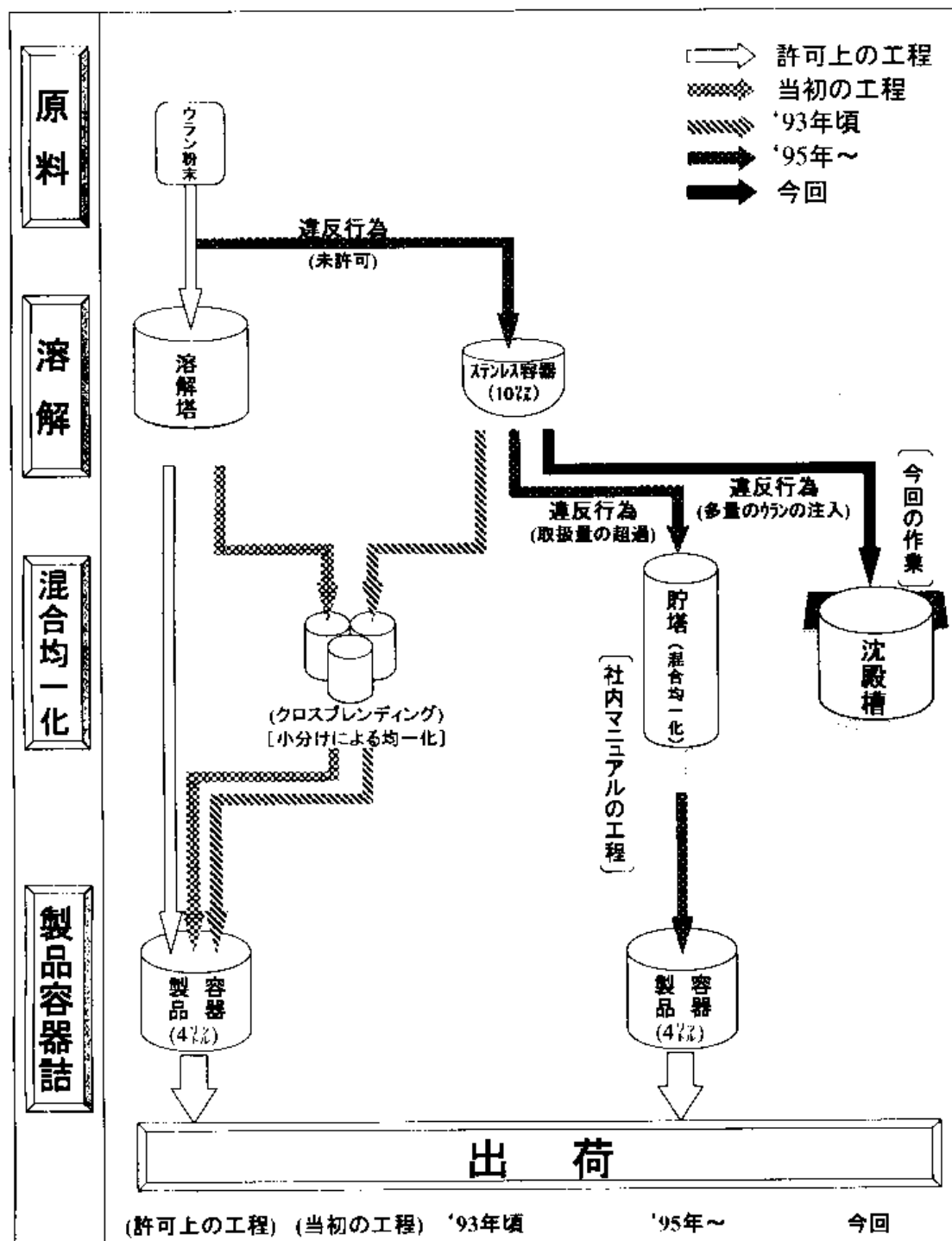
図Ⅱ－１－２ 株式会社ジェー・シー・オー東海事業所の位置

六ふっ化ウラン、スクラップ及びイエローケーキから酸化ウラン粉末への変換工程



図Ⅱ－１－３ 転換試験棟における加工の方法（許可申請書より抜粋）

（関連図：参考資料Ⅲ-1-2）



図Ⅱ-2-1 転換試験棟の硝酸ウラン溶液製造工程の変遷
(違反行為については本文Ⅲ(3)⑤参照、関連図表: 図Ⅲ-1-2、表Ⅲ-1-1)

表Ⅱ－４－１ 核種分析結果（総括表）

試料名	調査件数	測定結果		
		検出件数	核種	検出範囲
大気塵埃	139	1	^{91}Sr	$2.1 \times 10^{-8} \text{ Bq/cm}^3$
		8	^{138}Cs	$1.6 \times 10^{-8} \sim 1.4 \times 10^{-7} \text{ Bq/cm}^3$
		1	^{140}Ba	$2.2 \times 10^{-8} \text{ Bq/cm}^3$
		1	^{140}La	$4.8 \times 10^{-8} \text{ Bq/cm}^3$
大気中よう素	95	5	^{131}I	$7.3 \times 10^{-11} \sim 4.1 \times 10^{-10} \text{ Bq/cm}^3$
		3	^{133}I	$1.3 \times 10^{-8} \sim 3.9 \times 10^{-7} \text{ Bq/cm}^3$
		2	^{135}I	$1.6 \times 10^{-6} \sim 3.4 \times 10^{-6} \text{ Bq/cm}^3$
		3	^{138}Cs	$9.2 \times 10^{-6} \sim 1.4 \times 10^{-5} \text{ Bq/cm}^3$
雨水	3	0	—	—
水道水	17	0	—	—
井戸水	31	0	—	—
湖沼水	3	0	—	—
土 壤	156	16	^{24}Na	$1.3 \times 10^{-2} \sim 1.3 \times 10^{-1} \text{ Bq/g}$
		2	^{56}Mn	$3.7 \times 10^{-2} \sim 1.0 \times 10^{-1} \text{ Bq/g}$
		1	^{131}I	$4.5 \times 10^{-4} \text{ Bq/g}$
		1	^{133}I	$1.6 \times 10^{-3} \text{ Bq/g}$
		106	^{137}Cs	$1.4 \times 10^{-3} \sim 2.6 \times 10^{-2} \text{ Bq/g}$
農産物 （雑草を含む）	133	12	^{131}I	$9.5 \times 10^{-4} \sim 3.7 \times 10^{-2} \text{ Bq/g}$
		7	^{133}I	$3.9 \times 10^{-3} \sim 3.8 \times 10^{-2} \text{ Bq/g}$
		2	^{135}I	$1.3 \times 10^{-2} \sim 1.4 \times 10^{-2} \text{ Bq/g}$
畜産物	19	0	—	—
水産物	12	0	—	—
海水	7	0	—	—

注１）法令に定める周辺監視区域外の空气中濃度限度（ Bq/cm^3 ）を以下に示す。
今回検出された数値はいずれも空气中濃度限度を下回っている。

^{91}Sr	5×10^{-4}	^{138}Cs	5×10^{-1}
^{140}Ba	1×10^{-4}	^{140}La	1×10^{-4}
^{131}I	1×10^{-5}	^{133}I	8×10^{-5}
^{135}I	4×10^{-4}		

注２）今回検出された ^{131}I の最大濃度 $3.7 \times 10^{-2} \text{ Bq/g}$ 、飲食物摂取制限に関する指標（野菜で 2 Bq/g 以上）の約1/50のレベルであり、住民の健康及び環境への影響は十分に小さいと考えられる。

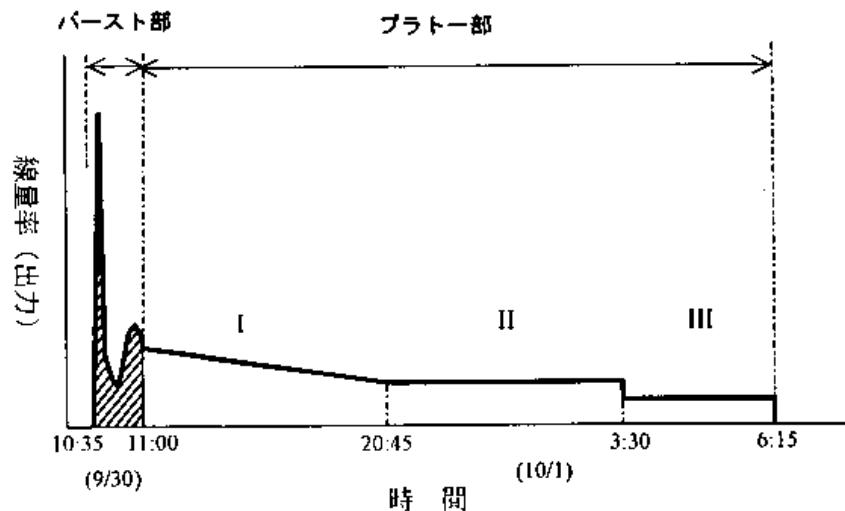
注３）今回検出された ^{137}Cs は、過去の大気圏内核実験による影響で検出される通常値（東海大洗地区における土壌 $1.0 \times 10^{-3} \sim 3.7 \times 10^{-2} \text{ Bq/g}$ ）の範囲内であり、臨界事故によるものではないと考えられる。

表Ⅱ－４－２ 周辺環境の線量評価

(実効線量当量 単位：ミリシーベルト)

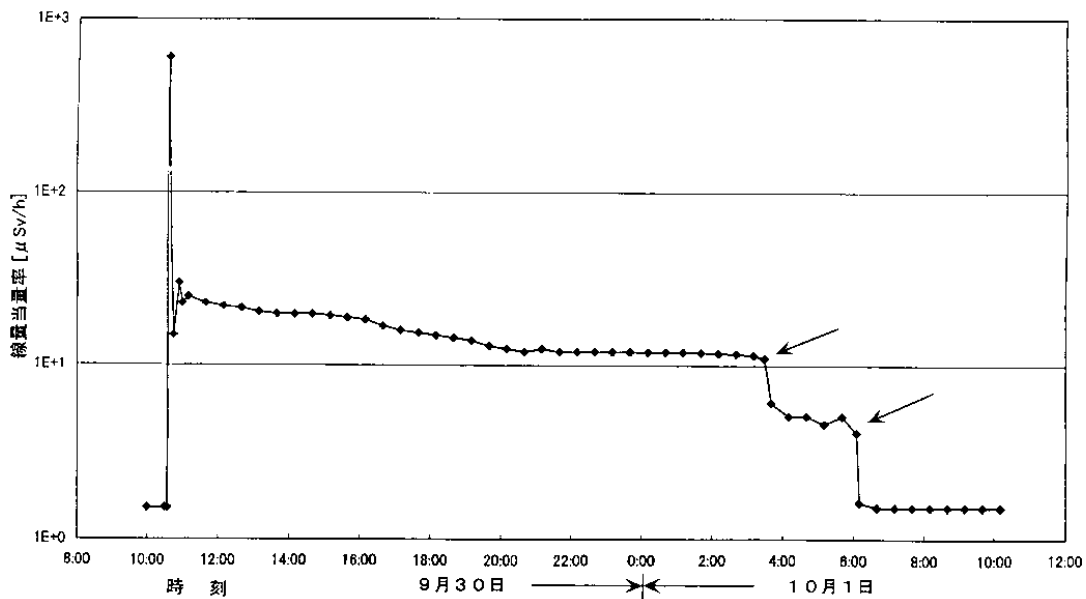
時刻 距離 (m)	9 / 3 0			1 0 / 1	
	1 1 : 0 0	1 6 : 0 0	2 1 : 0 0	2 : 0 0	6 : 1 5
8 0	11	44	66	83	92
1 0 0	6.1	25	38	48	53
1 5 0	2.1	8.6	13	16	18
2 0 0	0.91	3.7	5.6	7.1	7.9
3 0 0	0.24	1.0	1.5	1.9	2.1
3 5 0	0.14	0.58	0.86	1.1	1.2
5 0 0	0.033	0.14	0.20	0.26	0.29
1 0 0 0	0.00075	0.0031	0.0046	0.0058	0.0065
1 5 0 0	0.000030	0.00013	0.00019	0.00024	0.00026

(注) 周辺住民等が受けた放射線量を評価するための基礎とすべき線量を時間と距離の関数として求めたもので、実際の周辺住民等の受けた線量はそれぞれの地点とJCO施設との間の建造物や住民等がいた家屋による遮へいを考慮して評価される。



第1加工施設棟粉末貯蔵室ガンマ線エリアモニタの指示値を基に、線量率の時間変化をパターン化したもので、縦軸と横軸のスケールの表示は正確ではない。

図Ⅱ－４－２ 線量率のパターン



注)・10月1日午前3時30分頃からの検量当量率が階段状になっているのは、ジャケット出口の配管の切断をしたが、十分水が流出せず未臨界状態に至っていないため、午前6時頃にアルゴンガスを送り込んで水を流出させたことにより未臨界となった。
 ・粉末貯蔵室内のモニタの指示値であるため、10月1日6時15分以降の値は、約 $1.5\mu\text{Sv/h}$ で、屋外のバックグラウンドの約10倍の値になっている。

図 II - 4 - 1 第1加工棟粉末貯蔵室 γ 線エリアモニタ指示値

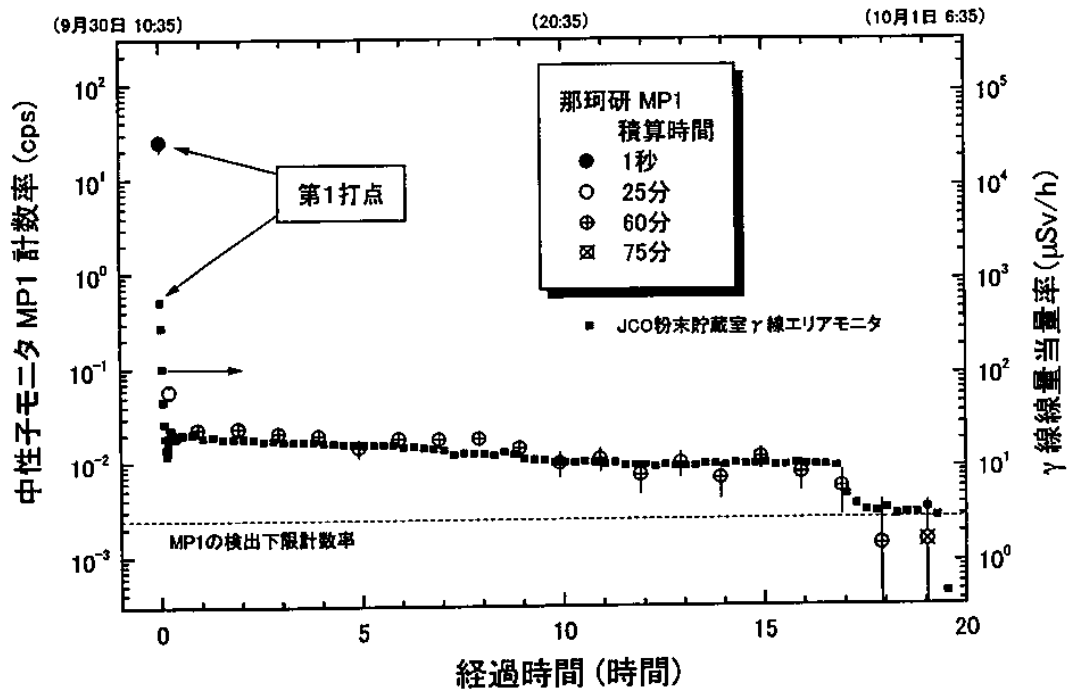


図 II - 4 - 3 那珂研中性子モニタとJCOガンマ線エリアモニタの測定値比較 (臨界全期間)

表Ⅱ－４－３ 事故に伴う被ばくの状況について

現在までに測定等により確認された事故に伴う被ばくの状況は以下のとおり。

分類	員数	備考
従業員		
事故発生時に作業に従事していた者	3名 ^{注1)}	1～4.5 GyEq程度（12/20に放医研から退院） 6.0～10 GyEq程度（東大医科研に入院中） 16～20 GyEq程度以上（12/21に死去）
その他事故時に敷地内にいた者	56名	ホールボディ・カウンタ、フィルムパッチで検出。最大の線量は、6.4 mSv（実効線量当量） ^{注2)}
水抜き作業等に従事した者	18名	ホールボディ・カウンタ、線量計で検出。最大の線量は、1.20 mSv（1 cm線量当量） ^{注2)}
ホウ酸水注入に従事した者	6名	線量計で検出。最大の線量は、0.62 mSv（1 cm線量当量）
防災業務関係者		
政府関係機関（原研、サイクル機構の職員）	57名	フィルムパッチ、TLDで測定した206名のうち、57名から検出。最大の線量は、9.2 mSv（実効線量当量）
消防署員（事故発生時に救助に従事）	3名	ホールボディ・カウンタで検出。最大の線量は、1.3 mSv（実効線量当量）
一般住民（JCO敷地近傍に滞在していた者）	7名	ホールボディ・カウンタで検出。最大の線量は、1.5 mSv（実効線量当量）

注1）血液中のナトリウム24の計測、染色体の分析、全身計測によるナトリウム24計数値及びリンパ球数によって推定。

注2）実効線量当量とは、放射線の人体のいろいろな組織への影響を合計して評価するための単位。1 cm線量当量とは、測定・評価の便宜上、実効線量当量等の代わりに導入された線量当量であって、身体表面から深さ1 cmの位置における線量当量といった意味である。1 cm線量当量は、実効線量当量より安全側に（高く）測定される。今回の事故に伴う中性子による被ばくでは2倍程度となる。

注3）線量については暫定値を含む。

IAEA 専門家チームの報告書（１９９９年１１月１５日）
の結論

- ①事故は、第一にヒューマンエラー及び安全原則と基準の重大な違反によって発生した。
- ②事故は、有意な放射性物質の飛散につながる事故ではなかったため、汚染事故ではなく、本質的に照射事故である。
- ③臨界が始まった後の 20 余時間の間、放射線が転換試験棟で生成し、離れた距離においても、それが計測されたが、建屋から放出されたのは、微量の希ガスと気体状のヨウ素のみであった。臨界が終了し、遮へい実施後は、敷地の外側の放射線レベルは通常に戻った。
- ④事故直後、周辺で微量の放射性核種が検出されたが、検知された核種の半減期は短く、この事故による残留汚染はない。このような微量の放射性物質は、地域住民や彼らの子孫の健康や環境条件に対する放射線による影響を及ぼすことはない。
- ⑤この地域の農産物には全く影響はなく、完全に安全である。本チームが測定した住居地域の放射線レベルは、通常のバックグラウンドレベルであった。
- ⑥事故によって、この地域の産業及び農業が間接的に損害を受けていると報告されているが、これは、被ばくが限られており、放射性の残留物が無いにもかかわらず、多くの人々が、本事故を汚染を伴う事故であると考えているからである。
- ⑦事故は、３名の過度に被ばくした作業者の健康への影響の観点から重大であった。また、ＪＣＯ施設の規制体系、安全審査手続き、セーフティーカルチャーにも密接に関連する。
- ⑧日本において、事故調査中であり、調査が進むとともに、暫定的な情報の多くは修正されるであろう。例えば、転換試験棟への入室と沈澱槽内からの適切なサンプル採取が可能になれば、核分裂生成割合のより良い推定が可能になる。これにより、被ばくした作業員や住民の線量の再評価が可能になるであろう。さらに、事故の詳細な要因調査には時間を要するであろう。

Ⅲ. 事故の原因とそれに関する状況

1. 施設とその運転に関する状況

(1) 施設の核的制限値

本施設に係る「核燃料物質加工事業変更許可申請書」(昭和 58 年 11 月 22 日付申請、昭和 59 年 1 月 31 日付及び昭和 59 年 4 月 2 日付で一部補正、以下、これらを併せて「許可申請書」という。なお、参考のために、安全規制の手順を図Ⅲ-1-1 に示す。)によると、臨界事故を防止するため、以下の核的制限値を設けることとなっている。

① 質量制限

濃縮度に応じて 1 バッチ最高取扱量を制限することとし、濃縮度 16～20% については 2.4kgU とする。これは文献"Nuclear Safety Guide, TID-7016, Rev.1(1961)"に基づくもので、安全係数 2.3 を含んでいる。(最小臨界質量=2.4kgU×2.3≒5.5kgU)
なお、今回の事故では 14.4kgU 以上で臨界を超えたとみられている。

② 形状制限

濃縮度 20% 以下のウランに対して臨界とならない形状制限として

直径制限の場合:175mm

厚み制限の場合:69mm

容量制限の場合:9.5 ㍑

を採用している。これも上記の文献に基づくものである。

(2) 製造工程と使用機器の状況

「常陽」取替燃料製造用硝酸ウラニル溶液の製造は、原料である粗八酸化三ウラン(以下「 U_3O_8 」という。)を溶解・精製して純度を高める工程(以下「精製工程」という。)を経た後、再溶解して製品の硝酸ウラニル溶液とするものである。不定期の受注生産(以下「キャンペーン」という。)であって、表Ⅲ-1-1 に示すように昭和 61 年度から平成 11 年度にかけて 5 キャンペーンが実施されている。

科学技術庁の調査に基づいて、実際に行われた工程と使用機器を以下に示す。許認可の内容との対比は後にⅢ.1.(3)で述べる。

① 溶解

原料である粗 U_3O_8 に硝酸を加えて溶解する。第 6 次キャンペーン(平成 5 年度)までは溶解塔を用いていたが、第 7 次キャンペーン(平成 7 年度)以降はステンレス容器 (10 ㍑) を用いるようになった。

② 溶媒抽出

リン酸トリブチル(TBP)を用いた溶媒抽出により硝酸ウラニルを抽出する。抽出塔及び逆抽出塔を用いる。

③ 沈殿

硝酸ウラニル溶液にアンモニアガスを吹き込み、重ウラン酸アンモニウム(ADU)を沈殿

させる。沈殿槽を用いる。

④仮焼

重ウラン酸アンモニウムの熱分解反応により精製 U_3O_8 を生成する。仮焼炉を用いる。

⑤再溶解

精製 U_3O_8 に硝酸を加えて再溶解し、製品である硝酸ウラニル溶液とする。再溶解の作業をはじめて実施する第4次キャンペーン(昭和61、62年度)においては溶解塔を用いていたが、第6次キャンペーン(平成4年度)以降はステンレス容器(10ℓ)を用いるようになった(第5次キャンペーンでは硝酸ウラニル溶液は生産されなかった。)

⑥均一化

硝酸ウラニル溶液製品1ロット(約40ℓ)を混合し、濃度を均一化する。第6次キャンペーン(平成5年度)までは、4ℓ入りの製品容器10個から、10分の1ずつ取り出して、他の10個の製品容器に配分するクロスブレンディングにより行っていた。第7次キャンペーン(平成7年度)以降は、貯塔に約40ℓを注入し、混合攪拌の上、製品容器に取り出す方法に変更した。

この均一化工程については、申請時には許可申請書に記載していなかったが、発注者との契約上、約40ℓを1ロットとして均一化する必要が生じ、規制当局に申請することなく均一化する製造を開始したものである。

今回の事故はこの工程で、形状制限としている貯塔の代わりに、質量制限としている(形状制限としていない)沈殿槽を用いて均一化しようとしたために発生したものである。

以上を図解すると図Ⅲ-1-2のようになる。

(3)製造工程における臨界管理

①安全審査指針

核燃料施設の安全審査のための指針としては、「核燃料施設安全審査基本指針」(昭和55年2月7日原子力安全委員会決定、平成元年3月27日一部改訂、以下「基本指針」という。)が制定されている。これは同指針「まえがき」に核燃料施設に共通した安全審査の基本的考え方をとりまとめたものであると記されており、同指針に関する原子力安全委員会決定文には「本基本指針に基づき、各種核燃料施設について、その特質に応じた個別の安全審査指針を整備するものとする。」と記されている。

ウラン加工施設については「ウラン加工施設安全審査指針」(昭和55年12月22日原子力安全委員会決定、平成元年3月27日一部改訂、以下「ウラン加工指針」という。)が制定されているが、これは濃縮度5%以下のウランを対象とするものであり、本施設のように濃縮度が5%を超えるウランを加工する施設については個別の安全審査指針が制定されていない。

そのため、本施設の安全審査は、科学技術庁では基本指針に基づく他、ウラン加工指針を準用し、原子力安全委員会では基本指針を用い、ウラン加工指針を参考として行われた。

基本指針のうち、臨界安全に係るものは指針10、11、12であり、それぞれ次のように規

定されている。

指針 10 単一ユニットの臨界管理

核燃料施設における単一ユニットは、技術的にみて想定されるいかなる場合でも臨界を防止する対策が講じられていること。

指針 11 複数ユニットの臨界管理

核燃料施設内に単一ユニットが二つ以上存在する場合には、ユニット相互間の中性子相互干渉を考慮し、技術的にみて想定されるいかなる場合でも臨界を防止する対策が講じられていること。

指針 12 臨界事故に対する考慮

誤操作等により臨界事故の発生するおそれのある核燃料施設においては、万一の臨界事故に対する適切な対策が講じられていること。

ウラン加工指針における規定は参考資料Ⅲ-1-1のとおりである。

②許可申請書上の臨界管理

許可申請書の本文によれば、溶解工程、溶媒抽出工程及び仮焼工程は形状制限により臨界管理を行い、沈殿工程は質量制限によることになっている。ただし、溶解工程は溶解塔を用いることが前提で、ステンレス容器（10 ㍔）の使用に関する記載はない。

転換試験棟は UF_6 、スクラップ又はイエロー-ケ-キを原料とし、加熱、加水分解又は溶解、溶媒抽出、沈殿、仮焼、還元工程を経て、 UO_2 を製造するためにも用いられるが、それに関して許可申請書添付書類三に単一ユニットの臨界管理に関し、以下の記述がある。

「溶解工程及び沈殿工程は安全質量管理を行う。溶解工程では 1 バッチの溶解量を工程に入れる前に秤量することで、又沈殿工程では 1 バッチ(この場合、加水分解、溶媒抽出及び沈殿までの一連の工程を 1 バッチとする。)の取扱量を前々工程である加水分解工程において秤量することにより、安全質量以下であることを確認するので安全上問題はない。

なお、念のため沈殿工程では工程に入れる前に前工程で得られた硝酸ウラニル液の濃度と液量を測定することで、安全質量以下であることを再度確認する。」

硝酸ウラニル溶液製造工程に関して上記が準用されるものとすれば、沈殿工程は

- (a)溶解、溶媒抽出及び沈殿までの一連の工程を 1 バッチで質量管理する
- (b) 1 バッチの取扱量を前々工程である溶解工程において秤量する
- (c)沈殿工程に入れる前に前工程で得られた硝酸ウラニル溶液の濃度と液量を測定することで、安全質量以下であることを再度確認する

という 3 条件によって臨界管理されることになる。

再溶解工程については、許可申請書上、特に溶解工程と区別されておらず、その臨界管理については、溶解工程と同様に 1 バッチ最高取扱量以下で管理される。許可申請書には硝酸ウラニル溶液を製造することが記載され、それが再溶解を意味することの明確な記述はな

い。ただし、核燃料安全専門審査会第8部会の第2回会合に提出された説明用資料に、溶解装置を用いて再溶解し硝酸ウラニル溶液を貯蔵することが記載されている(第1回会合の資料には再溶解工程の記載がなかった。)。

均一化工程に関しては、前述のように、許可申請書に記載がない。

因みに、貯塔は溶媒抽出装置の一部であり、貯塔としての記載は許可申請書にないが、上記第8部会への説明用資料(参考資料Ⅲ-1-2)に示されている。

複数ユニットの臨界管理に関しては、仕切壁の設置や機器・装置の適切な配置による旨が記載されている。

③使用機器の設計

上記の方針に基づいて詳細設計が行われ、「核燃料物質の加工施設に関する設計及び工事の方法についての認可申請書」(昭和59年7月6日付、以下「設工認申請書」という。)に、機器の形状寸法、配管、ポンプ等を含むフローシート、機器・装置の配置図等が示されている。

使用機器に関しては、溶解塔、抽出塔、逆抽出塔及び貯塔には直径制限が、仮焼炉のトレイには厚み制限がそれぞれ適用され、臨界安全形状である旨記載されている。また、沈殿槽には質量制限が適用される旨記載されている。

科学技術庁の聞き取り調査によれば、沈殿槽が臨界安全形状に設計されなかった理由は、沈殿槽は、硝酸ウラニル溶液にアンモニアを反応させ、沈殿槽下部に重ウラン酸アンモニウムを沈殿させることを目的としたものであり、製品のウラン粉末の特性(平均の粒径、比表面積等)は、この重ウラン酸アンモニウム結晶の生成状態に大きく影響されることから、攪拌、結晶生成速度等を考慮して沈殿槽の形状を決める必要があったためという。

使用機器の容積と操業条件との関連は以下のようになっている。

沈殿工程では濃度 $45\text{gU}/\text{ℓ}$ で操業するので、1バッチの容量は $2.4\text{kgU} \div 45\text{gU}/\text{ℓ} \approx 53 \text{ ℓ}$ である。これに対して沈殿槽の容積は約 100 ℓ で、攪拌時の液面上昇等を考慮した余裕のある大きさであるとともに、その容積は結果としては二重装荷を防止できるものである。

溶解塔の容積は約 42 ℓ で、これをはじめの溶解工程と再溶解工程で2回用いることになる。

はじめの溶解工程では濃度 $100\text{gU}/\text{ℓ}$ で操業するので、1バッチの容量は $2.4\text{kgU} \div 100\text{gU}/\text{ℓ} = 24 \text{ ℓ}$ である。

再溶解工程では濃度 $370\text{gU}/\text{ℓ}$ で操業するので、1バッチの容量は $2.4\text{kgU} \div 370\text{gU}/\text{ℓ} \approx 6.5 \text{ ℓ}$ である。これを上記の溶解塔容積約 42 ℓ と比べると、約6.5分の1でしかない。

貯塔の容積は約 80 ℓ で、1ロット約 40 ℓ の製品溶液を混合攪拌することができる。なお、上記の溶液濃度及び均一化工程については許可申請書、設工認申請書のいずれにも記載はない。

④社内規定上の臨界管理

JCOの「核燃料物質の加工事業に係る保安規定」(昭和55年12月4日制定、以後20回

改定されて、その都度、科学技術庁長官の認可を受けている。以下「保安規定」という。)において、臨界管理方法は次のように規定されている。

「第 19 条各管理統括者は、核燃料物質を取扱う設備機器のうち核燃料物質の臨界安全上の制限値として寸法又は容積を制限することが困難な設備機器については工程等へ装荷する前に、核燃料物質の秤量・測定等を行い、別表 2 に掲げる核的制限値を超えないようにする。」

転換試験棟の質量制限値は保安規定別表 2-(6)に記載され、Ⅲ.1.(1)①で前述した許可申請書の記載と同一である。Ⅲ.1.(1)②で述べた形状制限に関しては記載がない。臨界管理の方法について保安規定に規定された内容は表Ⅲ-1-2 に示すとおりであり、Ⅲ.1.(3)②で述べた次の項目は規定されていない。

- (a)溶解、溶媒抽出及び沈殿までの一連の工程を 1 バッチで質量管理する
- (b) 1 バッチの取扱量を前々工程である溶解工程において秤量する
- (c)沈殿工程に入れる前に前工程で得られた硝酸ウラニル溶液の濃度と液量を測定することで、安全質量以下であることを再度確認する

保安規定の下部規定である臨界管理基準及び作業手順書(平成 9 年 10 月 27 日発行)と作業指示書、臨界管理リリースとの対応は表Ⅲ-1-3 に示すとおりであり、主な相違は以下の点である。

イ) 上記(a)の管理方法は、臨界管理基準には規定されているが、作業手順書及び作業指示書には記載されていない。

ロ) 許可申請書及び保安規定には認められていないステンレス容器(10 ㍑)を用いた溶解作業が作業手順書及び作業指示書に記載されている。

ハ) 許可申請書には記載されていない 6 ～ 7 バッチ分を貯塔に入れて攪拌混合する作業が作業手順書に記載されている。

⑤許認可の内容と操業の実態

(a) JCO 社内での転換試験棟の臨界管理方法の検討

科学技術庁の調査によると、平成 7 年 9 月 8 日に開催された同社の安全専門委員会の内容について、次のような事実が得られた。

なお、安全専門委員会は、保安規定に基づき、核燃料物質の加工に関する保安を確保するために設置されているもので、安全主管者(事業所所長)が任命する者を委員長とし、核燃料取扱主任者の他、安全主管者が任命する委員で構成されている。

イ) 転換試験棟での臨界管理方法が、許可上の管理方法とどのように違うかを含めて、実態調査の結果が報告された。(参考資料Ⅲ-1-3)

ロ) 臨界管理方法についてステンレス容器(10 ㍑)の相互作用の解析も含めて「実操業の操作方法是加工事業許可に記載されている臨界管理の方法と異なるが単一ユニット及び複数ユニット的に臨界上問題にならないことが確認された。」と報告された。

ハ) 安全専門委員会では「転換試験棟については、品質管理、臨界管理の方法、被ばく管理について製造部だけではなく社内的に取り組む必要がある。」とされた。

ニ) なお、同社は、当日この委員会の議事録を「安全専門委員会(社内用)」と「安全専門委員会」の2種類を作成し、後者には転換試験棟の臨界管理方法についての議題が削除されている。

この参考資料Ⅲ-1-3の「実態」には、許可申請書等に基づいてなされた許認可の要件からの以下のような逸脱がみられる。

溶解工程の実態の1及び2は、前述のとおりステンレス容器(10 ㍓)の使用は許可申請書等に記載されておらず、明らかに許認可要件からの逸脱である。

抽出工程の実態の2は前述の「(a)溶解、溶媒抽出及び沈殿までの一連の工程を1バッチで質量管理する」からの逸脱である。

抽出工程の実態の3は、前述のとおり攪拌混合、均一化の工程が申請書に記載されておらず、許認可の範囲に含まれていない。

沈殿工程の実態の1は、工程に入れる前に再度確認するのでなく、沈殿槽内で測定している点で、前述の「(c)沈殿工程に入れる前に前工程で得られた硝酸ウラニル溶液の濃度と液量を測定することで、安全質量以下であることを再度確認する」からの逸脱である。

JCOはこれらの逸脱を認識していたわけである。

なお、JCOは「ステンレス製容器を使用した溶解方法及び仮配管の設置は加工事業の許可あるいは設工認の内容に違反しているものと考えられる。」及び「精硝酸ウラニル貯塔での複数バッチの液混合は許可内容に違反していると考えられる。」としている(平成11年12月3日付け、事故報告第2報)。

(b) 操業記録にみられる実態

科学技術庁の調査によれば、第4次キャンペーン(昭和61、62年度)から、溶解から沈殿までで複数バッチの処理が並列して行われている。

一例を挙げると、第4次キャンペーンにおいて、昭和63年2月1日の午前にバッチ番号8801の溶解、同日午後に溶媒抽出が行われ、翌2月2日の午前に沈殿工程が実施されている。したがって、前述の「(a)溶解、溶媒抽出及び沈殿までの一連の工程を1バッチで質量管理する」を守れば、2日午前10時48分にこのバッチの沈殿工程が終了するまでは、他のバッチの処理を行わないはずのところ、この間バッチ番号8802、8803、8804の溶解及び8802、8803の溶媒抽出が行われている(参考資料Ⅲ-1-4)。

(c) 均一化工程の臨界安全

前述のように製品を均一化する工程は許可申請書、設工認申請書のいずれにも記載されておらず、発注者との契約に基づくものである。製品溶液約40 ㍓を混合し、濃度を均一化することとなっているが、濃度370 g U/㍓の溶液40 ㍓のウラン量は14.8kgUで、6バッチ強に相当する。すなわち、この工程は6～7バッチを同時に処理してはじめて成り立つものであり、1バッチずつの質量管理が可能な他の工程と比べて、際だった特色を有している。

均一化は発注者からの依頼により約 40 ㏩を均一化することとなったため、当初は、クロスブレンディングにより、後に貯塔での攪拌混合によって行われた。

科学技術庁の聞き取り調査によれば、クロスブレンディングの場合は、臨界計算に基づいて製品容器の安全な配置を求め、それをマーカーで指示することで臨界管理をしていたという。

貯塔は臨界安全形状であるから、6～7 バッチ分を装荷しても臨界とはならない。作業手順書においては均一化処理に先立って配管の接続等を変更することとしている。そのことは許可申請書、設工認申請書のいずれにも記載されておらず、許認可を受けていない。また、それに伴う一部配管の追加等も科学技術庁による設計及び工事の方法についての認可、施設検査を受けていない。

(4) 社内の臨界管理体制

① 組織

許可申請書の添付書類三によれば、JCO 社内の臨界に関する安全管理の組織は図Ⅲ-1-3 のとおりであり、臨界管理主任者の職務は「核燃料物質の臨界安全性を管理する。変換工程及び貯蔵の臨界管理が定められた管理方法通りに行われているか第三者的にチェックする。」となっている。昭和 59 年に改定された保安規定にも同様の規定がある。

平成 4 年の保安規定の改定に際して、職務分掌の変更に伴い、図Ⅲ-1-4 のとおり組織変更がなされている。安全管理統括者において「安全管理統括者は、加工施設の放射線管理、臨界管理に関する業務を指導管理する。」とし、臨界管理主任者は廃止された。この変更については、平成 5 年 1 月 12 日許可の加工事業変更許可申請書にも記載されている。

② 核燃料取扱主任者

現在、JCO 東海事業所には核燃料取扱主任者の免状を受けた者が 7 名おり、そのうち 1 名が原子炉等規制法に定める核燃料取扱主任者として選任されている。

核燃料取扱主任者の職務は保安規定第 7 条に 9 項目が定められており、保安上重要な計画の作成に参画することになっているが、保安規定の下部規定である臨界管理基準、作業手順書、作業指示書等の策定に参画することは制度化されていない。

(5) 社内の作業管理と技術管理

JCO では作業者に対する教育・訓練は OJT (On the job training) に重点をおいていたとのことである。OJT は作業現場で作業をやりながら教育を行うもので、一般の座学による教育よりも有効であることが多い。しかし、その欠点は教育の内容が一貫性を欠き易いことで、しっかりしたカリキュラムと教育指導のガイドのもとに行われない場合、担当者任せになり、教えなければならない事項が欠落する危険がある。

JCO から科学技術庁に報告された資料（平成 11 年 12 月 7 日付け、事故報告第 2 報修正）（以下「JCO の報告」という。）によれば、臨界管理については、平成 6 年 9 月に部課室毎の教育（転換試験棟メンバー）で「転換工程の臨界管理について」教育が行われたが、それ以後の教育では行われていないとのことである。転換試験棟に新しく配属された作業

者に対して教育は行われておらず、臨界安全管理に関する知識が従業員の間に十分に浸透していなかったものと思われる。

JCOの報告によれば平成5年の常陽第6次キャンペーン以降今キャンペーンまで、転換試験棟の操業記録には職制による審査確認印がなく、現場作業について製造部の職制による日常的な作業の状況確認、把握が不十分であったとのことである。また、今回の操業記録によれば9月28日に2バッチの溶解を行ったことになっているが、実際には溶解作業は実施されなかった。また9月29日に2バッチの溶解を行ったことになっているが、実際は4バッチであったと思われるとのことである。このような現場の作業管理の基本となるべき生産の記録が事実と反して作成されていたことは、日々の作業において作業が標準に従って行われていたとは考えにくい。また、事故当時、転換試験棟の作業員3名がフィルムバッジを着用していなかったことが判明しており、これは放射線管理区域に入域する場合の基本的なルールが守られていなかったとのことである。

今回の事故は、製品の混合・均一化作業に、全く作業手順書に記述されていない本来使用されるはずもない沈殿槽が使用されたことで発生したものであるが、このような作業が行われた背景には上に述べたように現場の日常管理、現場の規律・統制がきわめてルーズであった状況があった。また、作業手順書や作業指示書の作成・承認の手続きが適正でなく、保安規定に関連する事項の実施についても必要な手続きを踏んでいなかった。

JCOの報告において、「今回の作業について3人のグループのリーダーである副長は、事故発生前日の9月29日の昼休み時間に、職制上のラインの関係にない核燃料取扱主任者有資格者に、硝酸ウラニル溶液均一化作業を沈殿槽で行うことの可否を問い合わせたその了承を得て作業を行ったと考えられる。」と述べられている。核燃料取扱主任者有資格者当人はこれを認めているが、副長自身からはこれについて確認が取れていないとのことである。いずれにしろこのような作業変更が、十分な検討もされないままに計画され、しかもラインの管理責任者の許可を得ずして行われたことは、先に述べた現場作業の統率が十分でなかったのみならず、JCOに変更管理の概念、従ってその体制がなかったと断ぜざるを得ない。

(6)加工施設に係る行政庁の安全規制

①段階的安全規制

核燃料物質の加工事業に関する原子炉等規制法における安全規制は、加工施設の設計から事業開始に至る過程を段階的に区分し、それぞれの段階に応じ、事業の許可、施設の設計及び工事の方法の認可、施設検査、保安規定の認可等の一連の規制手続きを通じて安全確保を図るという段階的な安全規制の体系下で行われている。

②安全規制

段階的安全規制の体系をとっていることから、核燃料物質の加工事業の許可に際しての加工施設についての安全審査は、加工施設の設計及び工事の方法の前提となる基本的事項（基本設計及び基本的設計方針）を確定し、一定の枠付けを与えるという観点からの審査である。

その後、この枠付けを前提とした詳細設計、工事の方法について設計及び工事の方法の認可により審査し、工事が認可を受けた設計及び方法に従って行われているかについて施設検査を実施して、これに合格しなければ加工施設を使用してはならない（溶接検査も同様）こととなっている。さらに、事業の開始前に、加工事業者及び従事者が核燃料物質による災害を防止するために守らなくてはならない事項等を保安規定として定め、認可を受けることを義務づけている。

③安全審査

(a)核燃料物質の加工事業の申請から許可に至る手続きは図Ⅲ－１－１のとおりであり、原子炉等規制法１４条１項３号の「加工施設の位置、構造及び設備が核燃料物質による災害の防止上支障がないもの」についての審査基準としては、原子力安全委員会により「基本指針」及び「ウラン加工指針」が定められており、科学技術庁においても当該指針を参考として用い、これに基づき審査を行っている。

(b)安全審査においては、加工事業の実施に伴う潜在的危険性の程度を正しく認識し、その上で潜在的危険性を顕在化させる要因である臨界、遮へい、閉じ込め、火災・爆発、地震等に係る安全対策が基本設計ないし基本的設計方針により確保されていることを確認することとなる。これらの事項については広範かつ専門的な事項が多いことから各分野での専門家を顧問として委嘱し、意見を聞きつつ審査が行われている。

④行政庁による立入調査等

加工事業者においては、原子力発電所等の原子炉設置者と異なり、原子炉等規制法上、定期的な検査が義務付けられていない。一方、施設の運転管理の状況調査については、科学技術庁は行政指導による任意の保安規定遵守状況調査を行ってきた。

JCOに対しては、昭和５９年３月１５日、昭和６０年４月９日、昭和６２年１月２１日、昭和６３年６月２日、平成元年８月１日、平成２年７月１６日、平成４年１月２３日及び平成４年１１月２６日に実施され、保安上特に問題はなかったとしている。これ以降については、民間事業者による加工（濃縮）、再処理の事業の許可等に伴い、関連の許認可及び検査にかかる業務が急増し、これらの法令上必須の審査や検査が優先され、任意事項である保安規定遵守状況調査は人員的に実施しにくくなっていた。

また、平成１０年４月１日には、サイクル機構再処理事業所アスファルト固化処理施設の火災爆発事故を踏まえ、東海原子力施設運転管理専門官事務所が設置され、JCOについては毎月１回程度の運転管理専門官による巡視が実施されている。このうち転換試験棟については３回の巡視が行われているが、運転が不定期で、かつ、その機会も少なかったことから、これらの巡視の際には施設が運転されていなかった。

２ 臨界事故の状況

（１）臨界状態の解析結果

事故は、第７バッチの注入作業の後半において発生した。作業はステンレス容器（１０ℓ）中の硝酸ウラニル溶液約６．５ℓを２つに分け、ステンレス容器（５ℓ）により漏斗を使って

沈殿槽に注入していたが、作業員の証言によれば事故が起こったのはステンレス容器（5 ㍔）による第 2 回目の注入作業の時であったという。なお、ステンレス容器（5 ㍔）に残留していた硝酸ウラニル溶液中のウラン量は 182.7 g であった。

操業記録から、作業に用いられたウラン量は約 16.8kg であり、約 16.6kg のウランを含む硝酸ウラニル溶液が沈殿槽に注入されたことになる。

事故の状況を検討するための解析計算は、原研及びサイクル機構が科学技術庁事故対策本部の依頼を受けて実施した他、大学及び原子力産業界において独立して実施された。これらの解析結果は、数値的には比較的似通った範囲にあり、また、事象の推移についての見解にも特段の相違はなかった（12 月 15 日に事故対策本部主催の「臨界事象の科学的検討のための意見交換会合」を開催）。原研において事故後に行われた化学分析、中性子線及びガンマ線の計測データと上記解析の結果を基にして、臨界時の事象は、以下のようなものであったと推定できる。

なお、臨界状態のより詳細な解析が、事故を起こした沈殿槽と類似の沈殿槽を用いた模擬実験等をもとに進行中であり、ここに示すデータはその結果に基づいてさらに精緻になるものと期待される。ただし、本報告の目的に照らしてみても、以下の推定は妥当なものと判断できる。

①投入反応度量

事故条件下における臨界近傍での反応度量は、溶液 1 ㍔当たり約 1 ドルであると見積もられている。この結果と注入作業が約 6.5 ㍔の硝酸ウラニル溶液を 2 つに分けステンレス容器（5 ㍔）を使用したとの作業員の証言から、投入反応度量を 3 ドル以下と推定した。

また、事故後に漏斗を使用した模擬実験からステンレス容器（5 ㍔）による溶液注入に要した時間が 15 秒であったことから、事故の発端となった反応度は、最大 3 ドルが 15 秒にわたって投入されたと推定した。

（注；十分な定量的検証にはなっていないが、反応度が 3 ドルを超えて投入された場合、暴走出力による発熱によって事故初期に硝酸ウラニル溶液中での大量の沸騰が生じることが計算上予測される。この場合、水の減少に伴う中性子束の洩れの増大が大きく反応度を補償することとなり、以降の半定常的な出力の継続（プラトー部）を量的に説明することが難しい。このような判断も加わって、3 ドル以下と推定した。

ドルとは原子炉の反応度を表す単位で、原子炉が即発臨界となるときの反応度が 1 ドルである。）

②初期の出力暴走（バースト）についての解析

最初の出力暴走は、注入された硝酸ウラニル溶液量が臨界量を 1 ドル程上回った時点で発生したことは疑いの余地はない。

原研及びサイクル機構等の動特性解析によれば、最初の暴走出力最大 7 ～ 20MW に達し、その半値幅時間は約 100 ミリ秒（最短炉周期は 30 ミリ秒）であったと計算されている。言

い換えれば、0.2 秒程の短い時間中に最大 7 ～20MW に達するパルス状の出力発生があったと推定されるものである。なお、この最初の暴走出力による核分裂数は $4 \sim 10 \times 10^{16}$ 個の範囲と推定される。

事故後の解析計算及び原研燃料サイクル安全工学研究施設（NUCEF）の実験等から判断して、暴走出力の発生は 1 回に限るものではなかったと推定される。少なくとも、5 ～6 回の出力暴走の存在を示唆する計算結果も示されているが、これまでの解析計算の結果を総合すれば、安定した半定常的な臨界状態に至ったと認められる午前 11 時までの事故後 25 分間に生じた核分裂数の総数は、約 $2 \sim 4 \times 10^{17}$ 個であったと推定される。なお、この推定は、最大 3 ドルとの投入反応度に関する仮定等に依存し、模擬実験などにより詳細な情報が得られればさらに精度の高い動特性解析による結果が得られるものと思われる。

③総核分裂数とプラト一部出力

種々のモデルによる解析計算の推定する総核分裂数は、 $2 \sim 3 \times 10^{18}$ 個の範囲である。一方、原研が沈殿槽内の硝酸ウラニル溶液のサンプルを採取して行った分析結果からは、総ウラン量を 16.6kg とした場合、 2.5×10^{18} 個であり、また、現場から 1.8m の距離にあるステンレスネットの放射化分析の結果からは、 $2.3 \sim 2.4 \times 10^{18}$ 個であった。

これらの結果の中で硝酸ウラニル溶液を採取して行った分析結果は、採取作業の困難さからサンプルの代表性等について十分に確認することはできなかったものの、現在のところ、最も信頼のおけるデータと考えられる。仮に 2.5×10^{18} 個を総核分裂数とした場合、初期暴走出力（バースト）で生じた核分裂数に関する動特性解析からの推定値である $2 \sim 4 \times 10^{17}$ 個を差し引くと、約 19 時間に亘って継続（プラト）した臨界状態における総核分裂数は $2.1 \sim 2.3 \times 10^{18}$ 個となる。これを仮に、9 月 30 日午前 11 時より 10 月 1 日午前 3 時半頃まで続いた高い出力での臨界状態の継続時間（約 17 時間）で平均すれば、事故継続状態における出力は平均的に 1kW 強と推定できる。

④臨界状態の総括

ガンマ線エリアモニタ（第 II 章、図 II - 4 - 1）の指示値が示すように、今回の事故の出力状況は、事故直後から午前 11 時頃までの出力暴走状態と以降の穏やかに低下する半定常出力状態に分けて整理することができる。以下、便宜上、前者をバースト部、後者をプラト一部と呼ぶ。

バースト部の出力挙動は、②で述べたようにいくつかの暴走出力が発生した。この暴走出力によって硝酸ウラニル溶液の温度は上昇し、また水の放射線分解や沸騰による泡の発生によって、溶液は膨脹し、体系から洩れ出す中性子の量が増大することになる。逆に言えば、溶液の膨脹によって核分裂に寄与する中性子の割合が減少するので暴走出力が沈静化することになる。このような状態を幾度か繰り返した後、投入された反応度がある程度補償され即発臨界未満の状態（注：投入反応度量が臨界状態 + 1 ドル未満になった状態）になると暴走出力の発生は停止する。

今回の事故において、暴走出力の停止は約 10 秒から 100 秒後には成立していたのではな

いかと推測されるが、これまでに入手した状況証拠及び検討結果からだけでは結論付けられない。第一に投入反応度量についてのより正確な推定を必要とするが、このためにはプラト一部後半における溶液の発熱量と沈殿槽の放熱量についての正確な見積もりを必要とする。

暴走出力の停止後、午前 11 時に至るまでの出力挙動は沈殿槽内液面の動揺やジャケットの冷却条件に依存することから、今後の解析が必要である。

ただし、十分に温度が上昇した溶液では暴走出力が再発することは反応度的には考えられないことから、多少の出力変動はあっても、減衰する波のうねりのようなものであって平均的な出力を推定する上で大きな障害とはならない。

プラト一部の出力変化は、午前 11 時から午後 8 時 45 分頃までの穏やかな出力減少の期間と午後 8 時 45 分以降翌朝 3 時 30 分頃までのほぼ一定出力の期間に分けられる。午前 11 時頃の溶液温度は、投入反応度の推定にもよるが、おそらく沸点近傍にあり、漏斗を差し込んだ開口部から湯気が流れる状態であったことが推定できる。このため、沈殿槽内の溶液は水の蒸発により徐々に減少していったことが予想できる。この体積減少もまた、投入反応度を補償する方向に働くので、溶液の減少とともに出力も徐々に低下し、それとともに溶液温度も低下し、午後 9 時頃になって出力と蒸発量も含めた冷却状態がバランスしたものと考えられる。このバランス点における沈殿槽からの放熱状態と出力の状況がある程度正確に捕捉できれば、遡ってプラト一部出発点における出力、温度状況が求まり、他方、動特性解析から得られる解との照合からバースト部についての解析条件が精度良く求められることとなる。

なお、10 月 1 日午前 3 時 30 分頃、ジャケットの水抜き作業によって一旦出力が低下し、午前 6 時頃になって再び出力が低下しているのは、午前 3 時 30 分頃の水抜き作業は冷却栓の閉鎖、ジャケット出口の配管の切断に成功し幾分かの水が流出したものの、ジャケット上部が真空状態になり下部の水が流出しなかったため、午前 6 時頃に配管切断部より細いチューブを挿入し、ジャケット上部にアルゴンガスを送り込むことで排水が完了したことによるものである。

(2) 臨界事故現象による放射線の影響

今回の臨界事故は、核分裂反応に伴って発生した希ガスとヨウ素の一部が環境に漏れたものの、放射線影響という観点からは、転換試験棟から直接、外部に放射された中性子線とガンマ線が、環境への影響の大部分を占めたことが特徴である。

①臨界事故に伴う放射線発生の時間変化

臨界事故の発生から事故の終息まで、沈殿槽での核分裂反応に伴い中性子線とガンマ線が発生し、転換試験棟から外部に放射された。この間に放射された中性子線とガンマ線の変化は、第 II 章の図 II-4-3 に示す原研那珂研究所の中性子モニタ(減速材付 He-3 比例計数管)とガンマ線の環境モニタ(電離箱)及び第 II 章の図 II-4-1 に示す JCO の第 1 加工施設棟のガンマ線エリアモニタ(電離箱)の測定データから推測できる。

那珂研究所の中性子モニタは、事故現場から約 1.7km と遠方に位置しているため測定値が小さく、統計的な観点からの評価が必要であるが、事故発生時にパルス状の線量率上昇を記録し、その後はバックグラウンドレベルを上下しながらも全体としてバックグラウンドを僅かに上回る値を示している。一方、ガンマ線の環境モニタについては、事故発生時に中子と同様のパルス状の線量率上昇を記録した後、数回にわたって線量率の上昇を示している。事故発生時のパルス状のピーク値以外は転換試験棟から環境に放出された希ガスが風向きによりモニタ付近まで達したことによるものである。図Ⅲ－２－１は、全体的な中子発生状況を把握するために、中子モニタの計測値を統計処理した結果であり、事故発生時に急激な中性子の発生があり、その後緩やかな変化をしながら全体として減少していることを示している。

図Ⅲ－２－２は、JCOの第1加工施設棟内のガンマ線エリアモニタ3台の測定記録である。第Ⅱ章の図Ⅱ－４－１は、その中の粉末貯蔵室のモニタの指示値の推移である。本モニタは、事故現場から近距離にあり十分な線量率を記録しているが、検出器の特性として事故発生から約1分間の急激な線量変化に対する応答は追従できないが、その後の線量は追従していることが原研等による追加実験により確認されている。さらに、臨界状態中のガンマ線量は、核分裂反応の数にほぼ比例することが計算により評価されており、本モニタの測定記録は臨界状態の時間変化をほぼ反映していると考えられる。記録によれば午前10時35分の事故の発生から午前11時頃までは出力が大きく変化し（バースト部）、その後比較的なだらかに核分裂反応が減少して（プラトー部）、10月1日の午前3時半頃に沈殿槽の冷却水の循環ポンプが停止したことにより、さらに核分裂反応が低下し、午前6時15分に停止したことを示している。

②敷地内及び敷地周辺の線量データ

9月30日の午後5時頃以降は、敷地内外の広範な地域において環境モニタリングとして、環境中の中性子線とガンマ線の線量データが測定された。また、臨界事故が終息した後、JCOの敷地内については、第1、第2加工施設棟内の6台のガンマ線エリアモニタの記録、個人が着用し、またラック等に保管されていたフィルムバッジによるガンマ線量の測定データ、敷地外については、複数のモニタリングステーションと熱蛍光線量計（TLD）によるガンマ線量データ等が回収された。この他、47名については、ホールボディ・カウンタにより被ばく線量が測定されている。

これらのデータは、敷地内外の個人の被ばく線量を評価する際の基本となる測定データとして利用される。

③周辺環境の線量推定

周辺環境の線量（実効線量当量）は、事故発生後に環境中で測定された中性子線とガンマ線の環境モニタリングデータを基本として推定された。その際、沈殿槽からの中性子線とガンマ線の放射線量は、事故発生から約1分間を除いて第Ⅱ章の図Ⅱ－４－１に示した第1加工施設棟粉末貯蔵室のガンマ線エリアモニタに示された時間変化に従うものとした。

午前 11 時から臨界終息までのプラト一部周辺の線量は実測値に基づいて、ガンマ線エリアモニタに示された時間変化を考慮して推定したものである。一方、事故発生から午前 11 時までのバースト部については、評価に利用できる環境での線量測定データはないため、図Ⅲ－２－１に示した那珂研究所の中性子モニタの測定データからバースト部とプラト一部の中性子数の比を算出し、周辺環境の線量は、これに比例するものとしてプラト一部での周辺環境の実測値からバースト部の線量を推定したものである。こうして推定したバースト部、プラト一部の積算線量の比率は、全積算線量に対して、それぞれ $11(\pm 2)\%$ 、 $89(\pm 2)\%$ である。

第Ⅱ章の表Ⅱ－４－２は、前述の方法に基づいて事故発生からの時間と沈殿槽からの距離をパラメータとして評価した周辺環境の線量分布である。この値は、表に示した距離に、事故発生時から示された時刻まで屋外に滞在した時に受ける積算線量を示すものである。なお、これらの値には、環境モニタリングによる測定データのフィッティングにおける誤差 $\pm 40\%$ 、線量計が最大 30% 程度過大になる応答特性を有していることによる誤差、バースト部の線量評価などの誤差が含まれている。

今後、個人の被ばく線量は第Ⅱ章の表Ⅱ－４－２の線量と事故時における個人の行動、建物等による遮へい効果等を考慮して評価されることとなる。

④個人の被ばく量

(a) 事故時に転換試験棟で作業をしていた 3 人の JCO 従業員

高線量の被ばくを受けた 3 人の JCO 従業員については、放医研で血液中の Na-24 濃度、末梢リンパ球の減少により評価され、それぞれ被ばく線量は 16～20GyEq 以上、6.0～10GyEq、1.0～4.5GyEq と推定されている。

(b) 事故時に敷地内で被ばくした従業員等

敷地内で被ばくした従業員は、フィルムバッジを着用していた者と着用していない者に分類され、さらに、ホールボディ・カウンタにより体内の Na-24 が測定されている者と全く測定値がない者に分けられる。このためフィルムバッジやホールボディ・カウンタによる測定値がある者については、測定値を用いて評価した。一方、測定値の全くない者については、今後、個々人の行動調査、測定値のある者との比較、及び敷地内及び建屋内の線量分布を計算により評価し、これらを総合的に利用して個人の線量が推定される予定である。

これまでのところ、ホールボディ・カウンタにより確認された 36 名の JCO 従業員の被ばく線量は中性子線、ガンマ線合わせて 0.6～64mSv である。また、事故時に現場で救急活動を行った東海村消防署員 3 名の被ばく線量は、ホールボディ・カウンタにより 6.2～13mSv である。

ホールボディ・カウンタは中性子線の被ばく線量推定にのみ適用されるので、ガンマ線による被ばく線量については、計算により中性子の線量の約 10% と推定した。なお、フィルムバッジを着装していた JCO 従業員については、その測定値からガンマ線量を推定することができるが、中性子の線量の寄与については空間線量率のモニタリングデー

タなどにより推定する必要がある。

(c)水抜き等の臨界停止作業のための計画被ばく者

臨界継続中に水抜き作業をした従業員は 18 名、臨界停止後にホウ酸水注入作業をした従業員は 6 名であった。

これらの計画被ばく者については、各個人が装着していた中性子線とガンマ線の電子線量計の測定値に基づき、それを作業現場での中性子線スペクトルなどを考慮して校正することにより被ばく線量を評価することができるが、現在その評価が進められており、評価値は確定されていない。

(d)敷地外の住民

一般住民の中で、事故時に敷地に隣接する西隣に居合わせた 7 名については、ホールボディ・カウンタにより Na-24 が検出されており、被ばく線量は 6.4~15mSv と推定されている。

一般住民で、事故時に被ばくしたと想定される一般住民については、JCO の敷地外の第 II 章の表 II-4-2 に示した周辺線量データと個々人の行動調査に基づき、家屋等による遮へい効果等を加味して評価することとしている。事故時に避難した 350m 以内の居住者については、既に行動調査は終了しており、今後、家屋等による遮へい効果等を加味した個人の被ばく線量評価が行われる。

なお、被ばくによる個人の健康影響と管理については、原子力安全委員会の健康管理検討委員会で基本方針が検討されている。

⑤臨界終息後のガンマ線による影響

臨界終息後には、沈殿槽内に蓄積された核分裂生成物からガンマ線が放射された。これらのガンマ線の線量は、時間の経過とともに減少するが、10 月 2 日朝になっても敷地境界で最大でバックグラウンドのレベルの 10 倍程度の線量率があり、転換試験棟の周囲に応急的な遮へいが行われ、その後、住民の退避措置が解除された。

臨界終息後のガンマ線による周辺の影響は、0.1mSv 以下と推定される。

⑥大気中に放出された放射性物質による影響

今回の事故では、転換試験棟から放出されたと想定される希ガスとヨウ素の放射性物質が周辺環境において検出されている。希ガスは、外部被ばく、ヨウ素は甲状腺の被ばくに参与することから、周辺の環境モニタリングポスト等による測定データを基に高度化 SPEEDI と呼ばれる評価モデルを用いて、それぞれの線量評価が行われた。この結果、周辺環境の中でも最も大きな線量となる地点の実効線量当量は、0.1mSv 程度である。

3. 事故発生の原因と再発防止対策

(1)直接的原因と対策

事故の直接的原因は、「そもそも使用目的が異なり、また臨界安全形状に設計されていない沈殿槽に、臨界量以上のウラン(16.8kgU-0.2kgU=16.6kgU)を含む硝酸ウラニル溶液を注入したこと」にあった。

沈殿槽の臨界管理制限値は 2.4kgU/バッチであった。この値は、理論上の最小臨界質量 5.5kgU から安全係数 2.3 をみて決められていた。一方、事故時の臨界量は、 $2.4\text{kgU} \times 6 \text{ バッチ} = 14.4\text{kgU}$ 以上であった。

沈殿槽が臨界安全形状に設計されていなかった理由は、許可申請書にはっきりとは示されていないが、前述のとおり、製品のウラン粉末の特性が重ウラン酸アンモニウム結晶の生成状態に大きく影響されることから、攪拌、結晶生成速度等を考慮して形状を定める必要があったためと思われる。沈殿槽の容積については、精製工程における 1 バッチ当たりの液量 (約 53 ㍓) に対して約 100 ㍓に設計されており、いわゆる二重装荷に関する臨界安全上の要件を満足する容積となっていた。

また、沈殿槽は精製 U_3O_8 を製造する過程で使用されるものであり、精製 U_3O_8 を再溶解して硝酸ウラニル溶液を製造する工程において用いることを目的としていなかった。

このような直接的原因への対策としては、次のような視点が重要である。すなわち、「臨界安全形状に設計されていない溶液系装置については、特に、その臨界管理を今回のように人的管理に依存するような場合は、ヒューマンファクター等への一層の配慮から、質量制限とともに濃度制限を併用するなどの方が適切と考えられる。ただし、制限値の設定に安全余裕を見込み過ぎたり必要以上に何重もの制限をかけないようにすることも大切である。」

質量制限値は定められていたが、濃度制限値が別に定められていなかったことが、処理容量に余裕のある沈殿槽を再溶解後の高濃度の均一化工程に使ってもよいのではないかとの錯覚を作業員に与えたおそれがある。なお、全濃度臨界安全形状 (濃縮度 20% 以下) に設計された貯塔を過去に同じ目的に使用しており、その際に質量制限値を大幅に超えても臨界にならなかったことが今回の錯覚の背景にあるものと思われる。

制限値については、その設定に当たって合理的な安全余裕を見込むことは当然であるものの、それが過大である場合は、逆に、制限値を守ることにに関する作業員の緊張感を減退させる可能性もあることを念頭においておくべきである。そのことは、臨界安全形状に装置を設計すべきかどうかの判断にも関連している。適正に安全余裕が見込まれた制限値であれば臨界安全形状に設計することがプロセス上可能であるのに対し、過度に余裕が見込まれた制限値の下ではそれが不可能になることが場合によってあり得ることを考慮すべきである。

さらに、全濃度臨界安全形状で容積的に二重装荷の臨界安全要件を満たすように設計された装置についても、なお質量制限を要求する場合には、その理由を明らかにしておくことが望ましい。いわゆる保守性の付加以外に理由がない場合には、その必要性に関する作業員の理解を得ることが難しくなる可能性がある。

(2) 作業工程上の問題点と対策

上記の直接的原因を招来した要因として、「精製 U_3O_8 を再溶解し、さらにその硝酸ウラニル溶液を 1 ロット (約 40 ㍓・14.5kgU) 毎に均一化する作業工程が適切でなかった」という作業工程上の問題点も指摘されなければならない。

再溶解に当たっては、質量制限値 (2.4kgU) を基に溶解工程の製造上の条件であるウラン

濃度(370gU/ℓ)を考慮して1バッチ当たりの液量(約 6.5 ℓ)が決定されているが、溶解塔の容積(約 42 ℓ)に対して適量とはいえない。ロット量は、1回の輸送量を考慮して約 40 ℓ(7バッチ分)の量とすることが、発注者と受注者間の契約仕様書に記載されている。また、同仕様書には製品である硝酸ウラニル溶液の濃度は 380gU/ℓ以下という記載がある。

科学技術庁の聞き取り調査によれば、硝酸ウラニル溶液を製品化する作業を初めて行った昭和 61 年 11 月からの「常陽」第 4 次キャンペーンにおいては、許認可どおり溶解塔を用いて1バッチ当たりの質量制限値(2.4kgU)から求められた液量(約 6.5 ℓ)の範囲で硝酸ウラニル溶液を作り、それを発注者との合意に基づき 4 ℓ単位に 10 個の製品容器に分けた後、それぞれから 0.4 ℓずつ分取して比較的均一な 40 ℓ分の硝酸ウラニル溶液(これも 4 ℓずつ 10 個の容器に分けた)を製造していた。その後、第 5 次キャンペーンでは硝酸ウラニル溶液の製品化は行われていないが、第 6 次キャンペーン(平成 5 年 1 月から)において、溶解塔を使用せず、ステンレス容器(10 ℓ)を用いて約 6.5 ℓずつ硝酸ウラニル溶液をつくり、同じく 10 個の製品容器で均一化の作業を行っていた。

さらに、第 7 次(平成 7 年 10 月から)及び第 8 次キャンペーン(平成 8 年 8 月から)において、均一化の作業を容積 80 ℓの貯塔を用い、6～7 バッチ分を一度に行った。貯塔は全濃度臨界安全形状(濃縮度 20%以下)に設計されており、6～7 バッチ分の濃度約 370gU/ℓの溶液の処理を一度に行っても、臨界事故には至らなかった。

今回の第 9 次キャンペーン(平成 11 年 9 月から)において、均一化のために貯塔を用いずに攪拌機の付いている沈殿槽をはじめて利用した。貯塔からの溶液取出口が床面から 10cm 程度しか離れていないため柄杓を用いる必要があり、また、14.5kgU を貯塔で均一化するのに約 200 分を要するなどの作業上の難点があったことが貯塔を用いなかった理由とされている。

以上のような作業工程上の原因への対策としては、「臨界安全管理を要する装置については、当該装置の作業性と安全性との関連に関しても予め評価しておくべきである」との視点が重要である。

再溶解に当たっては溶解塔の使用が想定されており、質量管理とともに形状管理が要求されていた。安全形状設計されている装置であるから非安全形状の装置に比べ質量管理の要求に関する厳密性はないにもかかわらず、質量制限値から定められる液量が1バッチ当たりの処理量の制限値となっていた。再溶解時のそれは約 6.5 ℓ/バッチで溶解塔の容積(約 42 ℓ)の約 6.5 分の 1 であるのに対して、最初の溶解時のそれは約 24 ℓ/バッチで、作業性に明らかな差があるように見受けられ、このような作業性と臨界安全管理との関連についても安全評価に際して考慮されるべきである。

同様のことが均一化工程についても指摘できる。10 個の製品容器を用いたクロスブレンディングによる均一化の作業は作業性に難点があることは明らかである。それ故に貯塔を用いた作業が行われていたと考えられ、さらにその貯塔による作業は臨界管理上の制限の逸脱であるばかりでなく作業性に適性があったとは見受けられない。

事業許可変更申請時に大量に（１バッチ以上）均一化する作業は対象外であったものを、装置の変更許可を取得することなく実施することに無理があったと言わざるを得ない

（３）運転管理上の問題点と対策

ここで、個々の作業工程を管理する運転管理上の原因、すなわち、「安全運転の要件であった１バッチ当たり 2.4kgU という臨界管理上の質量制限値を超える作業を行ったこと」について言及しなければならない。

最も重視されるべき点は、沈殿槽を操業する場合の質量制限値である 2.4kgU／バッチを超える作業を行ったことである。これは、申請内容からの逸脱であるとともに保安規定に違反する行為である。なお、沈殿槽に手作業で給液できるようなハンドホール(のぞき窓)が付いていたことが問題だったとの指摘があるが、付けてはいけないとは安全上の要件として定められていない。

第７次キャンペーンにおいて、貯塔を使って 6～7 バッチを処理することが作業手順書に記載されていたが、これは、許認可を受けた１バッチ最高取扱量以下での取扱を逸脱する作業であった。

溶解に用いる設備については、許可申請書には、溶解装置 1 基、溶解工程は 1 バッチ最高取扱量以下で管理するとの記述のみで溶解工程の具体的設備は記載されていない。しかし、設工認申請書において、溶解装置として溶解塔及び溶解用フード(溶解塔の上に設置された粉末ウラン投入用のフード)が具体的に記載されている。ステンレス容器（10 ㍑）は、いわゆる 1 基の溶解装置とは見なし難く、また、施設検査も受けずにそれを用いて U_3O_8 粉末の溶解を行うことは、申請内容からの逸脱と考えられる。

再溶解に関連して、許可申請書において、硝酸ウラニル溶液を製造することが記載され、使用施設時にはなかった溶解工程が追加されているが、それが再溶解を意味するかの明確な記述はない。ただし、核燃料安全専門審査会第 8 部会第 2 回会合において提出された資料に、溶解装置を用いて再溶解し硝酸ウラニル溶液を貯蔵することが記載されている（第 1 回会合の資料には再溶解工程の記載がなかった。）。

このような運転管理上の重大な過ちが生じないようにするためには、次のような点が考慮されるべきである。「溶液系装置の臨界管理質量制限については、容積制限による二重装荷の臨界安全要件を付加するなどの措置により物理的に安全を確保することが適切と考えられる。また、所定の装置以外の機器類の使用については運転管理上の禁止事項として定めておくなどの配慮が必要である。さらに、臨界管理方法を熟知させ、また核燃料物質の移動に係る承認手続きの徹底などにより、質量制限値が遵守される運転管理体制を構築することが重要である。」

臨界管理質量制限を必要とするのは、原則的に装置の形状管理が難しい場合であるが、その場合であっても二重装荷の臨界安全要件を満たすような容積制限を付加するなどの多重防護性への配慮が重要である。そのようなことがプロセス設計上困難な場合には、ハンドホールなどの容易に他の目的に利用できる開口部を設けることは認められるべきではない。

「物理的に安全を確保する」との考え方に従えば、ステンレス容器（10 ㍓）を便法として使用するようなことは認められない。ただし、そのような行為の可能性をすべて物理的に排除することは困難であり、運転管理上の禁止行為として定めるべきである。

核燃料物質については、核物質計量管理や核物質防護の面からの運転管理要件を満足する必要があり、それらの要件に関連する承認手続きも併わせ、質量管理の遵守の一層の徹底を図ることが重要である。

（４）技術管理上の問題点と対策

さらに、「作業手順書と作業指示書の作成や改定に当たっては、安全管理グループ長や核燃料取扱主任者の承認を得るなどの技術管理上の適正な手続きが定められていなかった」という技術管理上の問題点がある。

再溶解硝酸ウラニル溶液の均一化に沈殿槽を利用することの適否に関し、提案の段階でチェックするシステムが社内には存在していなかった。作業指示書と臨界管理リリースには、沈殿槽を利用するという記述はなく、作業手順書には貯塔を用いて硝酸ウラニル溶液の均一化を行うことになっており、この変更をしない上に、安全管理グループ長や核燃料取扱主任者の承認を経ないまま沈殿槽を使用したことは適切でない。作業手順書の改定や作成に当たっても、安全管理グループ長や核燃料取扱主任者の承認を必要としないのは適当でない。安全主管者と核燃料取扱主任者との関係が不明確で、核燃料取扱主任者について、保安規定に記載された事項が、社内的に適切に位置付けられていない。例えば、保安規定を遵守する上で重要な事項について核燃料取扱主任者の承認を求めている。

このような技術管理上の問題点を生じさせないためには、「従業員教育、現場作業統率、安全管理等の面で品質管理の充実を図るとともに、ＩＳＯ規準認証の取得を奨励するなど事業者の自己責任による自主保安の考え方を徹底する」との考え方が重要である。

臨界安全管理に関する知識が従業員の間に十分に浸透していなかったものと考えられる。ＯＪＴに重点をおいた教育が行われていたが、基礎から実践に至る教育の体系化が図られていなかった。

作業手順書や作業指示書の作成・承認の手続きが適正でなく、保安規定に関連する事項の実施についても必要な手続きを踏んでいなかった。指揮命令系統を明確化し、現場作業の統率が確実に行われるようにすることが重要である。特に、安全主管者、安全管理グループ長、核燃料取扱主任者等の安全管理上重要な者については、その位置付けを明確化し、社内の自主保安体制の充実化を図るべきである。

製造現場のトラブルの多くは作業・作業者の変更によってもたらされることは、多くの製造現場で経験されていることである。職場の都合で行った作業変更が後工程で悪い影響をもたらした例は少なくない。今回もその事例のひとつと考えられる。変更管理については品質管理を徹底して現場で勝手に変更作業が行われないようにすべきである。

なお、企業においては自分の作業に対して絶えず改善提案をしていくことが求められている。改善提案については、むしろ奨励されるべきものであるが、特に原子力分野においては、

許認可条件を逸脱していないかどうかについて、安全管理上の観点から社内的に審査する仕組みが重要である。

(5) 経営管理上の問題点と対策

次に、「転換試験棟における仕事は、主たる業務である加工施設棟における仕事に比べて小規模かつ非定常的で特殊でもあったにもかかわらず、その特殊性に関する配慮が十分でなかった」という経営管理上の問題点がある。

再溶解硝酸ウラニル溶液の製造キャンペーンは、昭和 61 年以来、14 年間に今回分も含め計 5 回(契約上は 6 回になっている)、処理量は約 800kgU である。許認可どおりの作業を行っていた「常陽」第 4 次取替燃料製造用硝酸ウラニル溶液の溶解作業は 1 日計 1~4 バッチで、2.4kgU/バッチの質量制限値を考慮すると、キャンペーン当たりの操業に日数がかかる一方で、キャンペーンの回数は少ないという特徴があり、加工施設棟における UO_2 の製造業務とは経営管理上に大きな差があると考えられる。

JCO 東海事業所の運転チーム編成は、 UO_2 製造業務が中心に組まれているが、今回の作業については主に廃液処理を行うスペシャルクルーとよばれる特別作業チーム(5 名)が当たっており、本作業に関する経験も知識も十分でなかった。臨界管理についても、濃縮度 5 % 以下のウランを扱い、しかも再溶解工程が存在しない UO_2 製造の加工施設棟作業と濃縮度約 20% のウランで再溶解工程を含む本作業とでは本質的な相違がある。

したがって、再発防止のためには、「特殊少量製品を非定常的に製造するプロセスにおいては、その経営管理上の特殊性に鑑み、安全管理上必要な配慮が特別に求められる」ことが欠かせない。

品質管理・安全管理の立場からは、

- ①定常的に流れない、間欠的に行われる製品の生産
- ②作業や工程などが変わってこれまでの作業経験が期待できない作業
- ③品質・安全に特に配慮が必要な作業

については、特別な管理が行われなければならないとされている。今回の作業は正にその例であった。

高速実験炉「常陽」の原料製造を目的として濃縮度 20%、濃度 380gU/l 以下の硝酸ウラニル溶液を 40 l 単位のロットで製品化する作業は、濃縮度 20% のウラン粉末を製造することを主プロセスとする転換試験棟内においても特殊な作業であった。その特殊性に伴う操業上の困難を解決するためには相当額の費用負担を必要とする可能性があり、全社的経営管理上の判断を要することがあると思われる。そのような場合には、発注者と受注者との間で作業の安全管理に関し十分な検討が行われることが望ましい。

なお、高ウラン濃度硝酸ウラニル溶液は、米国からの核不拡散上の強い要請を踏まえ、動燃事業団(当時)が開発した MOX 燃料製造のための「混合脱硝法」に使用するのが目的であり、特殊な作業であった。すなわち、臨界事故の危険性の高い高ウラン濃度硝酸ウラニル溶液を「常陽」用の燃料として安全に製造するための工程及び設備の利用には、特別な配慮

を必要としていた。

(6) 許認可上の問題点と対策

許認可上の問題点として、「安全審査及び設工認審査において再溶解工程に関する記述が必ずしも十分とはいえない」点を指摘しておく必要がある。その主な理由は、安全審査や設工認審査の主眼が設備や機器の設計の安全上の妥当性におかれ、その運転工程上の詳細を審査の対象としていないことにあるものと思われる。

許可申請書において、再溶解工程で用いる溶解塔は質量管理を基本とする上に形状管理を行うとされているが、その理由について明示されていない(指針 10)。しかも、設工認申請書においては、そのときの形状管理制限値(直径 175mm 以下)が酸化ウラン-水均質系の直径 160mm 以下に変更されている。許可申請書の変更において、「一連の工程を 1 バッチで管理する」とされているのは、UF₆ を原料とする加水分解からの工程に関してであって、精製 U₃O₈ を原料とする再溶解工程については記述が見当たらない(指針 10)。6～7 バッチ分を均一な 1 ロットとすることは、許可申請書と設工認申請書のいずれにも記載されていない。申請後に均一化工程を追加することになったとすれば、その時点で加工事業申請書の加工の方法の変更のための申請を行うべきであった。

複数の製品容器を用いて均一化の操作を行うに当たっては複数ユニットの臨界安全について十分に評価する必要があるが、その点に関する記述は見当たらない(指針 11)。

UO₂ 粉末を製品化する工程に関する限り、臨界事故に対する考慮(指針 12)に関する審査結果は妥当だったと判断されるが、再溶解工程については、関連する資料に十分な記載がない。

したがって、次のような点が再発防止策として求められている。

「安全審査において施設・設備・機器の基本設計に関する臨界安全上の妥当性を評価するに当たっては、その評価の前提としたそれらの使用条件について明記する。その使用条件を逸脱して使用される場合の可能性については、当該施設の潜在的危険性に照らして誤操作等に対する安全設計を課すとともに、必要であれば、最大想定事故のひとつとしてその影響の評価を行うことが適切である。ただし、安全審査においては基本設計を審査の基礎としており、個々の使用条件は直接的な審査事項ではない。

また、設工認審査において加工事業申請書及び安全審査結果を踏まえて施設・設備・機器の設計及び工事の方法の妥当性を評価するに当たっても、その評価の前提とした使用条件について明記する。ただし、設工認審査においても個々の使用条件は直接的審査事項ではない。個々の使用条件は保安規定に定められるものである。」

核燃料施設の場合、原子炉施設と違って、使用条件を特定することは難しいことが多い。しかし、通常の商業用施設であれば、定常的な製造工程を想定することによって使用条件を特定できると考えられる。

問題は今回のように特殊な製造工程についてである。特に同一の装置を使って精製するための溶解と再溶解を行うような場合には、装置の臨界安全評価上の使用条件を明らかにし

ておくことが重要である。臨界安全評価上の使用条件の変更を要する場合には、臨界管理上問題のないことを十分に検討し、変更申請を行うなどの所定の手続きを経る必要がある。さらに、硝酸ウラニル溶液を製品化するに当たっての均一化工程に関する装置の使用条件については、複数ユニットの臨界安全に留意する必要がある、安全審査及び設工認審査に際しての重要検討事項でもある。また、臨界事故の可能性についても、20%の濃縮度で 370gU/ℓ の硝酸ウラニル溶液を扱うような特殊な工程の場合には、特別な配慮が必要であると思われる。

他方、許認可手続きの期間についても検討を要する。設備変更をするにしても許認可に時間がかかることから、できるだけ許認可なしに変更等を行いたいという事情が申請者側にあるおそれがある。

(7)安全規制上の問題点と対策

最後に、安全規制上の問題として「保安規定の遵守状況などのチェックのために行う規制当局の点検が有効でなかった」点を指摘しておきたい。

科学技術庁は、行政指導による保安規定遵守状況調査や運転管理専門官による巡視を行ってきたが、同施設の運転操業が不定期であったこともあり、同施設が操業されていない時期に行われる結果となるなど、有効なものとは言い難い。

したがって、「国の検査機能を強化し、①加工事業に係る規制項目の追加と定期検査等の義務付け、②保安規定の遵守状況に係る効率的な検査制度の導入、③抜き打ち検査の効率的な実施などを図る」といった対策が求められている。

事故が発生した転換試験棟は、定常的に操業する加工事業に直接関係するところではなかったが、今回の事故を教訓として加工事業全般に対する規制の強化を図る必要がある。

保安規定が守られていなかったことに鑑み、これまでの行政指導の範囲を超えてその遵守状況について効率的に検査することが必要である。

検査の有効性の観点からいわゆる抜き打ち検査を実施することも必要である。ただし、今回のように操業が非定常的な場合には、その有効性を過大視しないようにすることも重要である。

規制強化による規制当局と事業者との健全な緊張関係を維持することと併せて、両者の間の信頼関係の再構築が重要である。この点から、安全確保の基本は事業者に第一義的な責任があることであり、それを関係者は改めて認識すべきであり、事業者の自主的安全確保を支援するものが規制であることを忘れるべきでない。

4. 事故時の技術的対応

(1)事故発生に関する対応

9月30日午前10時35分頃にガンマ線エリアモニタの警報が吹鳴し工場内従業員の緊急避難が行われた段階では、臨界事故が発生したとの明確な認識には至っていない。工場責任者がそのような認識に至ったのは、その約10分後とされているが、科学技術庁にその旨、連絡が入ったのは午前11時19分である。(JCO東海事業所発信の事故・軽微事象発生連

絡票の第1報（午前11時15分作成）に「臨界事故の可能性あり」と記載。）

対外的連絡までに約40分間を要した理由をはっきり特定することは難しいが、次のような事由がそれに関連しているものと考えられる。

- ①臨界事故が起きることがそもそも想定されていなかったことから、事業所では緊急避難訓練時に「臨界等で $100\mu\text{Sv/h}$ 以上になったときにエリアモニタが吹鳴する」と説明されていても、事故が実際に起きたことを従業員はにわかには信じがたかった。
- ②第1加工施設棟及び第2加工施設棟のエリアモニタも発報(設定値 $100\mu\text{Sv/h}$)していたため、事実確認に時間がかかった。

これらの事由から、次のような対策が検討されるべきである。すなわち、「濃縮度約20%もののウランを溶液状で扱うような施設においては、臨界事故の可能性を想定し必要な対策が講じられていること。その場合に必要な対策は当該施設の潜在的危険性を考慮して決められるべきである。」

なお、転換試験棟における臨界管理対策は人的操作による質量管理を基本としていたが、「人的管理による安全確保は、ヒューマンファクターやフェイルセーフの観点から、安全上の重要度に応じて、機械による安全と同等又はそれ以上であるべき」ことに留意すべきである。

(2) 臨界状態の継続性に関する対応

臨界状態が継続しているか否かの判断に時間を要したことが今回の事故の影響を大きくした。関係者の判断は提供される情報に著しく依存しており、臨界の継続性について、断片的で限られた情報の下で断定することは難しい。関係者は情報量の集積とともに臨界継続の認識に徐々に至ったというのが実状である。

大切なことは、臨界状態が継続している場合の重大性に鑑み、確定はできなくとも、必要と判断された場合にはそれを想定した対策を的確かつ迅速に講じることである。そのような判断は、本来、規制官庁である科学技術庁によって行われるべきであるが、今回は発生状況の特殊性により高度に専門的な知識を要したことから原子力安全委員会の助言を必要としていた。その際、必要な情報を収集し、それを原子力安全委員会に提供する責任は第一義的には科学技術庁にあった。しかし、臨界状態の継続性に関する認識の遅れをみると、今回の事故においては、その点で、科学技術庁と原子力安全委員会との間の連携が十分とはいえなかった。その理由には、技術関連の情報が適切に収集され分析されたか否かという技術的側面と、科学技術庁及び原子力安全委員会の組織としての関係が十分であったか否かという制度的側面とがあるものと考えられるが、ここでは、技術的側面について述べる。

第一に、ガンマ線の線量率は通常値を継続して上回っており臨界状態が終息していない可能性があった。敷地周辺の線量率データがJCOから科学技術庁に報告されたのは、第1回が午前11時55分(最大 0.68mSv/h)、第2回が午前12時29分(最大 0.84mSv/h)である。ただし、線量率に関する値は大局的には徐々に減少気味の傾向を示していた。

一方、中性子検出器を用いて中性子線の線量率も異常(4mSv/h)であることを検知する

ことにより臨界状態の継続を確認したのは午後5時頃であった。ただし、サイクル機構が測定を開始したのは午後4時30分である。

溶液系の臨界事故現象は、場合によって、長時間にわたり継続する可能性があることは過去の事故例により明らかである。また、濃縮度 20% 近くのウランを扱っていることはその可能性を高める理由のひとつになり得る。しかし、現実には、臨界事故の発生した場所(機器)や状況(運転)について正確な情報を把握するのに相当の時間を要している。(注:科学技術庁に送信された JCO 東海事業所発信の事故・軽微事象発生連絡票の第5報(午後1時42分)に「約 16kgU を沈殿槽に移入しているとき青い光が出た。」と記載。また、「ハンドホールからウラン溶液を注入しているときに起きた」との情報が原子力安全委員会緊急技術助言組織に知らされたのは午後10時頃であった。)

さらに、沈殿槽に冷却ジャケットが付いており冷却水がまわっていたことが臨界状態の継続に大いに関連していたが、そのような事実が判明するまでに相当の時間を要した。(注:現地対策本部がそのような情報を得たのは午後6時20分頃である。)

また、断片的情報に基づき、「周辺地域でのモニタリングポストの測定値が正常値に戻った模様」との誤解を与えやすい報道が、比較的早期になされているという事実も正確な情報の把握が適切に行われていなかったことを暗示している。

これらのことから、次のようなことが教訓として指摘できる。

- ①中性子検出器のように臨界状態の継続性を直接的に検知できる装置を設置しておく方が適切と考えられる。
- ②濃縮度 20% のウランを溶液系で扱うような施設がある場合には臨界事故を想定しておく方が適切と考えられる。
- ③継続性の判断を下すに当たっては、正確かつ必要な情報が速やかに提供されなければならない。同時に、それらの情報が適切に収集され適切な場で専門的に検討されなければならない。
- ④このことは、情報の一般公衆への提供のあり方にも関連している。まず第一に、すべての情報は公開され、適切なタイミングで提供されるべきである。と同時に、情報源を一元化し、情報の混乱を最小限にとどめる体制を考えるべきである。
- ⑤海外への正確な情報の速やかな伝達にも留意すべきである。

(3) 事故の終息に向けた対応

臨界事故が想定されていなかったことから臨界状態を終息させることを目的とした装置が備え付けられていなかったため、臨界状態の終息に向けて緊急に特別の対策をとる必要が生じ、その対応に時間を要した。

午後4時頃から、現地対策本部において、原研の臨界及び遮蔽関係の専門家により臨界状態を終息させるための技術的検討が開始された。また、原子力安全委員会緊急技術助言組織(午後3時30分招集決定、午後6時会合開始)の助言もあり、検討と並行して多量のホウ酸水の準備が進められた。

現地対策本部では、JCO従業員からの沈殿槽の構造等の情報をもとに臨界計算が行われ、作業被ばくを極力抑制するとの方針のもと、冷却水ジャケットから水を抜くことにより未臨界を達成できるとの見通しが確認されるとともに、ホウ酸水を注入する具体的方法についても検討が行われた。この結果、まず、沈殿槽の冷却水を抜くこととし、転換試験棟の外に設置されているクーリングタワーの配管から水抜きを行うこととなった。

原子力安全委員会、原研及びサイクル機構の助言と協力により、翌10月1日午前2時30分頃からJCO従業員による直接的な作業が開始され、午前6時15分頃に中性子線量率が検出限界以下に低下したことが確認された。続いて、未臨界の状態を確実にするため、沈殿槽にホウ酸水が注入された。この結果、午前9時20分に至り、臨界状態については終息をみたとの原子力安全委員長判断が示された。

これらの一連の対応は、関係機関の緊密な連携と支援による綿密な計画のもとに実施された。一方、施設の詳細を把握しているJCOからは現地対策本部に対して当初より具体的な提案はなされていない。また、午後8時40分頃になるまで施設の構造等に関する情報の提供がなされてなかったことは臨界状態の終息を遅らせることとなった。また、臨界終息のための水抜き作業を行うに当たっては、直接作業に当たる従業員の自発的意志をJCOが予め確認するとの方法によっている。

以上のことから、次のことが指摘できる。

- ①たまたま、東海村で事故が起きたため、原研やサイクル機構などの専門家の組織的支援が得られた。臨界終息に当たっては、それらの専門家が自主的にいち早く支援に立ち上がり、かつ指導的役割を担った点を忘れるべきではない。専門家の支援体制について検討しておく必要がある。
- ②今回のように、事故の終息に向けて特別な放射線作業を要するような場合は、その責任や法的根拠が関係者の間により明確に周知されなければならない。

(4)放射線の外部への影響に関する対応

臨界終息後の、核分裂生成物からのガンマ線による敷地周辺境界の放射線レベルは、10月1日午後4時頃で局所的ではあったが最大 $4.1\mu\text{Sv/h}$ であり、350m圏内の住民の避難措置を解除するには高い値であることから、放射線を遮へいするための作業が行われた。遮へい材として、JCOは袋詰めフッ化アルミニウムを配置するほか、コンクリートブロックの提供を受けるとともに土のうを作製して施設周辺に積み上げ、その結果、ガンマ線の自然減衰と遮へい効果により、安全上問題のない放射線レベルであることが確認された。また、放射能汚染の確認のため、土壌、井戸水、窓ガラス等の測定の結果、有意な汚染がないことが確認された。これらにより、10月2日午後6時30分に避難措置が解除された。なお、作業、測定は、原研、サイクル機構、日本原子力発電株式会社をはじめとする電力会社などの多くの者の協力を得て実施された。

また、周辺環境への放射性物質の放出の可能性について、環境調査が事故当日の午後から実施されている。これまでの結果によれば、例えば、土壌中のCs-137の濃度は 1.4×10^{-3} ～

$2.6 \times 10^{-2} \text{Bq/g}$ で、東海・大洗地区での通常の値の変動範囲($1.0 \times 10^{-3} \sim 3.7 \times 10^{-2} \text{Bq/g}$)内であった。

さらに、臨界終息後の 10 月 8 日において、通常は検出されないはずの I-131 が排気口で検出されたことから、I-131 の漏洩防止対策がとられた。排気口での濃度は $2.1 \times 10^{-5} \text{Bq/cm}^3$ であったが、敷地境界での濃度($4.4 \times 10^{-8} \text{Bq/cm}^3$)はその約 500 分の 1 で、敷地境界での濃度限度($1 \times 10^{-5} \text{Bq/cm}^3$)を大幅に下回っており、漏洩防止対策は念のためにとられた措置であった。

周辺環境への事故による放射線の影響を総合的に評価するため、敷地内外における放射線の空間線量率に関する測定値について解析を行っている。その結果、臨界状態が終息した 10 月 1 日午前 6 時 15 分までの実効線量当量の評価値が示された。それによれば、事故発生点から 80m の地点(敷地境界にほぼ相当)で 92mSv、350m の地点で 1.2mSv、1km の地点で $6.5 \times 10^{-3} \text{mSv}$ であった。

以上の事実から次のことが指摘できる。

- ① 今回の事故の特徴は敷地境界における放射線レベルが通常の値の範囲を超えている時間が長かったこと。その主な原因は、臨界状態の終息に至るまでに時間を要したことである。
- ② 地域住民が受けた放射線量の推定は、放出放射線量及び距離と時間などを基礎に行われる。この点については、本報告書作成後も、出来るだけ詳細に評価する必要があるが、仮に有意な放射線量が認められない場合でも、精神的負担などを考慮した心身のケアを図るなどのフォローアップを行うことが肝要である。
- ③ 他方、放射性物質の放出は住民の健康及び環境に影響を及ぼすものではなかったと判断される。
- ④ 放出放射線による線量率と距離との関係は、おおよそ次のとおりであった。
 - ・ 350m 地点で、敷地境界の値の約 80 分の 1
 - ・ 1km 地点で、同じく敷地境界の値の約 1 万 4 千分の 1

5. 提言

(1) 安全審査・安全規制の見直しと体系化

まず最初に安全審査・安全規制の体系の改善の必要性について指摘しておきたい。

第一に、転換試験棟における事業は、その内容をみると、通常の加工事業とは程遠く、非定常的な小規模の製造事業であった。安全審査においては、加工事業の変更許可申請が出され、それに基づき、通常の加工施設の一つとして審査されているが、濃縮度 20%のウランを溶液系で扱うという事業内容の特殊性を考えると、加工施設ではあっても、むしろ使用施設的な特別な施設として審査することもありえた。使用施設の場合は科学技術庁の審査のみであるのに対して、通常の加工施設と同様に取り扱えば原子力安全委員会の審査とのいわゆるダブルチェックが行われ、より確実に審査できると考えられたが、そのことは、しかし、事業の特殊性を重点的に審査することを必ずしも意味していない。今回の事故を教訓に、規制行政庁と原子力安全委員会のダブルチェック機能の実効性ある運用を含め、多重補完的

安全審査のあり方について改めて検討すべきことを提言する。

第二に、今回の事故が運転管理規則の逸脱に起因している点に注目する必要がある。誤操作等の運転員の人的ミスについても考慮した上で設備や機器を設計することが安全設計の基本であり、そのことに関するより一層の配慮が必要であることを、今回の事故から学ぶ必要があるが、同時に、安全審査においては、第一義的には設備や装置の安全設計上の妥当性を評価するものであって、その運転管理の詳細は審査対象になっていないことに留意する必要がある。原子力発電所や再処理施設及び通常の加工施設のように、運転管理に伴う安全性についても基本的に設備対応が可能である場合には、現在の安全審査は十分にその目的を果たしていると考えられるが、今回のように運転管理の方法そのものが問題になるような施設においては、必ずしも十分とはいえない難い面がある。当該施設のように安全上の重要度が高くかつ運転管理をより重視する必要がある施設については、その安全審査及び安全規制のあり方に関し、管理体制や作業工程及び検査並びに確認の方法までを視野にいたした専門的検討の緊要性を指摘しておきたい。

第三の視点は、原子力安全委員会の役割についてである。原子力安全委員会は本来、安全審査及びその指針類の策定などの安全行政の基本に係わる事項を所掌するとともに、行政庁の安全規制の妥当性を監視する役割を担っている。そして、当然のことながら、関連する技術の進歩や安全に対する社会的要請の変化などに適確に対応しつつ、その任務を遂行する責を負っている。原子力安全の取り組みに関する世界の動向は、1979年のTMI事故及び1986年のチェルノブイリ事故などを契機に大きく変化してきている。しかしながら、これらの進展は主として原子力発電所に関連した分野であったため、核燃料サイクル関連の分野には必ずしも十分に浸透していないところがある。それは、原子力発電所の数に比べて対象とすべき核燃料サイクル施設の数が少なく経験の程度に大きな差がある上に、原子力発電所の規制は通商産業省であるのに対して核燃料サイクル関連の規制は科学技術庁という、我が国独特の規制の二元性に関連しているとも考えられる。2001年の省庁再編によって、産業部門の原子力安全行政は経済産業省に一元化される予定であるが、原子力安全委員会は、原子炉と核燃料サイクルを全体的に俯瞰しつつ変動する時代や社会の要請に応じて、規制行政庁とは独立した立場から安全行政を監視し指導することが求められており、事務局の抜本的強化と専門的助言者集団を充実化すべきことを提言する。

（２）事故発生原因を除去する具体的方法

次に、事故の発生原因を除去するための具体的方法についてここにまとめて提言しておきたい。

第一に、作業性を考慮し製品の製造に適した設備の安全設計と製作を行うことが大切であることを改めて認識すべきである。今回の事故は、製品の仕様に合致した製品を製造するのに適した設備ではなく既存の設備を流用したために作業性に無理があり、作業の効率化を求めて次第に許認可を受けていないステンレス容器や別の目的で設置されている沈殿槽を使用するようになった結果、発生した。このことにより、核燃料物質の取扱いに際しては、

作業性を考慮しつつ安全な設備を設計し製作することの重要性を認識する必要がある。

第二に、工程管理及び作業管理による安全確保の徹底を図るシステムの確立が求められる。すなわち、今回の事故は、作業日程の面から出来るだけ早く作業を終了させようとしたことも一因と考えられることから、核燃料物質の取扱いを伴う作業工程においては、製品量、品質、納期等の製品の仕様に直接的に関連する項目とともに、使用する設備、担当する作業者、事業所内において同時に進行する他の作業工程等を考慮して余裕のある作業計画を策定し、その作業計画に基づいた工程管理を実施することが大切である。また、品質管理とともに、臨界管理、被ばく管理、汚染管理等の安全管理のために必要となる項目を作業標準や作業手順書等に明記し、安全主管者や核燃料取扱主任者等の確認を受け、それらの指示にしたがって作業が正しく実施されることを確認するシステムを確立することが重要である。

第三に、安全の向上と技術の継承を図るシステムをそれぞれの事業所において確立することが求められる。すなわち、今回の事故に関連した従業員は臨界管理に関する知識が十分でなかったことを考慮し、核燃料物質の取扱いに従事する者に対して、臨界管理、被ばく管理、汚染管理等の核燃料物質の取扱いに関して必要となる安全管理の内容について定期的な教育を行い、核燃料物質の取扱いに必要な安全知識の風化を防止するとともに、核燃料物質の加工に必要な知識についても階層別の教育により技術の継承に努め、社内認定制度や資格制度等によって能力を認定するとなど、作業者の意欲の向上を図るシステムを確立することが是非とも必要である。また、経営者や生産管理者についても「安全」への一層の理解が求められており、そのための教育も必要である。

(3) 危機管理下における情報の適正な管理

今回の事故においても、危機管理下における情報管理の不備が改めて指摘された。臨界状態の継続性及びその終息に向けた対応に関しては、冷静かつ専門的な情報の分析を必要としており、地域住民及び一般公衆への情報提供のあり方とともに、適切な情報管理体制を整備する必要がある。そのような情報管理体制とは次のような条件を満足すべきである。

第一に、事故発生後の非常時においては、地域住民及び一般公衆に対し、正確で、かつ、わかり易い情報がタイムリーに提供されなければならない。そのため、情報源を出来るだけ一元化し、情報の混乱を最小限にとどめるべきである。報道機関への情報提供者は、その情報源と直結し、とくに指名された者が当たるべきである。また、災害弱者に対する対応を含めて、外国人居住者及び海外の報道機関への情報伝達にも配慮すべきである。

第二に、災害防止や事故の終息に向けた迅速かつ的確な判断を可能にするためには、提供される情報を専門的に分析する作業を必要としており、それらの作業は、適切な場で特別にその任に当たる者によって遂行されるべきである。情報の提供が優先されるあまり正確かつ迅速な判断が遅れるようなことがあってはならない。この点に関しては、報道機関の節度ある取材活動による協力が不可欠である。

(4) 安全管理情報の統合化とシステム化

今回の事故が衝撃的だった理由のひとつは、臨界事故という原子力特有の事故が、運転規

則の逸脱といういわば単純な行為によっていとも簡単に起きてしまったという事実にある。しかも、濃縮度 20%のウランという核物質管理上は特に留意を要する核燃料物質を取扱っているときに起きたことは、国際的信頼も損なうこととなった。このような事故の再発を防止するため、次のような安全管理情報の統合化とシステム化を図ることを提言する。

第一に、臨界事故の原因には、必ず核燃料物質の取扱いを伴うことから、核燃料物質の管理をより徹底することである。核燃料物質の所在や移動についてリアルタイムでその情報を管理するシステムが構築されれば、この種の事故の防止に極めて有効である。原子力発電所や通常の加工施設のような施設にまでそれを求めるべきか否かは専門的検討を要しようが、人的管理に依存し易い今回の施設のような場合には、そのような核物質管理情報のシステム化が検討されるべきである。

第二に、核物質管理上特に機微な核燃料物質を取扱う施設においては、核物質防護上のセキュリティ対応もより重要になる。その点からの情報の統合化とシステム化も検討されるべきである。我が国では、核物質管理や核物質防護については原子力安全委員会ではなく原子力委員会が所掌している。核物質管理や核物質防護の観点からの技術的手段が今回のような事故を未然に防ぐという効果を潜在的に持ち得ることに着目し、原子力委員会においても国の広義の意味での安全行政として核燃料物質の安全管理体制の充実化を図るべきである。

(5) 自己責任による安全確保の向上を不断に目指す社会システムの構築

今回の事故に限らず安全確保の基本は自己責任にある。このことが、国際的原子力安全条約にも謳われている。今回の事故を契機に、そのことがより広く再認識され、かつ新たな取り組みによってより一層徹底されることが強く望まれる。

第一に、いわゆる原子力の「安全神話」や観念的な「絶対安全」という標語は捨てられなければならない。確率は低くとも事故は起こり得るものと考えるべきであり、大切なことは、それが大きな被害をもたらさないように予め技術的手段が講じられていたり、事後的であっても必要な災害防止策が準備されているかであることが、関係者の間はもとより、国民的にも理解される必要がある。このことは「絶対安全」から「リスクを基準とする安全の評価」への意識の転回を求めている。「リスクを基準とする安全の評価」とは、事故の確率とその被害の程度を予め評価し、それに基づいて必要な災害防止策をたてておくことにより、安全のリスクを総合的に最小化しておくことを意味する。リスク評価の思考は欧米諸国において既に定着しつつあるが、我が国においても、そのことに関する理解の促進が望まれる。

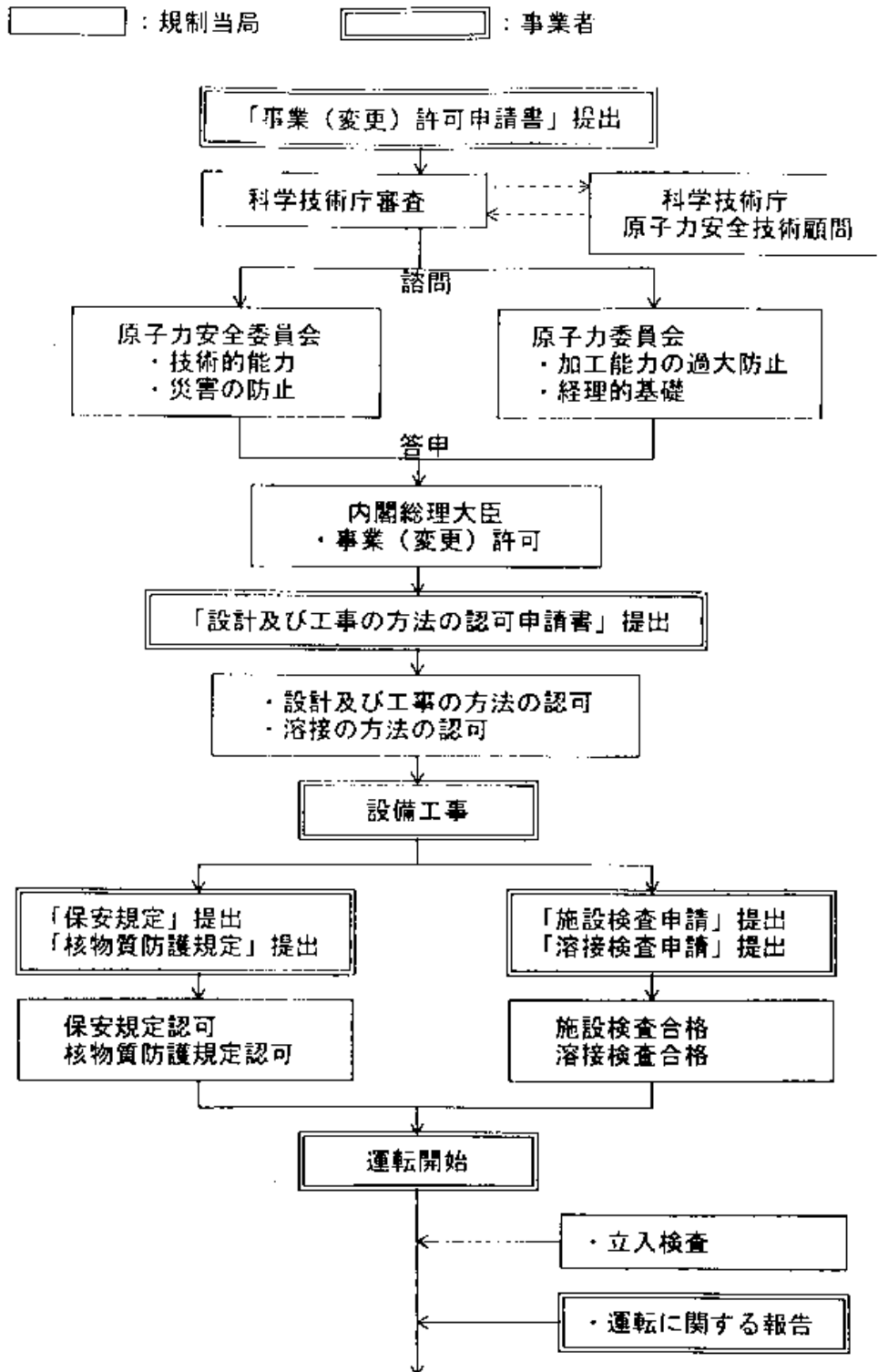
第二に、規制する側とされる側との間に健全な緊張関係があってはじめて自己責任の安全原則が効力を発揮するという点である。一方的規制強化は、場合によって、事業者の自主的保全努力や新たな安全に関する提案権を奪うものになりかねず、また、際限なき規制緩和が安全規律の劣化を招き易いことは過去の例により明らかである。規制する側とされる側との間の健全な緊張関係が含意するところは、申請・報告と審査・検査という行為を通して状況が常に改善され進化していくという循環的關係であることを認識すべきである。

第三に、いわゆるプロジェクト型の技術開発のあり方について言及しなければならない。今回の事故を生んだ作業自体は技術的に単純なものであったが、それが高速実験炉である「常陽」用の燃料の製造過程であったという意味で技術開発の一部と見ることができる。ここで、原子力技術のように事故による社会的インパクトが大きな技術に関して、国民の負託に応えてその開発を行っていく上では、開発の計画は、外部に対し常に開かれその内容を説明する責任を負っているとともに、開発のリスクを最少化するプログラムを自律的に備えていなければならない、という点を指摘しておきたい。リスクがあるからこそ技術開発を必要としている点について、まず広く理解されなければならないのは当然であるが、逆に、その理解を助けるためには事故の確率とその影響の程度を最少限に抑制する仕組みが常に開発プロジェクトにプログラム化されていることが求められており、そのようなプログラムはまた、常に進化しなければならないという宿命を負っている。すなわち、今回の事故に端的に表れているように、プロジェクトを構成する個々のサブプロジェクトがそれぞれに自律化しその過程を通して全体が進化していくように管理運営されている必要がある。このことは自律分散型のプロジェクト管理システムを新たに開発することの必要性を提起するもので、発生する事故の原因を自発的に除去し、また、止むを得ず発生するかも知れない事故の影響を予知しそれを最少化するリスク管理システムの開発と併せて、新たな研究開発テーマとして取り組んでいくべきことを提言したい。

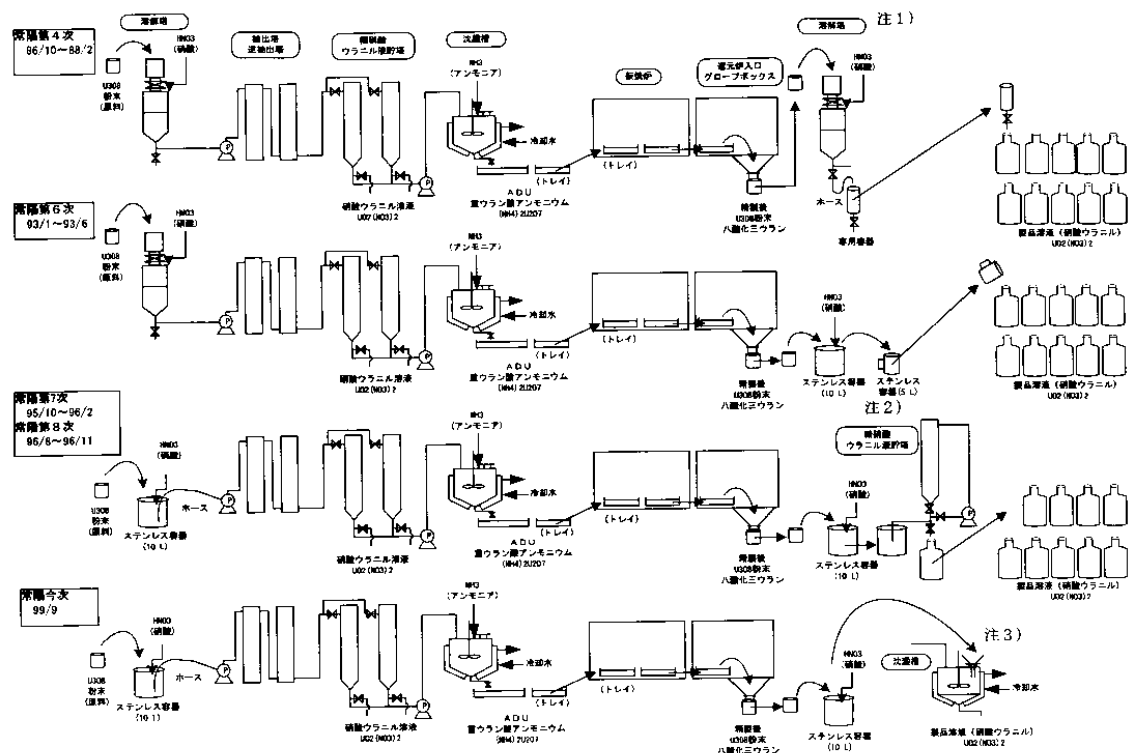
最後に、人材の養成について触れておかなければならない。自己責任によって安全確保の向上を不断に目指す社会システムの構築に当たっては、専門的知識を有し、かつ、社会への適用性に優れていて安全意識の高い技術者集団の参加を必要としており、特に、それらの集団のリーダーとなる人材の育成が不可欠である。原子力開発の歴史はすでに半世紀近くに及んでいるが、開発の初期は、欧米特に米国がそのような人材を世界的に育成し供給する役割を担って来た。我が国におけるこれまでの原子力指導者は海外での経験を通して原子力を学んだ人が多い。半世紀という年月を経過した今日、そのような役割をなお他国に求めることは許されない。我が国自らがそのような人材の育成に新たに取り組むとともに、同様の課題を共有する他国との協調によって国際的に人材の養成を図っていくことも重要な課題であり、そのような国際的教育プログラムを我が国のリーダーシップの下に推進すべきことを提言しておきたい。

また、実用化を迎えている原子力業界において、定常的に供給する必要のある現場作業者の技能レベルを維持し、向上を図るための教育も重要な課題である。リーダーのみならず、各分野における現場作業者の育成も重要な課題であることを指摘しておきたい。

【加工事業申請から運転開始までの流れ】

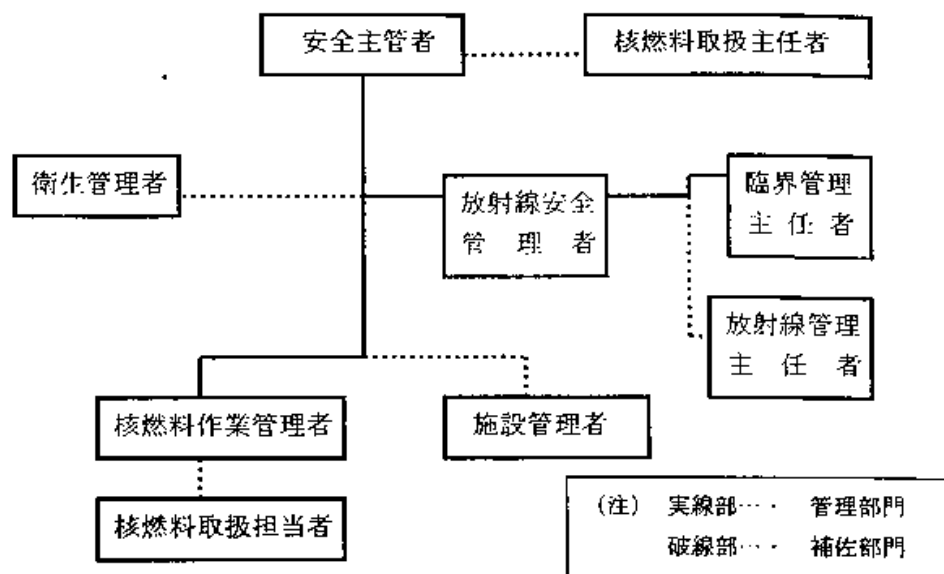


図Ⅲ-1-1 核燃料物質加工事業に関する現行の安全規制の手順

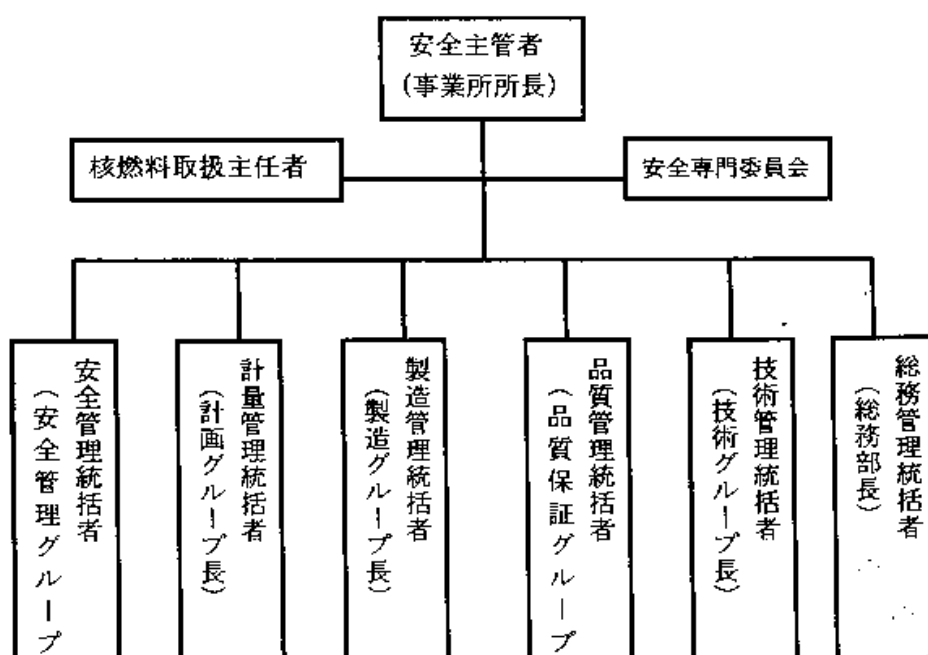


図Ⅲ-1-2 転換試験棟の現場作業方法の変遷(関連図Ⅱ-2-1)

注1) 100%純度の硝酸を使用する
注2) 100%純度のアンモニアを使用する
注3) 100%純度の過酸化水素を使用する



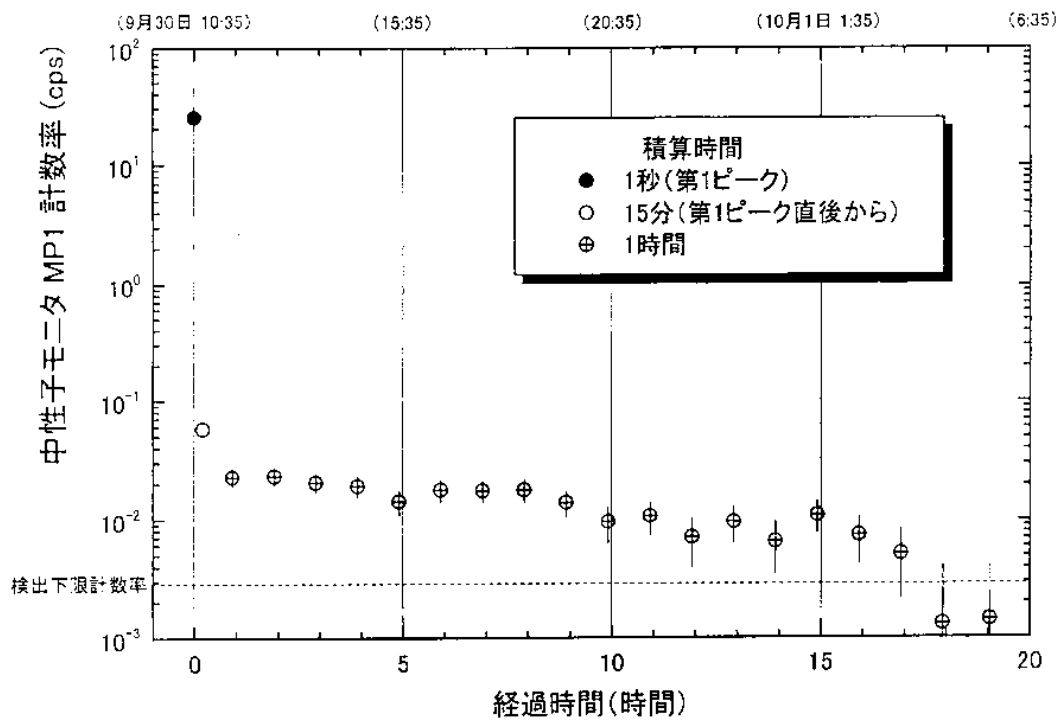
図Ⅲ－１－３（変更前）



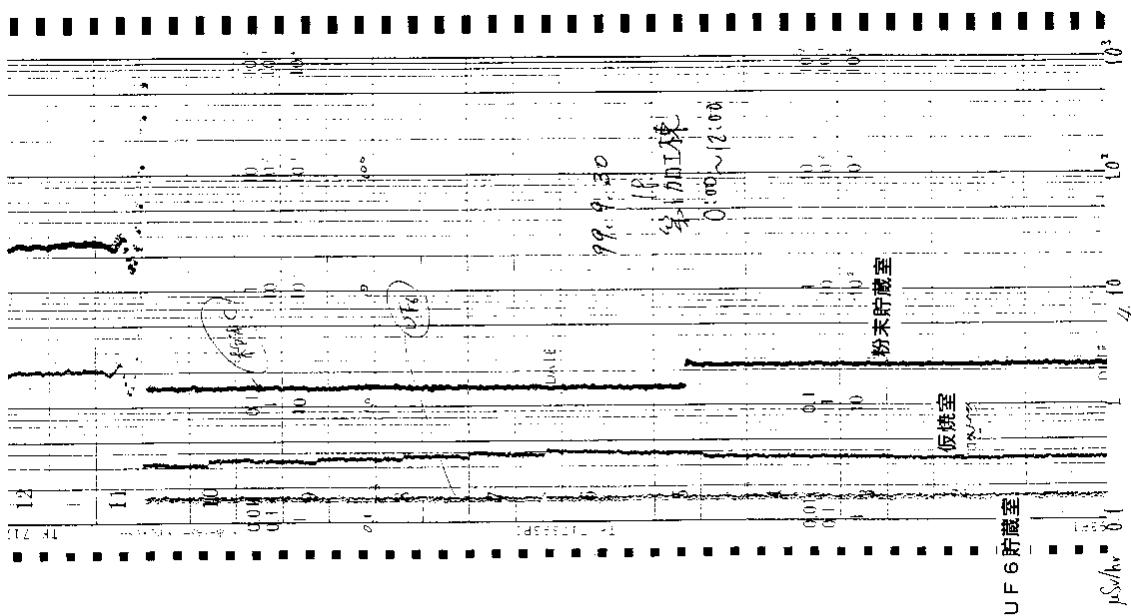
平成４年改定の保安規定に記載されている（記載変更）

〔臨界管理主任者は廃止され、安全管理統括者が放射線管理を併せて指導管理することになった。〕

図Ⅲ－１－４（変更後）



図Ⅲ-2-1 那珂研中性子モニタ MP1 計数率(臨界全期間)
(関連図：Ⅱ-4-1, 3)



図Ⅲ-2-2 第1加工施設棟内ガンマ線エリアモニタ測定記録
(関連図：Ⅱ-4-1, 3)

表Ⅲ-1-1 常陽濃縮度20%燃料の製造キャンペーンにおける再溶解・均一化工程と使用機器

(関連図：図Ⅱ-2-1、Ⅲ-1-3)

キャンペーン	年度	加工量 (kg-U)	溶解工程	再溶解工程	均一化工程
常陽第4次	昭和61	約40	溶解塔	溶解塔	クロスフレンジング (注)
〃	昭和62	約250	〃	〃	〃
常陽第6次	平成4	約90	〃	スチール容器(10個)	〃
〃	平成5	約120	〃	〃	〃
常陽第7次	平成7	約220	スチール容器(10個)	〃	貯塔で混合
常陽第8次	平成8	約100	〃	〃	〃
(常陽第9次)	平成11	約60	〃	〃	沈殿槽に投入

(注) 10個の製品容器(4ℓ)を用い、各容器から1/10ずつ分取して混合するというもの

表Ⅲ-1-2 臨界安全に係る設工認、施設検査及び保安規定について

	加工事業変更許可の段階	設計及び工事の認可の段階	施設検査の段階	保安規定等
品質管理の臨界管理	①加水分解から沈殿までの一連の工程を1バッチ(濃縮度18.8%で24kg以下)で管理する。 ②24kgは安全係数2.3を含む安全質量 ③24kgを沈殿工程の前々工程の加水分解工程において秤量 ④溶解工程では1バッチの溶解量を工程に入れる前に秤量 ⑤念のため沈殿工程に入れる前にウランの濃度と液量を測定	→小分けシリンダに秤量器が設置されることを確認 →計量設備として台秤2基が設定されることを確認 →貯塔と沈殿槽の間に流量計が設置されることを確認	→小分けシリンダの秤量器について、配置検査、警報作動検査、性能検査(精度確認)を実施 →台秤2基について、配置検査、性能検査(精度確認)を実施 →配置検査で貯塔と沈殿槽の間に流量計が設置されていることを確認	→核的制限値(質量24kg以下)を超えないようにする。(保安規定) →1バッチのウランが仮設備に入るまでは次のバッチのウランを工程に入れてはならない。(下部規定における臨界管理基準) →工程等へ装荷する前に、核燃料物質の秤量・測定等を行う。(保安規定)
形状管理	①沈殿工程以外は形状制限(直径制限の場合175mm、厚み制限の場合69mm、容量制限の場合9.5ℓ) ②形状制限値は安全係数1.3を含む。	→各機器について、設計仕様及び図面に左欄の制限値を満足することを確認	→臨界防止検査で、実測値に基づき左欄の制限値を満足することを確認	
複数ユニットの臨界管理	①機器相互の表面間距離は30.5cm以上 ②立体角が一定値以下(ある機器から他の機器をみた投影面積が一定値以下)	→機器の設計寸法及び配置より、機器表面間距離が30.5cm以上で立体角が1ステラジアン以下であることを確認	→臨界防止検査で、実測値に基づき左欄の制限値を満足することを確認	
対する臨界事故に考慮	①いかなる場合でも安全であるような十分な設計がなされているので臨界事故は起こり得ない			

表Ⅲ-1-3 事業変更許可申請書と臨界管理基準、手順書、指示書との比較

(1/2)

	事業変更許可申請書(現状のもの)	臨界管理基準	手順書(97年版)	指示書(PPS, CC リリース) 注)
溶解工程	原料として用いるものは、六フッ化ウラン、スクラップ又はイエローケーキとなっている。(本文に記載)	六フッ化ウランは水分管理及び質量管理。 濃度により質量制限値を設定	U3O8ウランを溶解することになっている。	U3O8ウランを溶解することになっている。
	溶解工程では1バッチの溶解量を工程に入れる前に秤量する。(添付書類に記載)	一度に取り扱うウラン量の記載はあるが秤量を求める記載はない。	溶解塔に原料を投入する記載はあるが秤量を求める記載はない。	ウラン量の記載はあるが秤量を求める記載はない。
	溶解工程は質量制限と形状制限を用いることとしている。(本文あるいは添付書類に記載)	単一ユニットの制限値として、溶解塔については質量制限値と形状制限値を記載。	溶解時のウラン量については記載なし。	質量制限値で溶解するようになっている。
	「SUS 容器(バケツ)を用いて溶解する」ことは記載なし。	バケツについては使用想定なし。	バケツについての記載はない。	バケツについての記載はない。
溶媒抽出工程	加水分解、溶媒抽出及び沈殿までの工程を1バッチとしている。(添付書類に記載)	「加水分解または溶解から沈殿までの一連の工程の取扱量を質量制限値(1バッチ最高取扱量)として管理するため、1バッチのウラン量が仮焼設備に入るまでは次のバッチのウランを工程に入れてはならない。」とある。	1バッチ当たりの溶解量についての記載、また、加水分解から沈殿までの工程で1バッチ管理をする旨の記載はなし。	1バッチ当たりの溶解量についての記載、また、加水分解から沈殿までの工程で1バッチ管理をする旨の記載はなし。
沈殿工程	沈殿工程は質量制限を用いることとしている。(本文、添付書類に記載) 沈殿工程では、前工程で得られた硝酸ウラン液の濃度と液量を測定することで質量制限値以下であることを再確認する。(添付書類に記載)	沈殿槽については質量制限値を記載している。 左記のような記載はなし。	通常の沈殿工程手順書では、ウラン液貯塔から液を移送する時に手動で1バッチのインターロックを設定する。	沈殿原液の沈殿量、濃度、液量の管理目標は記載されているが、質量制限値以下であることの確認を求める記載はなし。

(2/2)

	事業変更許可申請書(現状のもの)	臨界管理基準	手順書(97年版)	指示書(PPS, CC リリース) 注)
仮焼工程	仮焼工程は形状制限(厚み制限)を用いることとしている。	仮焼炉は質量制限、トレイは形状制限(厚み制限)としている。	臨界関連の記載なし。	トレイの寸法が管理目標として記載されている。
再溶解工程	溶解工程では1バッチの溶解量を工程に入れる前に秤量する。 溶解工程は質量制限と形状制限を用いることとしている。(本文あるいは添付書類に記載) 再溶解との記述は燃料安全専門審査会提出資料にある。	単一ユニットの制限値として、溶解塔については質量制限値と形状制限値を記載。	バケツによる溶解	PPSではSUSバケツを用いて溶解することになっている。
均一化工程	申請書に記述はない	均一化に係る記述はない。 硝酸ウラン溶液の貯蔵に関し、核的制限値19.5cmが設定されている	バケツによる溶解 貯塔による混合 貯塔から沈殿槽へのラインの切り離し 6～7バッチの攪拌混合 SUSボトル詰め	CCリリースに従って溶解する。 硝酸ウラン溶液はろ過して製品容器に充填する

注) 事故時の作業における PPS, CC リリースではなく、過去の同種の作業時のもの。

ウラン加工施設安全審査指針の抜粋

VI. 臨 界 安 全

指針10. 単一ユニットの臨界安全

核燃料施設における単一ユニットは、技術的にみて想定されるいかなる場合でも臨界を防止する対策が講じられていること。

ウラン加工施設における単一ユニットは、技術的にみて想定されるいかなる場合でも、単一ユニットの形状寸法、質量、容積、溶液濃度の制限及び中性子吸収材の使用等並びにこれらの組合せによつて核的に制限することにより臨界を防止する対策が講じられていること。このため

- (1) ウランを収納する設備・機器のうち、その寸法又は容積を制限し得るものについては、その寸法又は容積について核的に安全な制限値が設定されていること。
- (2) 上記(1)の規定を適用することが困難な場合には、取扱うウラン自体の質量、寸法、容積又は溶液の濃度等について核的に安全な制限値が設定されていること。
この場合、誤操作等を考慮しても工程中のウランが上記の制限値を超えないよう、十分な対策が講じられていること。
- (3) ウランの収納を考慮していない設備・機器のうち、ウランが流入するおそれのある設備・機器についても上記(1)(2)に規定する条件が満たされていること。
- (4) 核的制限値を設定するに当たつては取扱われるウランの化学的組成、濃縮度、密度、溶液の濃度、幾何学的形状、減速条件、中性子吸収材等を考慮し、特に立証されない限り最も効率の良い中性子の減速、吸収及び反射の各条件を仮定し、かつ、測定又は計算による誤差及び誤操作等を考慮して十分な裕度を見込むこと。
- (5) 核的制限値を定めるに当たつて、参考とする手引書、文献等は、公表された信頼度の十分高いものであり、また使用する臨界計算コード等は、実験値等との対比がなされ、信頼度の十分高いことが立証されたものであること。
- (6) 核的制限値の維持・管理については、起こるとは考えられない独立した二つ以上の異常が同時に起こらない限り臨界に達しないものであること。

指針11. 複数ユニットの臨界安全

核燃料施設内に単一ユニットが二つ以上存在する場合には、ユニット相

互間の中性子相互干渉を考慮し、技術的にみて想定されるいかなる場合でも臨界を防止する対策が講じられていること。

ウラン加工施設における複数ユニットの配列については、技術的にみて想定されるいかなる場合でも、ユニット相互間における間隔の維持又はユニット相互間における中性子遮蔽の使用等により臨界を防止する対策が講じられていること。

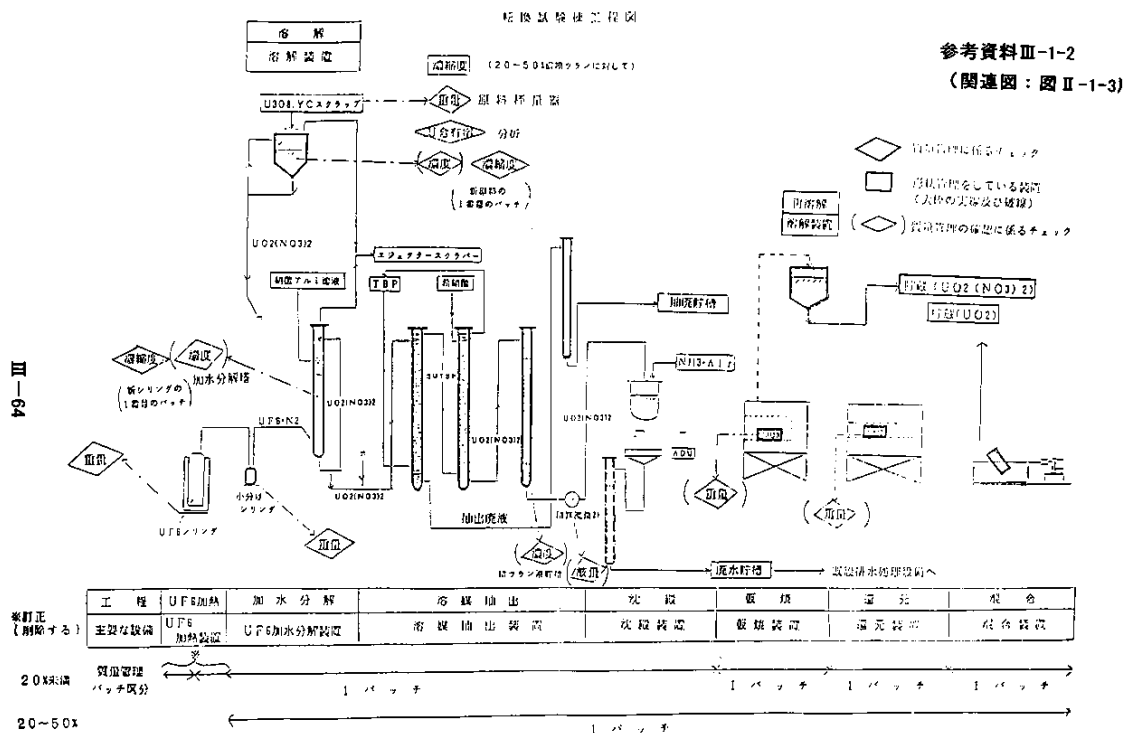
このため

- (1) ユニット相互間は核的に安全な配置であることを確認すること。
- (2) 核的に安全な配置を定めるに当たっては、特に立証されない限り、最も効率の良い中性子の減速、吸収及び反射の各条件を仮定し、かつ、測定又は計算による誤差及び誤操作等を考慮して十分な裕度を見込むこと。
- (3) 核的に安全な配置を定めるに当たって、参考とする手引書、文献等は、公表された信頼度の十分高いものであり、また使用する臨界計算コード等は、実験値等との対比がなされ、信頼度の十分高いことが立証されたものであること。
- (4) 核的に安全な配置の維持については、起こるとは考えられない独立した二つ以上の異常が、同時に起こらない限り臨界に達しないものであること。

指針12. 臨界事故に対する考慮

誤操作等により臨界事故の発生するおそれのある核燃料施設においては、万一の臨界事故に対する適切な対策が講じられていること。

ウラン加工施設においては、指針10及び指針11を満足するかぎり、臨界事故に対する考慮は要しない。



参考資料Ⅲ-1-3

転換試験機での臨界管理方法の実態調査結果		
工程	許可上の管理方法	実態
溶解工程	装置：溶解塔（直径制限） 臨界管理：1バッチ取扱量以下（溶解前に秤量確認） 120メッシュ以下の粉末を溶解	1. U_3O_8 粉末をSUSバケツで溶解、その後ポリバケツに貯蔵 2. 1日に2バツ溶解。1バツごとにポリバケツに貯蔵
抽出工程	装置：抽出塔（直径制限） 逆抽出塔（直径制限） 含ウラン中間槽（直径制限） 純硝酸ウラン液貯塔（直径制限）	1. 溶解から抽出までは、連続的に操業 2. 操業中、純硝酸ウラン液貯塔には2〜3バッチ取扱量のウランが入っている状態。 3. 溶解を製品として出荷する場合、純硝酸ウラン液貯塔を用いて攪拌混合。
沈殿工程	装置：沈殿槽（質量管理） 臨界管理：1バッチ取扱量以下（加水分解〜沈殿まで一連の工程を1バッチ以下で管理） 工程に入れる前に硝酸ウラニル液の濃度と液量を測定し再度確認	1. 沈殿槽内で硝酸ウラニル液の濃度と液量を測定、1バッチ取扱量以下で管理。
仮焼工程	装置：仮焼炉、トレイ（厚み制限） 臨界管理：1バッチ取扱量以下	1. 取扱量は沈殿の1バッチ取扱量（1バッチ取扱量を2トレイに分けて仮焼）
還元工程	装置：還元炉、トレイ（厚み制限） 臨界管理：1バッチ取扱量以下	1. 取扱量は沈殿の1バッチ取扱量（1バッチ取扱量を2トレイに分けて還元）
混合工程	装置：ミキサ（直径制限） 臨界管理：1バッチ取扱量以下 装置：混合用フード、製品混合用缶（直径制限） 臨界管理：1バッチ取扱量以下	1. 沈殿の3〜5バッチ取扱量を製品混合用缶に入れて混合
製品貯蔵室	装置：格納缶（形状制限） 臨界管理：H/U管理	1. 原料粉末及び製品 UO_2 粉末はH/U管理

出典：平成7年9月8日に開催されたジェー・シー・オー社内の安全専門委員会の資料

年度及び月		7		8		9		10	
時間				7:00		7:00		7:00	
粉末製造	溶解	溶解時間	7:15~7:25	7:25~7:35	7:35~7:45	7:45~7:55	7:55~8:05	8:05~8:15	8:15~8:25
		バッチNo	2501	2502	2503				
	抽出	抽出時間	7:25~7:35	7:35~7:45	7:45~7:55	7:55~8:05	8:05~8:15	8:15~8:25	8:25~8:35
		バッチNo	2501	2502	2503				
	沈殿	沈殿時間	7:35~7:45	7:45~7:55	7:55~8:05	8:05~8:15	8:15~8:25	8:25~8:35	8:35~8:45
		バッチNo	2501	2502	2503				
UNH製造	溶解	溶解時間							
		バッチNo							
	抽出	抽出時間							
		バッチNo							
	沈殿	沈殿時間							
		バッチNo							
UNH製造	溶解	溶解時間							
		バッチNo							
	抽出	抽出時間							
		バッチNo							
	沈殿	沈殿時間							
		バッチNo							
UNH製造	溶解	溶解時間							
		バッチNo							
	抽出	抽出時間							
		バッチNo							
	沈殿	沈殿時間							
		バッチNo							

IV. 事故に係る防災上の対応

1. 防災対策全般

我が国の原子力防災体制は、災害対策基本法に基づく防災基本計画（第10編・原子力災害対策編）、原子力安全委員会が定めている「原子力発電所等周辺の防災対策について」（防災指針）等に基づいて整備されている。

しかしながら、これらの体制は、原子力発電所、再処理施設等からの放射性物質の大量の放出に備えた対応を想定して整備されており、今回のような加工施設における臨界事故については想定されておらず、JCOの施設を対象とした防災計画も策定されていなかった。また、これに関連して、同施設境界近傍には、モニタリングポストは設置されておらず、SPEEDIネットワークシステムの放射能拡散・線量予測の対象にもなっていなかった。

今回の防災対応においては、結果的に東海村に所在する原子力発電所、再処理施設を前提として整備されていた防災体制によりできる限りの対応がなされたが、JCOの施設が防災対象となっていなかったという点は、初動段階での現地における事故状況の迅速かつ正確な把握並びに的確な防護対策の検討及び決定を行う上で、大きな制約となった。

今回の臨界事故を踏まえれば、原子力防災の対象となる施設について、加工施設等も対象とするなどの見直しが必要であり、加工施設等の臨界事故等を考慮した指標が必要であると考えられる。

2. 初動対応

（1）事故の対応

原子力防災上の初動対応という面から見ると、JCOから科学技術庁等への第1報の発信は、事故発生後40分を経過した午前11時15分、最初の周辺の放射線量率（最大0.68mSv）に関する情報については、事故発生後1時間20分を経過した午前11時55分であり、時間を要している。また、JCOから消防機関に対する連絡では、原子力事故であることを伝えなかったため、消防士がそのような認識をもたず救助活動を行うことになったなど、適切さを欠いていた面があった。

科学技術庁は、第1報を受け取ってから、現地の運転管理専門官に直ちにJCOに向うよう指示、午後12時半頃以降、官邸への連絡、SPEEDIによるモニタリングポストデータの監視開始、関係機関へのモニタリング支援要請を行っている。また、午後1時頃には、原子力安全局次長を現地に派遣、午後2時、原子力安全委員会への説明、午後2時30分、科学技術庁の災害対策本部設置、午後3時には、防災基本計画に基づく関係省庁を構成員とする事故対策本部の設置を決定し、関係省庁及び茨城県に連絡、午後4時50分には、事故対策本部第1回会合を開催するなど、状況の把握及び政府としての対応を取るための体制を整えている。

また、原子力安全委員会は、午後2時に科学技術庁からの事故の説明を受け、午後3時3

0分には、緊急技術助言組織の召集を決定し、午後6時には同助言組織の会合を開催している。同会合では、原子力安全委員、緊急技術助言組織専門家の現地への派遣を決定している。

しかしながら、科学技術庁の初動段階での状況把握、関係者への連絡については、十分ではなかった面があると考えられる。第1報の連絡を受けた当初から臨界事故の可能性については認識していたが、午後5時頃のJCO敷地境界での中性子線量率の連絡を受けるまで、臨界が継続していると確認するには至らなかった。また、原研那珂研究所に設置されていた中性子モニタリングポストにおいては、事故発生からの中性子線量率が測定されており、午後1時22分には「那珂研で中性子が検出（未確認）」との連絡が原研から科学技術庁になされていたが、その後「ノイズである可能性が高い」との連絡があったことや、その後有意な値と判断された後も、バースト時のピーク値が臨界の瞬間を捉えたものであることは認識されていたが、ピークの前後における低いレベルの値については差異を認めることが困難であったことから、臨界継続の認識には至らなかった。

また、現地からの情報不足、状況把握が十分でない中で、関係省庁、茨城県への連絡も十分できなかった面もあった。

この背景として、前述のように、まず事業者からの情報連絡が遅く、不十分であったこと、誤操作があったとしても臨界事故は起こり得ないとされており、臨界事故に対する認識が薄く、それに備えた中性子線モニターがなかったこと、情報の収集・分析体制が十分でなかったこと等が挙げられる。このため、結果として臨界が継続していることの把握が遅れ、初動に遅れが生じ、茨城県、東海村に対して必ずしも十分な助言ができなかった。

（２）今後の課題

まず第一に、事業者からの迅速かつ正確な通報の確保のための対策が必要であるとともに、事業者自身が平常時から防災組織、防災計画を整備することが不可欠である。また、中性子線モニター等、防災活動に必要な資機材の整備も必要である。

また、JCOのウラン加工施設は、原子力防災対策の準備が特に必要と認識されていなかったためもあるが、緊急時の通報先や内容が明確化されておらず、特に隣接市町村への情報の伝達が遅れた。このようなことのないよう、事業者からの通報を、国、立地自治体のみならず周辺市町村も含めて迅速的に伝える体制の整備が必要である。

迅速な現地の情報収集及び分析のためには、国の平常時からの現地体制の整備の他、テレビ会議システムなどの情報を双方向で確認できるシステムの整備、専門家、専門機関の迅速な動員体制の整備の必要性が挙げられる。特に専門家、専門機関の動員体制については、今回は幸いにして現地の東海村には原研、サイクル機構、日本原子力発電株式会社という原子力関係機関があり、初動時に迅速に専門家等を動員するとともに、JCO事業所に整備されていなかった中性子線モニターや放射線測定等を提供することができた。今後はどのような場所であっても初動時から関係機関を含め多数の専門的な人材を必要な資機材とともに動員できる体制を整えることが重要と考えられる。

3. 本部体制

(1) 事故の対応

本部体制としては、まず事故の状況把握後午後2時30分に、科学技術庁防災業務計画に基づく科学技術庁原子力事故災害対策本部（本部長は科学技術庁長官）が設置され、その後事態を緊急時と判断して、午後3時に防災基本計画に基づく政府の事故対策本部（本部長は科学技術庁長官）が設置された。その後事態の重大さにかんがみ、午後9時に官邸を中心に設置された「東海村ウラン加工施設事故政府対策本部」（本部長は内閣総理大臣：以下「政府対策本部」）が開催された。

一方、現地体制としては、午後1時頃に科学技術庁原子力安全局次長他が現地に派遣され、午後3時30分頃に科学技術庁東海運転管理専門官事務所内に科学技術庁現地対策本部を設置、その後、午後5時頃には同本部を原研東海研究所内に移設し、本部会合を開催するなど対応にあたっていたが、午後7時50分に科学技術政務次官が現地対策本部に到着し、関係省庁、県、村から派遣された職員等を加えて、10月1日午前1時40分に政府対策本部の第1回現地対策本部会議を開催し、現地活動の調整にあたった。

原子力安全委員会は、午後3時30分には原子力安全委員会緊急技術助言組織の招集を決定し、午後6時に緊急技術助言組織会合を開始、その後も断続的に会合を継続しながら情報の分析、技術的助言にあたった。午後5時頃のJCO敷地境界における中性子線の測定データが入り、臨界の継続が確認されたことから、午後6時30分には原子力安全委員2名を含む緊急技術助言組織の専門家の現地派遣を決定している。

これらの本部体制において、初動時以降の防護対策の実施、解除等に係る助言、臨界終息のための事故拡大防止措置等の調整等が行われたが、午後9時に開催された政府対策本部は官邸がリーダーシップを持った体制として、ハイレベルの調整に有効であった。しかしながら、これらの合計3本部が同時に活動を行っていたため、どの本部がどこまでの判断、調整、実施等を行うのかが明確でなかった。

また、今回の対応においては結果的には多数の関係省庁職員、茨城県、東海村の職員、原子力関係機関、電力事業者等の専門家等の関係者が一堂に集まって、非常に強力な現地体制が実現した。しかし、初動時には十分な体制を組むことができず、また、国、県、村の関係者が集まったとはいえ、県、村に現地対策本部で検討、調整するという意識が薄く、十分な連携がとれたとはいえず難かった。また設置場所についても、原研に設置されたことは沈殿槽の水抜き作業等の事故拡大防止措置の実施には、専門家の支援体制の観点から効果的であったが、住民対応の関係からは村役場に設置した方がよかったとの意見もあり、災害発生前から検討を行っておくべきであった。

国の判断は概ね原子力安全委員会緊急技術助言組織の助言を得つつなされたが、緊急技術助言組織と事故対策本部間の情報共有、連絡、連携等が十分でなく、緊急技術助言組織は重要な情報の選別に時間を要した。

（２）今後の課題

原子力防災対策においては、初動時から複数の関係省庁の密接な連携や高度な調整が必要とされるため、初動時から内閣がリーダーシップを取る形式は有効であると考えられる。一方で、初動時における事故対応体制については、特に迅速性を要求されるものであり、一定の事象が生じた場合直ちに対応体制がとれるよう、迅速な初動と密接な連携体制を確保し得る強力な危機管理体制の実現を検討すべきである。

現地本部については、今回は臨界事故という性質から、時間的余裕なしで周辺環境への放射線の影響が現れたこともあり、初動に遅れがあったが、関係者が現地に一堂に集まる対策本部という考え方は、既に原子力安全委員会原子力発電所等周辺防災対策専門部会が本年４月にとりまとめた報告書「原子力防災対策の実効性向上を目指して」において、「オフサイトセンター構想」として提言されており、その原型が実現された意味は大きい。今後は、今回の教訓を踏まえ、情報の共有、活動の調整、判断・実施の責任の明確化のあり方など、さらに検討を進め、より実効性のある方法で具体化を図るべきである。また、現地本部が立ち上がるまでの現地対応、特に初動時に切れ目無く地方自治体への助言や活動の調整を行う体制の検討も必要である。

原子力安全委員会緊急技術助言組織は技術的な問題に係る重要な助言を行う機関であり、政府の対策本部と情報が共有され、現地対策本部も含め、緊密な連携が可能となるシステムを検討すべきである。これについては、緊急技術助言組織を適切な場所に設置することや、国、地方自治体との間のテレビ会議システム等の整備が考えられる。

４．避難・屋内退避の指導助言

（１）事故の対応

今回の事故対応における避難及び屋内退避の措置については、まず午後１２時３０分に東海村が事故現場付近の住民に対して屋内退避の要請を開始し、次いで午後３時に、東海村が事故現場周辺約３５０ｍの範囲の住民に対して避難の要請を開始した。一方、茨城県は午後１０時３０分に施設を中心に半径１０ｋｍの範囲の住民に対して屋内退避を勧告した。

これらの対応のうち、避難措置については、事故後午後２時８分にＪＣＯ職員が村に対して避難を要請したのを受けて、東海村が事故現場付近のガンマ線量計測データが高いこと等を踏まえて決定したものである。この判断は国や県の指導助言なしに東海村の判断で行われたが、国は午後５時以降測定された中性子線量率から、東海村の判断は結果的に妥当であったと判断している。

屋内退避措置については、午後８時３０分に茨城県が半径１０ｋｍ圏内の屋内退避を立案し、科学技術庁に協議があり、午後１０時２０分に科学技術庁から茨城県に措置は適当と助言し、実施されたものであり、原子力安全委員会緊急技術助言組織も午後１０時４５分に１０ｋｍ圏内の屋内退避は適切と判断している。これは、施設で臨界が継続しており、事態が

終息していなかったこと、即座に屋内退避措置を必要とするようなレベルではなかったが、現場から約7km離れたモニタリングステーションを含め、空間ガンマ線量が上昇下降する傾向が続いていたこと及び政府対策本部の方針として住民の安全確保に念には念を入れる方針が決定されたことから判断されたものである。

これらの措置の解除については、屋内退避措置については、10月1日未明の沈殿槽水抜き作業等の成功により臨界が終息し、同日午前9時20分に原子力安全委員長が臨界状態の終息を判断、その後10km圏内の環境モニタリング結果が平常の範囲内にあることを確認して、午後2時25分に緊急技術助言組織が屋内退避措置の解除は妥当と判断し、午後3時5分、官房長官が屋内退避解除には問題ない旨の政府見解を発表、午後4時30分に県が屋内退避解除を発表した。

避難措置については、10月2日朝からJCOが原研、サイクル機構、日本原子力発電株式会社などの多くの機関の協力を得て、袋詰めフッ化アルミニウム、土のう等による遮へいの配置を開始し、350m圏内の詳細モニタリングの結果、午後4時30分に緊急技術助言組織が350m圏内の避難解除を助言、官房長官が避難解除に問題ない旨の政府見解を発表し、午後6時30分に東海村長が避難解除を発表した。

（２）今後の課題

今回の事故においては国の初動対応が必ずしも十分でなかったため、結果的には非常に適切な措置であった避難は国や県の指導助言なしに東海村長の判断で行われた。また、9月30日夕刻以降は、国、地方自治体の連携が改善され、緊急技術助言組織の助言に基づき政府本部、事故対策本部が判断して県に助言を行うという概ね事前のマニュアルに則った形で判断が行われた。

今後の課題としては、まず国の初動時の情報把握体制や助言体制については前述のとおり検討が必要である。また、テレビ等のマスコミによって国の発表がリアルタイムで報道される一方、住民に実際にどの本部のどの決定が防護措置を決定しているのか十分理解されたか疑わしく、防護措置の円滑な実施の観点からは、一元的に住民の防護対策の判断、実施が可能となるような体制を検討することが必要と考えられる。

また、今回の事故は我が国において初めて住民に対して屋内退避や避難等の防護対策が実施された事故であったが、乳幼児、児童、高齢者、障害者、外国人等の災害弱者に対する対応を含めて、今後事故時の住民行動や広報の実態を検証し、住民に対する防護措置のあり方について更に検討を行うことが必要である。

５．専門的支援

（１）事故の対応

今回の事故において、現地に所在する原研、サイクル機構に情報が入ったのは午後12時過ぎであり、その後直ちに対策本部の設置を行うとともに、科学技術庁の要請を受けて、村

への専門家派遣、モニタリング等への協力、資機材の提供等を行った。

また、電力事業者も迅速な対応を行い、事故当日から現地の日本原子力発電株式会社が避難支援、放射線サーベイ等を行ったほか、その後全国の電力各社、日本原燃株式会社から専門家が動員され、最大で 709 名が環境モニタリングやサーベイ検査等の活動にあたった。

（２）今後の課題

今回は幸いにも現地に多数の専門機関等が存在したために多数の専門家や装備等を動員できたが、今回の経験を踏まえ、緊急技術助言組織や技術的な支援を行う専門家の能力を迅速に投入できる体制の整備が必要である。また支援に必要な情報の迅速な提供、資機材の確保、後方支援の充実が必要である。

今回、現地派遣された専門家は原研の臨界シミュレーションを活用して事故拡大防止措置の検討を行ったが、こうした現地で事故対応にあたる専門家を支援する資機材や臨界シミュレーションシステム、避難シミュレーション、SPEEDI ネットワークシステム等の緊急時対策支援システムの整備が重要である。また、資機材の配備にあたっては、メンテナンスや管理者の設定、取扱いの訓練、配備場所の検討が必要である。こうした専門家の能力を緊急時に活かすためには、さらに平常時から訓練等を行うことが重要である。

6. 報道対応

（１）事故の対応

科学技術庁では、事故対策本部会合の開催後、その都度内容についてプレス発表を行った。また政府対策本部も会合の後、その内容についてプレス発表を行った。緊急技術助言組織は助言内容の決定等の後、その内容についてプレス発表を行った。その他関係省庁においてもそれぞれ対応の実施状況等に応じて適宜プレス発表を行った。このようにプレスへの情報発信は適宜行われていたが、常時の問い合わせ等に係る対応窓口が不明確であり、東京におけるプレスへの情報発信が不十分との指摘があった。また、国、県、市町村間の広報面での連携が十分ではない等、国と自治体間の情報伝達体制に問題があった。さらに海外に対する情報発信が遅れ、誤った情報が流布されたこともあり、国際的対応についても課題を残した。

（２）今後の課題

事故発生後の非常時においては、地域住民及び一般公衆に対して正確でかつわかりやすい情報がタイムリーに提供されなければならない。そのため、情報源をできるだけ一元化し、情報の混乱を最小限に止めるべきであり、国及び現地においてプレス対応をより適切に実施するために、常時対応が可能な専任の報道担当官を設置する等の体制について検討すべきである。また、事故の際には事故そのものの情報だけでなく、原子力や放射線に関する基礎的な情報も発信することが重要である。

今回の事故について週刊誌やテレビ等のマスコミで多数の報道がなされたが、「報道内容

のチェック体制も必要であり、あまりに誤りの多いものや流言飛語の類は、科学技術庁、原子力安全委員会で訂正等の措置をすべき」との指摘もあった。

7. 原子力災害時における医療対策

臨界事故発生時に事故現場で作業に従事していた3人の作業者が大量の急性かつ全身の放射線被ばくをし、急性放射線症として治療された。また、臨界の発生とその継続及び臨界終息の作業のために、JCO職員、近隣住民等の人々が放射線被ばくをした。その結果、多くの住民等が健康への影響に対する不安感を持った。人々の心身への影響とそれに対する対応の実態を報告するとともに、今後に備えて提言を行う。

(1) 原子力災害等緊急被ばく医療への準備状況

国の防災基本計画原子力災害対策編において、放医研は、「外部専門医療機関との緊急被ばく医療に関する協力のためのネットワークを構築し、このネットワークによる情報交換、研究協力、人的交流を通じて平常時から緊急時医療体制の充実を図る」とされており、これに基づき、放医研は、緊急被ばく医療ネットワーク会議を昨年7月に設立し、事故や災害における緊急被ばくについての研究と準備活動を行ってきた。

(2) 高線量被ばく患者への対応

① 緊急被ばく医療

(a) 患者輸送と初期対応

9月30日午前10時43分、JCOから東海村消防本部に救急車要請の電話があった。3人の患者は、まず、午後12時7分、国立水戸病院に搬送され、ここで応急措置を受けた。この際、JCOから消防及び国立水戸病院には、3人の患者の被ばくに関する情報が伝えられず、また、JCOから放射線管理者が医療機関に随行していなかったため、当初、汚染や被ばくの程度がわからなかった。国立水戸病院は、3人の患者が放射能による汚染があるので、同病院において対応することは不可能と判断し、患者3人を放医研に搬送することを決定したようである。搬送には、茨城県の防災ヘリコプターが利用され、午後2時16分、水戸市のヘリポートを離陸し、同45分千葉県防災局のヘリポートに着陸した。同ヘリポートから救急車で搬送され、午後3時25分に放医研に到着した。国立水戸病院からは医師が同乗した。なお、ヘリコプター及び救急車の乗員並びにそれらの内部について放射能による汚染の無いことが放医研により確認された。

患者受け入れと同時に放医研所長から、緊急被ばく医療ネットワーク会議委員長に概要を連絡するとともに、千葉大学学長、日本赤十字中央血液センター長、国立がんセンター病院長などに支援を要請した。

事故翌日の10月1日、緊急拡大ネットワーク会議が招集され、3人の患者の治療方針等について専門家によって検討された。

（b）医療の実際

患者を受け入れた放医研は、被ばくの種類、線量評価を迅速に進め、治療方針を立てることにより原子力防災における放射線障害専門病院としての役割を果たしたと考えられる。

最も高い線量を被ばくした患者（A）は、放射線による強い骨髄抑制に対して骨髄幹細胞の移植が必要になると考えられたこと、集中治療の設備とそれに習熟したスタッフが必要であることから、第3病日（10月2日）に東京大学医学部附属病院に転院し、末梢血幹細胞の移植を受けた。その後も治療に全力を尽くしたが、12月21日午後11時21分に東京大学医学部附属病院にて亡くなられた。

また、次に高い線量を被ばくした患者（B）については、やはり幹細胞移植が必要になると考えられることから、第5病日（10月4日）に幹細胞移植治療に習熟している東京大学医科学研究所附属病院に転院し、臍帯血幹細胞移植を受けた。これらの病院における集中治療については、初療の急性期の段階から長期にわたり杏林大学の救急医療チームが大きな役割を担い、これに日本医科大学の救急医療チームが支援する体制をとった。

最も低い線量を被ばくした患者（C）については、放医研の病院において、無菌室で骨髄抑制時期の治療を受け、自家骨髄機能の回復を確認した後、一般病室において引き続き治療を受けた。その後12月20日放医研から退院したが、引き続き療養が必要である。

放医研とこれらの医療機関とが円滑に協力することができたのは、緊急被ばく医療ネットワーク会議が効果的に機能したためである。これらの患者の治療は、同ネットワーク会議を通じて、複数の医療機関から、多分野の専門家の協力を得て行われた。

また、今回の緊急被ばく医療の実施に当たって、看護婦及び薬剤師についても、厚生省及び文部省の協力により、応援を得ることができた。

② 被ばくした患者を適切に治療するための被ばくの種類と同定と被ばく線量評価

（a）被ばくの種類と同定

放医研では、患者に対する治療を開始するのと平行して体表面モニタリング、鼻腔擦過物標本（鼻スメア）の放射能測定を行い、放射性物質による汚染及び内部被ばくがないことを確認した。この結果により、患者の除染及びキレート剤の使用の必要がないことが確認され、外部被ばく中心の治療に専心することとなった。

（b）被ばく線量評価

患者の病状の変化を予想し、適切な治療を行うためには、被ばく線量レベルをできるだけ早い時期に推定する必要がある。このため、放医研では、臨床症状、末梢血中のリンパ球数による線量評価が行われるとともに、放医研所内の研究者が協力し、患者の血液、吐瀉物、尿中の放射能測定が行われた。吐瀉物、血液からナトリウム 24（Na24）が検出されたことから、臨界事故が起き、中性子による被ばくがあったと判断された。また、患者所持の携帯

電話、硬貨、患者の毛髪等の中の放射化物質の分析及びリンパ球内の染色体検査による線量評価が行われた。

この結果、末梢リンパ球数の減少速度からの推定と、血液中の ^{24}Na の濃度により、3人の患者のおおよその被ばく線量は、ガンマ線に換算して、それぞれ、18 グレイイクイバレント (GyEq)、10GyEq、2.5GyEq 程度と推定された。このように早い時期に被ばく線量の推定ができたことにより、それぞれの患者の治療方針を立てることができた。その後の検討により、患者の全身平均被ばく線量は、それぞれ、16~20GyEq 以上、6.0~10GyEq、1~4.5GyEq 程度であると推定されている。このように幅があるのは、不均等被ばくの症例であり、また、線量推定に用いる方法による差があったためである。

③ 被ばく時の作業者の位置（図IV-1 及び図IV-2 参照）

被ばく線量を推定するため、作業状況について患者から聴取した情報をまとめると次のとおりである。患者Bは、沈殿槽に向かって左にある階段を上り、沈殿槽上縁と同じ高さにある台の上に片足をかけ、ウラン溶液の入ったビーカーの取っ手を左手で持ち、右手で底を支えながら溶液を漏斗へ流し込んでいたと思われる。患者A（身長 175cm）は床から約 150cm の高さにある沈殿槽上縁の直径約 5cm の孔に漏斗を挿し込み、手（両手なのか、片方の手なのかは不明）でそれを支えて、沈殿槽の側に立っていた（Bさんの大体右 45 度の方角）と推定される。一方、患者Cさんは、沈殿槽より約 1.5m 離れた壁の外で、壁面に接して置かれた奥行き約 70cm の机の後ろに立っていた。壁の右に扉があり、それを開け放して、中の様子を監督していた模様である。被ばく線量の高い方の2人（A、B）については、身体部位により不均等な被ばくしたと推定され、このことも線量評価に影響していると考えられる。

④ 海外等からの支援

事故直後より、海外からの医療支援や情報提供の申し出が数多くあった。医療支援については、我が国の医療水準は高いため、実際に受け入れる必要性はなかったが、経験をしたことのない症例であり、海外からの情報提供は貴重であった。事故後1ヶ月に米、露、仏、独から専門家（緊急被ばく医療経験者医師5名と線量評価専門家4名）が来日した。医療現場を視察し、緊急被ばく医療ネットワーク会議の場も利用して詳細な情報交換を行った。過去の経験に基づく助言には有益なものもあり、また、情報を共有することもでき、双方にとって有意義であった。

また、専門医が、必要と考えるが国内に存在しないか又は治験途上にあるために入手が困難な医薬品について、専門医の判断で緊急に入手し、使用した。

⑤ 今後の課題

3人の患者の病状には、過去の症例報告では予想できない種々の臓器障害が出現した。急

性障害を克服した患者の場合でも、放射線の晩発影響への対応、精神面でのケアを含め、今後長期に亘り、経過観察や定期的な健康診断を行っていく必要がある。

(3) 近隣住民等への対応

① 被ばくの種類と同定と被ばく線量評価

(a) 放医研に搬送された3名以外のJCO職員、住友金属鉱山株式会社職員、東海村消防士(救急隊員)、付近に滞在していた者の被ばく線量は、個人線量計又はホールボディーカウンターによって評価された(具体的にはⅡ. 4. (2) ③個人の線量評価参照)。

(b) 科学技術庁事故調査対策本部は、個人線量の評価の基礎資料として周辺環境の線量評価を11月4日に公表し、その後精度をさらに向上し見直した評価を12月11日に改めて公表した。

この基礎資料は、建物の中や背後にいた人について、遮へいによる線量減少の効果が反映されておらず、実際より高い値となることから、個人の線量を把握するためには、事故時から臨界終息までの行動調査を実施し、適切な補正を行う必要がある。この行動調査については、科学技術庁(放医研)が茨城県、東海村、那珂町の協力を得て実施し、これに基づいた個人の被ばく線量評価が進められている。

② 健康管理

(a) 当面の措置

周辺住民及び前述の3人を除くJCOの職員については、急性の臨床症状が問題になるような被ばくをしているわけではない。

茨城県は、血液検査等を中心とする健康調査、健康調査の説明会の実施、東海村及び那珂町等の保育所の保育士、幼稚園・小学校の教諭、町村の相談担当者、保健所の保健婦等に対する「心のケア」に関する研修会の実施、事故に伴う心のトラブルの相談に対応するための相談事業の実施、「心のケア」専用電話の開設等の対応をとった。東海村は、血液検査等を中心とする健康診断の実施、放射線の健康影響に関する説明会の開催等の対応をとった。那珂町は、血液検査等を中心とする健康診断を実施した。

科学技術庁は、原研、サイクル機構、放医研等の協力を得、10月1日から東海村に相談窓口を設けて相談に当たった。また、東海村の要請により、放医研は、10月19日から毎週火曜日及び木曜日に医師を派遣し、健康相談を実施している。これらの相談には、放射線の人体への影響についての不安の声が数多く寄せられており、このような不安への対処が極めて重要と考えられる。

さらに、事故直後から、原研、サイクル機構、放医研等が、地元自治体の要請等により、サーベーターを用いた一般住民の放射能汚染の測定を行った。

(b) 長期的対応

周辺住民等については、行動調査の結果と周辺環境の線量評価の値を用いて個々人の線量を推定し、健康管理検討委員会の審議等を踏まえて長期的な健康管理に取り組むこととされている。

(4) 今後必要な措置

① 高線量被ばく患者への対応

今回の事故に学ぶことは多く、原子力防災に係る医療についての国内体制の改善強化に努める必要がある。

(a) 事故や災害の対応の上で最も優先されるべきは人命の救助であるということを認識し、緊急医療対応マニュアルを作成し、定期的に訓練を実施することが極めて重要である。特に、放射線管理の専門家の位置付けと役割を具体的に規定する必要がある。

(b) 全国的な緊急被ばく医療体制を検討する場を設ける必要がある。緊急被ばく医療体制は、高度な医療技術や先端医療によって支えられるものであり、拠点医療機関を結ぶネットワーク型の強化が重要である。一方、被ばく医療に関しては初療及び全身管理を含む集中医療が重要であることを考慮して施設・設備の整備を図る必要がある。また、全身急性被ばくの治療に関する研究を推進する必要がある。

(c) 今回の事故に対する医療について報告書の出版、学会における発表、国際シンポジウムの開催等を通じて、今回の事故に関する我が国の経験を他の国とも共有することが必要である。WHOのREMPAN (Radiation Emergency Medical Preparedness Network) への加入が認められるように働きかけるなど、国際的連携システムを維持強化する必要がある。

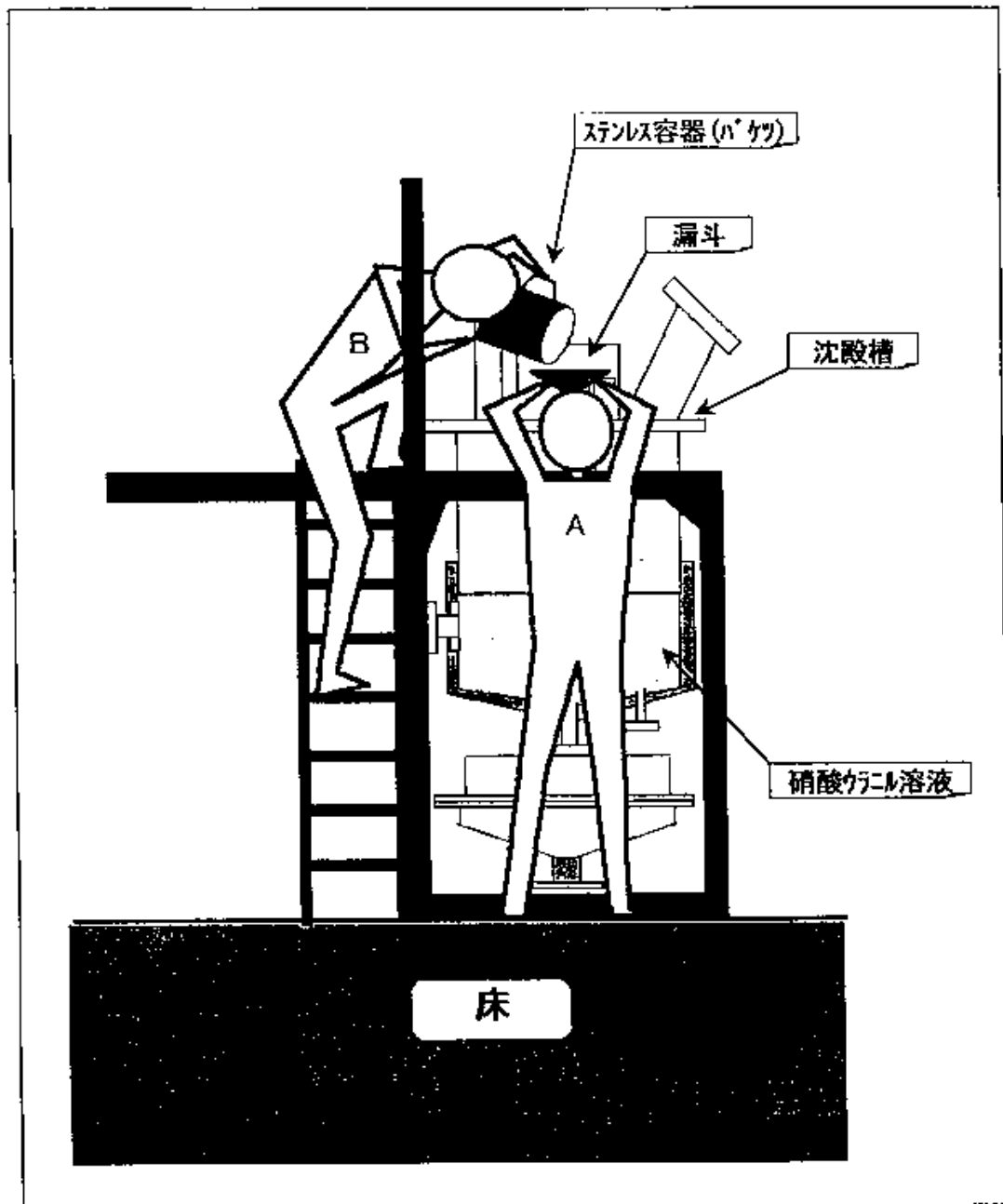
② 低線量被ばくへの対応

(a) 事故発生直後に現地の医療、健康管理、心のケアを統括的に実施するシステムとシナリオを検討する必要がある。具体的には、一定線量以上被ばくした作業員、住民等の健康管理マニュアル、環境モニタリング、住民の線量評価についての対応マニュアルの検討が考えられる。また、関係省庁や地方自治体が連携し、全体として整合性がとれた対応をとることができるように準備しておくことが極めて重要である。

(b) 事故後の早い時期に健康影響に関する科学的な知見を分かりやすく伝える体制を整えとともに、日頃から放射線・放射能、特に線量と生体影響、放射線防護の正しい知識を普及することが必要である。

(c) 事故は終息しても健康影響や心のケアは長期にわたり継続することを考慮して対

策を立てる必要がある。そのため、必要に応じ、精神医学、心理学、社会心理学、社会学等の専門家を加えた検討を行う必要がある。



図Ⅳ－１ ２人の作業状況

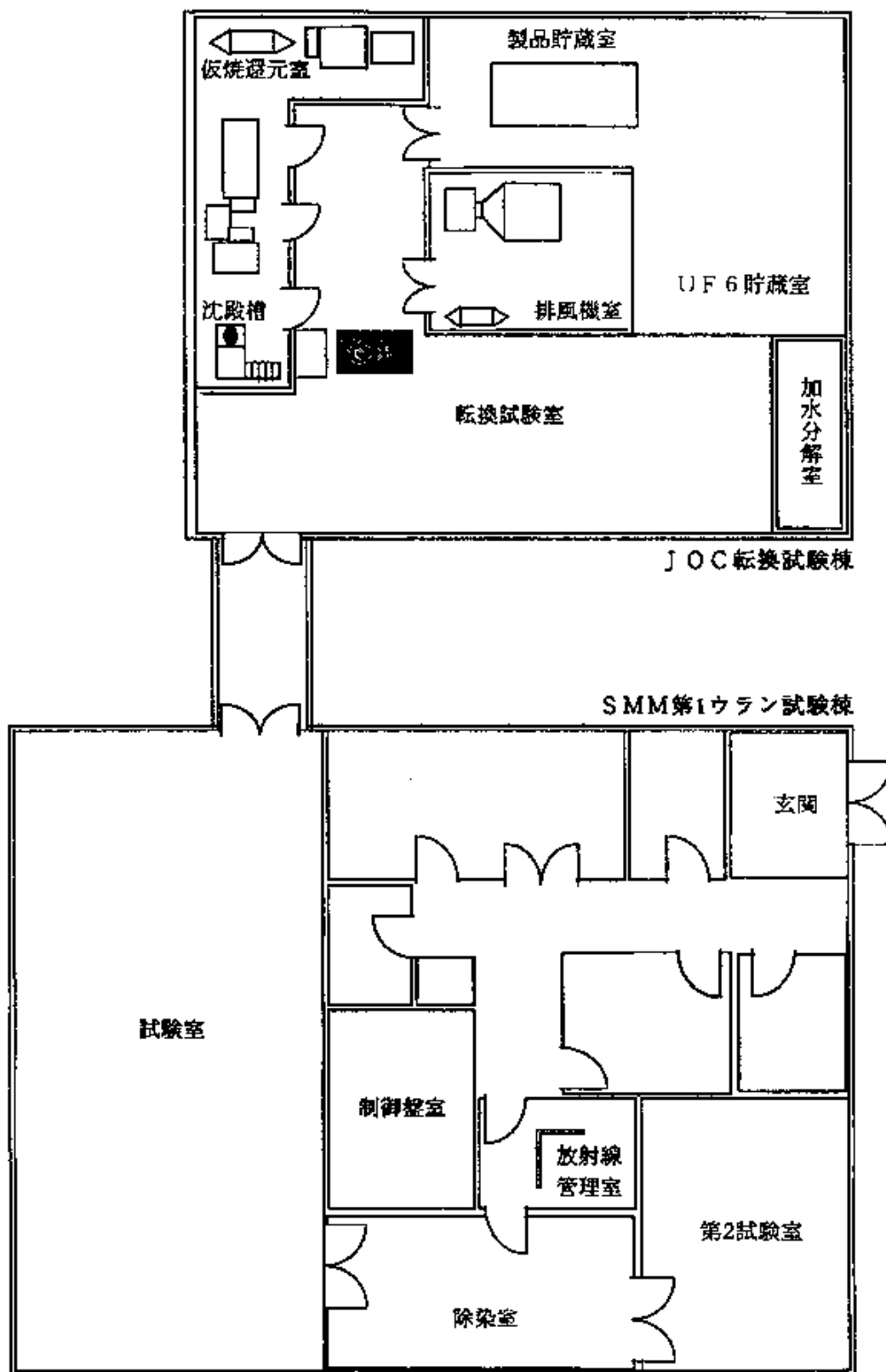


図 IV - 2 作業場所の概況

V. 健康対策・事故現場の対応

1. 住民等の健康対策

住民等の健康対策については、「緊急提言・中間報告」において、放射線の健康への影響については、住民等の不安に対する心のケアを含め、体制を整えて対応することが重要であり、国、自治体、事業者が適切な役割分担と連携の下、遺漏なく取り組むべきであるとの指摘をしたところであり、現在まで、次のような取り組みがなされている。

長期的な健康管理については、原子力安全委員会の下に「健康管理検討委員会」が設置され、被ばく線量に基づいた健康管理のあり方について検討がなされている。周辺住民の被ばく線量を把握するために11月19日から22日にかけて放射線医学総合研究所の研究者と茨城県の保健婦により、転換試験棟からおおよそ350メートル以内の避難要請区域に居住または勤務されている方を対象に行動調査が実施された。行動調査の結果と周辺環境の線量や建物の遮へい効果等を踏まえて推定被ばく線量を算定する作業が現在、実施されている。科学技術庁は、算定された推定被ばく線量に基づき、健康管理検討委員会が示す健康管理の方針に沿って、茨城県、東海村、那珂町等地方自治体の協力を得て、長期的な健康管理が適切に実施されるようにしていくことが重要である。

2. 事故現場の安全確保

事故現場の安全確保については、「緊急提言・中間報告」において、その第一義的な責任は事業者にあるにせよ、国は適切な処理がなされるよう万全を期すべく、株式会社ジェー・シー・オーを指導し、また関係機関の協力を要請する等の取り組みを行うべきであるとの指摘をしたところであり、現在まで、次のような取り組みがなされている。

(1) 放射性物質の閉じ込め（I-131放出量の低減化）

転換試験棟の放射性物質の閉じ込めを強化するための施設の目張りや2基の内部循環型ヨウ素吸着装置の設置によって、ヨウ素131の濃度は低減した（12月15日現在で 4.0×10^{-9} Bq/cm³）。

(2) 放射線の遮へい（転換試験棟周辺の遮へい壁の設置）

事故直後に設置された土壌及びコンクリートブロック等に加え、転換試験棟周辺に高さ2～3m、厚さ30cmのコンクリート遮へい壁を合計7ヶ所に設置。現在までに敷地周辺での空間線量率はバックグラウンドレベル（0.04～0.06 μ Sv/h）となっている。

(3) ウラン溶液等の処理

臨界事故の原因となったウラン溶液等の処理については、次のように全体を2段階に分けて進める計画となっている。

① 第一段階

沈殿槽内のウラン溶液及びホウ酸水注入に用いたホースの中の溶液（ウラン溶液も含まれているとみられる）を輸送容器のステンレス製の内容器の中に入れて、ウラン溶液等を処理する核燃料サイクル開発機構に移送するまでの間、同社東海事業所の転換試験棟内に安全に一時管理する。合わせて、現場の除染を行う。本年12月末までに終了させる予定で作業が進められている。

② 第二段階

ウラン溶液等は、核燃料サイクル開発機構東海事業所へ輸送し、再処理工場で再処理する。輸送容器の所有者であり、かつ、再処理の実施者である核燃料サイクル開発機構は、これを実施するために必要な原子炉等規制法上の手続きをとる。

今後とも、ウラン溶液等が安全かつ可及的速やかに処理されるよう、国は株式会社ジェー・シー・オーを指導し、また関係機関の協力を要請する等の取組みに万全を期することが重要である。

VI. 事故の背景についての考察

1. 企業・産業のあり方

今回の事故について、企業及び産業という視点から検討すべき課題は多岐にわたるが、ここでは原子力産業について概観した上で、重要と考えられる以下の4点を検討課題として取り上げ、整理する。

- 国際競争下での経営効率化と事故の関係
- 原子力産業における効率性と安全性
- 原子力産業における事業者・技術者の社会的責任・倫理
- 原子力産業全体の安全管理のあり方

(1) 原子力産業概観

最初に原子力産業の全体を鳥瞰して、JCOが営む核燃料再転換事業について説明する。

図VI-1は日本の原子力産業全体を鳥瞰する図である。原子力産業は、

(A)①原子力発電の原料としてのウランの精鉱→②転換→③濃縮→④再転換→⑤成型加工(②から⑤を「加工部門」という)→⑥発電→⑦再処理→⑧廃棄物貯蔵・管理の全工程を含んだ「核燃料サイクル部門」

(B) それらの部門の施設、機器、装置、容器、材料等の「製造部門」

(C) 施設、機器、装置等の「設計・建設部門」

(D) 輸送サービス、メンテナンス・サービス等の「サービス部門」

を含む幅広い産業である。

近年、一部の国を除くと、原子力発電所の新規建設が見送られる傾向にあるため、核燃料の加工部門、発電施設等の製造部門、その他の関連部門における新規需要は停滞している。このため、これらの部門では国際競争が激化しているのが実情である。

今回、臨界事故を発生させたJCOは、「核燃料サイクル部門」のうちの④再転換事業を営む企業である。同社は住友金属鉱山株式会社の子会社である。JCOは東海事業所内において(a)主に9電力会社及び日本原子力発電の軽水炉用燃料を「第1、第2加工施設」(生産能力715トン/年)において再転換し、(b)核燃料サイクル開発機構の高速炉の実験炉「常陽」等研究炉用の燃料を「転換試験棟」(生産能力3トン/年)において再転換してきた。軽水炉用燃料の需要は、国際競争の影響を受けて近年低下傾向にあるが、年々一定の需要がある。他方、「常陽」用燃料の需要は非定常的で小規模、特殊な研究目的の需要である。今回の事故はこの「常陽」用燃料の再転換の作業中に「転換試験棟」において発生した。

(2) 国際競争下での経営効率化と事故の関係

① JCOの置かれた状況

ここでの検討課題は、①90年代に入ってから原子力発電の前工程部門における国際競争の進展、及び②90年代半ば以降の電力産業への中長期的なコスト低減要請、という2点がJCOの経営合理化を押し進め、今回の事故の背景(遠因)となった可能性があるかどうか

かである。

軽水炉用燃料の再転換（六フッ化ウランから二酸化ウランを製造）については、国際的には低コストで再転換工程を行えるドライ法が主流である。JCOでもドライ法への設備変更の準備を進めていたが、事故時点では相対的にコスト高となるウエット法で操業していた。その結果、技術的なコスト高構造を抱えて、国際競争にさらされていた。

JCOの経営状態をみると、売上高は平成3年には32億5千万円であったが、平成10年には17億2千万円余りであり、生産量は552tから365tへ減少している。同時期に、社員数は162名（うち大卒技術者34名）から110名（うち大卒技術者20名）に減少しており、特に直接部門の技術者等に対して大幅な人員削減が行われている。このように、国際的な価格競争により再転換した粉末ウランの売値が低下し、業績が悪化、厳しい人員削減といった経営効率化が行われていた様子がうかがえる。

他方、今回の事故に関わる「常陽」用燃料製造事業についてみると、JCOの事業全体からみると売上高ベースで約2%（98年度）ではあるが、軽水炉用燃料と異なり価格は低下しておらず、生産量、作業員数も全体的に見れば減少していない。

②特殊少量生産に関する品質管理・安全管理問題

第Ⅲ章でも指摘したように、特殊少量生産については、特段の注意が必要である。

品質管理の原理は「工程で品質を作り込むこと」であり、良い成果は良い工程の結果として生みだされる。そのために工程を適切に標準化し安定させることが品質管理の第一である。

この観点からJCOの事業をみると、その大部分を占める軽水炉用燃料製造事業の工程については、発注者の品質管理要求事項に基づく品質管理が行われ、発注者によって行われる定期的な品質監査においても問題はなかった。

他方、特殊少量の製品の生産である「常陽」用燃料の再転換工程においても、軽水炉用燃料の場合と同じく発注者の品質管理要求に基づく品質管理は行われていた。ただし特殊少量生産の場合、定常的に流れる量産製品の生産に比較して工程が不安定であることが多く、作業者の経験が少ない場合はなおさらこうした傾向は顕著である。このような場合に品質・安全を確保できるかどうかは製造管理者の管理能力によるところが大きく、管理者は特に注意を払うべきである。

今回の「常陽」用燃料製造は、正にこの場合に該当するものであったが、JCOにおいては、作業は現場任せになっており、これに対する品質管理・安全管理の体制が不十分であった点が大きな問題である。

今後、特殊少量製品の生産に関しては特に慎重な品質管理・安全管理が求められる。

③倫理問題の背景

いずれにせよ、国際競争下での経営合理化と今回の事故の厳密な意味における因果関係を明らかにすることは困難である。

しかしながら、経営難に起因する厳しい人員削減等の経営効率化を契機として、社員の士

気・倫理、さらには企業としての社会的責任感・倫理が低下したことが今回の事故の「背景」にあったことは推論するに難くない。また、特に、保安規定違反の手順書の作成、手順書に違反する作業工程の考案・実施という一連の行為のなかで、自己制御のメカニズムが作動しなかった背景には、国際競争の激化のなかで企業の安全管理意識が鈍化したという事情があったのではないと思われる。

さらにこうした状況から、職場の雰囲気も原子力産業創生期の活気あふれる状況から大きく変化し、産業としての魅力が薄れていった可能性がある。

もちろん、だからといって国際競争を阻害したり、電力産業の規制緩和を押しとどめるということが問題の解決策となるわけではない。①原子力産業における効率性と安全性、②事業者及び技術者の社会的責任と倫理、といった問題について検討する必要がある。

（３）原子力産業における効率性と安全性

①企業の効率化と安全性

いかなる産業の企業（特にここでは私企業）も市場において成長・発展し、投資家、経営者、従業員、消費者の利益を確保するために、効率化を追求する。企業の効率化とは、投入資源の適切な選択、最新の技術に基づく投入財の適切な組合せによる生産、各工程における作業能率の向上、顧客の注文・ニーズに合った品質の確保・納期の厳守、生産された財・サービスの適切な販売方法の選択、適切な配送方法の選択等の一連の行為をいう。このため現在の企業は効率化のための多様なシステム（研究開発、情報システム等）を構築している。

しかし、現在の企業は効率性の追求のために安全性や環境保全を軽視した行動はとり得ない。別の言い方をすれば、企業の経営は安全性確保と環境保全を前提となる制約条件として効率性追求のための最適化行動を目指すともいえよう。しかし、安全性確保と環境保全は、効率性追求上の単なる制約条件であるというよりは、むしろ安全性確保・環境保全のためのシステム（規制、内部規定、安全委員会、教育、訓練等）が企業内に構築・維持され、それと効率化システムがいわば車の両輪として位置付けられるべきである。このように現代企業は効率性と安全性確保・環境保全を両立させるべき大きな課題を負っている。

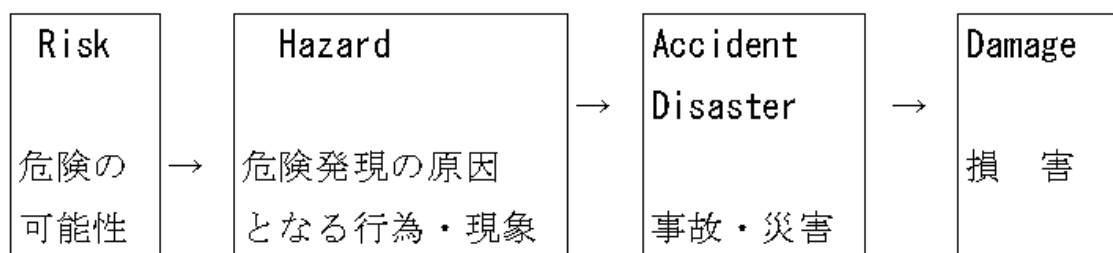
原子力産業のようにいったん臨界事故といった大きな事故が発生すると、従業員のみならず地域住民への影響（「地域的外部性」という）や、被ばく者への長い時間・次の世代への影響（「時間的外部性」という）が大きくなる可能性がある産業においては、安全性の確保は最重視されるべきである。したがって、原子力産業における企業は効率化と安全性の両立を強く要請される。このような観点から今回事故が発生した背景をＪＣＯの企業行動に即して更に内在的に検討し、事故再発防止策について考察する。

②効率化行動とモラル・ハザード

ＪＣＯにおける「常陽」用燃料の製造については、第４次キャンペーン（１９８６年１０月～１９８８年２月）までは溶解塔を用いた作業が行われていたが（なお第５次キャンペーンでは硝酸ウラニル溶液は生産されなかった）、第６次キャンペーンにおいては溶解塔を使わずにＳＵＳバケツ（ステンレス製１０ℓ容器）が使われた。この行動は規制当局への申請書にはな

い作業であって、その作業についての新たな申請がなかったので、たとえ安全性は確保できたとしても、それはモラル・ハザードにあたる。

モラル・ハザードは、この用語が使われた当初は保険契約における契約条項に違反する行為を意味したが、現在では広い意味で使われ、企業（経営者、技術者、従業員）、消費者、政府等の経済主体が遵守すべき規範（法令、内規等）に違反する行為、経済主体に期待された義務（例えば経営者、従業員の持つ能力の十分な発揮など）に対する怠慢行為等を含む。ハザードはモラル・ハザードばかりでなく、物理的・自然的現象も含み、事故の原因となる行為をいう。



JCOは第7次キャンペーンにおいても1バッチのU3O8粉末をSUSバケツで溶解し、それを貯塔に入れて各バッチの硝酸ウラニル溶液の濃度を均一化した。さらに第9次キャンペーンではSUSバケツで溶解した溶液を沈殿槽に入れ、しかも1回あたり2.4kgUの溶液を入れる規定に違反して、16.6kgUを沈殿槽に入れたため、臨界事故を起こした。

このようにモラル・ハザードをエスカレートさせたことが今回の事故の直接原因である。この事故の最初の契機は作業能率の向上という効率化追求行動であったが、それをエスカレートさせた結果が事故の直接原因となった。その意味では今回の事故は効率性の追求が安全性を犠牲にした結果であるといえよう。

企業はリスクの形態、リスク発生の確率、リスク発生の複雑性の程度等を事前に評価（リスク・アセスメント）することや、リスクの予防や発生したリスクを管理すること（リスク・マネジメント）も重要である。しかし、何がハザードとなるかを詳細に検討することが不可欠である。特にモラル・ハザードは特定化の困難なものが多い。今回の事故を契機にリスク・アセスメント、リスク・マネジメントと同時にこのモラル・ハザードの形態、影響を分析する科学の発展が望まれる。

③「非市場性財」の取引

JCOは、なぜモラル・ハザードをエスカレートさせていったのであろうか。すでに（2）及び（3）において国際競争下での経営効率化や特殊少量生産における品質・安全管理の困難さが一定の役割を果たしたことは指摘したが、もっと内在的な原因があるのではないだろうか。

「常陽」用燃料は、高速増殖炉開発のための「常陽」という実験炉用の燃料であって、その需要は非定常的・特殊・少量であった。

このように特殊・少量であって市場での取引が前提とされない財を「非市場性財」と呼ぶ

ことにしよう。この非市場性財を生産する JCO は、この非定常的な需要のためにも一定の従業員を確保し、需要時に円滑に生産するために常に生産設備を整備し、従業員を教育・訓練しておく必要があった。しかも、核燃料サイクル開発機構は「常陽」の実験・運転状況に合わせて発注の量・形態を変更してきた。また、納期を厳守する必要性に迫られていた。私企業としての JCO はこれらのコストを回収し、利益を確保しようとしたであろう。このような状況が安全性よりは効率性を重視させた結果となって現れたと思われる。

発注時には発注側及び受注側の契約担当者だけでなく核燃料取扱主任者等の技術関係者が参加して、安全な操業が可能か否かを検討し、さらに安全な操業が維持されているかについて発注者においても一定の注意を払っていくことが望まれる。

④安全性の確保

安全確保に万全を期すためには、関係する組織・体制の整備と企業風土としての安全文化の醸成が必要とされる。

事業者自らが行う自主保安活動の実効性を高めるよう組織・体制を整備するとともに、これを補完するものとしての国の安全規制の実効性を高めるべきである。また、安全確保活動が機能する上で、企業風土としての安全文化が重要な役割を担っている。安全文化の醸成には、経営者が率先して取り組み、従業員全体に自覚を促すとともに、安全性向上に向けた不断の活動が保障される基盤整備が必要となる。それ無しに、仮に国の規制だけを強化してみても、事業者の受動的な姿勢を固定化するだけとなつては、実効は挙がらないであろう。

安全性の確保には、事業者と規制当局との間の適度な緊張関係の形成と両者の間で緊密なコミュニケーションを確保することが不可欠である。

原子力産業界は、自らが持つべき使命感や自己向上意欲を堅持し、常に最新の安全確保技術の把握と自らのレベルアップに努めるとともに、安全確保にかかわる判断力を的確に発揮していくことが求められる。このためにも、総合力を発揮できるよう原子力産業界は体制整備に努めるとともに、積極的に技術革新に取り組み、国際競争力を維持することが求められる。我が国の原子力産業界が、魅力ある産業としての自立と発展を遂げる上で、我が国が進めている核燃料サイクル技術の産業としての確立は必要であり、これは国際社会への貢献としても極めて大きなものがあるが、これを実現するためにも、上述の如く、安全確保が何よりも優先されるべきである。

(4) 原子力産業における事業者・技術者の社会的責任・倫理

①原子力事業者の社会的責任・倫理

(原子力利用と安全確保の責任)

我が国におけるエネルギーの安定供給を図るというエネルギー政策の観点からみた場合、原子力利用の推進は極めて重要な政策である。こうした原子力利用の推進は、原子力基本法第2条に定められているとおり、「安全の確保を旨として」行われるべきことはいうまでもない。

この安全確保に関する責任は、第一義的には事業者にある。国は、事業者による安全確保

を規制等を通じて補完する。こうした責任のあり方を変更し、例えば規制強化のみによって安全確保を図ることは有効ではない。この基本的な責任分担を念頭において、それぞれが果たすべき責任を明確化することが重要である。

（事業者の責任）

事業推進に伴う安全性の確保の第一義的な責任が事業者にあることは、国際社会における共通認識である。また、本来国民一般に禁止されている事業について、特に許可を受けて事業を行う以上、事業者に期待される責任は大きいといわざるを得ない。ここにいう「責任」とは、法的な責任のみならず、社会全体に大きな影響を有するエネルギー政策を担う者として求められる社会的責任を含む。

いやしくも原子力事業に携わる事業者は、安全確保を第一として事業を展開すべきであるとの哲学を持ち、その考えが全従業員に浸透するようにあらゆる機会を捉えて自覚を促す努力を続ける責任がある。

一般的には、事業者は規制当局から要求されている安全水準（あるいはルール）を守るとは当然として、これを更に実行可能な限り高めたより厳しい安全目標を事業者において自主的に具体化して、自主保安活動を能動的に展開するよう企業組織を運営すべきである。このようなより厳しい安全目標に対応できる高度な安全管理意識が企業全体に浸透するよう従業員を教育・訓練していくシステムや、危機管理に関する行動指針の制定等を通じたマネジメント体制の確立が求められる。さらに、企業が組織として確実に責任を履行していくために、適切なコーポレート・ガバナンス（企業統治）を確立しておくことが求められる。この観点からは、十分な情報公開等を通じた透明性の高い企業経営等も重要である。

もちろん、以上のような取組を真摯に行っている事業者も多い。しかしながら、実際には、事業者の社会的責任・倫理の欠如を感じざるを得ない不祥事がここ数年多く発生している。１９９５年には、高速増殖炉「もんじゅ」のナトリウム漏えい事故の際の虚偽報告等が厳しい批判を受けた。１９９７年には、発生した再処理施設アスファルト固化処理施設の火災・爆発事故の際の虚偽報告や不適切な対応について厳しい批判がなされた。さらに沸騰水型原子力発電所の配管溶接工事に関する熱処理温度記録用紙の改ざん（１９９７年）、使用済燃料等輸送容器の中性子遮へい材の成分分析データのねつ造・改ざん（１９９７年）等、こうした事例は少なくない。

我々は、事業者の社会的責任・倫理を今一度確認する必要がある。「緊急提言・中間報告」で求めた「原子力関係事業者における安全確保の徹底等」の重要性を再度強調したい。

（住友金属鉱山株式会社の原子力事業への取り組み姿勢）

原子力産業は、安全確保に関する責任を十全に果たしながら推進するためには、高い技術力及び安定した資本力が必要な分野である。したがって、原子力関係事業に携わる企業の取り組み姿勢は安全確保上重要な問題となる。今回事故を起こしたＪＣＯの親会社である住友金属鉱山株式会社についてはどうであったろうか。

ＪＣＯの前身である日本核燃料コンバージョン株式会社は住友金属鉱山株式会社の

100%子会社として発足し、事業に参入した。

企業が事業の展開に際して、当該事業を子会社に担わせることはしばしばあるが、それは①当該事業が成功するか否かのリスク（事業リスクという）を見極めようとする要因、②当該事業が事故・災害等のリスクを伴う場合に、そのリスクの負担を親会社に及ぼさないようにする要因（リスク回避）、という企業行動のためである。

どちらの要因を重視するかは事業ごとに異なる。しかし、原子力産業のようにリスクの大きな産業ではリスク回避行動は厳に慎むことが望まれよう。

さらに、親会社としての住友金属鉱山株式会社は、子会社であるJCOの経営や安全管理を監督・指導する社会的責務があったと思われるが、この責任が十分果たされていたかどうかについても慎重な反省が必要であろう。

②原子力産業全体の倫理向上

原子力事業者が高い倫理を保持し、その社会的責任を適切に果たしていくためには、原子力産業全体としての倫理向上が重要である。そのためには、原子力関連の産業が、産業としての活気にあふれ魅力に富む存在である必要があろう。

こうした観点からも積極的な技術革新等が重要であり、原子力産業として大学・大学院との研究者・技術者の相互交流の促進や技術的な先導分野での共同研究の実施といった取組を行うことが重要であろう。

さらに、原子力及び原子力産業に関する一般の理解を促進するよう、学校教育や社会人向け教育等を通じた努力を行うことも有益である。

③技術者の倫理

今回の事故については、意図的に法令に違反した手順書の作成や、国の許認可を受けた設備及び方法とは全く異なる作業の実施といった事実が明らかになっている。こうした行為による事故を防ぐためには、最終的な拠り所となるという意味で技術者各人の自覚、倫理の確立が重要である。

いうまでもなく、我々は多くの面で技術に支えられており、その恩恵は計り知れない。しかしながら、他方、こうした技術の利用が適切でない場合には、その悪弊もまた甚大なものとなる可能性が常に存在する。特に原子力関連の技術においては、こうした性格が顕著である。

いわば「諸刃の剣」ともいうべき技術を担う技術者には、一般人の道德の規範となる倫理とは別の、専門職としての高い倫理が求められる。今一度、技術者は自らの担う社会的責任を自覚し、その矜持を正す必要がある。

なお、米国プロフェッショナル・エンジニア協会の倫理規定は、公衆の安全、健康、及び福利を最優先するという視点に立って、違反に応じた懲罰が規定されており、実効的なものである。日本技術士会の倫理規定も本質的には同じ内容を規定している。

我が国でも、原子力分野において倫理規定を有効に機能させる方策を検討することが望まれる。

また、高専、大学等の教育の場においても、科学技術に携わる者の専門職としての倫理教育を充実させることが検討されるべきである。

原子力分野では、現に多くの技術者が従事しており、技術者に専門職としての倫理教育を行うことが急務である。関係者による早急な実施を求める。

(5) 原子力産業全体の安全管理のあり方

従来の原子力産業における安全確保のための施策（公的規制及び企業間・企業内の情報交換・教育訓練）が、大量の放射性物質を内蔵し潜在的リスクが高いことから注目されてきた原子力発電所・再処理施設に集中して、他の核燃料サイクル事業には製造設備などのハード面の規制は厳しいものの、安全に関する情報交換及び教育訓練に関する公的規制・関与は弱かったのが今回の事故の大きな反省点である。

原子力エネルギーを生み出す核燃料サイクル・システムは、我が国のエネルギー安全保障の観点から国内において十分に機能することが求められるが、そのために同時に、システム全体として整合性を持って安全性が確保されていることを確認することが極めて重要である。

サイクルのどの部分で安全性の破綻があっても、原子力エネルギーへの理解は得られなくなる。この意味で、核燃料サイクルを担っている企業全体が、一つの運命共同体に属している。この観点から、下請け等の系列企業や外部労働者が広範に利用されているメンテナンス部門等について、利用している事業者側において、責任ある管理のあり方について検討する必要がある。

また、我が国の電力産業においては、第一次石油危機以降にエネルギー安全保障の観点から、火力、水力及び原子力の電源構成をバランスさせることを官民一体となって推進してきた結果、原子力は3分の1程度の割合を占めるようになり、さらに、今後、地球温暖化対策において担う役割の重要性や、火力電源に比べ長期的な発電コストの安定が期待されることなどから、原子力発電の重要性が指摘されている。

しかし、原子力産業における安全性が確保されない限り、この認識は崩れさることになる。原子力産業全体においては、新たに襟を正し安全性の確保に取り組むよう要請したい。先般設立されたニュークリアセーフティー・ネットワークの運用に当たっては、国との適切な連携を含めて、積極的な相互啓発等を通じてシステム全体で実質的にバランスの取れた安全対策となるよう強く要望する。また、参加企業がさらに拡大していくことを期待する。

2. 社会と安全

(1) 社会と安全をめぐる基本問題

科学技術の飛躍的な発展に支えられた20世紀の高度産業社会の形成は、その一面として、①人類社会が保全すべき自然資源に大きな負の波及効果を及ぼし得ること（地球環境問題の例）、②克服すべき安全問題を内包する多くの新技術の開発によって支えられていること（原子力技術や遺伝子技術の例）、③保存・保全すべき新たな産業文明的資源の蓄積が増

大し、災害時の被害規模が著しく増大してきたこと（大都市災害の例）、という現実を社会に突きつけることになった。

こうして「安全」という価値は、いまや人間の種々の価値の一つという一般的な位置づけを超えて、20世紀を代表する「開発・発展」という価値に並置・対置されるような文明史的意義を担うものになりつつある。「安全」を来る21世紀に固有の価値の一つとして位置づけ、その認識と合意を国民的規模で浸透させるとともに、社会の責任として「安全」という価値に対する適正なコストを負担していく必要がある。

とりわけ先進国においては、高度産業化の成熟に伴って、「開発・発展」よりも「生活・福祉・環境」を優先させる価値観が台頭してきており、今後は「安全」価値が「開発」価値に比べて優位ないし等価とされるという価値意識が主流になるであろうことにも留意すべきである。開発コストには積極的であるが、安全コストには消極的であるといった風潮は、克服されなければならない。

今回の事故は、今日の日本人と日本社会が科学技術の発展に支えられて享受してきた繁栄が、いかに危うい点を含んでいるかについての一つの強い警鐘であると受けとめることができる。

単純な手順違反という人的因子がいかに大きな影響を及ぼしうるかを目の当たりにし、科学技術の発展が支えてきた安全がある種の限界性を示す中で、結局は人間の行為にまで遡って対応することが、問題を乗り越える最も重要な道であると考えざるを得ない。

原子力の安全問題は、安全問題一般の中でも特に象徴的な意味をもっており、今回の事故は、文明史的な「安全」価値一般の我が国社会への浸透を図る一つの好機と捉えることもできる。チェルノブイリ事故の直後に国際原子力機関（IAEA）の安全諮問グループ（INSAG）が導入した原子力をめぐる「安全文化」の概念は、端的に「安全最優先」をうたっている。原子力に携わる者は、これが最重要の原則であることを改めて確認する必要がある。

（2）安全社会システムの構築を目指して

①安全文化の浸透と定着

原子力をめぐる「安全文化」とは、「原子力の安全問題に、その重要性にふさわしい注意が必ず最優先で払われるようにするために、組織と個人が備えるべき一連の気風や気質」とされている。我が国においては、今回の臨界事故を契機としてこの安全確保を支える根本理念を浸透・定着させることが一層強く求められており、こうした理念をもとに「安全社会システム」の構築を目指さなければならない。

②安全社会システムの核となる4つの要素

「安全」価値一般を我が国社会に浸透させ、安全社会システムの実現を図っていく上で、まず安全問題の全体像を捉える必要がある。それは、安全最優先の理念の下に4つの要素から成り立っていると把握することができる。すなわち、①事故や危害に対する「危機認識」、②「事前の安全確保対応」、③「事後の安全確保対応」、④「安全確保支援」である。これらの4つの要素は、「的確性の保証」と「実現可能性の保証」という2つの課題を有している。

（危機認識）

ここで重要なことは、危機認識とは自分あるいは他者の行う行動や事象に対して「おそれ」を持つことではなく、自分あるいは他者がかかわっている目的の事象の意味を正しく理解し、その行動のもたらす結果を予測し、その事象の背後の「潜在的危険性」すなわちハザードを認識することである。具体的には、事故や障害等の発生確率と被害規模についての事前の認識とその認識を意識として維持することである。この被害規模の認識は、直接被害にとどまらず2次被害をも考慮する必要があることに加えて、加害者側のみならず被害を蒙る側に立つ視点が欠かせない。危機認識が的確なものでなければ、間接的なものも含めた的確な事前・事後の安全確保対応や安全確保支援の形成はあり得ない。このため、危害及びハザードの認識は、安全問題の原点となるものである。

（事前の安全確保対応）

「事前の安全確保対応」とは、事前に認知された事故等を未然に防止するために予め策定された機器設計、法規、制度、手順をはじめとして、慣行、倫理、命令を含む対応全体のことである。

この事前の安全確保対応には、「ハード型の安全確保対応」と「ソフト型の安全確保対応」がある。「ハード型の安全確保対応」とは、安全工学的設計という形で形成されるものであり、フェール・セーフの設計等、事前の安全確保対応をハード化（機器化や装置化）しようという努力である。このような努力は、現下の安全確保体系において相当程度の整備がなされてきている。しかしながら、全ての安全確保対応をハード化することは不可能であり、ハード型の安全確保対応の実現にすら、安全設計に基づく施工、管理・監督の手続きといった人間の行為（ソフト型の安全確保対応）が不可欠である。

（事後の安全確保対応）

「事後の安全確保対応」とは、発生した事故等に対処するために予め策定された機器設計、法規、制度、手順をはじめとして、慣行、倫理、命令を含む対応全体のことである。この事後の安全確保対応にも事前の安全確保対応と同様、「ハード型の安全確保対応」と「ソフト型の安全確保対応」があり、やはり、全ての安全確保対応をハード化することは不可能である。

（安全確保支援）

「安全確保支援」とは、事前・事後の安全確保対応の実現を保証するために前もって策定された支援方策のことである。事前・事後の安全確保対応は、その実現を保証するための安全確保支援を必要としており、監督、教育・研修、検査、情報公開、内部通報等の諸制度が例として挙げられる。

以上のような安全社会システムの枠組みを前提にすると、今回のJCO臨界事故は、次のような特徴を持っていると総括することができる。

- （a）一定の危機認識に基づいて、原子炉等規制法に基づく加工施設への事業許可や変更許可に際しての科学技術庁（行政庁）及び原子力安全委員会によるダブル

チェック等により、事前のハード型安全確保対応が図られていた。しかしながら、今回の事故の直接原因に見られるように JCO 側において、組織の各自がそれぞれの役割を安全性とのかかわりで具体的に意識し行動しなかったことの反省から、危機意識が風化していたと言わざるを得ず、国側もそれを検出・是正するには至らなかった。

(b) 今回は、「国の認可を受けた作業手順」の実現を保証する社内体制は存在せず、安全を無視した作業手順の変更が加えられ、国の検査等の安全確保支援も十分機能していなかった。さらに、希薄であるともいえる危機認識のために、予め策定されていた事後の安全確保対応が臨界事故を想定していたとは言えず、その結果、事故直後の対応策や情報ネットワークの形成などの事故後の対応の遅れに結びついた。

(c) 今回の臨界事故の、とりわけ JCO における「作業手順無視」と「臨界制限量無視」といった事前の安全確保対応の原則を無視した組織的行動、それと連動した作業員の研修・訓練の不在、事後の安全確保対応の不備、情報公開や内部通報などの事前・事後に関わる安全確保支援の不足、等々は、JCO における危機認識の風化に起因するものが少なくない。こうした安全確保対応と安全確保支援の欠陥の下で、国際的な価格競争等の経済的圧力が JCO 社内に浸透していったものと考えられる。

したがって、今回の JCO 臨界事故から得られる教訓として、①的確な危機認識の形成とその維持の重要性、②的確な事前・事後の安全確保対応の策定、③安全確保対応のハード化（フェール・セーフ）の徹底、④ハード化が困難な部分について、ソフト型の安全確保対応の実現を保障するための安全確保支援（人文社会科学的な技術・技能という発想）の導入とその開発、⑤危機認識の形成と維持にはじまり、安全確保対応及び安全確保支援の策定・実現、並びにこれに要するコストの負担に至るまで、安全社会システムの総合設計の重要性、の 5 つが認識された。

技術開発の初期には、多くの事故が安全工学的な開発・改良に貢献した。しかしながら、飽和した技術領域では、安全工学的設計の開発・改良自体が技術的・コスト的に頭打ちとなり、それに応じて安全工学的設計の範囲を超えた事故が目立つようになり、事故の教訓が必ずしも安全工学的設計の開発・改良に結びつかないものとなってきている。

今回の事故は、ハード型の安全確保対応の開発・改良が飽和するにつれて、ソフト型の安全確保対応や安全確保支援の形成と実現が重要な課題になってきたということを示したものである。

また、当初は的確な安全確保のために計画されたものでも、その、しばしば良かれとして加えられる部分的な変更が、全体システムに重大な、場合によっては致命的なマイナスの波及効果を及ぼすことが多い。部分的変更は全体的最適化を損なうというシステム論的な認識が不可欠であり、常に全体的把握に基づく十分注意深い対応が必要である。

安全社会システムの核となる、安全文化の確立と4つの要素については、全てが政府によって担われるのではなく、むしろ事業者や自治体や地域住民や第三者機関を含めて責任を分担していくシステムづくりが望ましい。しかも安全価値や危機管理に関する情報は、分野を越えて共有され、次世代に伝承される必要がある。また、それぞれの領域やレベルでの「自己責任」という発想が必要である。さらに、上記の4つの要素の実現は、最終的には、安全確保のための個人の知識や技能、動機づけやメンタリティに結びつくものでなければならず、政府の過剰な介入が、安全確保のための個人の知識や技能や動機づけやメンタリティの改善・強化に逆行しうることにも注意すべきである。

③危機認識

今回のJCOの事故についても、危機認識の欠如が底流にあったと言える。危機の程度の尺度としてはリスクの概念が用いられている。一般的に、リスク（危険の可能性）は個人や集団が危害を受ける確率と、その危害から生じる影響度の積として定義されている。安全対策は、表面に現れないリスクの潜在を十分に認識し、洗い出し、その上で必要な予防対策、すなわち、ここでいう各安全確保対応・支援を講ずることである。

（a）安全管理のキーパーソンの配置

原子力の分野においては、経営トップの明確な危機認識の下に、日常の安全管理とリスク教育を効果的に行うための、職場環境を熟知した安全管理のキーパーソン、すなわち危機認識のプロでもあるリスク・マネージャーを配置することが重要である。今後、国をはじめとする関係行政機関や事業者においては、リスク・マネージャーに必要とされる能力、養成方法、権限、配置についての検討を進めることが求められる。なお、適正なリスク管理には専門的知識が必要であるとともに、生産効率の圧力から独立した権限が付与されるべきである。

今回のJCO事故からも分かるように、核燃料加工技術のようにある程度技術上の工夫が飽和点に達した作業においては、単なるマニュアル踏襲行為であればあるほどリスク防除に責任を持つ人間の存在が必要である。

（b）リスクの心理的な常在

リスクに対する危機意識は、恒常的に維持されなければならない。ある確率のリスクをその確率のものとして扱っている限り、そのリスクの万全な予防はできない。もちろんリスクの認識「危機認識」は特定の者にだけ委ねられるものではなく、関係するすべての者がリスクを認識し、適切な緊張感を持続させることが重要となる。関係者の心理に常に適切なリスク感が存在し得る（心理的な常在）工夫を施し、その効果を維持・向上させる努力の継続が求められる。

④事前の安全確保対応

的確な危機認識に基づく的確な事前の安全確保対応は、安全社会システムにおいて中核をなすものであり、予め認知された事故はもとより、誤操作、機器の誤動作等による事故を未然に防止するハード・ソフトの対策を施す必要がある。

(a) フェールセーフ・多重防護の設計思想

機器・装置の設計においては、事故の原因となる誤操作が生じないよう作業性等にも配慮した設計を行うとともに、仮に誤操作があったとしても安全が確保できるようハードの設計がなされる。このような安全工学的設計に、フェールセーフや多重防護などの思想をより一層浸透させる必要がある。

(b) 手順書・マニュアル

事故を未然に防ぐためには、ハードの安全確保対応のみならず、安全設計に基づく、作業手順の定型化（マニュアル化）や施工、管理・監督の手続きの整備等が必要となる。

その整備にあたっては、当該施設、装置の担当者のみならず、安全管理の責任者、許認可申請に携わった者等も参加し、許認可条件との整合性、安全確保の観点から検討を加えることが重要である。

なお、機器や装置を形作ることのみが設計ではなく、マニュアルの作成も設計行為の一つであり、その設計通りに物事を進行させることを要求するものであることを再度認識すべきである。

(c) 運転管理の充実

各機器・装置に対する許認可条件をそれぞれ現場に表示し、運転員に絶えず注意を喚起することも重要である。また、安全管理上重要な物質、部品等の受け渡しにおいては、伝票の授受を義務づけることも考えられる。

⑤事後の安全確保対応

事後の安全確保対応としては、事故を早期に発見し、それを速やかに終息させるとともに、放射性物質の環境への放出及び放射線による周辺住民への影響を抑制することや、影響が及んだ場合の医療対応等が挙げられる。また、これらを実効あるものとするための重要な要素として情報伝達がある。

(a) 事故検知システムの充実

事後の安全確保対応は事故を認識した時点から始まる。対応を実効あるものにするためには、的確かつ迅速に事故を検知することが重要である。この検知機能の機器化・装置化および検知情報の伝達等を含めた検知システムの整備にあたっては、検知すべき情報、機関、伝達方法等について多面的な検討がなされるべきである。

(b) 事故時対応マニュアルの整備

事業者においては、予め認知される様々な事故に対応できる事故時対応マニュアルの策定はもとより、実際の事故時には迅速かつ的確な対応が求められることから、訓練等を通じてマニュアルを体得し、実効性の維持に努めるべきである。

(c) 防災計画の充実

国及び地方自治体には、周辺住民へ事故の著しい影響が及ぶことも想定し、住民等の避難を含めた防災計画が策定されているが、特に、国、地方自治体、事業者等が有機的に連携しつつ対応できるよう、各々の役割を明確にするとともに、連絡体制を充実させることが望ま

れる。また、このような防災計画を実効あるものとするためには、関係者が防災訓練等を効果的に行うことが必要である。

⑥安全確保支援

事前・事後の安全確保対応の実行を保証するために必要な支援措置は、ハードの安全工学的設計を安全社会システムの一方の極とすれば、その他方の極であり、社会との関わりが最も深い部分である。これには次のようなものが含まれるが、事業者の内部において直接、安全確保対応の実行を保証するものと、事業者を含む社会全体として安全確保を保証するものがある。

(a) 徹底した研修・訓練

今回の事故の原因は様々な要因が重なっているとはいえ、その直接原因が人為的なものであることを踏まえると、最も重視すべきは、原子力事業に関わる者に対する徹底した研修・訓練の実施である。

この研修・訓練は、経営者、管理者、現場の責任者、現場の作業従事者等、すべての関係者に対して実施されるべきものであり、事業者そして国に対し、安全の観点から、この研修・訓練の実施に最大限の努力を行うことを強く求める。

まず、各事業所では、核燃料取扱主任者や原子炉主任技術者等が現場の責任者の役割を果たしているが、安全確保の面から、これらの主任者に対する定期的な研修の機会の充実、さらには国が行っている各主任者試験の充実が必要である。

また、現場の作業従事者の意欲を高め、安全を含めた知識への関心を惹起させるため、知識検定制度の実施は有効と考える。たとえば、段階的な検定システムの導入は、それが処遇と結びつけば、向上心を高め知識獲得が促進される等、作業従事者の資質向上に大いに寄与するものである。このような検定システムが、事業者や産業レベルでの共通の努力として計画・実施されることが望まれる。

(b) 社会心理学的装置の導入

各種の安全確保対応や支援の健全な作用をより確実にするためには、その担い手である人間の心理面に着目した工夫が随所に凝らされるべきであろう。

匿名性の排除（公的団体への従事者の登録制度、手順・作業申し送りの署名励行等）や作業環境の整備による責任感・自己知覚の向上など、心理学的に実証されている様々な効果をハード・ソフト両面から加える（社会心理学的装置）ことにより、人間が潜在的に有する責任感、向上心に適度な刺激を常に与えつづけることが望まれる。

(c) 内部及び外部評価システムの充実

的確に計画された安全確保対応も、状況の変化によりその効果が変化し、また、危機認識の風化等により、その機能が失われるものである。その防止のため従来より、①自主点検や監査等の事業者自身の内部評価システム及び②定期点検や立入調査等の規制による外部評価システムを組合せてモニタ・チェックする評価システムがある。しかしながら、規制による外部評価機能だけでは、事業者側のモラル低下等を原因とした内部評価機能の低下を防

ぐことは難しい。

そのため、③内部評価の機能低下を抑止する内部通報制度や④N S ネットの動きに代表される同業他事業者（あるいはその枠を更に広げ、住民や自治体の代表、地元有識者等までを含める）との相互評価など内部と外部を繋ぐシステムを導入するとともに、それらを組合せた全体機能の調整、維持、向上に常に努めることが望まれる。

なお、硬直化した規則や過重な評価システムは、事業者の生き活きとした企業活動を押さえ込み、従事者の創意工夫や向上心、意欲といったものも失わせ、結局は手を抜くことしか頭に浮かばないような作業現場をつくり出してしまう。このような状態が、安全確保にとって、最も好ましくないものであることにも留意する必要がある。

（d）情報公開・透明性の確保

国民の生活と安全に大きな影響を及ぼす原子力分野において、関係企業はもとより、国・地方自治体を含め、原子力の開発、利用に携わる者にとって、情報の公開と透明性の確保は存立の条件といえる。情報の公開は、事業者・行政が相手方からの請求に応じて情報を開示するものと、事業者・行政が情報を加工し分かりやすい形で提供していくものとに分けられ、透明性の確保は両方が有効に機能して初めて達成される。的確な情報の提供のためには、日頃から安全やリスクに関わる情報を収集し、科学的に検討する組織や機関が必要で、安全に関わる学際的専門領域の確立が望まれる。

提供すべき情報内容としては、原子力や放射線についての基礎知識、環境・健康影響、事業・規制等の活動内容があり、受け手に応じて分かりやすく正確であることが基本である。特に、環境情報・健康影響情報は、国民・住民がもっとも渴望するものであり、重視する必要がある。基本的に、一次情報の提供者である事業者、自治体、国及び国民を最も広くカバーしうる加工者・選別者・伝達者であるマスメディアの役割が最も大きい。

また、時間が情報の価値を決定する。今回の事故にあっても、事故直後に事業者から提供された情報が、全体の動向を決定した。緊急時においての迅速な対応はもとより、日常においてもタイムリーであることが必須である。またその確実な実現のための体制が伴うべきことは当然である。

また今回の事故では、多くの人は「JCOとは何か？」から始めざるを得なかった。緊急時の情報が意味あるものとなるためには、常日頃から、当事者が施設公開や情報公開を通じて住民との間で意思疎通することが重要である。住民から見られることは、原子力事業者としての自覚を高め、引いては安全確保の向上にも寄与する。近傍の住民においてさえ必ずしもJCOの事業内容が十分に知られていなかったことの問題は大きい。

（e）国民への正確な知識の普及

原子力や放射線に関する正確な知識の普及は、社会の安全を確保し、事故時に社会が適切な対応をする上で極めて重要である。今回の事故への対応あるいは反応を見る限り、国民一般はもとより、原子力の最先進地といわれる東海村はじめ茨城県の住民においても、放射線や放射能の知識が必ずしも十分であったとは言えない。住民は絶えず流動し、理解度は様々

であり、絶えず基礎的知識を普及する必要がある。

国民への基礎的知識の普及は、広範かつあらゆる機会に行う必要があるが、今回の事故を振り返れば、政府や自治体による従来からの取組みでは不十分である。特に、広い意味で安全に対する正確な理解を得ることを考える場合、政府等のこれまでの取組みの充実拡大はもとより、学校教育の場でのより積極的な取組みが望まれる。その際、原子力に係る知識の普及が、広く科学一般の教育や倫理観の醸成とともに行われることが重要である。

さらに、地元で住民と接して活動する関係自治体の職員への教育や、冷静かつ正確な報道のため報道関係者一人ひとりが十分な基礎的知識を身につけることが必要である。

原子力災害の特徴として、放射線等による直接被害に加え、住民不安や風評被害などの二次被害を伴うことが挙げられる。二次被害は、時には、被害を蒙る側にとっては極めて深刻な実害となることもあり、これは放射線に関する過度の恐怖に由来すると考えられることから、放射線やその影響に関する正しい知識の普及は特に重要である。知識の普及により、正確な情報を正確な知識に基づき判断することが国民レベルで可能となり、不安の程度に応じて限りなく拡大しうる二次被害の軽減にもつながる。

(f) 住民・地域の参加

事業者は、原子力事業者としての自覚を高め、常に安全確保に対する適切な緊張感を維持する観点から、施設公開や情報公開を通じた住民・地域との意思疎通に努める必要がある。また、住民・地域の安全確保への関わりとしては、地域の代表である地方自治体を通じた立入調査や相互評価などの評価システムへの参画などがある。このような取り組みを実効あるものにするためには、地域住民の安全を確保する地方自治の観点から、関連する諸制度の整備に努めることが挙げられる。

これらを支える基盤として求められるのは、基本となる知識の共有とシステム運用にかかるコストの認識であるが、これらについては、地域差が生じることのないよう、国民全体でリスクを分担できるより良い仕組みづくりに取り組むべきであることは言うまでもない。

⑦安全社会システムの総合設計

原子力の安全確保の第一義的責任は事業者にあり、事業者の自覚的かつ最善の努力なしに、安全確保はあり得ない。事業者のこのような努力を前提に、国の安全規制は成り立っているが、国が事業者の活動にガイドラインを示し、かつ事業者の安全確保努力を厳格に監視し、確実なものとするに国の安全規制の本質的な意味がある。

また一方で国民の安心という観点がある。事業者の安全確保活動や国による規制、さらには自治体、第三者機関等の活動が適切に行われていることを国民が安心して信用できるような体制が必要である。その意味で今回の事故は大きな問題を投げかけた。国の危機管理のあり方、安全規制のあり方に疑問が呈され、現在事業者の自主的努力を促しつつ、国の規制の強化がなされようとしている。しかし、国民の安心の観点に立てば、それだけではなお不十分である。すなわち安全の確保を確実なものとするとともに、国民の不安や疑問を代弁し、その観点から政府と事業者を監視し、指導する機能が強く求められている。

安全社会システムの総合設計においては、このように国民の安心をも視野に入れてシステム全体を捉え、事故の際の直接の加害者たる事業者や事故防止のための規制を担う国側の視点だけでなく、事故の結果被害を受ける地元住民やそれをケアする自治体行政といった被害システムの視点を重視し、事業者や国のみならず自治体や地域住民等を含めて責任を分担していくなど、安全問題に関わる様々な要素・要因を隙間なく考慮した学際的な設計とその実現が必要である。この安全社会システムの総合設計には、責任を持つものの存在が重要であり、国がその役割を果たしていくことが求められる。その際、自然科学系のみならず、人文社会科学系の専門家を含めた体制が必要である。

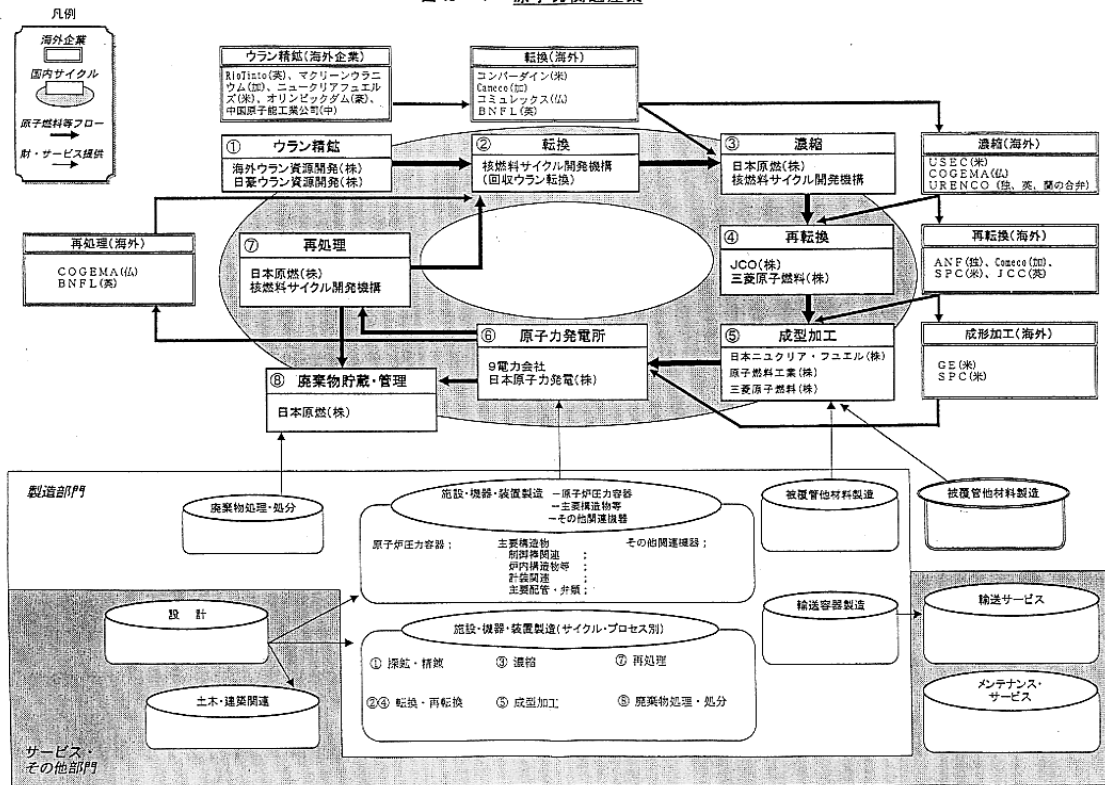
⑧社会の責任としての安全コストの適正な負担

冒頭に述べたように、21世紀には、「安全」価値に対する認識と合意を国民的規模で浸透させることが重要である。我が国が安全社会システムを実現していくためには、こうした国民的規模での認識と合意が不可欠であるが、それには、社会の責任として「安全」という価値に対する適正なコストを負担をしていく必要があることを忘れてはならない。ここで、コストとは、単なる財政的側面のみならず、これまで述べてきた危機認識、事前・事後の安全確保対応、安全確保支援を実現するために必要となるリスク情報の収集と整理、人員、サービス、活動等、あらゆる負担を指すが、このような「安全コスト」については、政府、企業、自治体等が適切に負担し、安全社会システムの総合設計の中で、その責任と役割を果たしていくことが重要である。

(3) 未来に向けた我が国の役割

これまで、日本は、科学技術先進国として、エネルギー、医療、農業、建築、交通など広い範囲で指導的役割を果たしてきた。今後の世界の平和と安定、人類の明るい未来のためにも、科学技術領域で、その責任を果たし続けることが求められている。今回の事故は、先進国・途上国双方からの日本に対する信頼を失墜せしめたが、日本社会が、この事故を契機として、改めて社会を俯瞰して先端科学技術のリスク軽減のための社会的インフラストラクチャを構築し、安全の国日本を取り戻すことができれば、ひとり日本国民のみならず、人類の未来へ明るい展望を開くことができ、ひいては、資源や食糧の有限性を背景とする国際的社会的他の重要問題の解決にも大きく貢献する役割を果たしうるものと考ええる。

図 VI-1 原子力関連産業



VII. 今後の取り組みのあり方について

(取り組みの全体像)

本報告書では、Ⅲ章からⅥ章にわたって、各分野ごとの原因、背景等を深く分析するとともに、それに基づいた個別具体的な対策・提言について示した。それら各章の対策・課題をまとめて、あらためて全体を俯瞰的に見てみると、事故の再発防止に向けた今後の取り組みについて、新たにいくつかの視点が見出される。

本章では、上記各章の対策・提言を取りまとめ、今後の取り組みのあり方についてその要点を、重点的かつ概括的に述べるとともに、それらを包括したところに見出される対策・提言を含め、取り組みの全体像を示すこととした。

本委員会は、これらの取り組みについて、関係者において、速やか、かつ確実な実施を強く望むものである。なお、本章における記述を含め、個々の対策・提言について、本章の末尾に整理して付した。

1. 危機認識の保持とリスク評価意識への転回

(1) 危機認識

今回の事故の底流には、臨界事象に対する危機認識の欠如ないし風化があった。ここで危機認識とは、観念的、感情的なものではなく、具体的な危険やリスクを正当に認識することである。危機認識が的確なものでなければ、的確な事前・事後の安全確保対応や安全確保支援の対策を講じることはできない。このための的確な危機認識は、安全問題の原点となるものであり、原子力に携わる全ての組織と個人とが、その役割に応じて、これを継続的に保持することが重要である。

(2) 「絶対安全」から「リスク評価」へ

この危機認識を社会に定着させていく上では、いわゆる原子力の「安全神話」や観念的な「絶対安全」という標語は捨てられなければならない。事故の発生防止に万全を期することは当然であるが、重要なことは、確率は低くとも事故は起こりうるものとして、それが大きな被害をもたらさないように事前に適切な手段が講じられており、それらが相まって事故の総合的リスクを許容しうるレベルにまで低減することであって、そのことが、関係者の間ではもとより、国民的にも理解される必要がある。

このことは「絶対安全」から「リスクを基準とする安全の評価」への意識の転回を求めるものである。リスク評価の思考は欧米諸国において既に定着しつつあるが、我が国においても、そのことに関する理解の促進が望まれる。

2. 原子力事業者における安全確保の徹底

(1) 事業者の責任

原子力の安全確保に関する責任は、第一義的には事業者にあることが強調されるべきである。

今回の事故は、JCOにおける特殊少量生産における品質管理、安全管理が不十分であり、作業に伴う潜在的危険性の理解不足や違反行為に伴い事故が発生するかもしれないという危機認識の欠落により、遵守すべき規範からの逸脱行為（モラル・ハザード）がエスカレートした結果である。

その背景には、厳しい国際競争の中で作業効率向上を志向するあまり、企業の安全管理意識が鈍化するとともに、企業・技術者の責任感や倫理が低下したことがあったと推定される。

当然のことながら、安全性確保や環境保全は、企業活動の最適化において前提となる制約条件であり、こうした制約条件と効率化とを両立させられるシステムが企業内において構築・維持されなければならない。特に、いったん事故が発生した場合の影響が甚大となる可能性の高い原子力関連事業者においては、この点について十分な自覚を持つ必要があり、また事業者は、ルール違反が結果として生産性を損なうものであることを認識する必要がある。

事業者が、高度な安全管理意識を企業全体に浸透させ、企業風土として安全文化を醸成するなかで安全確保を万全なものとしていくことが、今回の事故で損なわれた原子力産業への信頼を回復する上で不可欠である。

(2) 具体的対応

先に「緊急提言・中間報告」として、原子力事業に対して内部監査体制の確立、安全教育の徹底等の6項目の提言を出したが、この速やかな具体化と実現を図るとともに、以下の項目について対応がなされることが望まれる。

具体的には、

- ・ルールを逸脱した行為が計り知れない結果を招くことを認識し、経営者及び従業員に対し、安全管理に関する教育・訓練を具体的かつ適切に行うとともに、安全管理に関する認識を継承するシステムを確立すること
- ・リスク・アセスメント（リスク予測）やリスク・マネジメント（リスク管理）を日常的かつ適切に行うこと
- ・契約に際しては、受注者において製造工程、使用する設備等も考慮し、安全性を確認すること。また発注者においては、安全性の確認に関し、一定の注意を払うこと
- ・企業が、組織として確実に責任を履行しうる適切なコーポレート・ガバナンス（企業統

治)を確立する観点から、十分な情報公開を通じた透明性の高い企業経営を行うこと

- ・積極的な技術革新努力(最新の安全技術の取り入れを含む)を行うこと

- ・下請け等を含めた責任ある管理を行うこと

また安全管理の技術面に関しては、

- ・特殊少量生産における特に慎重な安全管理

- ・機器等による、安全工学的な設計による徹底的な安全確保

- ・事故後の被害の最小化のための措置の徹底

- ・事業展開中における技術進歩の設計への反映など、変化への適切な対応と新方式の導入や変更の際の特に慎重な安全性確認

- ・事業者の自主保安活動として、主要な核燃料関係施設において、安全確保活動が適切に行われているかどうかを定期的に評価し、必要に応じ安全性向上のための対策を摘出するため、定期安全レビューを導入・実施

さらには、

- ・安全主管者、核燃料取扱主任者等の安全管理上枢要な者の位置づけの明確化と、それら
の者による安全管理文書の確認など社内の自主保安体制の充実化

- ・事業者の内部評価制度や通報制度及びISO9000シリーズの取得などを含め、外部
評価制度の導入による、安全確保の全体機能の維持と向上

- ・人間の心理面に着目した社会科学的手法(指揮命令系統の適切な設計や申し送り書への
署名の徹底による匿名性の排除などの社会心理学的装置)による安全確保策

等である。

(3) 技術者の倫理

もちろん、安全確保のためには事業者の取り組みのみではなく、最終的な拠り所となる技術者各人の自覚と倫理の確立も重要である。今回の事故にかんがみ、技術者が自らの社会的責任を自覚し、その襟を今一度正す必要がある。

さらに各人の自覚を待つのみならず、倫理規定を有効に機能させる方策や、教育の場における技術者の倫理教育の充実が図られるべきである。

(4) システム全体としての取り組み

また、各事業者ごとのみならず、原子力産業全体として安全管理に取り組むことが必要である。原子力産業が構成する核燃料サイクル・システムは、どの部分で安全の破綻があっても、原子力エネルギーへの理解を損なうこととなる。システム全体として、整合性を持って安全性が確保されることが重要である。

先般設立されたニュークリア・セーフティ・ネットワークが、国との適切な連携を含めて、システムとして包括的で、実質的にバランスのとれた安全対策となるよう期待する。

3. 国の取り組みのあり方

【事業・施設の安全確保】

事業者の安全確保を支援・補完し、国民の安全を守るために、これを確実なものとするのが、国の役割である。

全ての段階の安全規制は、規制当局により厳格になされるとともに、少なくとも運転段階においては、事業者の自己責任に基づく安全管理の徹底に主眼を置きつつ、国の安全規制はこれを助長する方向で充実を図ることが重要である。

この場合、事業者と規制当局の健全な緊張関係の維持と相互の信頼関係と意思疎通が不可欠であり、この関係があってはじめて自己責任の安全原則が効力を発揮する。一方的な規制の強化は、場合によっては事業者の自主的努力や提案権を奪うものになりかねず、また制限なき規制緩和が、安全規律の低下を招きやすいことは、明らかである。

事業者と規制当局との間の健全な緊張関係とは、申請・報告と審査・検査という行為を通して、状況が常に改善され、進歩していくという関係を含むべきものであることを認識すべきである。

(1) 原子炉等規制法の改正とその実効的な運用

今回の事故を契機として行われた、原子炉等規制法の改正により、国の安全規制における制度的措置として、

- ・加工事業の規制項目の追加と定期検査の義務づけ
- ・保安規定の遵守状況の検査制度の導入

等が講じられることとなった。これは本委員会の「緊急提言・中間報告」を受けて、対応整備されたものであり、評価する。国は、強化された安全規制体制において、抜き打ち検査の効果的な実施などを通じて、その実効的な運用を行うとともに、事業者の自己責任による安全確保策の充実を強く指導することが求められる。

(2) 具体的要求事項等

今回の事故を踏まえて、具体的な安全規制上の要求ないし考慮事項としては、上記に加え、以下の点が重要である。

- ・ヒューマンファクターへの一層の配慮
- ・従事者の行動に関する適切な制限事項の設定
- ・使用条件に関し、その特定、安全審査等における明示、目的外使用の困難な設計の考慮、禁止事項の設定等が必要
- ・多重防護・フェールセーフの一層の導入

- ・制限事項の多重化
- ・物理的な安全確保策の導入の強化
- ・使用条件逸脱の可能性に対する安全設計と安全評価
- ・運転管理をより重視すべき施設については、安全規制のあり方に関し、早急に専門的検討が必要

なお事業者が、技術進歩の取り入れについて適切に対応する必要がある場合、規制当局においてもそのような事項に柔軟に対応することが必要である。

また、前記3. で述べた安全確保の徹底の観点から事業者に求められる事項について、その実現に国は十分な指導をすべきである。

（3）安全管理情報の統合化とシステム化

また、今回の事故が衝撃的だった理由のひとつは、臨界事故という原子力特有の事故が、運転規則の逸脱といういわば単純な行為によっていとも簡単に起きてしまったという事実にある。しかも、濃縮度 20%のウランという核物質管理上は特に留意を要する核燃料物質を取扱っているときに起きたことは、国際的信頼も損なうこととなった。このような事故の再発を防止するため、次のような安全管理情報の統合化とシステム化を図ることを提言する。

①臨界事故の原因には、必ず核燃料物質の取扱いが係わることから、核燃料物質の管理をより徹底する必要があることである。核燃料物質の所在や移動についてリアルタイムでその情報を管理するシステムが構築されれば、この種の事故の防止にきわめて有効である。原子力発電所や通常の加工施設のような施設にまでそれを求めるべきか否かは専門的検討を要しようが、人的管理に依存し易い今回の施設のような場合には、そのような核物質管理情報のシステム化が検討されるべきである。

②核物質管理上特に機微な核燃料物質を取扱う施設においては、核物質防護上のセキュリティ対応もより重要になる。その点からの情報の統合化とシステム化も検討されるべきである。

我が国では、核物質管理や核物質防護については、原子力安全委員会ではなく原子力委員会が所掌している。核物質管理や核物質防護の観点からの技術的手段が今回のような事故を未然に防ぐという効果を間接的に持ち得ることに着目し、原子力委員会においても国の広義の意味での安全行政として核燃料物質の安全管理体制の充実化を図るべきである。

【原子力防災対策】

防災活動の目的は、そもそも一般住民を被害から守ることであり、出来るだけ先手先手を打つ（プロアクティブ）との原則を前提に、迅速かつ的確に対応することが必要である。

今回の事故は、防災関係者の危機認識の保持と国の緊急時対応、危機管理の実行力に大きな問題を投げかけた。とりわけ情報の不足と伝達の混乱は、事態への迅速な対応の妨げとなり、また加工施設での臨界事故を想定していないなど事前の対応にも今後改善が求められるべき問題があった。これらのことから以下の諸点が重要となる。

(1) 危機管理のキーパーソン等

防災対策を有効に講じるには、危機管理の専門的能力を有するキーパーソンの設定とその人を中心とした緊急時対応体制の確立の中で、関係者が、危機認識を常時保ちつつそれぞれの分野でプロとしての自分の役割を自覚して機敏に対応することが必要である。

(2) 危機管理下における情報の適正な管理

危機管理下の情報に関しては、事故直後の情報収集、迅速な伝達、提供される情報の専門的な分析が的確になされるよう予め準備されることが重要であり、以下のような適切な情報管理体制を整備する必要がある。

- ①事故発生後の非常時においては、地域住民及び一般公衆に対し、正確でかつわかり易い情報がタイムリーに提供されなければならない。そのため、情報源を出来るだけ一元化し、情報の混乱を最小限にとどめるべきである。報道機関への情報提供者は、その情報源と直結し、とくに指名された者が当たるべきである。その際、災害弱者等への情報伝達に配慮する必要がある。
- ②災害防止や事故の終息に向けた迅速かつ的確な判断を可能にするためには、提供される情報を専門的に分析する作業が必要であり、それらの作業は、適切な場で特別にその任に当たる者によって遂行されるべきである。情報の提供が優先されるあまり正確かつ迅速な判断が遅れるようなことがあってはならず、この点に関し、報道機関の節度ある取材活動による協力が不可欠である。

(3) 原子力災害対策特別措置法の制定と実践的で有効な対策の早急な検討・整備

本委員会の「緊急提言・中間報告」を受けて、近時制定された原子力災害対策特別措置法において、

- ・迅速な初期動作と国、都道府県、市町村の有機的連携の確保
- ・原子力災害の特殊性に応じた国の緊急時対応体制の強化
- ・原子力防災における事業者の役割の明確化

等が図られることとなった。本法は、法的枠組みとして、評価するものであるが、具体的な諸措置が講じられて初めて、実践的で有効なものとなるものであり、関係省庁、原子力安全委員会等において、引き続きかつ早急に具体的措置について検討し、講じるよう強く求めるものである。

具体的措置としては、ハード面として、情報通信システムの整備・高度化、モニタリング

ポスト等の監視機器の充実、緊急輸送手段の確保等の整備及び、ソフト面として、具体的かつ実践的な防災計画・マニュアル等の作成、平常時からの情報交換や訓練、緊急時対応に熟知した人材の養成、知識の普及等の措置が必要であり、実際の事態においてその機能が十全に発揮されるよう、事前に準備される必要がある。

【安全規制体制の再構築】

今回の事故を契機として、安全規制体制のあり方にも疑問が投げかけられ、安全規制への信頼が損なわれたことを謙虚に受けとめる必要がある。その意味で、安全規制を含む今日の原子力行政は、これまでの様々な安全確保のための努力があったとしても、今回の事故を深く自省し、今後のあり方を考えるべきである。また、事故の影響に直面した地元の安全規制に対する不信感やそのあり方に対する強い思いを重く受け止める必要がある。

（１）規制行政体制

現在、事業者の自主的努力を強く促しつつ、国の規制の強化などがなされつつあるが、原子力の安全確保に不安を持つ国民の安心の観点に立てば、それだけではなお不十分である。すなわち安全の確保を確実なものとするとともに、国民の立場に立って、国民の不安や疑問を代弁し、その観点から規制行政庁とは独立した立場で規制行政を監視し、指導する機能が原子力安全委員会に十分に備えられることが強く求められている。

（２）安全規制体制の基本的な方向

以上の観点に立って、安全規制体制の基本的な方向を示すならば、以下のとおりであり、政府は、これらを実効性あるものとして構築する責任があり、一層の努力を求める。

①安全規制当局の陣容を強化充実する。その際、安全規制当局の果たすべき役割を、あらためて確認すべきである。同時に、安全確保の基本が自己責任にあることを想起し、事業者と規制当局の役割の範囲についてできるだけ明確にしておくべきである。

②原子力安全委員会は、規制行政庁からの独立性を強化し、審査指針類の総合的な整備を含む安全規制政策の立案に一層の努力を払うとともに、規制行政庁の安全規制に十分な監視の目を配り、事業者と規制行政庁、規制行政庁と原子力安全委員会の間で適切な緊張感と意思疎通が保たれ、全体として我が国独自の多重補完的安全規制体制が、最も有効に機能するよう常に工夫すること。

もとよりこの前提として、事業者及び規制行政庁の自覚的で最善の安全確保努力があることは当然である。

③原子力安全委員会は、事務局の抜本的な強化と、自然科学系に限らず、人文社会系の人材を含む幅広い分野の有能な専門家集団の確保に努め、その機能を十全に発揮し、総合的

な原子力安全確保の要として の役割を果たしつつ、国民の立場に立って、国民の代弁者たれとの期待に応えること。

④規制行政庁及び原子力安全委員会は、安全確保施策に関し、原子力 研究開発利用各分野を俯瞰し、変動する時代や社会の要請に適応する とともに、自己点検のための仕組みを確立すること。

（３）新たな安全規制体制の構築

現在政府が検討を進めている安全確保体制の再構築の動きは、

- ・規制行政庁に関し、法改正による安全規制の強化に対応した人員充実
- ・原子力安全委員会に関し、設置（または事業）許可時の安全審査以降の建設・運転段階における規制行政庁の規制活動の監視（規制調査）や政策企画など機能強化、強力な事務局の独立性の早期確保

などであり、平成１３年１月の省庁再編時に原子力安全委員会の内閣府への移行と経済産業省の原子力安全・保安院の新設により、新たな安全規制体制が整うこととなるものと考えられる。

今回の事故に直面した地元を含む関係者から、米国ＮＲＣのような行政委員会としての安全確保体制の完全な一元化による規制と推進の完全な分離という根本的な変革を求める声も強く、それだけ安全確保の信頼性に対する切なる思いに関係者が総力を挙げて応えていくことが必要である。

この意味において、上に述べた、新たな安全規制体制の構築に向けての当面の課題が的確に実施され、国民が期待する安全確保の実効性が得られることが、極めて重要である。

４．原子力安全文化の定着と２１世紀の安全社会システムを目指して

今回の臨界事故を契機として、原子力安全確保を支える基本理念である「安全文化」の定着・浸透に努めることが、一層強く求められており、こうした理念の下、「安全社会システム」の構築を目指さなければならない。

（１）自己責任による安全確保の向上を不断に目指す社会システムの構築

今回の事故に限らず原子力の安全確保の基本は自己責任にある。今回の事故を契機に、そのことがより広く再認識され、かつ前記２．などに示された新たな取り組みによってより一層徹底され、安全確保が向上することが強く望まれる。

自らの申請において約束し、法律に基づく許認可において決められた守るべき「当たり前のこと」（事業者の基本ルール）を守らなかったことにより、この事故が生じた責任は大きい。

（２）安全社会システム

安全社会システムは、安全文化の理念を前提として、危機認識、事前の安全確保対応、事後の安全確保対応、安全確保支援の４つの要素より構成され、人間的要素まで含めたソフト面まで拡大された総合技術として安全工学あるいはシステム構築を目指すとともに、その的確性の保証と、実現可能性の保証を図る必要がある。この場合、一般的な危機感ではなく、正しいリスク認識をもつことが、全ての基本にある。

（３）安全社会システムの総合設計

安全社会システムを総合的に設計していくためには、事業者、国、自治体、地元住民などのそれぞれの視点からの検討が重要であり、責任を分担して進めていく必要がある。また原子力分野では、システム全体の総合設計に責任を持つ役割は、原子力安全委員会を中心に、国が果たしていくことが求められる。また住民の立場を十分考慮した安全対策の視点が重要である。

（４）安全社会システムのコスト

安全社会システムの実現には、コストがかかるという当然のことを認識すべきである。原子力の「安全文化」という概念は、チェルノブイリ事故という厳粛な経験の上に自覚され、明確化されてきたものである。「安全」という社会の基本的な価値に対する認識と合意を国民の間に浸透させることが重要である。このことは、原子力分野に限ったことでなく、あらゆる分野において共通に必要なことである。

このため、原子力の「安全」確保という価値とその獲得にはコストがかかることをあらためて自覚し、必要な資金、人員、サービス等のコストを、政府、企業、自治体等が適切に負担していく必要があり、安全社会システムの総合設計とその実現に責任を果たさねばならない。

さらに、原子力の安全に係わる業務が開発推進と同等の重要性があることに対応して、安全の業務に携わる研究者、技術者、作業者の価値が尊重される社会でなければならない。

（５）安全にかかるインフラ・ストラクチャー整備と人材の確保・養成

今回の臨界事故の終息及びその後の科学的評価には、多くの優れた研究者、技術者がお互いの専門性を発揮しつつ、協力して総合的にその力を発揮したが、優れた人材の養成や技術対応能力の涵養のためにも、安全にかかるインフラ・ストラクチャーとして、関係機関等による安全研究やリスク科学研究の実施などの安全プロジェクトの推進は、極めて重要である。

また、自己責任によって安全確保の向上を不断に目指す社会システムの構築に当たっては、専門的知識を有し安全意識の高い技術者集団の参加を必要としており、特に、それらの集団

のリーダーとなる人材の育成が不可欠である。我が国におけるこれまでの原子力指導者の多くは、海外での経験を通し原子力を学んだ。半世紀を経過した今日、そのような役割をなお他国に求めることは許されない。我が国自らが指導的人材の育成に新たに取り組むとともに、課題を共有する他国との協調によって国際的に人材の養成を図っていくことも重要な課題であり、そのような国際的教育プログラムを我が国のリーダーシップの下に推進すべきことを提言する。

さらに、原子力産業界は、我が国のエネルギーの確保の上で重要な役割を担い、産業として確立している原子力分野において、優れた人材を持続的に結集することの重要性を認識し、人材確保に積極的な努力をすべきである。その際、大学研究機関における教育・研究活動を積極的に支援するとともに、安全関係の人材の確保に関し、地味に思われがちな安全確保の不断の取り組みが、開発と並ぶ価値を有するものとして評価する必要がある。

(6) プロジェクト型技術開発のあり方

原子力技術のように事故による社会的影響が大きなものは、その開発計画は、外部に対し常に開かれ、その内容を説明する責任を負っているとともに、リスクを最少化するプログラムを自律的に備えていなければならない。

リスクがあるからこそ技術開発を必要としていることが、広く理解されねばならないのは当然であるが、逆に、その理解を助けるためには、事故の確率とその影響の程度を最少限に抑制する仕組みが開発プロジェクトにプログラム化されていることが必要であり、そのようなプログラムもまた、常に進化すべきものである。プロジェクトを構成する個々の分散的サブプロジェクトが、それぞれに自律化し、かつその自律分散化の過程を通して、全体として進化するよう管理運営される必要がある。

このことは、自律分散型プロジェクトの管理システムを新たに開発する必要性を提起するもので、事故の原因の自発的除去と、事故影響を予知し最少化するリスク管理システムの開発と併せて、新たな研究開発テーマとして取り組んでいくべきことを提言する。

なおその際、社会科学的手法（社会心理学的装置）による安全管理技術に関する研究も併せて取り組まれるべきである。

(7) 安全を軸として発展する世紀を目指して

最後に、今回の事故は、成熟しつつある我が国の原子力利用についてのみならず、科学技術の発展に支えられて享受してきた繁栄が、いかに危うい点を含んであるかについての一つの強い警鐘であると受け止め、「安全」の価値の高さに関する合意を国民的規模で図っていく必要がある。

今回の事故は、国際社会にも強い衝撃を与えたのみならず、日本という国に対する見方において、日本が原子力利用を含め高度な安全の国であるとの見方が崩れかねないほどの、大きな影響を与えた。

今我々は、原子力の開発・推進に当たり、安全に関して先導的な役割を果たすことが、国際社会に対する我が国の責務であるとの認識を持つとともに、安全社会システムの構築を目指して、社会のあらゆる面を俯瞰して隅々まで安全に十分な配慮を払う努力をすることにより、安全の国日本を回復し、21世紀において、安全を軸として発展する道を目指して歩まなければならない。

5. 将来への展望とその確保

当委員会が、この事故調査を通じて指摘したことは、我が国初の臨界事故を契機とした安全改善措置であり、原子力安全に係る全てを網羅したものではないが、関係者がこれに真摯に対応し、当面する問題を乗り越えたところに、我が国の原子力の将来の展望が開けてくるものである。

従って、関係者において、今回の提言が、着実に実施されることを期待するとともに、その成果として再構築される安全確保のシステムについて、適当な期間の後に原子力安全委員会の下で、適切な評価が行われることを強く望むものである。

表Ⅶ-1-1 対策と提言（技術の観点から）

	対 策 ・ 提 言	頁
国	1)安全審査等において評価の前提とした使用条件について明記 2)国の検査機能の強化 3)規制行政庁と原子力安全委員会の多重補完的安全審査について検討すべき 4)管理体制や検査並びに確認の方法までを視野にいたした専門的検討が緊要 5)原子力委員会においても核燃料物質の安全管理体制の充実化を図るべき 6)専門的知識を有し社会への適用に優れ安全意識の高い人材の育成が不可欠 7)国際的教育プログラムを我が国のリーダーシップの下に推進すべき 8)ウラン溶液等が安全かつ速やかに処理されるよう万全を期すこと	III-35 III-36 III-45 III-46 III-49 III-51 III-52 V- 2
事業者	9)質量制限値が遵守される運転管理体制を構築すること 10)ISO基準認証取得の奨励など自己責任による自主保安の考え方を徹底 11)特殊少量製品の製造プロセスに対する安全管理上の配慮が特別に必要 12)余裕のある作業計画の策定と作業計画に基づいた工程管理を行うこと 13)正しい作業の実施を確認するシステムを確立すること 14)作業者の意欲の向上を図るシステムを確立すること 15)核燃料物質の所在や移動をリアルタイムで管理するシステムの構築を検討	III-30 III-31 III-33 III-47 III-47 III-48 III-49
国・事業者	16)質量制限とともに濃度制限を併用 17)臨界安全管理を要する装置の作業性と安全性との関連を予め評価すべき 18)当該施設の潜在的危険性を考慮した対策を講じるべき 19)人的管理による安全確保は機械による安全と同等又はそれ以上であるべき 20)臨界状態の継続性を直接的に検知できる装置の設置 21)正確かつ必要な情報の速やかな提供と専門的な検討 22)海外への正確な情報の速やかな伝達に留意 23)「絶対安全」から「リスクを基準とする安全の評価」へ意識を転回すべき 24)健全な緊張関係は状況が常に改善進化する循環的關係であると認識すべき 25)リスク管理システム及び自律分散型のプロジェクト管理システムの開発	III-28 III-28 III-38 III-38 III-40 III-41 III-41 III-50 III-50 III-51

表Ⅶ-1-2 対策と提言（防災の観点から）

	対 策 ・ 提 言	頁
国	26)迅速な初動と密接な連携体制を確保した強力な危機管理体制を検討すべき	Ⅳ- 5
	27)現地本部をより実効性のある方法で具体化を図るべき	Ⅳ- 6
	28)現地本部が立ち上がるまでの現地対応体制の検討	Ⅳ- 6
	29)一元的に住民の防護対策の判断・実施が可能な体制について検討すること	Ⅳ- 8
	30)災害弱者に対する対応を含めた防護措置のあり方について検討すること	Ⅳ- 8
	31)常時対応可能な専任の報道担当官の設置等の体制について検討すべき	Ⅳ-10
	32)緊急医療対応マニュアルの作成と定期的な訓練の実施	Ⅳ-16
	33)施設・設備の整備を含む拠点医療機関を結ぶネットワーク型の強化	Ⅳ-17
	34)全身急性被ばくの治療に関する研究の推進	Ⅳ-17
	35)医療に関する経験共有のための国際的連携システムを維持強化	Ⅳ-17
	36)事故発生直後に現地医療などを統括的に実施するシステムの検討	Ⅳ-17
	37)事故後早い時期に健康影響に係る知見を分かりやすく伝える体制の整備	Ⅳ-17
	38)長期間継続する健康影響や心のケアに関する幅広い専門的検討	Ⅳ-18
	39)健康管理検討委員会の方針に沿った長期的な健康管理の適切な実施	Ⅴ- 1
事業者	40)平常時から防災組織・防災計画及び必要な資機材を整備すること	Ⅳ- 3
国・事業者	41)事業者からの迅速かつ正確な通報の確保のための対策	Ⅳ- 3
	42)事業者からの通報を周辺市町村も含めて迅速的確に伝える体制の整備	Ⅳ- 3

表Ⅶ-1-3 対策と提言（企業・産業の観点から）

	対 策 ・ 提 言	頁
国	43)教育の場での科学技術に携わる専門職としての倫理教育の充実を検討	Ⅵ-12
事業者	44)現代企業は効率性と安全性確保・環境保全を両立させるべき 45)発注時の技術者による安全操業の可否検討と操業への一定の注意を期待 46)使命感や自己向上意欲を堅持し安全確保技術のレベルアップに努めること 47)安全目標の自主的な具体化と能動的な自主保安活動のための組織運営 48)高度な安全管理意識の浸透のための教育・訓練システムの確立 49)危機管理に関する行動指針の制定等を通じたマネジメント体制の確立 50)適切なコーポレート・ガバナンス（企業統治）を確立しておくこと 51)リスクの大きな産業では子会社へのリスク回避行動は厳に慎むこと 52)産業としての活気にあふれ魅力に富む存在であること 53)大学等との研究者・技術者の相互交流や共同研究などに取り組むこと 54)システム全体としての整合性を持った安全確保について確認すること 55)メンテナンス部門等に対する責任ある管理のあり方について検討すること 56)NSネットワークの運用は実質的にバランスの取れた安全対策とすること	Ⅵ- 5 Ⅵ- 7 Ⅵ- 8 Ⅵ- 9 Ⅵ- 9 Ⅵ- 9 Ⅵ- 9 Ⅵ-10 Ⅵ-11 Ⅵ-11 Ⅵ-12 Ⅵ-13 Ⅵ-13
国・事業者	57)リスクの評価・管理及びモラル・ハザードを分析する科学の発展を期待 58)原子力分野において倫理規定を有効に機能させる方策の検討を期待 59)現に従事している技術者に専門職としての倫理教育を行うことが急務	Ⅵ- 6 Ⅵ-12 Ⅵ-12

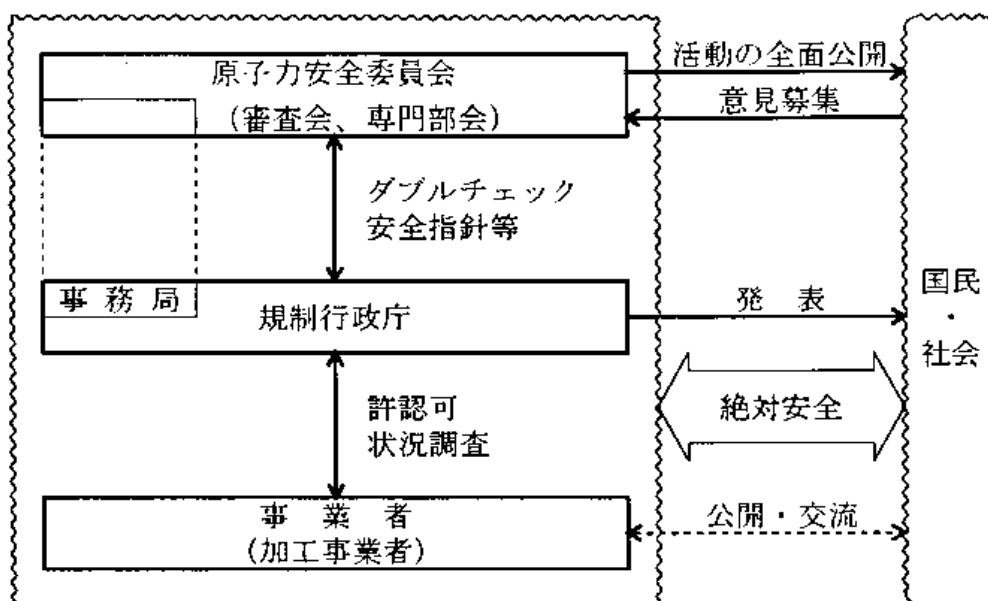
表Ⅶ-1-4 対策と提言（社会と安全の観点から）

	対 策 ・ 提 言	頁
国	60)安全に関わる学際的専門領域の確立を期待 61)学校教育の場でのより積極的な正確な知識の普及に関する取り組みを期待 62)安全社会システムの総合設計については国がその役割を果たすべき	VI-25 VI-26 VI-27
事業者	63)常に全体的把握に基づく十分注意深い対応が必要 64)経営トップの明確な危機認識の下にリスク・マネージャーを配置すること 65)リスク管理は生産効率の圧力から独立した権限が付与されるべき 66)許認可条件との整合性や安全確保の観点からも作業手順等を検討すること 67)許認可条件の現場表示等による運転員への注意喚起 68)内部評価の機能低下抑止のための相互評価システム等の導入を期待 69)施設公開や情報公開を通じた住民・地域との意思疎通に努めること	VI-19 VI-19 VI-20 VI-21 VI-21 VI-24 VI-26
国・事業者	70)安全文化の概念が最重要の原則であることを改めて確認すること 71)リスク・マネージャーの能力・養成方法等に関する検討を期待 72)リスク感の心理的な常在のための工夫を期待 73)安全工学的設計に多重防護などの思想をより一層浸透させること 74)訓練等を通じて事故時対応マニュアルの体得に努めるべき 75)すべての関係者に対する徹底した研修・訓練に最大限の努力を行うこと 76)潜在的な責任感・向上心を刺激するための社会心理学的装置の導入を期待 77)情報提供は緊急時はもとより日常においてもタイムリーであること 78)放射線やその影響に関する正しい知識の普及は特に重要	VI-15 VI-20 VI-20 VI-21 VI-22 VI-23 VI-23 VI-25 VI-26
社会	79)安全を21世紀の固有の価値の一つと位置付け国民的規模で浸透 80)社会の責任として安全という価値に対する適正なコストを負担 81)安全文化の根本理念をもとに安全社会システムの構築を目指すべき 82)政府・事業者・自治体等が責任を分担していくシステムづくりを期待 83)関係自治体職員や報道関係者が十分な基礎的知識を身につけること 84)安全確保への住民等の参加に関連する諸制度の整備に努めること 85)リスク軽減のための社会的インフラストラクチャを構築すること	VI-14 VI-14 VI-15 VI-19 VI-26 VI-26 VI-28

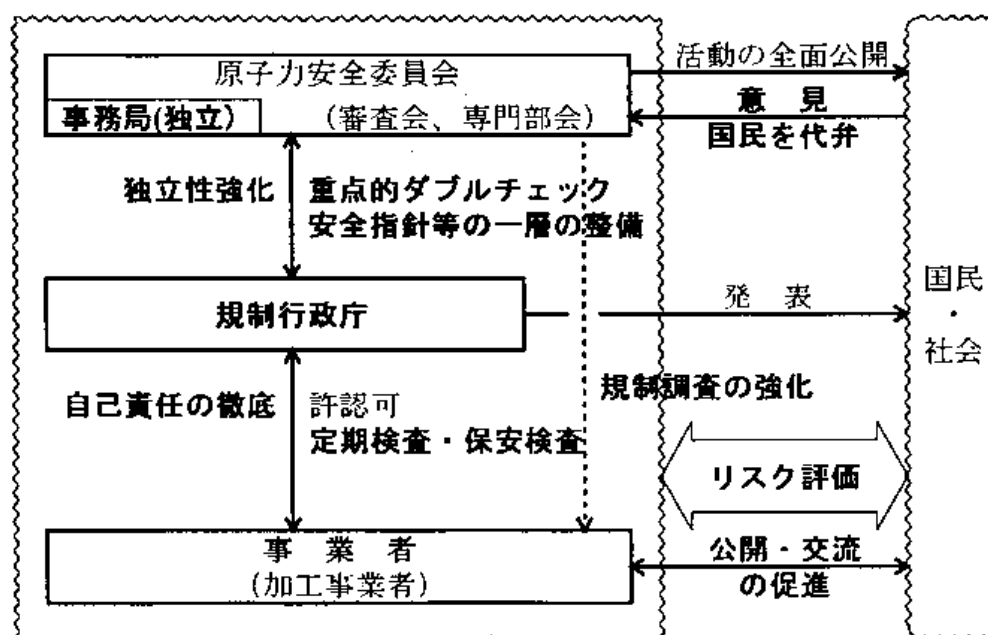
表Ⅶ-1-5 対策と提言（包括的な観点から）

	対 策 ・ 提 言	頁
国	86)強化された安全規制体制において、その実効的な運用を行うとともに、事業者の自己責任による安全確保策の充実を強く指導すること 87)事業者による技術進歩の取り入れについて規制当局は柔軟に対応すること 88)防災活動は出来るだけ先手先手を打つ（プロアクティブ）との原則を前提に、迅速かつ適切に対応すること 89)近時制定された原子力災害対策特別措置法を実践的で有効なものとするため、引き続きかつ早急に具体的措置について検討し、講じること 90)安全規制当局の陣容を強化充実するとともに、果たすべき役割を改めて確認すべき 91)原子力安全委員会は、全体として我が国独自の多重補完的安全規制体制が最も有効に機能するよう常に工夫すること 92)原子力安全委員会は、総合的な原子力安全確保の要としての役割を果たしつつ、国民の代弁者たれとの期待に応えること 93)規制行政庁及び原子力安全委員会は、変動する時代や社会の要請に適應するとともに、自己点検のための仕組みを確立すること 94)今回の提言が着実に実施され、再構築される安全確保のシステムについて、適当な期間の後に適切な評価が行われること	Ⅶ- 6 Ⅶ- 6 Ⅶ- 7 Ⅶ- 9 Ⅶ-10 Ⅶ-10 Ⅶ-10 Ⅶ-10 Ⅶ-15
事業者	95)ルール違反が結果として生産性を損なうものであることを認識すべき 96)企業風土として安全文化を醸成し、安全確保を万全なものとしていくこと 97)安全管理に関する認識を継承するシステムを確立すること 98)積極的な技術革新努力（最新の安全技術の取り入れを含む）を行うこと 99)変化への適切な対応と新方式の導入や変更の際の特に慎重な安全性確認 100)必要に応じた定期安全レビューの導入・実施	Ⅶ- 3 Ⅶ- 3 Ⅶ- 3 Ⅶ- 3 Ⅶ- 4 Ⅶ- 4
国・事業者	101)安全問題の原点となる的確な危機認識について、原子力に携わる全ての組織と個人とが、その役割に応じて継続的に保持すること 102)原子力の安全確保の基本は自己責任にあることがより広く再認識され、かつ新たな取り組みによってより一層徹底されること	Ⅶ- 1 Ⅶ-12
社会	103)開発推進と同等の重要性を有する原子力安全に関わる業務に携わる研究者、技術者、作業者の価値が尊重される社会でなければならない	Ⅶ-13

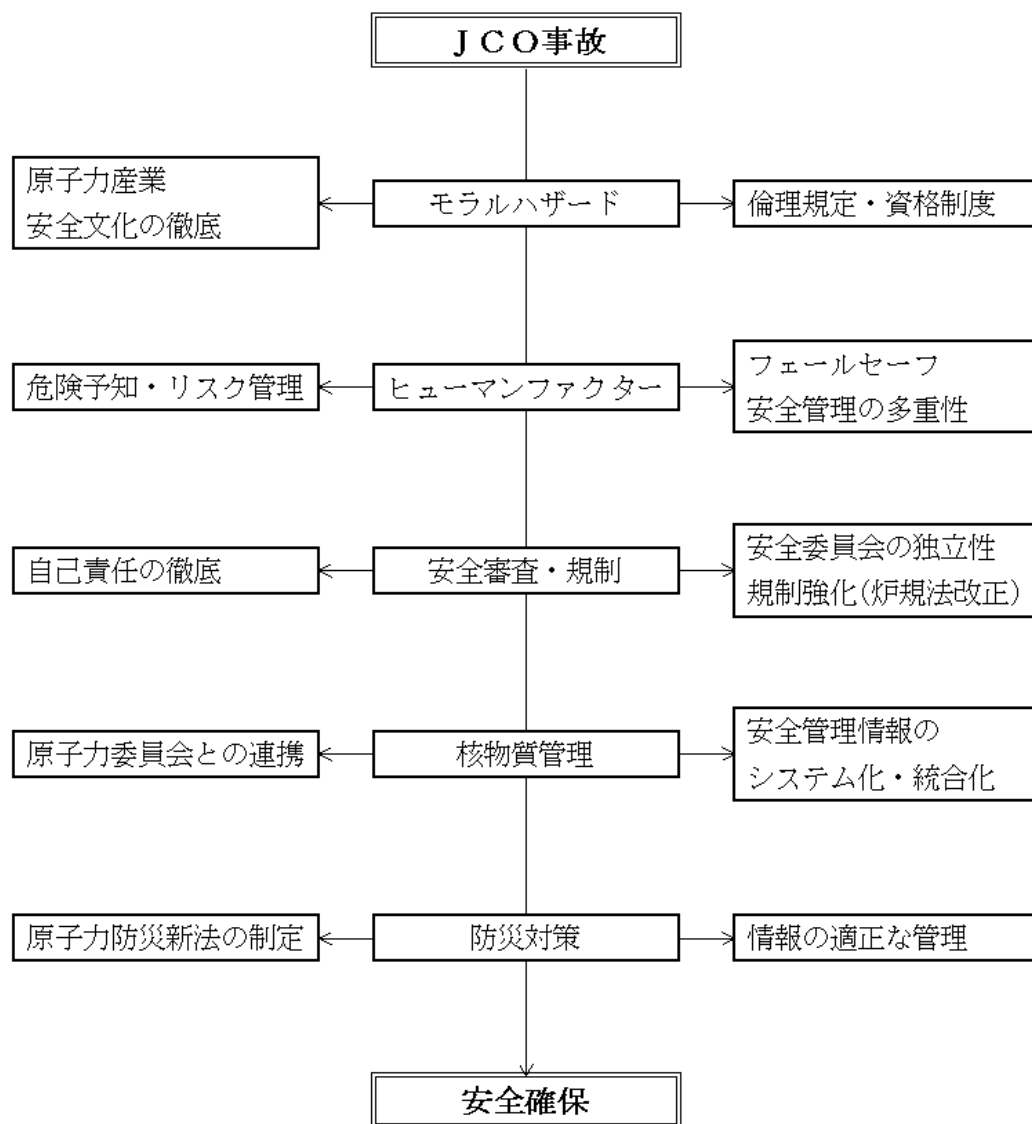
(現状)



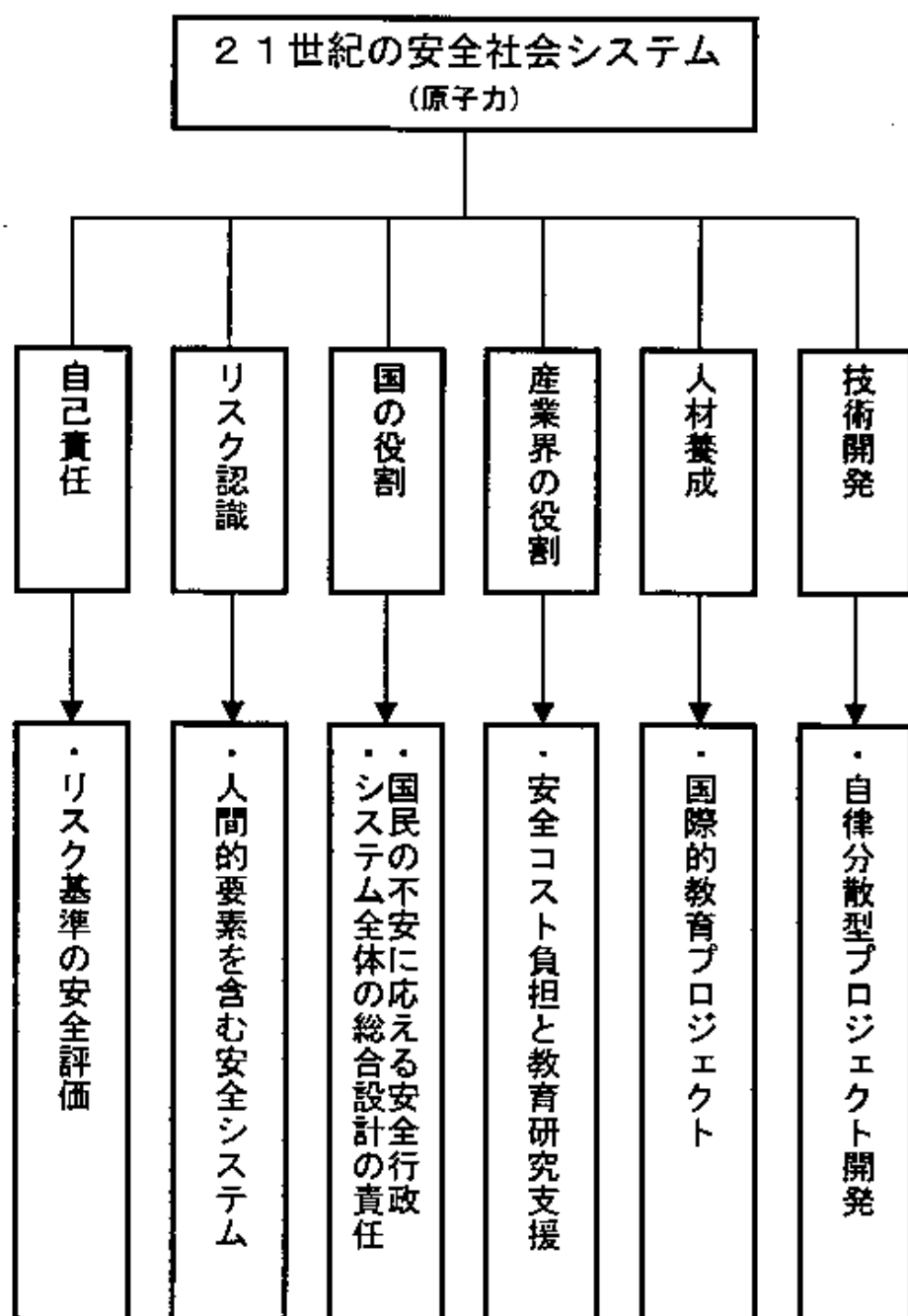
(今後)



図Ⅶ-1 安全行政の改革に関する提言



図Ⅶ-2 再発防止策に関する提言



図VII-3 21世紀の安全社会システム（原子力）の設計に関する提言

VIII. 事故調査委員会委員長所感（結言にかえて）

株式会社ジェー・シー・オー東海事業所において起こった臨界事故は、定められた作業基準を逸脱した条件で作業者が作業を行った結果、生じたものである。従って直接の原因は全て作業者の行為にあり、責められるべきは作業者の逸脱行為である。

この事は、今回の事故が予測のできない不可抗力によって生じたものではないことを意味し、一般に多くの事故が、予測のできなかった多数の技術的原因の重畳によって生じると比較すれば、特異な事故であったことが理解されるのである。

その意味で、本事故は単純である。しかしながら、このような事故の再発を防止するという立場に立つとき、逸脱行為を責めるだけでは何も解決しないこと、すなわち問題は決して単純でないことが直ちに理解される。本調査委員会（原子力安全委員会ウラン加工工場臨界事故調査委員会）は、このような事故の再発の可能性を除去することを目的として、可能な限り広範な視点からの検討を行い、再発防止のための提案を行ったものである。

それは、何故作業者の基準逸脱が起こったのかを直接的原因のみならず、間接的原因にまで及んで明らかにするということであり、そのためにそれぞれ異なる視点を定めた調査を別々に行い、それを素材として全体討議を行うこととしたものである。すなわち、

- ・技術と評価
- ・企業と産業
- ・社会と安全

のチームを編成し、それぞれのチームで厳密な調査、原因の究明、影響因子の分析、因子間の関係解明等を行うと同時に、改革への提案を行った。その結果は第VI章までに詳述されている。

さらに、それらの結果を基礎として、我が国の原子力に関する行政、産業、開発、研究などの体制や運営について総合的な検討を行った。その検討結果は第VII章に述べられているが、その内容を要約すれば、原子力に直接関係するものの中で、原子力安全委員会、規制行政庁、事業者の間の関係を修正すべきこと、さらに原子力に直接関係するものと一般社会との関係にも変化が求められるべきことが明らかになった、ということである。

以上の第II章から第VII章までの検討を通じて、多くの改善点の指摘や提案を行っているが、それを提案のリストとして本報告書に添付した。指摘や提案は燃料加工技術そのものに関するものから社会における価値観まで多岐に亘り多様である。後述するように、その一つ一つは、それを担当し実行するものにとっては重いものであり、独自の真摯な取組みが要請されるものである。一方、これらの多様な提案を通じて、本事故から学ぶべき本質的で構造的ないくつかの問題点が浮かび上がってくる。それを以下に述べることとする。

（1）原子力技術の特徴と状況－異なる成熟度の混在

特定の技術は、生み出されてから進展を続け、やがて成熟して行き、安定な技術となる。

この技術進展の過程を考えると、原子力技術はどの段階にあるのであろうか。

○ ここではまず一般的な技術について、進展する技術から成熟技術への移行を考えてみよう。この移行において技術開発に質的变化が起こることに留意すべきである。それは開発の途上で、その方向を定めたり、除去すべき問題点の発見等において用いる情報獲得の差異である。

○ 進展する技術においては、試作や実験等によって得られる情報が進展の主役である中心技術の進歩のために用いられる。一方、たとえば信頼性などの制約条件は一定の水準が求められているものの、開発の目的では必ずしもない。新しい技術が進展する過程では、その中心技術への開発投資は大きく、それと対応して制約条件を構成する技術への投資が十分大きい場合もあるが、一般には新しい技術は故障が多いと言われるように、中心技術の進歩が優先される。初期の計算機はその典型である。この場合、中心技術の完成度が上がるに従って制約条件であった信頼性の向上が目標となり、そこに新しい開発行為が向けられる。例えば計算機で、高速計算という中心技術がある水準に達すると、信頼性向上研究が始まり、それがある水準に達すると普及が始まる。ところで前述のように、両者の技術開発には質的差異がある。前者は、その中心技術を専門とする開発者によって行われる。しかし後者は、それを実現する技術が、中心技術以外の多様な技術的総合的成果なのであって、特定専門家による特定技術の開発でなく、その技術を成立させる全条件、一般にそれは多様で、把握するのに大きな努力を必要とするものであるが、それを同定し、求められる制約水準を満足すべく多様な技術開発を行うのである。そのために、多くの技術では、この段階は使用という場の試行錯誤によって、その制約条件を構成する技術要素を同定する方法が取られる。即ちここでは、使用の場において観察される諸事象、すなわち成功、失敗、異常現象などが必要技術を同定するための主要な手段となり、それに依拠した技術開発により制約条件の水準が向上するのである。

このような技術一般に見られる進展のパターンを一切取り得ない原子力技術は、その点で特異なものである。すなわち安全性という制約条件は絶対守られるという前提に立って独自の展開を行って来たものである。言い換えれば、原子力技術の開発は、中心技術と制約条件としての安全技術とを、同時に進展させるというものである。前述のように、制約条件としての安全技術を、使用の場における安全性を完全に守りつつ進展させることは、失敗や異常などの情報源を使えないという意味で中心技術の進展に比べて異質の難しさを伴うものである。

さて、現在の軽水炉技術は、このような条件を満たしつつ、成熟過程に至ったと考えることができる。成熟技術においては、作業の定常化によって安定性を増し、結果として安全性を向上する。この段階に到達すれば、制約条件としての安全性のための技術の一部は、暗黙

的に作業体系の中に着実に埋め込まれることになる。

しかし成熟に至る過程においては、安全技術のすべては、前述のようにそれがいかに多様であっても、すべてを明示的に把握するための努力が常に払われ、そのための技術開発投資が常に行われ、それが前述の異質の難しさを持つことを十分に認識しつつ行われてきたのであることを理解する必要がある。

このように考えると、原子力技術の中に成熟状態の技術とともに、新型の炉の開発のような進展する段階にある技術が混在することに問題があることに気付く。このことは、使用という場で故障情報を利用しながら技術の新しい部分を進展させる場合には問題とならない。しかし今回の事故が、原子力技術の中の成熟度の異なる部分の接点で起こったことを考えると、この混在の持つ問題をより深く考察することが必要である。本来は分離が必要なのではないかとも考えられるのである。

しかし本報告ではこのことを提案とはしていない。提案は確実に安全性向上に有効であると考えられるものについて行っているものであるが、本項で述べたことは技術の本質に関わりはするが、厳密な結論を下すためにはより深い検討が必要である。それは、原子力技術の技術上の特徴を、成熟度のみならず、より多角的に検討すべきことを要請している。たとえば、起こりうる事故の論理的解明などは不可欠の仕事であろう。我々は、自ら作った技術であっても、未知の内容を多く含むものであることを謙虚に認めるとともに、その技術をより深く解明する責務を負っていることを自覚すべきである。

（２）方法的未成熟—二律背反

今回の事故の検討において、原因を除去する方法を考察する際にいくつかの矛盾、あるいは二律背反に遭遇した。それは安全性を向上するための方策が、他の事項を犠牲にするというもので、以下のようなものである。

- A. 安全性を向上させると効率が低下する。
- B. 規則を強化すると創意工夫がなくなる。
- C. 監視を強化すると士気が低下する。
- D. マニュアル化すると自主性を失う。
- E. フールプルーフは技能低下を招く。
- F. 責任をキーパーソンに集中すると、集団はばらばらとなる。
- G. 責任を厳密にすると事故隠しが起こる。
- H. 情報公開すると過度に保守的となる。

などである。本調査委員会の基本的な立場は、たとえ他の事項が犠牲になっても、安全を第一義的に考えるべきである、というものであるから、上述の右側の項目について深刻に議論することはなかった。したがって、本報告における多くの提案は、当面の安全性向上に必要な項目を、上記の関係は関係する人々の努力によって生起させないことを前提にして、提起している。そして、提案の実施によって間違いなく安全性が向上することを確信している

のである。

しかし、長期的視野に立って原子力行政を考えると、これらの矛盾ないし二律背反を解決することは重要なことである。ことに、A項の、安全性と効率性の矛盾を解決しない限り原子力の将来性はないというべきであろう。既に技術の成熟度の向上とともに、その内容が定常的となり、安定度を増すことによって、安全のための付加的技術が中心技術に内包される可能性も示唆し、それが品質管理の重要な視点であることも述べたところである。したがって、前項に述べたような原子力技術の持つ技術的固有性を明らかにしつつ、原子力技術固有の品質管理を開発することによって、この矛盾は十分に解決可能性を持つと考えて良い。

同様に、他の項目も、創意工夫が活性化するような規制、士気が向上するような監視なども十分あり得るのであって、各項目は解決不可能な矛盾ではないと思われる。したがって、上記の各項目は、原子力技術の発展のための解決すべき目標群を明らかにしているものととらえるべきであって、本報告ではその解決を示すことはできないが、今後の原子力技術進展のための条件を抽出したものと考えられるのである。

（３）権限と責任の乖離

成熟した民主的な社会においては、社会の諸機能は細分化された分業の上に成り立っており、各分業の区分においては、その使命、すなわち決定や執行の権限についての領域と、各領域に正しく対応する責任とが明示的に定められていることが、円滑な機能発現のための必要条件である。ことに、安全を第一義とする原子力技術の場合は、この必要条件を侵さぬことが、最重要な課題である。

その見地からみて、原子力に関係するいくつかの主体の、それぞれの権限と責任の区分状況が必ずしも明確ではないことが、本委員会の検討の途上で示されたのであった。その内容については第七章に詳述されているが、その基本は原子力安全委員会、規制行政庁、事業者の関係であり、この三者と一般社会との関係である。この四者の間の関係が持つ問題点をここに再び述べることはしないが、その関係の重要性について、ここで指摘しておこう。

今回の臨界事故は、重大な事故の潜在的可能性を、この四者の関係のもとでは認識し得なかった結果だと考えるべきである。最初に述べたように、事故の直接的原因という見方をすれば、事故の原因となった行為の実施に関する権限は事業者のみにあり、したがって責任は事業者にある。しかし、このような事故も含め、あらゆる事故を未然に防止することを目的として四者が独自の構造を作っているはずである。その意味では、この構造が万全のものでなかったという点も看過することの許されない重要な点である。

すなわち、事故の防止という立場に立つとき、この四者の作る構造は、事故の可能性を予知できない特異点を持っていたという点が重要なのである。と同時に、この四者の構造におけるどの点を修正すれば、今回の事故が防げたかを簡単に言えないという事実もまた深刻である。

実は、本調査委員会の全ての努力は、その修正点を明らかにすることに向けられていたの

であって、多数の提案を含む調査分析がその成果である。

それが多様で複雑な様相を見せているのは、実は前記四者の権限と責任の区分が明瞭でないことに起因している。

特に、前述のように予知できない点（これは「すき間」とも「被覆欠陥」とも呼ばれた）が存在したのに、それを発見できなかったのは、この区分の明瞭でないことも大きな原因の一つであると考えられる。

発見できなかったことのもう一つの原因は、既に（１）項に述べたように、開発から成熟へと常に変化する原子力技術の全てを十分に把握していないという状況にある。すなわち、対象についての知識の不完全さである。

視点のすき間と、対象知識の不足とが重畳する状況を、できるだけ速やかに脱却しなければならない。そのためには、四者の責任と権限の明確化と、原子力技術の全体を描出する専門的研究及び現場の事象についての完全な情報公開が必要であることを述べておきたい。

これらは将来にわたり、継続的な努力を払うべき課題である。一方、本報告書で述べた諸提案の多くは、その実施すべき主体が明示されていることから明らかなように、直ちに取りかかるべきことを要請しているのである。そしてまた、諸提案は現時点での安全確保のために緊急に必要なことであることに加え、それらは本項で述べた構造的な問題と同じ方向を持ち、したがってその実施が構造的な問題の解決に向けて少なくともその第一歩を踏み出すという意味でも有効であることを本調査委員会は確信するものである。

「ウラン加工工場臨界事故調査委員会」の設置について

平成11年10月7日

原子力安全委員会

平成11年9月30日に発生した茨城県東海村のウラン加工工場での臨界事故をうけ、10月4日の原子力安全委員会において設置を決定した「ウラン加工工場臨界事故調査委員会」（以下「事故調査委員会」という。）については、以下の通りとする。

記

1. 調査審議事項

臨界事故の原因を幅広い見地から徹底的に究明し、万全の再発防止策の確立に資するため、以下の事項を調査審議する。

- ・事故の全体像の把握
- ・事故の影響の評価
- ・事故原因の解明
- ・再発防止策への提言等

2. 事故調査委員会の構成

別紙の通り

3. 調査審議の期間

本年内に最終的結論を得ることを目途とし、出来るだけ早く中間報告をすることとする。

4. 調査審議の公開

事故調査委員会の調査審議は公開とする。

「ウラン加工工場臨界事故調査委員会」構成員

(委員長)	吉川 弘之	日本学術会議会長
	相澤 清人	核燃料サイクル開発機構理事
	阿部 道子	放射線医学総合研究所特別研究員
	石川 迪夫	(財)原子力発電技術機構特別顧問
	植草 益	日本学術会議会員(東洋大学経済学部教授)
	上原 陽一	横浜国立大学名誉教授
	岡本 浩一	東洋英和女学院大学教授
	小瀬 信一	茨城県出納長
	甲斐 洋	原子燃料工業(株)主幹技師長
	唐津 一	東海大学教授
	河田 東海夫	核燃料サイクル開発機構東海事業所副所長
	久米 均	日本学術会議会員(中央大学理工学部教授)
	斉藤 伸三	日本原子力研究所理事
	佐々木康人	放射線医学総合研究所所長
	鈴木 篤之	東京大学大学院工学系研究科教授
	須田 信英	法政大学工学部教授
	高橋 滋	一橋大学大学院法学研究科教授
	竹下 功	日本原子力研究所安全性試験研究センター長
	田中 俊一	日本原子力研究所東海研究所副所長
	西野 文雄	政策研究大学院大学教授
	馬場 鍊成	読売新聞社論説委員
(委員長代理)	東 邦夫	京都大学大学院工学研究科教授
	山内 喜明	弁護士
	吉田 民人	日本学術会議会員(中央大学文学部教授)

原子力安全委員会委員

佐藤 一男	(委員長)
住田 健二	(委員長代理)
青木 芳朗	
松原 純子	
金川 昭	

ウラン加工工場臨界事故調査委員会活動実績

平成 11 年 10 月 4 日 原子力安全委員会において設置を決定

平成 11 年 10 月 7 日 原子力安全委員会において調査審議事項等を決定

平成 11 年 10 月 8 日 第 1 回会合開催（於：科学技術庁）

平成 11 年 10 月 15 日 第 2 回会合開催（於：科学技術庁）

陳述人 木谷 （株）ジェー・シー・オー社長

越島 （株）ジェー・シー・オー東海事業所長

平成 11 年 10 月 16 日 事項調査委員会現地調査^{（注）}

平成 11 年 10 月 22 日 第 3 回会合開催（於：科学技術庁）

陳述人 橋本 茨城県知事

平成 11 年 10 月 29 日 第 4 回会合開催（於：富国生命ビル）

陳述人 村上 東海村村長

秋元 三菱原子燃料(株)社長

可児 日本ニュークリア・フュエル(株)社長

菊地 原子燃料工業(株)社長

平成 11 年 11 月 5 日 第 5 回会合開催（於：科学技術庁）

陳述人 中井 三菱原子燃料(株)副社長

平成 11 年 11 月 12 日 第 6 回会合開催（於：富国生命ビル）

平成 11 年 11 月 23 日 事故調査委員会 技術・評価チーム 現地調査

平成 11 年 11 月 26 日 第 7 回会合開催（於：東条インペリアルパレス）

平成 11 年 12 月 4 日 第 8 回会合開催（於：航空会館）

平成 11 年 12 月 11 日 第 9 回会合開催（於：東條會館本館）

陳述人 石塚 （社）日本原子力産業会議事務局次長

築館 電気事業連合会ジェー・シー・オー事故関連

特別委員会委員長

平成 11 年 12 月 17 日 第 10 回会合開催（於：麴町会館）

平成 11 年 12 月 24 日 第 11 回会合開催（於：東條會館本館）

（注）そのほか、事故調査委員会として一部委員が下記の日程で現地調査を実施。

10 月 29 日、10 月 30 日、11 月 2 日、11 月 15 日

ウラン加工工場臨界事故調査委員会 配付資料一覧

第1回（平成11年10月8日）

- 第1-1号 「ウラン加工工場臨界事故調査委員会」の設置について
- 第1-2号 (株)ジェー・シー・オーの加工事業について
- 第1-3号 (株)ジェー・シー・オーの核燃料物質加工施設の事故概要について
- 第1-4号 (株)ジェー・シー・オーにおける臨界事故の経緯について
- 第1-5号 東海村ウラン加工施設事故政府対策本部の決定事項
- 第1-6号 (株)ジェー・シー・オー東海事業所転換試験棟における事故の状況について
- 第1-7号 (株)ジェー・シー・オー作業手順書
- 第1-8号 核燃料物質の加工施設における臨界事故に伴う放射能等の漏洩及び放射線業務
従事者の過度の被ばくについて
- 第1-9号 緊急技術助言組織の活動状況について
- 第1-10号 国際評価尺度（INES）暫定値について
- 第1-11号 JCO作業員の被ばくに関する緊急医療状況の経緯について
- 第1-12号 (株)ジェー・シー・オー東海事業所において発生した事故による被ばく及び環境影響について（第1報）
- 第1-13号 JCO臨界事故に係わる計画被ばく量及びその操作
- 第1-14号 安全規制の経緯
(参考資料) 核燃料加工施設と発電用軽水型原子炉施設の一般的な安全性の対比
- 第1-15号 原子力安全委員会 安全審査指針集より抜粋
- 第1-16号 核燃料物質加工事業変更許可申請書
- 第1-16-1号 核燃料物質の加工事業に係る保安規定
- 第1-17号 海外での臨界事故例

第2回（平成11年10月15日）

- 第2-1号 原子力安全委員会ウラン加工工場臨界事故調査委員会第1回会合（速記録）
- 第2-2号 「ウラン加工工場臨界事故調査委員会」構成員

<<転換試験炉における事故の状況について>>

- 第2-3-1号 事故時の実際の作業について
- 第2-3-2号 転換試験炉における現場のマネジメントについて
- 第2-3-3号 転換試験炉における工程

第2-3-4号 ステンレス（S U S）バケツの使用状況

<<技術管理の状況について>>

- 第2-4-1号 文書管理要領書について
- 第2-4-2号 品質保証計画について
- 第2-4-3号 運転計画について
- 第2-4-4号 手順書について
- 第2-4-5号 指示書の作成について
- 第2-4-6号 （株）ジェー・シー・オーの核燃料取扱主任者について
- 第2-5号 （株）ジェー・シー・オーの現況について

<<転換試験炉に係る安全規制について>>

- 第2-6-1号 （株）ジェー・シー・オー東海事業所に係る行政庁の安全審査
- 第2-6-2号 （株）ジェー・シー・オー東海事業所の臨界安全に係る設工認、施設検査及び保安規定について
- 第2-6-3号 （株）ジェー・シー・オー東海事業所に係る原子力安全委員会の安全審査について

<<従業員等の被ばくについて>>

- 第2-7-1号 事故発生時の従業員等の行動及び事業所のとった措置
- 第2-7-2号 従業者の被ばく線量の測定結果について（続報）
- 第2-7-3号 計画被ばく線量について（資料第1-13号の補足説明）

<<（株）ジェー・シー・オー東海事業所において発生した事故に係る環境モニタリング結果について >>

- 第2-8-1号 （株）ジェー・シー・オー東海事業所に係る環境モニタリングについて（実施状況）
- 第2-8-2号 S P E E D I によるモニタリング結果（毎10分のデータ）
- 第2-8-3号 中性子の測定記録について
- 第2-9号 放射線及び放射性物資の放出による周辺環境及び施設内における影響の評価の考え方について
- 第2-10号 ヨウ素131に関する環境モニタリング等について
- 第2-11号 （株）ジェー・シー・オー事故関連健康調査結果の概要について（茨城県が実施・公表したもの）

<<その他>>

- 第2-12号 事故関連事項の時系列
- 第2-13号 核燃料施設の緊急総点検の結果について（第1報）
- 第2-14号 事業環境と再転換工場の運営について（(株)ジェー・シー・オー作成資料）

第3回（平成11年10月22日）

- 第3-1号 原子力安全委員会ウラン加工工場臨界事故調査委員会第2回会合（速記録）

<<従業員等の被ばくについて>>

- 第3-2-1号 事故発生時の従業員等の行動及び事業所のとった措置
- 第3-2-2号 従業員の被ばく線量の測定結果について（続報）
- 第3-2-3号 計画被ばく線量について（資料第1-13号の補足説明）
- 第3-2-4号 ホールボディー・カウンタによる測定の状況について

<<（株）ジェー・シー・オー東海事業所において発生した事故に係る環境モニタリング結果について>>

- 第3-3-1号 （株）ジェー・シー・オー東海事業所に係る環境モニタリングについて（実施状況）
- 第3-3-2号 SPEEDIによるモニタリング結果（毎10分のデータ）
- 第3-3-3号 中性子の測定記録について
- 第3-4号 放射線及び放射性物資の放出による周辺環境及び施設内における影響の評価の考え方について
- 第3-5号 ヨウ素131に関する環境モニタリング等について
- 第3-6号 （株）ジェー・シー・オー事故関連健康調査結果の概要について（茨城県が実施・公表したもの）

<<防災対策について>>

- 第3-7号 防災上の事故時の対応状況
- 第3-8号 防災指針・計画等

<<施設の安全性について>>

- 第3-9号 ウラン加工工場臨界事故調査委員会現地調査結果概要
- 第3-10号 施設の処置の現況
- 第3-11号 安全規制に関する追加説明資料
- 第3-12号 事業者の技術管理に関する追加説明資料

- 第3－13号 施設の安全性に関する論点の整理
- 第3－14号 国会審議の主な論点
- 第3－15号 原子力産業について

<<委員から文書で寄せられた意見>>

- 第3－16号 委員から文書で寄せられた意見

<<その他>>

- 第3－17号 事故関連事項の時系列資料
- 第3－18号 核燃料関係施設の緊急総点検の結果について（第2報）
- 第3－19号 国際対応・海外論調等資料

第4回（平成11年10月29日）

- 第4－1号 原子力安全委員会ウラン加工工場臨界事故調査委員会第3回会合（速記録）

<<防災対策について>>

- 第4－2号 防災対応に関する追加説明資料
- 第4－3号 防災対応に関する論点の整理

<<施設の安全性について>>

- 第4－4号 施設の処置の現況
- 第4－5号 安全規制に関する追加説明資料
- 第4－6号 事業者の技術管理に関する追加説明資料
- 第4－7号 施設の安全性に関する論点の整理
- 第4－8号 国会審議の主な論点
- 第4－8－1号 参議院決算委員会での内閣に対する警告決議（抜粋）
- 第4－9号 原子力産業について
- 第4－10号 臨界管理に係るウラン加工事業者の対応について
（加工事業者作成）

<<試料採取結果について>>

- 第4－11号 沈殿槽からの試料採取結果と今後の取組みについて

<<委員から文書で寄せられた意見>>

- 第4－12号 委員から寄せられた意見

第4－13号 委員指摘事項に関する説明資料

<<その他>>

第4－14号 事故関連事項の時系列資料

第4－15号 環境モニタリングに関する追加説明資料

第4－16号 第57回原子力安全委員会速記録（関係部分）

第5回（平成11年11月5日）

第5－1号 原子力安全委員会ウラン加工工場臨界事故調査委員会第4回会合（速記録）

第5－2号 （株）ジェー・シー・オー東海事業所の事故の状況と周辺環境への影響について

第5－3号 「健康管理検討委員会」の設置について

第5－4号 緊急提言・中間報告案

第5－5号 安全規制に関する追加説明資料（その2）

第5－6号 事業者の技術的管理に関する追加説明資料（その2）

第5－7号 原子力発電所等周辺防災対策専門部会委員の意見について

第5－7－2号 防災対応に関する追加説明資料（資料第4－2号の2. についての改訂版）

第5－8号 臨界安全教育資料（事業者作成）

第5－9号 審議に関し委員から新たに寄せられた意見

第5－10号 ウラン加工工場臨界事故調査委員会現地調査結果概要（その2）

第5－11号 （株）ジェー・シー・オーにおける臨界事故の経緯について

第6回（平成11年11月12日）

第6－1号 原子力安全委員会ウラン加工工場臨界事故調査委員会第5回会合（速記録）

第6－2号 原子力安全・防災対策について

第6－3号 原子力災害対策に係る補正予算について

第6－4号 緊急提言・中間報告フォローアップの進捗状況について

第6－5号 委員から新たに寄せられた意見

第6－6号 今後の検討の進め方について

第7回（平成11年11月26日）

第7－1号 原子力安全委員会ウラン加工工場臨界事故調査委員会第6回会合（速記録）

- 第 7 - 2 号 事業者の技術管理に関する追加説明資料
- 第 7 - 3 号 緊急提言・中間報告フォローアップの進捗状況について
- 第 7 - 4 号 委員から新たに寄せられた意見
- 第 7 - 5 号 技術と評価に関する検討の状況について
- 第 7 - 6 号 企業・産業に関する検討の状況について
- 第 7 - 7 号 社会と安全に関する検討の状況について
- 第 7 - 8 号 ウラン加工工場臨界事故調査委員会現地調査結果概要（その 3）

第 8 回（平成 11 年 12 月 4 日）

- 第 8 - 1 号 原子力安全委員会ウラン加工工場臨界事故調査委員会第 7 回会合（速記録）
- 第 8 - 2 - 1 号 緊急提言・中間報告に対し一般から寄せられた意見の整理
- 第 8 - 2 - 2 号 緊急提言・中間報告に対し一般から寄せられた意見
- 第 8 - 2 - 3 号 緊急提言・中間報告フォローアップの進捗状況について
- 第 8 - 3 号 事業者の技術管理に関する追加説明資料
- 第 8 - 4 号 技術と評価に関する検討の状況について
- 第 8 - 5 号 企業・産業に関する検討の状況について
- 第 8 - 6 号 社会と安全に関する検討の状況について
- 第 8 - 7 号 核燃料関係施設の緊急総点検の結果について（第 3 報）
- 第 8 - 8 号 核燃料物質の加工施設における臨界事故に伴う放射能等の漏洩及び放射線業務従事者の過渡の被ばくについて（その後の経緯及び原因究明に係る事実究明関係）
- 第 8 - 9 号 JCO 事故に係る IAEA 報告書概要

第 9 回（平成 11 年 12 月 11 日）

- 第 9 - 1 号 原子力安全委員会ウラン加工工場臨界事故調査委員会第 8 回会合（速記録）
- 第 9 - 2 号 緊急提言・中間報告フォローアップの進捗状況について
- 第 9 - 3 号 （株）ジェー・シー・オー東海事業所の事故による周辺環境の線量評価（基礎資料）の見直しについて
- 第 9 - 4 号 事業者の技術管理に関する追加説明資料
- 第 9 - 5 号 技術と評価に関する検討の状況について
- 第 9 - 6 号 企業・産業に関する検討の状況について
- 第 9 - 7 号 社会と安全に関する検討の状況について
- 第 9 - 8 - 1 号 事故調査委員会の報告書骨子案
- 第 9 - 8 - 2 号 事故の全体像（案）

- 第 9－8－3 号 原子力防災対応上の課題と今後のあり方（案）
- 第 9－8－4 号 事故の教訓と今後の取り組みのあり方（案）
- 第 9－8－5 号 序文の構成（案）
- 第 9－9 号 一般から寄せられた意見の反映等について
- 第 9－10 号 「JCO 臨界事故に対応した原産の活動」（日本原子力産業会議作成）
- 第 9－11 号 ウラン加工工場臨界事故調査委員会への意見（電気事業連合会作成）
- 第 9－12 号 核燃料物質の加工施設における臨界事故に伴う放射能等の漏洩及び放射線業務従事者の過度の被ばくについて（資料第 8－8 号）の訂正

第 10 回（平成 11 年 12 月 17 日）

- 第 10－1 号 原子力安全委員会ウラン加工工場臨界事故調査委員会第 9 回会合（速記録）
- 第 10－2 号 緊急提言・中間報告フォローアップの進捗状況について
- 第 10－3 号 臨界事象の科学的検討について
- 第 10－4－1 号 ウラン加工工場臨界事故調査委員会最終報告書案（Ⅰ～Ⅵ）
- 第 10－4－2 号 ウラン加工工場臨界事故調査委員会最終報告書案（Ⅶ）
- 第 10－4－3 号 提言リスト
- 第 10－5 号 一般から寄せられた意見の反映等について
- 第 10－6 号 提出資料の補正

第 11 回（平成 11 年 12 月 24 日）

- 第 11－1 号 原子力安全委員会ウラン加工工場臨界事故調査委員会第 10 回会合（速記録）
- 第 11－2 号 緊急提言・中間報告フォローアップの進捗状況について
- 第 11－3－1 号 （株）ジェー・シー・オー東海事業所の事故における周辺環境の線量評価
（基礎資料）について
- 第 11－3－2 号 防災業務関係者の線量評価について
- 第 11－4－1 号 ウラン加工工場臨界事故調査委員会報告（案）（本文）
- 第 11－4－2 号 ウラン加工工場臨界事故調査委員会報告（案）（資料編）
- 第 11－4－3 号 ウラン加工工場臨界事故調査委員会報告（案）の概要
- 第 11－5 号 一般から寄せられた意見の反映等について（案）

参考資料一覧

(全体)

- 参考－１ 東海村ウラン加工施設事故政府対策本部の決定事項
- 参考－２ 東海村ウラン加工施設事故調査対策本部の設置について
- 参考－３ 原子力の安全確保に関する当面の施策について

(第Ⅱ章関係)

- 参考Ⅱ－１ (株)ジェー・シー・オーにおける臨界事故の経緯について
- 参考Ⅱ－２ 固定観測局の配置及び放射線モニタリングデータ
- 参考Ⅱ－３ 環境試料採取地点図
- 参考Ⅱ－４ 核燃料サイクル開発機構が９月３０日１７時０５分頃に行ったＪＣＯ敷地境界の中性子線量当量率測定記録
- 参考Ⅱ－５ ＪＣＯが９月３０日１９時０９分以降に行ったＪＣＯ敷地境界等の中性子線量当量率時系列測定記録
- 参考Ⅱ－６ ９月３０日１６時４７分、科学技術庁が原研から接受した９時から１３時頃までの原研那珂研究所の中性子モニタリングデータ
- 参考Ⅱ－７ 第１回事故調査委員会（１０月８日開催）に報告された原研那珂研究所の中性子モニタリングデータ
- 参考Ⅱ－８ 中性子線量当量率測定データの比較
- 参考Ⅱ－９ ガンマ線線量当量率測定データの比較
- 参考Ⅱ－１０ 方位別の中性子線量当量率
- 参考Ⅱ－１１ 方位別のガンマ線線量当量率
- 参考Ⅱ－１２ (株)ジェー・シー・オー東海事業所の事故における周辺環境の線量評価（基礎資料）について
- 参考Ⅱ－１３ 有馬大臣を本部長とする政府事故対策本部の活動状況
- 参考Ⅱ－１４ 緊急技術助言組織の活動状況について

(第Ⅲ章関係)

- 参考Ⅲ－１ 敷地内建屋配置図
- 参考Ⅲ－２ 転換試験棟主要設備の配置図
- 参考Ⅲ－３ 沈殿槽図面
- 参考Ⅲ－４ ウラン加工施設に係る安全規制
- 参考Ⅲ－５ (株)ジェー・シー・オー東海事業所許認可関係の経緯
- 参考Ⅲ－６ 原子炉等規制法における段階的規制の体系
- 参考Ⅲ－７ (株)ジェー・シー・オー東海事業所に係る原子力安全委員会の安全審査につ

いて

- 参考Ⅲ－8 核燃料施設に関する安全審査指針
- 参考Ⅲ－9 転換試験棟の設備仕様と臨界管理
- 参考Ⅲ－10 臨界安全に係る設工認、施設検査及び保安規定の審査状況
- 参考Ⅲ－11 作業手順の変遷に伴う核燃料取扱主任者(免状取得者)の関与
- 参考Ⅲ－12 使用施設から加工施設への変更に際しての設備変更点
- 参考Ⅲ－13 使用施設から加工施設への変遷に際しての操業パラメータの比較
- 参考Ⅲ－14 転換試験棟の操業に係る保安規定及び社内規定等
- 参考Ⅲ－15 保安規定における臨界管理体制
- 参考Ⅲ－16 転換試験棟の精製工程図
- 参考Ⅲ－17 転換試験棟の硝酸ウラニル溶液製造工程
- 参考Ⅲ－18 沈殿槽写真
- 参考Ⅲ－19 転換試験棟における製造実績
- 参考Ⅲ－20 JCO での「常陽」用濃縮ウランの再転換実績(納入ベース)
- 参考Ⅲ－21 ステンレス容器(10 ㍓)の使用状況
- 参考Ⅲ－22 転換加工工程表(今回の予定表)
- 参考Ⅲ－23 安全管理関係組織における安全管理グループ等の関与状況
- 参考Ⅲ－24 (株)ジェー・シー・オー作業手順書
- 参考Ⅲ－25 製造溶解パラメータ・シート
- 参考Ⅲ－26 臨界管理リリース(溶解)
- 参考Ⅲ－27 転換試験棟<濃縮度 20%未満>の臨界管理
- 参考Ⅲ－28 臨界管理について
- 参考Ⅲ－29 ロット混合方法(クロスブレンディング)
- 参考Ⅲ－30 (株)ジェー・シー・オーの職制表
- 参考Ⅲ－31 「臨界事象の科学的検討のための意見交換会合」座長覚え書き
- 参考Ⅲ－32 欧米の核燃料施設における臨界事故
- 参考Ⅲ－33 ロシアの核燃料施設における臨界事故
- 参考Ⅲ－34 国際原子力機関(IAEA)の国際評価尺度(INES)の概要
- 参考Ⅲ－35 原子炉等規制法の一部改正法の要綱骨子
- 参考Ⅲ－36 (株)ジェー・シー・オーの加工事業について
- 参考Ⅲ－37 核燃料加工施設一覧

(第Ⅳ章関係)

- 参考Ⅳ－1 3 5 0 m 圏内避難措置区域
- 参考Ⅳ－2 1 0 k m 圏内屋内退避区域
- 参考Ⅳ－3 原子力発電所等に係る防災対策の仕組み(現行)

参考Ⅳ－４ 「健康管理検討委員会」の設置について（平成 11 年 11 月 4 日原子力安全委員会）

（第Ⅴ章関係）

参考Ⅴ－１ 事故現場の安全確保

（第Ⅵ章関係）

参考Ⅵ－１ ニュークリアセイフティーネットワークの設立について（1999 年 11 月 22 日電気事業連合会）

（第Ⅶ章関係）

参考Ⅶ－１ 原子力災害対策特別措置法について

参考Ⅶ－２ 原子力災害対策特別措置法案における原子力安全委員会の関与について

参考Ⅶ－３ 原子力災害対策関係補正予算一覧

東海村ウラン加工施設事故 政府対策本部の決定事項

平成１１年１０月４日

政 府 対 策 本 部

今般、東海村ウラン加工施設事故の結果生じた状況が平常に戻りつつあることをふまえ、政府対策本部は、今後の対応に万全を期すため以下の政策を実施することとした。また、全体のとりまとめについては、内閣官房において行うこととする（括弧内は主管官庁等を示す）。

1. 事故原因の徹底究明

（１）事故原因の徹底究明体制の構築

- ・原子力安全委員会における部外有識者を含む事故調査委員会の設置（原子力安全委員会）
- ・事故調査対策本部の設置（科技庁）

（２）刑事責任の究明

（警察庁）

（３）労働安全衛生法上の問題点の調査

（労働省）

2. 近隣住民等への対応

（１）住民の心のケアを含む健康相談

（科技庁、厚生省、文部省）

（２）被ばく者等の健康管理

（科技庁、厚生省、労働省）

（３）モニタリング及び事故原因調査等の積極的情報提供

（科技庁）

（４）災害復旧貸付等による経済的支援

（通産省、農水省、科技庁）

3. 応急対策

（１）事故原因場所の隔離及び除染対策

（科技庁）

- ・事故原因場所の現状把握及び放射線遮蔽対策
- ・臨界事故の生じた沈殿槽等の放射性物質の処理対策

（２）事故原因施設近隣地域の放射線モニタリングの継続（科技庁、通産省、環境庁、建設省）

- ・高精度モニタリング・ポストの設置を含む周辺住宅地におけるモニタリングの継続
- ・河川等の周辺環境調査の継続

（３）農産物等対策

（農水省、厚生省）

- ・風評被害防止のための広報、関係業界への指導
- ・農家等への影響の実態の把握

(4) 国際原子力機関 (I A E A) 等の国際機関及び諸外国への必要な説明・情報提供の継続 (外務省、科技庁)

4. 再発防止及び緊急時対処対策

(1) 核燃料製造施設の緊急総点検 (科技庁、労働省)

- ・核燃料製造施設における臨界管理の点検の指示
- ・立入検査の実施及び結果の公表
- ・検査結果をふまえた必要な対策の指示
- ・労働安全衛生法上の観点から必要な指導の実施

(2) 原子力発電所等の手順書等の調査の指示 (通産省、科技庁)

(3) 今回の事故対応措置にかかわる総括及び今後の類似事故に備えた内閣危機管理監を長とする危機管理にかかわる関係省庁会議の設置 (内閣官房、関係省庁)

(4) 資器材の開発・整備を含む災害対応体制の強化 (科技庁、警察庁、消防庁、防衛庁、通産省)

東海村ウラン加工施設事故調査対策本部の設置について

平成１１年１０月５日
科 学 技 術 庁

下記により、本日付けで上記の事故調査対策本部を設置することを決定した。

記

1. 目的

平成１１年９月３０日（木）に（株）ジェー・シー・オー東海事業所において発生した事故についての原因究明及び再発防止対策の調査・検討。

2. 事故調査対策本部の体制

- (1) 本部長を 間宮 馨 原子力安全局長として、総括班、施設班及び環境班の３班を置く。
- (2) 本部員には、当庁職員に加えて、日本原子力研究所、核燃料サイクル開発機構等の専門家の参画を得る。

原子力の安全確保に関する当面の施策について

平成１１年１１月１１日

原子力安全委員会決定

平成１１年９月３０日に発生したウラン加工工場の臨界事故に関し、１１月５日、当委員会のウラン加工工場臨界事故調査委員会（以下「事故調査委員会」という。）は緊急提言・中間報告を取りまとめ、先般その提出があった。

同報告は、原子力分野の事業者のあり方、安全規制、防災対策等に関し、重要な提言を示しているところ、これらのうち立法の要するものについては、現在政府が準備を進めている原子炉等規制法の改正、原子力防災関連法律の整備により、適切な対応が図られるものとする。

当委員会は、その施策のあり方について、設立直後の昭和５３年１２月、同５７年１１月及び設立２０年を経た平成１０年１０月に委員会決定等により明らかにしてきたところであるが、今般提出された同報告が当委員会の活動及び行政庁との関係に関し、重要な問題を提起していることを深く認識するものである。このため、かねて検討中の課題への対応をも考慮し、安全確保の各段階における当委員会が当面推進すべき施策について、下記の通り決定する。なお、事故での被ばく者の健康管理については、「健康管理検討委員会」を設け、当委員会として必要な対応を行っていくこととしている。

また、事故調査委員会からの最終的報告が提出された段階において、改めて当委員会としての考えを示すこととする。

記

１．設置許可段階の対応

- ・ 核燃料加工施設の安全審査に関し、今回の事故を踏まえ、臨界防止の対策及び臨界時の対策を徹底すべく、関係指針類の体系的整備を含め、すみやかに見直しを行う。また安全審査指針全般について、その整備の促進と新知見の取り入れに努める。
- ・ 基本設計の審査において、運転管理に関する分野の専門家を加え、その観点からの審査に一層の注意を払う。
- ・ 技術的能力の審査に関する指針を策定する。
- ・ 安全審査において、設置許可段階以降の安全規制における重要な事項に対する指摘を

一層緻密に行う。

2. 設置許可以降の行政庁による後続規制に対する対応

- (1) 建設段階においては、安全審査の際の考え方が的確に実現されていることを確認するため、設置許可の際に指摘した重要な事項を中心に、設計及び工事の方法の認可、使用前検査、保安規定の認可等の各規制段階の進捗を、現地調査を含めた確認により把握する。また新たな技術を採用した事項については、行政庁に報告を求めるとともに、適切な対応がなされていることを、現地調査等により確認する。
- (2) 運転段階においては、技術的能力が維持されているとともに安全審査の際の考え方が的確に実現され、安全確保対策が適切になされていることを確認するため、保安規定の遵守状況、定期検査の実施状況等について行政庁より報告を受け、現地調査を含めた確認により把握する。

3. 緊急事態への対応等

- ・ 緊急事態へのよりの確な対応のため、緊急技術助言組織構成員の法的地位の明確化が図られており、併せて当委員会としても、訓練の充実、対応に必要な設備等の充実等を図る。
- ・ また、事故・故障の原因究明及び対策の妥当性の調査審議のため、専門の組織を設置し、中長期的対策の検討と水平展開状況の一層適切な把握を行うとともに、内外の事故例の分析・評価を進め、施策への適切な反映を促進する。

4. 委員会の体制

これらの実施にあたっては、当委員会の事務局体制のすみやかな強化及び専門家の一層の充実が必要であり、そのための努力を払う。

参考Ⅱ－１ （株）ジェー・シー・オーにおける臨界事故の経緯について
 （事故発生（９月３０日午前１０時３５分）から、３５０ｍ圏内避難解除（１０月２日）まで）

（注）今後の見直しにより修正があり得る。

科学技術庁、原子力安全委員会等	現 地
9月30日（木） ○11時15分、JCO から科学技術庁へ、「臨界事故の可能性あり」とする第一報（11時19分接受）。 ○11時55分、JCO より第1回目の周辺線量測定結果が科学技術庁に報告（最大γ線0.68mSv/h）。その後、12時29分、JCO より最大値γ線0.84mSv/hが報告。 ○12時30分頃、科学技術庁から日本原子力研究所（以下「原研」という。）及びサイクル機構へ臨界、放射線物理の専門家を現地（旧役場）へ集合待機要請。 ○12時30分頃、科学技術庁からJCO 東京支社に対し、事故及び施設に係る詳細な情報、資料の提出を依頼。 ○12時半過ぎに、科学技術庁より官邸総理秘書官に第一報を連絡。その後FAXを送付。 ○これを受け、総理秘書官は、12時40分頃、小淵総理に報告。 ○小淵総理から、事態の掌握に努めること、逐一情報をあげることとの指示があり、その旨すぐ科学技術庁に伝えられた。	9月30日（木） ○10時35分、（株）ジェー・シー・オー（以下「JCO」という。）ウラン加工施設の転換試験塔で警報が吹鳴。 ○11時52分、被ばくしたJCO 従業員3人を乗せた救急車が国立水戸病院へ出発。 ○12時30分、東海村、住民は外に出ないようにとする村内広報を開始。 ○12時35分、核燃料サイクル開発機構（以下「サイクル機構」という。）がJCO 事故支援対策本部を設置。

○12時40分頃、科学技術庁より官房長官秘書官に連絡。 ○12時55分頃、科学技術庁より内閣情報集約センター及び内閣安全保障・危機管理室に連絡。 ○13時頃、科学技術庁原子力安全局次長他を東海村に派遣（15時20分頃到着）。 ○13時01分、JCOより最大γ線0.78mSv/hが報告。	○12時50分、サイクル機構、科学技術庁からのモニタリング支援要請を受け、活動開始。 ○13時頃、被ばくしたJCO従業員3名を、国立水戸病院から放射線医学総合研究所（以下「放医研」という。）へ搬送するとの連絡あり。 ○13時8分、原研那珂研究所対策本部設置。 ○13時10分、原研東海研究所対策本部設置。 ○13時23分、原研、科学技術庁の指示を受け、モニタリング開始。 ○13時30分、原研、東海村へ支援要員派遣（3名） ○13時40分、科学技術庁より関係機関に対し、緊急時モニタリング要員の派遣要請。 ○13時55分、科学技術庁より茨城県に「自宅屋内退避」が適当と助言。
○14時、科学技術庁より原子力安全委員会に対し、事故について報告。 ○14時30分、科学技術庁災害対策本部を設置。 ○15時に、有馬大臣を本部長とし、関係省庁を構成員とする政府の事故対策本部の設置を決定。同時に、同本部設置を科学技術庁から茨城県原子力対策課に連絡。 ○15時20分、原子力安全局長が官邸に出向き、野中官房長官他に、	○14時、科学技術庁の指示を受け、水戸原子力事務所がモニタリングを開始。 ○14時05分、東海村がサイクル機構に防護隊の応援依頼。 ○14時30分、原研が茨城県へ支援要員派遣（3名）。 ○15時、東海村村長が350m圏内住民の避難要請を決定。 ○15時20分、科学技術庁原子力安全局次長他が東海村に到着、その後、17時に、原研東海研究所に現地事故対策本部を移設。

事故の状況と有馬大臣を本部長とする政府事故対策本部の設置を報告。 ○15時30分、原子力安全委員会緊急技術助言組織を召集を決定。 ○16時50分、第1回事故対策本部を開催。 ○18時、緊急技術助言組織会合開始。 ○18時30分、緊急技術助言組織において、原子力安全委員2名の現地派遣を決定。 ○19時45分、原子力安全局長が官邸に出向き、野中官房長官他に、再臨界の可能性が高いことと第1回の政府事故対策本部会合を開催したことを報告。 ○21時、小淵総理を本部長とし、関係閣僚を構成員とする政府対策本部の第1回会合を開催。 ○22時20分、科学技術事務次官から茨城県知事に、10km圏内を念のため屋内退避する旨助言。 ○22時45分、緊急技術助言組織が、10km圏内の住民の屋内退避は適当と判断。	○15時25分、被ばくしたJCO作業員3名を放医研へ到着。 ○16時頃、放医研に移送された患者の吐瀉物から^{24}Naを検出(19時頃プレス発表)。 ○16時頃、原研が臨界状態を終息させるための技術的検討開始。 ○16時30分、サイクル機構が中性子線測定を開始。 ○17時頃、現地より施設の敷地境界の中性子線測定結果が報告される(4mSv/h)。 ○19時9分、JCOが、サイクル機構の測定器を用いて中性子線測定を開始。 ○19時50分頃、科学技術庁稲葉政務次官が現地事故対策本部に到着。その後、直ちに東海村役場へ向かい、東海村村長と会談。 ○21時40分頃、原子力安全委員(金川委員、住田委員)が現地事故対策本部に到着。直ちに、臨界状況への対応検討を開始。 ○22時30分、県知事、10km圏内の住民に屋内退避を勧告。
--	--

○23 時 10 分、内閣危機管理監及び官邸対策室員を現地に派遣 ○23 時 15 分、第 2 回事故対策本部を開催（状況が改善しない場合、学校・保育所等は休みにすること等）。 <u>10 月 1 日（金）</u> ○4 時 30 分、第 3 回事故対策本部会議を開催（状況が改善しない場合、学校・保育所等を休みとすること等の措置をとることを確認）。 ○8 時、第 4 回事故対策本部会議を開催（状況説明）。 ○9 時 20 分、原子力安全委員長が、臨界状態については一応の収束を見たと判断し、プレス発表。 ○14 時 25 分、緊急技術助言組織、10km 屋内退避解除（350m 圏内を除く。）は妥当と判断。 ○15 時 5 分、官房長官が 10km 屋内退避解除には問題ない旨の政府見解を発表。	<u>10 月 1 日（金）</u> ○1 時 40 分、第 1 回現地事故対策本部会議を開催（状況説明）。 ○2 時 30 分頃、JCO が、現場の写真撮影、その後、臨界状態抑止のための沈殿槽の冷却水抜き作業を開始。 ○4 時頃、施設境界の中性子線量率の低下を確認。6 時 30 分頃、中性子線量率は検出限界値以下に低下したことを確認。 ○5 時 45 分、科学技術庁から、第 3 回事故対策本部の結果を茨城県に連絡。 ○5 時 30 分、第 2 回現地事故対策本部会議を開催（状況説明）。 ○8 時 30 分頃より、JCO が、沈殿槽へホウ酸水注入作業開始。 ○8 時 50 分、第 3 回現地事故対策本部会議を開催（10km 圏内の環境モニタリング状況）。 ○14 時 30 分、第 4 回現地事故対策本部会議を開催（10km 圏内の屋内退避解除）。
---	---

10月2日(土)

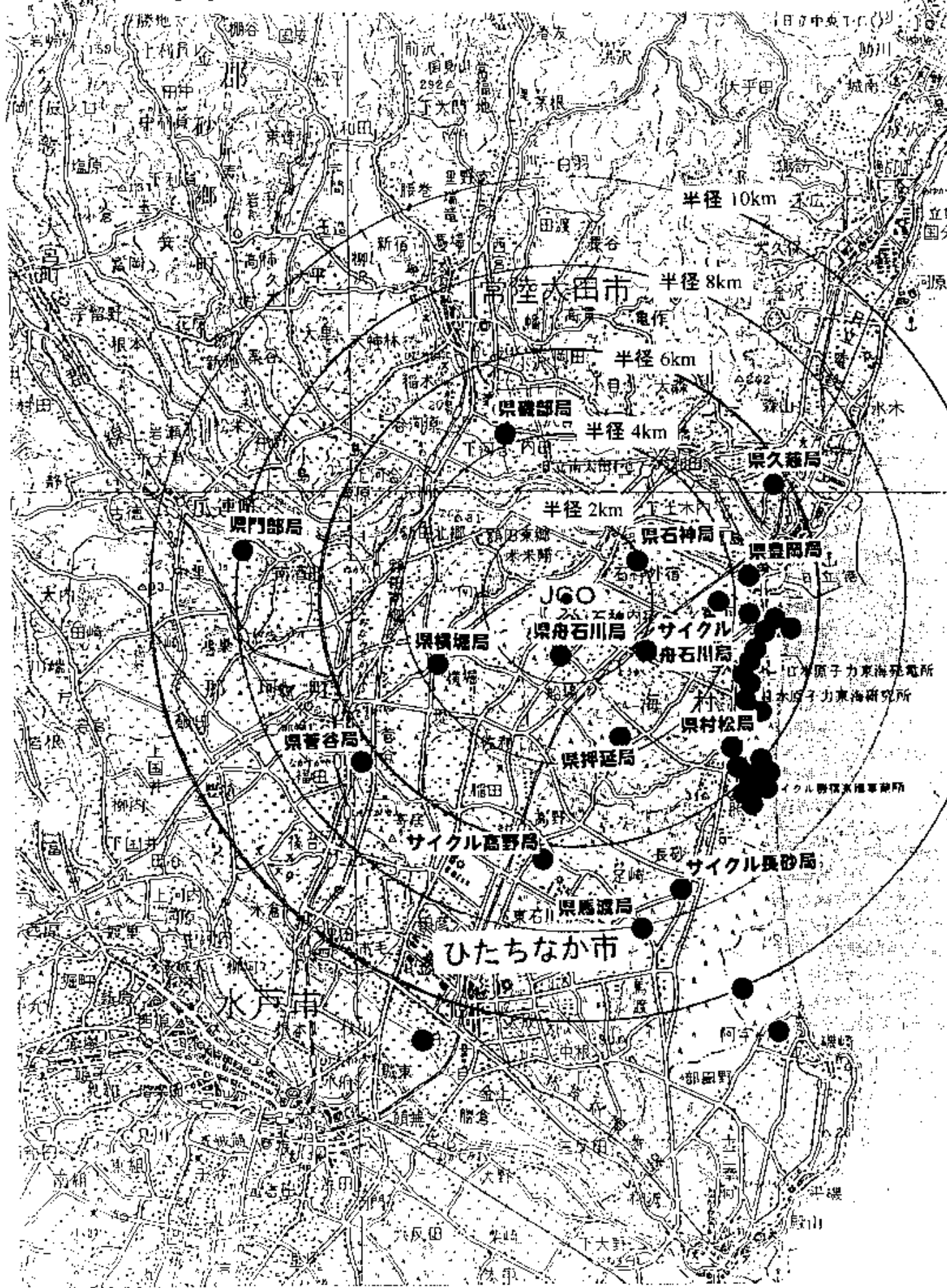
- 16時5分、第5回政府事故対策本部会議を開催(状況説明)。
- 16時30分、緊急技術助言組織が、350m 圏内の避難解除を助言。
- 18時30分、野中官房長官、350m 圏内の区域の避難解除に問題ない旨の政府見解を発表。
- 19時15分、第6回事故対策本部会議を開催(状況説明)。

- 16時、第5回現地事故対策本部会議を開催(350m圏内のモニタリング実施について)。
- 16時30分頃、県知事、10km 圏内屋内退避解除を発表。

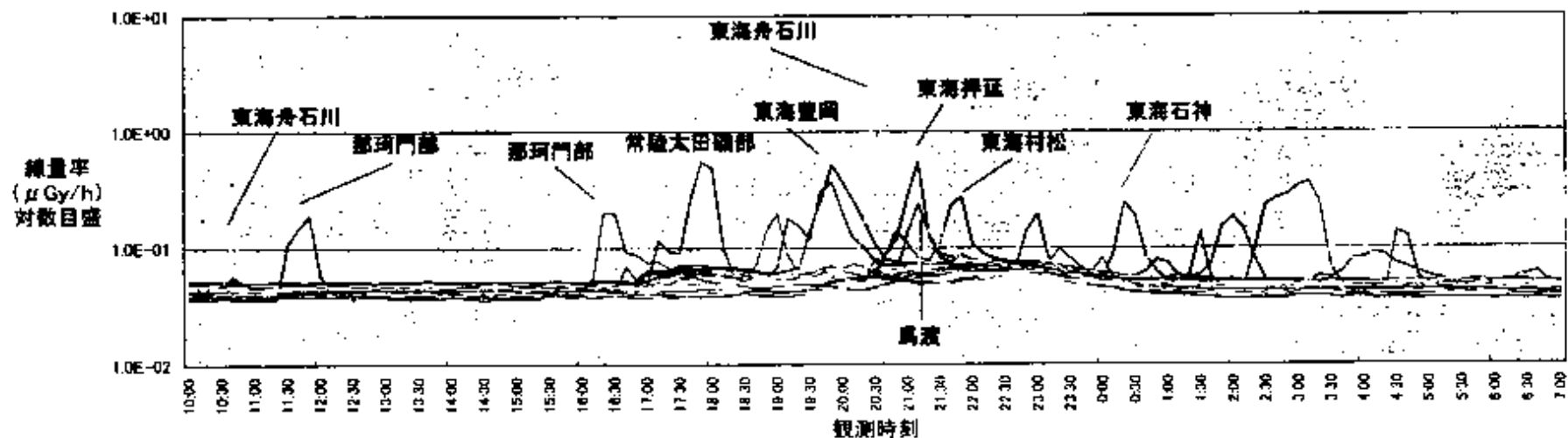
10月2日(土)

- 7時55分、JCO が、袋詰めフッ化アルミニウム遮へいの配置を開始(10時5分終了)。
- 9時30分頃から、350m 圏内のモニタリング結果を受けて、現地事故対策本部は、ブロック等による遮へいについて検討。
- 9時40分、第6回現地事故対策本部会議を開催(状況説明)。
- 14時頃、現地事故対策本部により、350m 圏内の詳細モニタリング開始。
- 15時30分、土のう積み開始(23時、作業終了)。
- 15時45分、JCO 被ばく従業員3名のうち、重態の1名を放医研から東大病院に移送(4日15時30分頃、他の1名を東大医科学研究所付属病院に移送)。
- 17時50分、第7回現地事故対策本部会議を開催(詳細モニタリングの結果、一括解除とする。))。
- 18時30分、東海村長が、350m 圏内避難解除を発表。
- 21時40分、第8回現地事故対策本部会議(事故の第1段階は、ほぼ終息。))。

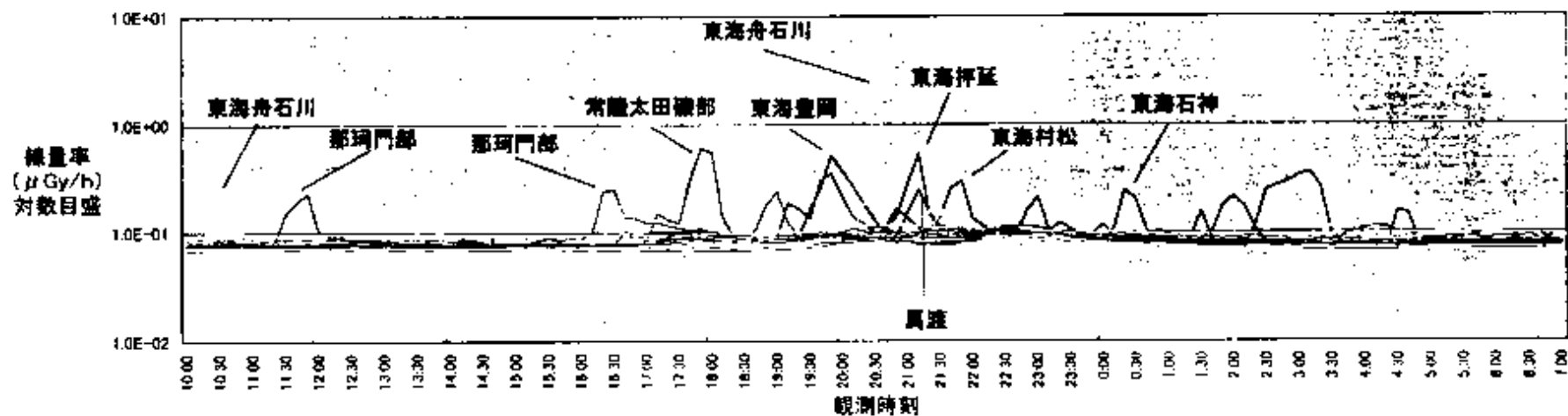
[Faint handwritten notes at the bottom of the page]



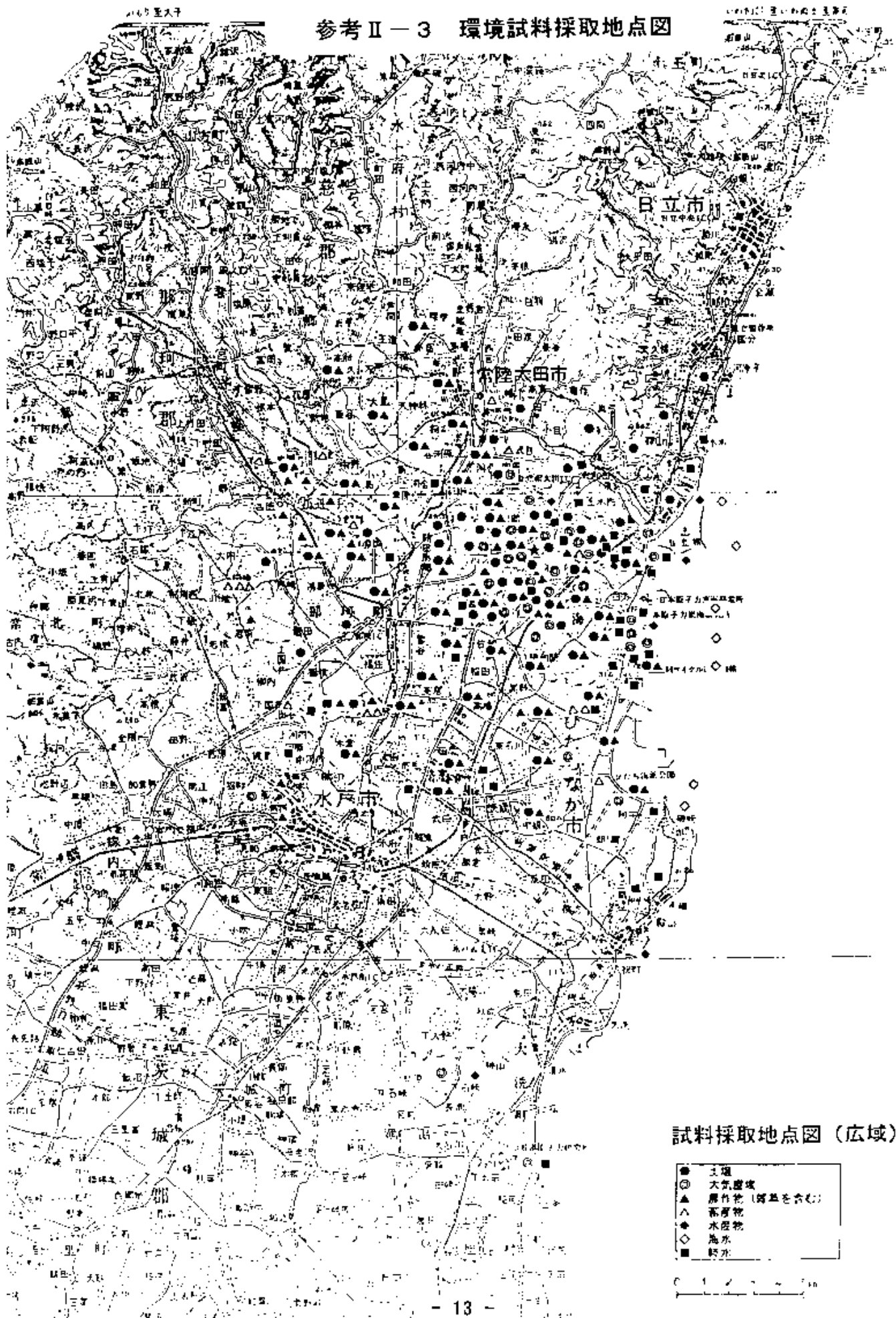
茨城県 放射線モニタリングデータ(低線量率系) 9月30日10:00~10月1日7:00



茨城県 放射線モニタリングデータ(高線量率系) 9月30日10:00~10月1日7:00

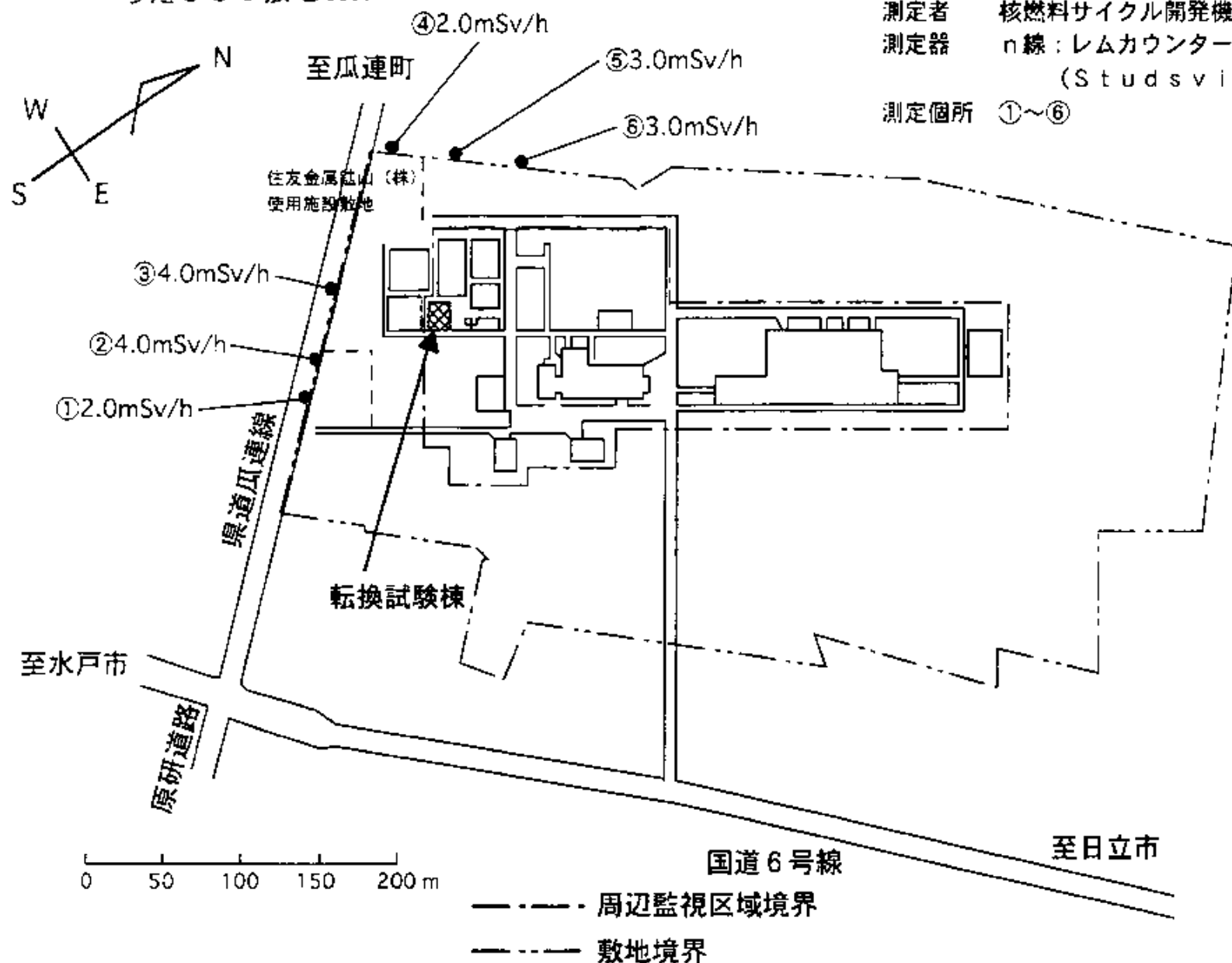


参考Ⅱ-3 環境試料採取地点図



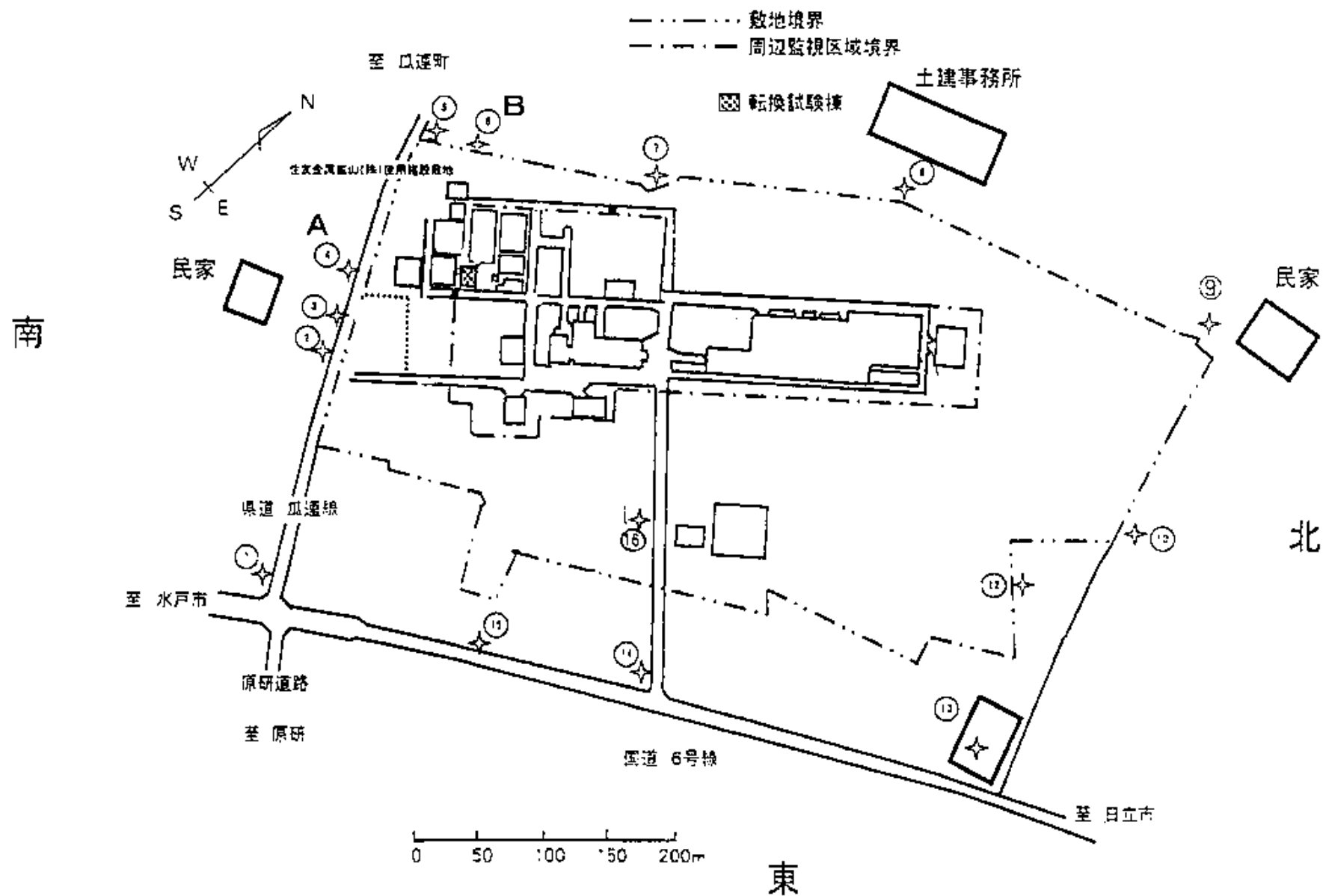
参考Ⅱ－４ 核燃料サイクル開発機構が９月３０日１７時０５分頃に行
ったＪＣＯ敷地境界の中性子線量当量率測定記録

測定日時 平成１１年９月３０日 １７時０５分頃
測定者 核燃料サイクル開発機構
測定器 n線：レムカウンター
(Studsvik製 2202D)
測定箇所 ①～⑥



参考Ⅱ-5 JCOが9月30日19時09分以降に行ったJCO敷地
境界等の中性子線量当量率時系列測定記録

西



株式会社JCO周辺線量当量率時系列測定値

測定箇所 測定時刻	線量当量率(mSv/h)														
	①	②	③	④ (位置A)	⑤	⑥ (位置B)	⑦	⑧	⑨	⑩	⑪	⑫	⑬	⑭	⑮
9/30															
11:38 ~ 11:50	0.049	0.19	0.60	0.84	0.48	0.68	0.28	0.017	0.0048	0.0050	0.0073	0.0050	0.026	—	—
12:22 ~ 12:35	0.050	0.18	0.63	0.78	0.42	0.72	0.25	0.017	0.0040	0.0050	0.0070	0.0050	0.030	0.025	—
13:27 ~ 13:42	0.058	0.18	0.60	0.75	0.40	0.70	0.23	0.017	0.0035	0.0048	0.0065	0.0045	0.025	0.025	—
15:09 ~ 15:25	0.035	0.15	0.56	0.70	0.35	0.62	0.23	0.014	0.0034	0.0045	0.0058	0.0037	0.025	—	—
17:30 ~ 18:00*	0.048*	0.27*			0.13*		(5)の西方300m地点:0.0058 那珂食堂:0.010								
19:09 ~ 19:22 ()内 中性子線	0.030 (0.35)	0.12 (1.1)	0.42 (3.5)	0.50 (4.5)	0.25 (2.0)	0.48 (4.0)	0.16 (1.5)	0.010 (0.13)	0.0018 (0.015)	0.0033 (0.025)	0.0045 (0.040)	0.0030 (0.030)	0.017 (0.15)	—	⁶⁰ Co照射線 線量率50m 0.035 (0.40)
20:00 ~ 20:10	0.038 (0.40)	0.18 (1.5)	0.41 (3.0)	0.48 (4.0)	0.22 (2.0)	0.42 (4.0)	0.14 (1.5)	0.0085 (0.11)	0.0022 (0.020)	0.0027 (0.025)	0.0043 (0.035)	0.0024 (0.030)	0.018 (0.18)	—	0.028 (0.40)
21:04 ~ 21:19	0.023 (0.25)	0.21 (1.8)	0.44 (3.0)	0.41 (3.5)	0.20 (1.8)	0.40 (3.5)	0.13 (1.1)	0.009 (0.10)	0.002 (0.015)	0.003 (0.020)	0.0035 (0.030)	0.0019 (0.025)	0.020 (0.18)	—	0.035 (0.35)
22:08 ~ 22:20	0.025 (0.25)	0.20 (1.8)	0.41 (3.0)	0.42 (3.5)	0.20 (1.8)	0.40 (3.0)	0.13 (1.5)	0.0078 (0.10)	0.0018 (0.015)	0.0025 (0.020)	0.0030 (0.025)	0.0017 (0.020)	0.014 (0.15)	—	0.025 (0.30)
23:25 ~ 23:35	0.024 (0.27)	0.18 (1.3)	0.40 (3.0)	0.41 (3.3)	0.18 (1.7)	0.36 (3.3)	0.12 (1.1)	0.012 (0.11)	0.0015 (0.015)	0.0023 (0.020)	0.0034 (0.030)	0.0020 (0.023)	0.013 (0.13)	—	0.024 (0.28)
00:13 ~ 00:28	0.025 (0.15)	0.20 (1.8)	0.40 (3.0)	0.40 (3.5)	0.18 (2.0)	0.38 (3.0)	0.11 (1.1)	0.0075 (0.11)	0.0018 (0.015)	0.0020 (0.018)	0.0033 (0.035)	0.0020 (0.024)	0.013 (0.18)	—	0.025 (0.35)
10/1															
04:10 ~ 04:25	0.008 (0.07)	0.067 (0.35)	0.12 (0.70)	0.13 (0.70)	0.054 (0.34)	0.12 (0.65)	0.037 (0.20)	0.0029 (0.02)	<0.001 (0.0035)	<0.001 (0.0015)	0.0011 (0.003)	<0.001 (0.0025)	0.004 (0.03)	—	0.0078 (0.07)
06:21 ~ 06:31	<0.001 (<0.001)	0.0014 (<0.001)	0.0034 (<0.001)	0.0038 (<0.001)	0.0020 (<0.001)	0.0038 (<0.001)	0.0015 (<0.001)	<0.001 (<0.001)	<0.001 (<0.001)	<0.001 (<0.001)	<0.001 (<0.001)	<0.001 (<0.001)	<0.001 (<0.001)	—	<0.001 (<0.001)
14:44 ~ 14:58	<0.001 (<0.001)	<0.001 (<0.001)	<0.001 (<0.001)	<0.001 (<0.001)	<0.001 (<0.001)	<0.001 (<0.001)	<0.001 (<0.001)	<0.001 (<0.001)	<0.001 (<0.001)	<0.001 (<0.001)	<0.001 (<0.001)	<0.001 (<0.001)	<0.001 (<0.001)	—	<0.001 (<0.001)
16:10 ~ 16:30	—	<0.001 (<0.001)	0.0013 (<0.001)	0.0015 (<0.001)	<0.0014 (<0.001)	0.0041 (<0.001)	—	—	—	—	—	—	—	—	—
10/2															
04:45 ~ 05:20	<0.001 (<0.001)	<0.001 (<0.001)	<0.001 (<0.001)	0.0018 (<0.001)	<0.001 (<0.001)	0.0023 (<0.001)	<0.001 (<0.001)	<0.001 (<0.001)	<0.001 (<0.001)	<0.001 (<0.001)	<0.001 (<0.001)	<0.001 (<0.001)	<0.001 (<0.001)	—	—
16:30 ~ 16:50	0.00008 —	0.00038 —	0.00052 —	0.00077 —	0.00027 —	0.00065 —	0.00022 —	—	0.00005 —	—	—	—	0.00007 —	—	—
18:42 ~ 19:25	0.00007 (<0.001)	0.00038 (<0.001)	0.00054 (<0.001)	0.00071 (<0.001)	0.00025 (<0.001)	0.00047 (<0.001)	0.00020 (<0.001)	0.00007 (<0.001)	0.00006 (<0.001)	0.00005 (<0.001)	0.00005 (<0.001)	0.00006 (<0.001)	0.00005 (<0.001)	0.00009 (<0.001)	0.00010 ↑測定 22時40分
21:05 ~ 21:30	0.00009 —	0.00028 —	0.00046 —	0.00053 —	0.00025 —	0.00034 —	0.00023 —	0.00008 —	0.00006 —	0.00006 —	0.00005 —	0.00005 —	0.00005 —	0.00007 —	—
10/3															
08:05 ~ 09:35	0.00006 (<0.001)	0.00008 (<0.001)	0.00015 (<0.001)	0.00027 (<0.001)	0.00019 (<0.001)	0.00021 (<0.001)	0.00012 (<0.001)	0.00007 (<0.001)	0.00005 (<0.001)	0.00005 (<0.001)	0.00004 (<0.001)	0.00005 (<0.001)	0.00004 (<0.001)	—	—

—:測定値なし

() 測定箇所欠番

* 原研東海が測定

株式会社JCO周辺線量当量率時系列測定値

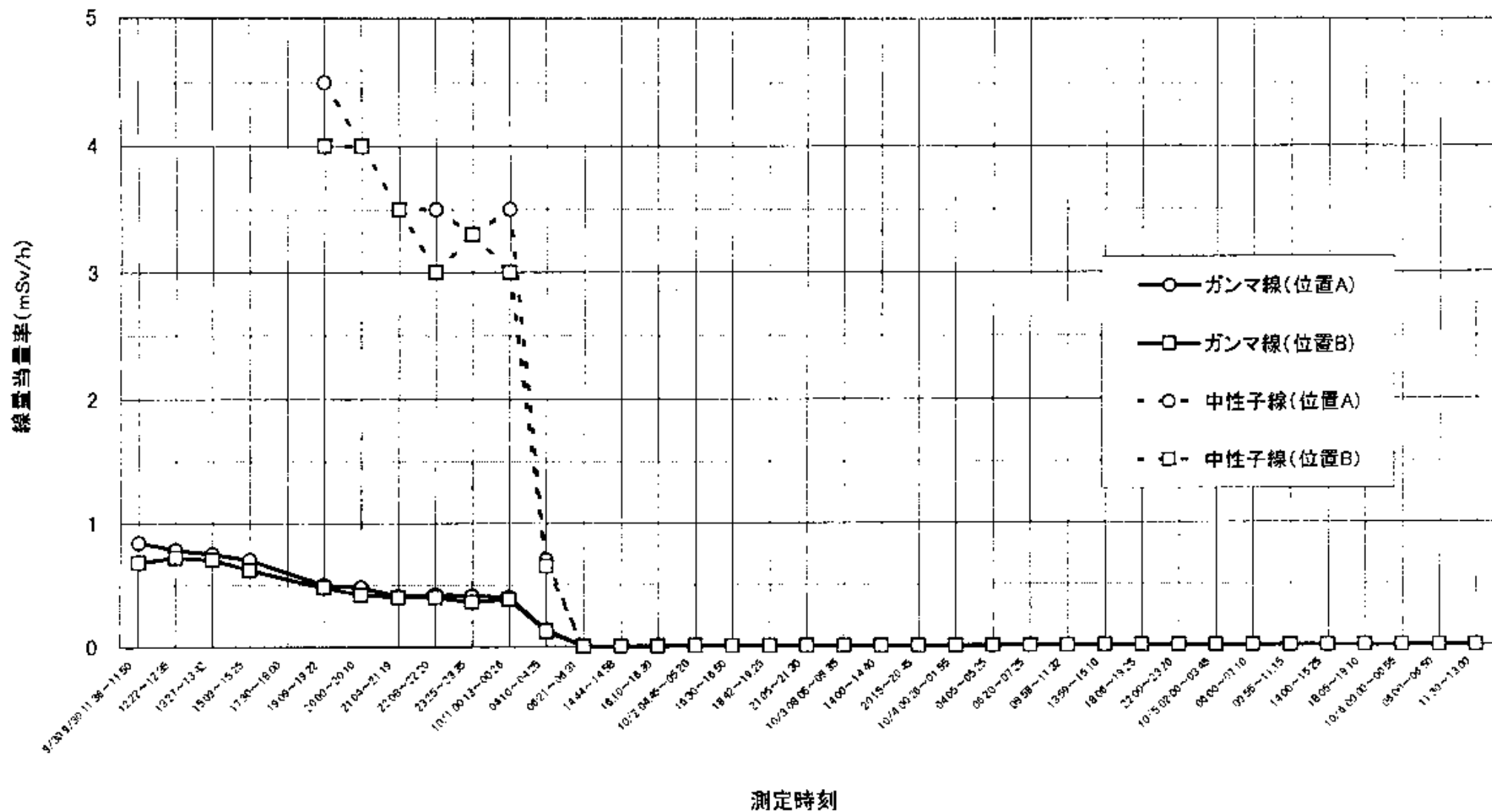
測定箇所 測定時刻	線量当量率(mSv/h)														
	①	②	③	④ (位置A)	⑤	⑥ (位置B)	⑦	⑧	⑨	⑩	⑪	⑫	⑬	⑭	⑮
10/3 14:00 ~ 14:40	0.00005 —	0.00019 —	0.00025 —	0.00027 —	0.00013 —	0.00022 —	0.00010 —	— —	0.00004 —	— —	— —	— —	— —	0.00004 —	— —
20/5 20:15 ~ 20:45	0.00007 (<0.001)	0.00022 (<0.001)	0.00029 (<0.001)	0.00033 (<0.001)	0.00014 (<0.001)	0.00025 (<0.001)	0.00011 (<0.001)	0.00007 (<0.001)	0.00005 (<0.001)	0.00004 (<0.001)	0.00004 (<0.001)	0.00005 (<0.001)	0.00004 (<0.001)	0.00005 (<0.001)	0.00006 (<0.001)
10/4 00:26 ~ 01:55	0.00006 (<0.001)	0.00019 (<0.001)	0.00026 (<0.001)	0.00033 (<0.001)	0.00014 (<0.001)	0.00020 (<0.001)	0.00013 (<0.001)	0.00007 (<0.001)	0.00007 (<0.001)	0.00004 (<0.001)	0.00005 (<0.001)	0.00005 (<0.001)	0.00005 (<0.001)	0.00004 (<0.001)	0.00005 (<0.001)
04:05 ~ 05:25	0.00006 (<0.001)	0.00018 (<0.001)	0.00025 (<0.001)	0.00032 (<0.001)	0.00012 (<0.001)	0.00024 (<0.001)	0.00012 (<0.001)	0.00007 (<0.001)	0.00005 (<0.001)	0.00005 (<0.001)	0.00005 (<0.001)	0.00005 (<0.001)	0.00004 (<0.001)	0.00005 (<0.001)	0.00006 (<0.001)
06:20 ~ 07:25	0.00006 (<0.001)	0.00018 (<0.001)	0.00025 (<0.001)	0.00031 (<0.001)	0.00013 (<0.001)	0.00021 (<0.001)	0.00012 (<0.001)	0.00006 (<0.001)	0.00006 (<0.001)	0.00006 (<0.001)	0.00004 (<0.001)	0.00005 (<0.001)	0.00004 (<0.001)	0.00006 (<0.001)	0.00007 (<0.001)
09:58 ~ 11:32	0.00006 (<0.001)	0.00018 (<0.001)	0.00024 (<0.001)	0.00028 (<0.001)	0.00012 (<0.001)	0.00018 (<0.001)	0.00012 (<0.001)	0.00007 (<0.001)	0.00007 (<0.001)	0.00006 (<0.001)	0.00006 (<0.001)	0.00008 (<0.001)	0.00004 (<0.001)	0.00006 (<0.001)	0.00005 (<0.001)
13:59 ~ 15:10	0.00005 (<0.001)	0.00018 (<0.001)	0.00022 (<0.001)	0.00025 (<0.001)	0.00011 (<0.001)	0.00017 (<0.001)	0.00011 (<0.001)	0.00006 (<0.001)	0.00005 (<0.001)	0.00005 (<0.001)	0.00004 (<0.001)	0.00006 (<0.001)	0.00005 (<0.001)	0.00005 (<0.001)	0.00006 (<0.001)
18:06 ~ 19:25	0.00006 (<0.001)	0.00017 (<0.001)	0.00023 (<0.001)	0.00026 (<0.001)	0.00011 (<0.001)	0.00019 (<0.001)	0.00010 (<0.001)	0.00008 (<0.001)	0.00006 (<0.001)	0.00004 (<0.001)	0.00005 (<0.001)	0.00005 (<0.001)	0.00004 (<0.001)	0.00007 (<0.001)	0.00007 (<0.001)
22:00 ~ 23:20	0.00005 (<0.001)	0.00015 (<0.001)	0.00019 (<0.001)	0.00021 (<0.001)	0.00013 (<0.001)	0.00015 (<0.001)	0.00009 (<0.001)	0.00005 (<0.001)	0.00005 (<0.001)	0.00004 (<0.001)	0.00004 (<0.001)	0.00005 (<0.001)	0.00004 (<0.001)	0.00005 (<0.001)	0.00006 (<0.001)
10/5 02:00 ~ 03:45	0.00005 (<0.001)	0.00020 (<0.001)	0.00024 (<0.001)	0.00022 (<0.001)	0.00012 (<0.001)	0.00017 (<0.001)	0.00009 (<0.001)	0.00005 (<0.001)	0.00005 (<0.001)	0.00004 (<0.001)	0.00005 (<0.001)	0.00006 (<0.001)	0.00005 (<0.001)	0.00005 (<0.001)	0.00005 (<0.001)
06:00 ~ 07:10	0.00006 (<0.001)	0.00011 (<0.001)	0.00018 (<0.001)	0.00020 (<0.001)	0.00010 (<0.001)	0.00016 (<0.001)	0.00008 (<0.001)	0.00005 (<0.001)	0.00006 (<0.001)	0.00006 (<0.001)	0.00004 (<0.001)	0.00005 (<0.001)	0.00006 (<0.001)	0.00006 (<0.001)	0.00005 (<0.001)
09:55 ~ 11:15	0.00005 (<0.001)	0.00013 (<0.001)	0.00019 (<0.001)	0.00021 (<0.001)	0.00011 (<0.001)	0.00015 (<0.001)	0.00008 (<0.001)	0.00006 (<0.001)	0.00006 (<0.001)	0.00004 (<0.001)	0.00004 (<0.001)	0.00004 (<0.001)	0.00004 (<0.001)	0.00005 (<0.001)	0.00006 (<0.001)
14:00 ~ 15:25	0.00004 (<0.001)	0.00012 (<0.001)	0.00016 (<0.001)	0.00019 (<0.001)	0.00013 (<0.001)	0.00016 (<0.001)	0.00008 (<0.001)	0.00006 (<0.001)	0.00005 (<0.001)	0.00004 (<0.001)	0.00005 (<0.001)	0.00004 (<0.001)	0.00003 (<0.001)	0.00004 (<0.001)	0.00005 (<0.001)
18:05 ~ 19:10	0.00006 (<0.001)	0.00014 (<0.001)	0.00018 (<0.001)	0.00020 (<0.001)	0.00011 (<0.001)	0.00016 (<0.001)	0.00009 (<0.001)	0.00006 (<0.001)	0.00005 (<0.001)	0.00005 (<0.001)	0.00005 (<0.001)	0.00005 (<0.001)	0.00004 (<0.001)	0.00004 (<0.001)	0.00005 (<0.001)
10/6 00:00 ~ 00:55	0.00004 (<0.001)	0.00010 (<0.001)	0.00014 (<0.001)	0.00018 (<0.001)	0.00012 (<0.001)	0.00012 (<0.001)	0.00009 (<0.001)	0.00007 (<0.001)	0.00006 (<0.001)	0.00004 (<0.001)	0.00004 (<0.001)	0.00004 (<0.001)	0.00003 (<0.001)	0.00004 (<0.001)	0.00005 (<0.001)
06:00 ~ 06:50	0.00005 (<0.001)	0.00013 (<0.001)	0.00016 (<0.001)	0.00019 (<0.001)	0.00012 (<0.001)	0.00015 (<0.001)	0.00009 (<0.001)	0.00005 (<0.001)	0.00006 (<0.001)	0.00005 (<0.001)	0.00005 (<0.001)	0.00005 (<0.001)	0.00004 (<0.001)	0.00005 (<0.001)	0.00005 (<0.001)
11:30 ~ 13:00	0.00005 (<0.001)	0.00008 (<0.001)	0.00013 (<0.001)	0.00015 (<0.001)	0.00012 (<0.001)	0.00012 (<0.001)	0.00009 (<0.001)	0.00005 (<0.001)	0.00006 (<0.001)	0.00005 (<0.001)	0.00004 (<0.001)	0.00005 (<0.001)	0.00005 (<0.001)	0.00006 (<0.001)	0.00005 (<0.001)
17:53 ~ 19:10	0.00005 (<0.001)	0.00008 (<0.001)	0.00012 (<0.001)	0.00014 (<0.001)	0.00010 (<0.001)	0.00011 (<0.001)	0.00007 (<0.001)	0.00005 (<0.001)	0.00004 (<0.001)	0.00004 (<0.001)	0.00004 (<0.001)	0.00005 (<0.001)	0.00004 (<0.001)	0.00005 (<0.001)	0.00004 (<0.001)
10/7 06:00 ~ 06:55	0.00006 (<0.001)	0.00010 (<0.001)	0.00015 (<0.001)	0.00016 (<0.001)	0.00010 (<0.001)	0.00011 (<0.001)	0.00008 (<0.001)	0.00006 (<0.001)	0.00006 (<0.001)	0.00004 (<0.001)	0.00004 (<0.001)	0.00006 (<0.001)	0.00004 (<0.001)	0.00005 (<0.001)	0.00005 (<0.001)

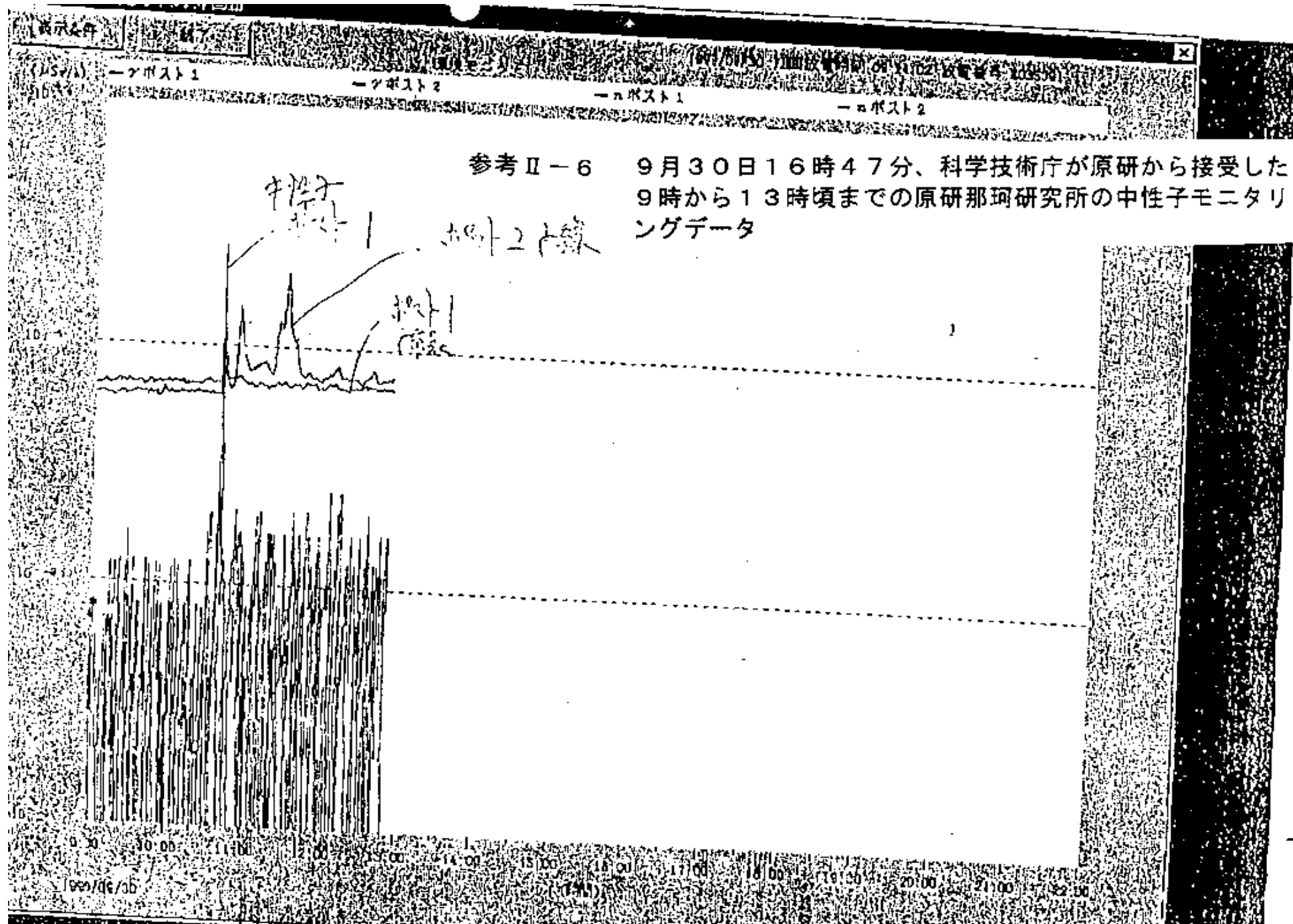
—:測定値なし

⑩:測定箇所欠番

*:原研東海が測定

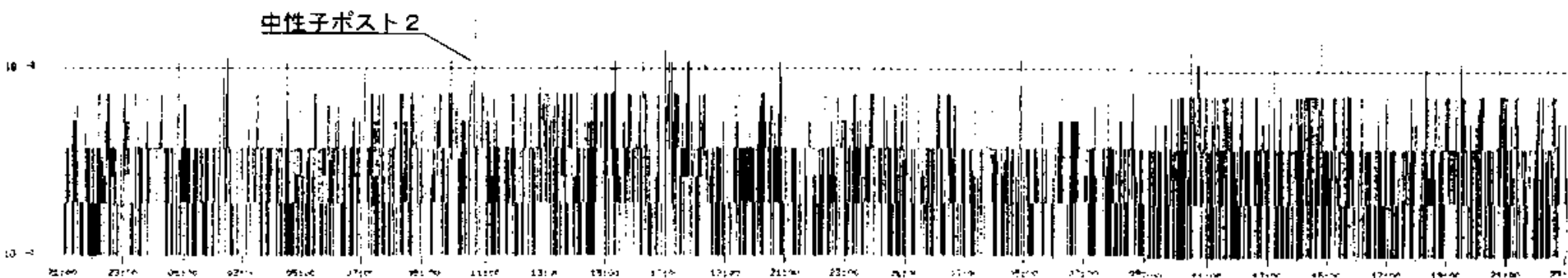
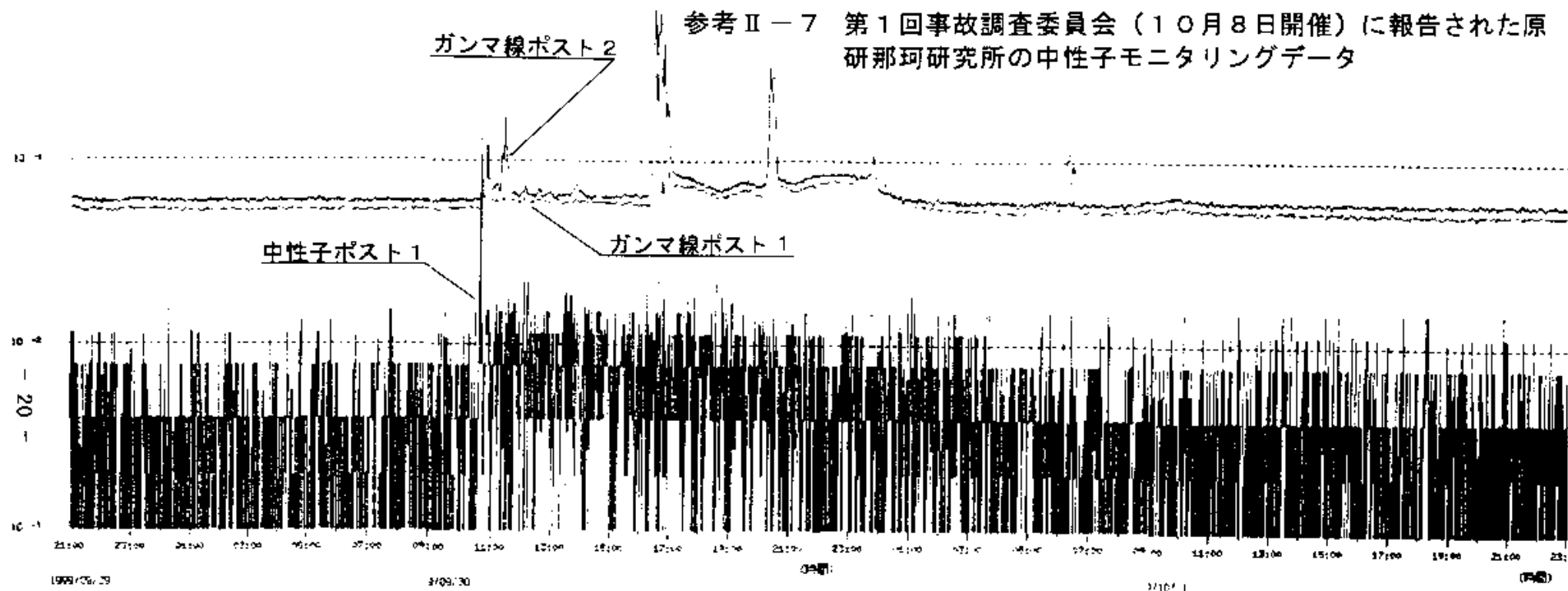
株式会社JCO周辺線量当量率時系列測定値





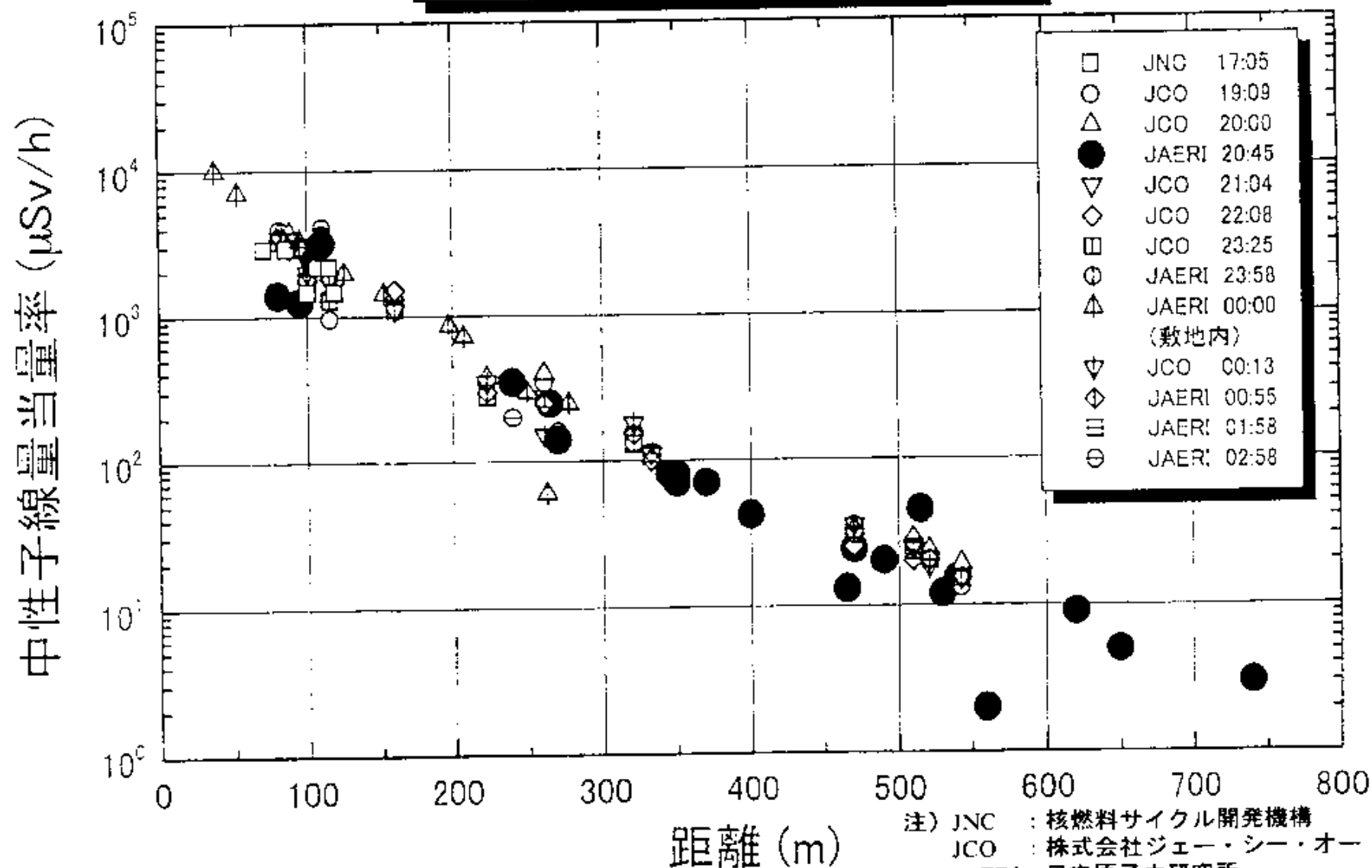
中性子モニタリングデータ

参考Ⅱ-7 第1回事故調査委員会（10月8日開催）に報告された原
 研那珂研究所の中性子モニタリングデータ



中性子線量当量率測定データの比較

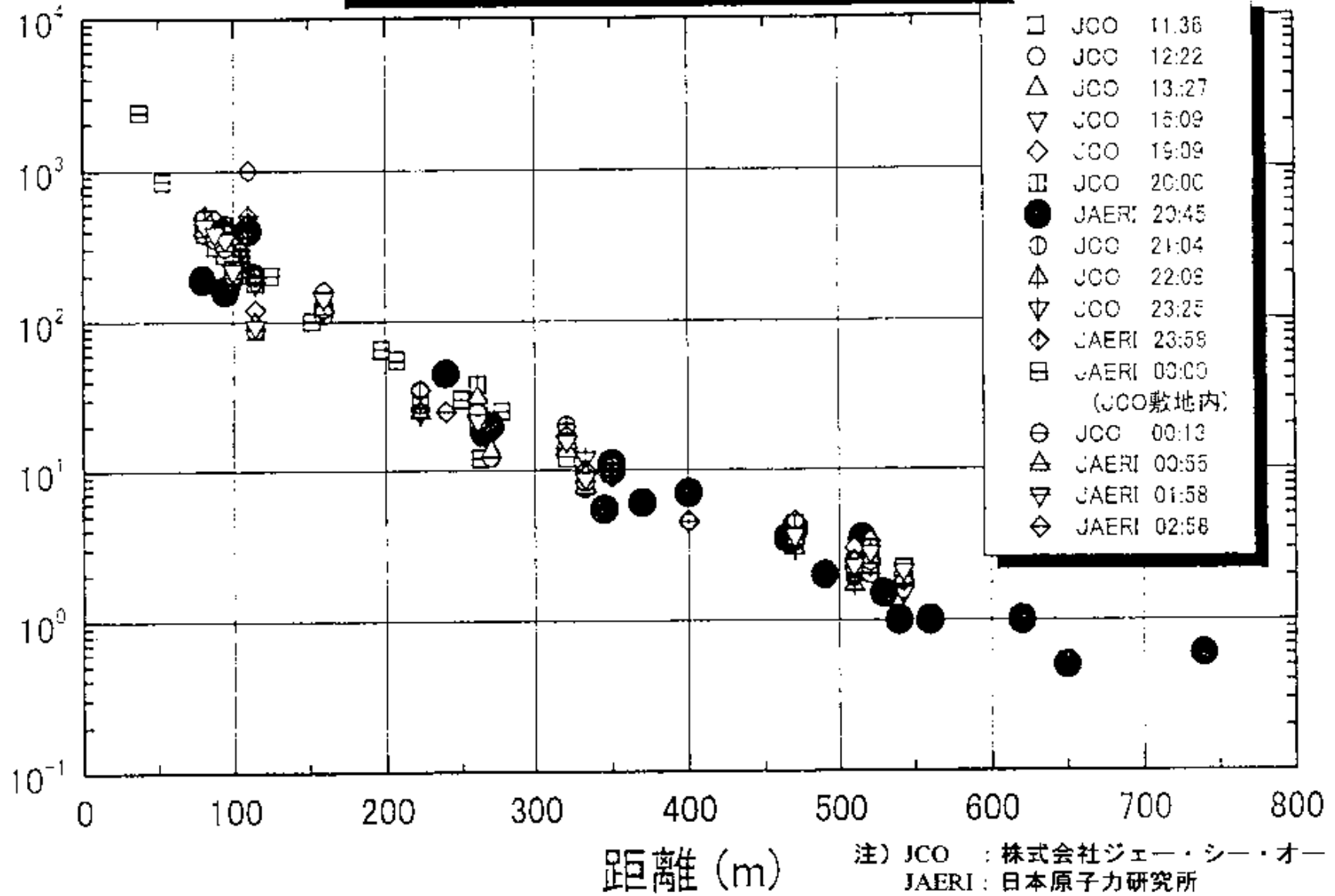
(20:45を基準として時間補正)



ガンマ線線量当量率測定データの比較

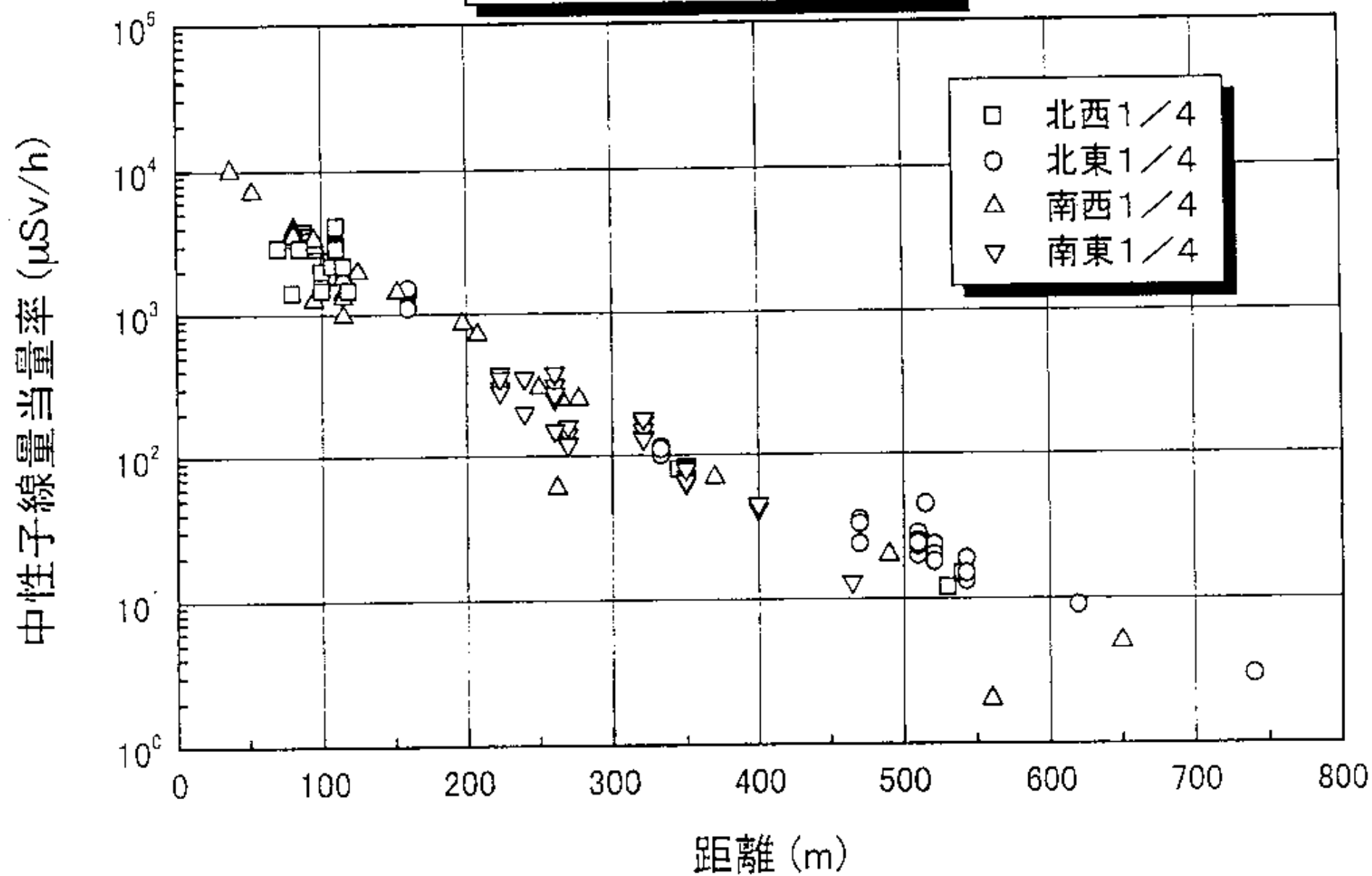
(20:45を基準として時間補正)

ガンマ線線量当量率 ($\mu\text{Sv/h}$)

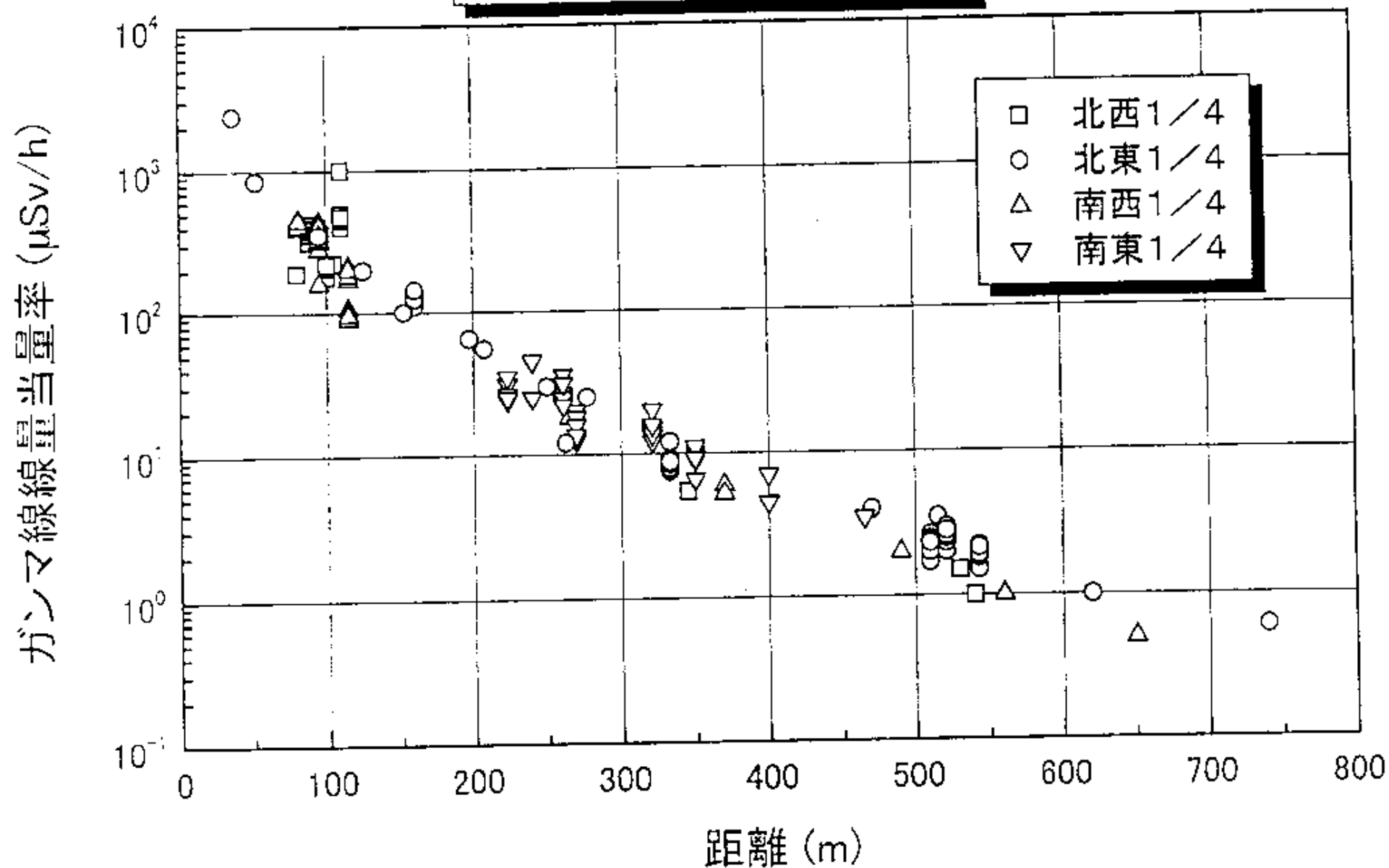


参考Ⅱ－10

方位別の中性子線量当量率
(20:45を基準として時間補正)



方位別のガンマ線線量当量率
(20:45を基準として時間補正)



参考Ⅱ－12 （株）ジェー・シー・オー東海事業所の事故における 周辺環境の線量評価（基礎資料）について

平成11年12月22日
科学技術庁事故調査対策本部

1. 趣旨

当本部は、日本原子力研究所、核燃料サイクル開発機構及び放射線医学総合研究所による調査分析並びに外部専門家（参考）による検討を基に、周辺環境の線量評価及びその再評価を進めてきたところであるが、今般、個人の被ばく線量を評価するための周辺環境の線量分布の基礎資料がとりまとまったことから、これまで逐次公表してきた資料を整理した。

2. 線量評価についての考え方

（株）ジェー・シー・オー東海事業所の敷地周辺の住民等については、ホールボディ・カウンタによりナトリウム24が検出された7名を除き、個人の線量データが得られないことから、環境モニタリングの実測値と計算から周辺環境の線量分布を推定し、個々人の行動調査に基づき、家屋等の遮へい効果等を加味して、個人の線量を推定することとした。

3. 周辺環境の線量評価（基礎資料）

（1）基礎資料のとりまとめ

敷地周辺における個人の線量を評価する基礎となるものとして、周辺環境における場所の線量の評価をとりまとめた。周辺環境における線量のほとんどは、臨界継続時の沈殿槽から周辺環境に達する中性子線及びガンマ線によるものであり、それについて、以下の方法により、場所、時間毎の線量を推定した基礎資料を別表のとおりとりまとめた。

（2）線量率のパターン

臨界反応が継続中の線量率の時間変化は、（株）ジェー・シー・オー東海事業所の第一加工棟粉末貯蔵室のガンマ線エリアモニタの記録に従うものとし（別図1）、初期の反応の変化が大きい部分（ここでは9月30日11時までを指し、以下「バースト部」という。）とその後の比較的なだらかに長時間にわたって臨界状態が続いた部分（以下「プラトー部」という。）に分けて評価した（別図2）。ガンマ線エリアモニタは、追加実験

により、バースト部の初期のピークを除き、線量変化をほぼ反映していると評価された。

(3) 場所による線量の分布

場所による線量の分布については、敷地周辺の中性子線及びガンマ線の環境モニタリング結果のうち、建物等の影響が少ないと判断される測定値を選び、沈殿槽からの距離と線量の関係を推定した。

(4) プラトー部の線量

プラトー部の線量については、ガンマ線エリアモニタの測定値の時間変化を用いて、(3)で求めた線量から各時刻における線量率を求めた。

(5) バースト部の線量

事故発生から11時までのバースト部については、プラトー部の場合と同様にして評価に利用できる線量測定データがないため、バースト部の線量は、以下の方法で評価した。

日本原子力研究所那珂研究所の中性子モニタで測定されたバースト部とプラトー部の中性子数の比を算出し、周辺環境の線量はこれに比例するものとして、プラトー部での積算線量からバースト部の積算線量を推定した。推定したバースト部、プラトー部の積算線量の比率は、全積算線量に対して、それぞれ、11%、89%である。

(参考)

11月4日の報告では、バースト部の積算線量は、以下の方法で評価していた。

- ・敷地内の事務棟2階で測定された中性子線量率の実測値（9月30日午後8時45分時点での線量率の評価値として採用）と、沈殿槽及びその周囲の構造物を考慮した中性子輸送計算をMCNPコードにより行って得られた解析値とを比較し、同じ中性子線量率を与える沈殿槽での核分裂数（臨界出力）を評価した。
- ・合わせて、敷地周辺で測定された中性子とガンマ線の環境モニタリングの実測値と、それに対応するMCNPの計算値を比較し、計算値が実測値をほぼ再現することを確認した。
- ・上記の方法で求めた核分裂数と(2)で評価した臨界反応の時間変化を用いてプラトー部の積算核分裂数を 1.3×10^{18} と推定した。
- ・一方、沈殿槽より採取されたウラン溶液の分析により、臨界事故期間中の総核分裂数は 2.5×10^{18} と評価されているので、これを利用して

バースト部の核分裂数を総核分裂数とプラト一部の核分裂数の差として、 1.2×10^{10} と評価した。

最後に、バースト部とプラト一部の積算線量は、上述の核分裂数に比例するものとして、バースト部の線量を推定した。

その後の調査で、MCNPの計算に影響を及ぼす転換試験棟等の構造や壁の組成等のデータが十分な精度で得られないことが判明した。加えて、11月4日に採った方法の問題として、プラト一部での測定値と計算値の誤差がバースト部の線量に大きく影響することがあった。

他方、中性子モニタについては、測定値が小さく、統計的な観点からの評価が必要であるが、その後の実験検討により、臨界の初期のピークを含め数え落としの問題やガンマ線バックグラウンドの問題がなく、その測定値をバースト部とプラト一部の線量の比の推定に用いることができると評価されたことから、12月11日の見直しでは前述の中性子モニタによる方法を採用した。

(6) 基礎資料の評価値の精度

基礎資料においては、可能な限り正確な値を推定することとしたが、種々の要因が推定値の精度に影響している。具体的には、中性子線量率の測定において最大30%程度の過大評価側の応答が確認されている。また、距離と線量当量率の関係式を決定するために行った測定データのフィッティングにおいては、誤差は+40%と評価された。さらに、中性子モニタによるバースト部とプラト一部の線量の比率には、+2%の誤差が含まれる。

(7) 基礎資料と個人線量の関係

基礎資料の作成に用いられたモニタリング実測値は、開けた野外におけるものである。基礎資料は、屋外に滞在した場合の積算の線量を示しているものである。従って、建物の中や背後にいた人については、遮へいによる線量減少の効果が反映されていないことから、基礎資料の評価値は、個人の実際の線量より高い値となっていると考えられる。

(8) 臨界終息後の転換試験棟からのガンマ線による線量

周辺環境に達する放射線としては、以上の他に臨界終息後に沈殿槽から周辺環境に達するガンマ線が考えられるが、その線量を評価した結果、沈殿槽から100メートルの距離において、追加的な遮へいがなされなかったとした場合でも、事故後1年間の積算線量は0.1ミリシーベルト以下である。

(9) 転換試験棟から大気中に放出された放射性物質からの放射線による線量

周辺環境へ放出された放射性物質からの線量については、施設から大気中に放出された放射性物質（希ガス及びヨウ素）からの線量を評価した結果、周辺環境の中でも最も大きな線量となる地点の実効線量当量は、0.1ミリシーベルト程度である。

4. 今後の取組み

今後、敷地周辺の住民等について、行動調査の結果を基礎資料に当てはめるとともに、建物等の遮へいも考慮して、個人の線量を評価することとしている。

（参考）線量評価の妥当性の検討をお願いした専門家

濱田 達二 （財）原子力安全研究協会常任理事
（社）日本アイソトープ協会顧問

市川 龍資 元放射線医学総合研究所科学研究官

岩井 誠 科学技術振興事業団技術展開部主任調査員

甲斐 倫明 大分県立看護科学大学教授

小佐古敏荘 東京大学原子力研究総合センター助教授

中村 尚司 東北大学サイクロترونラジオアイソトープセンター教授

平山 英夫 高エネルギー加速器研究機構放射線科学センター教授

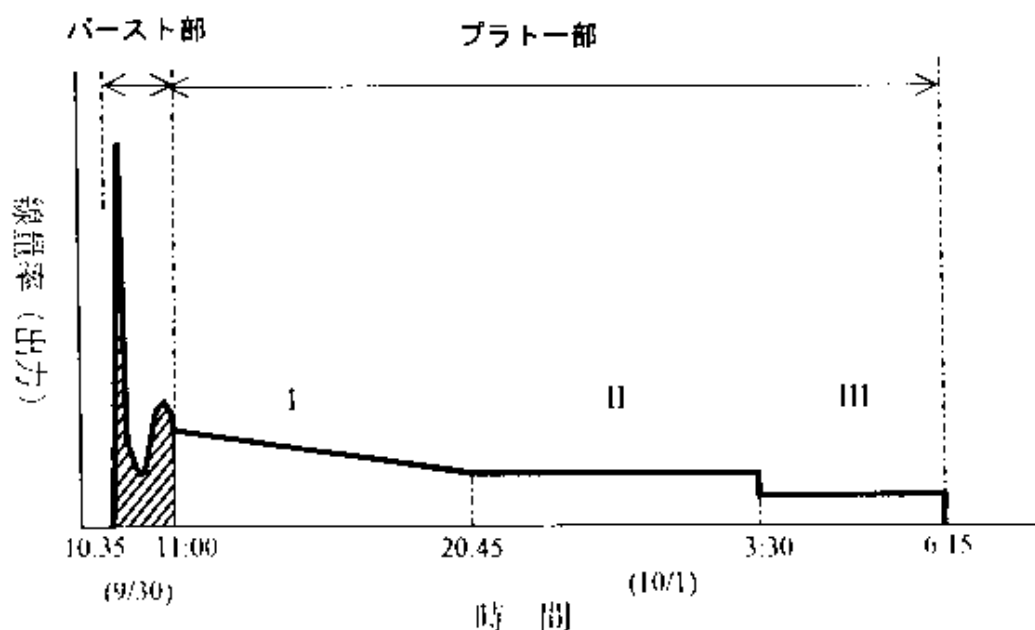
備後 一義 （財）放射線計測協会専務理事

別表. 周辺環境の線量評価

(実効線量当量 単位：ミリシーベルト)

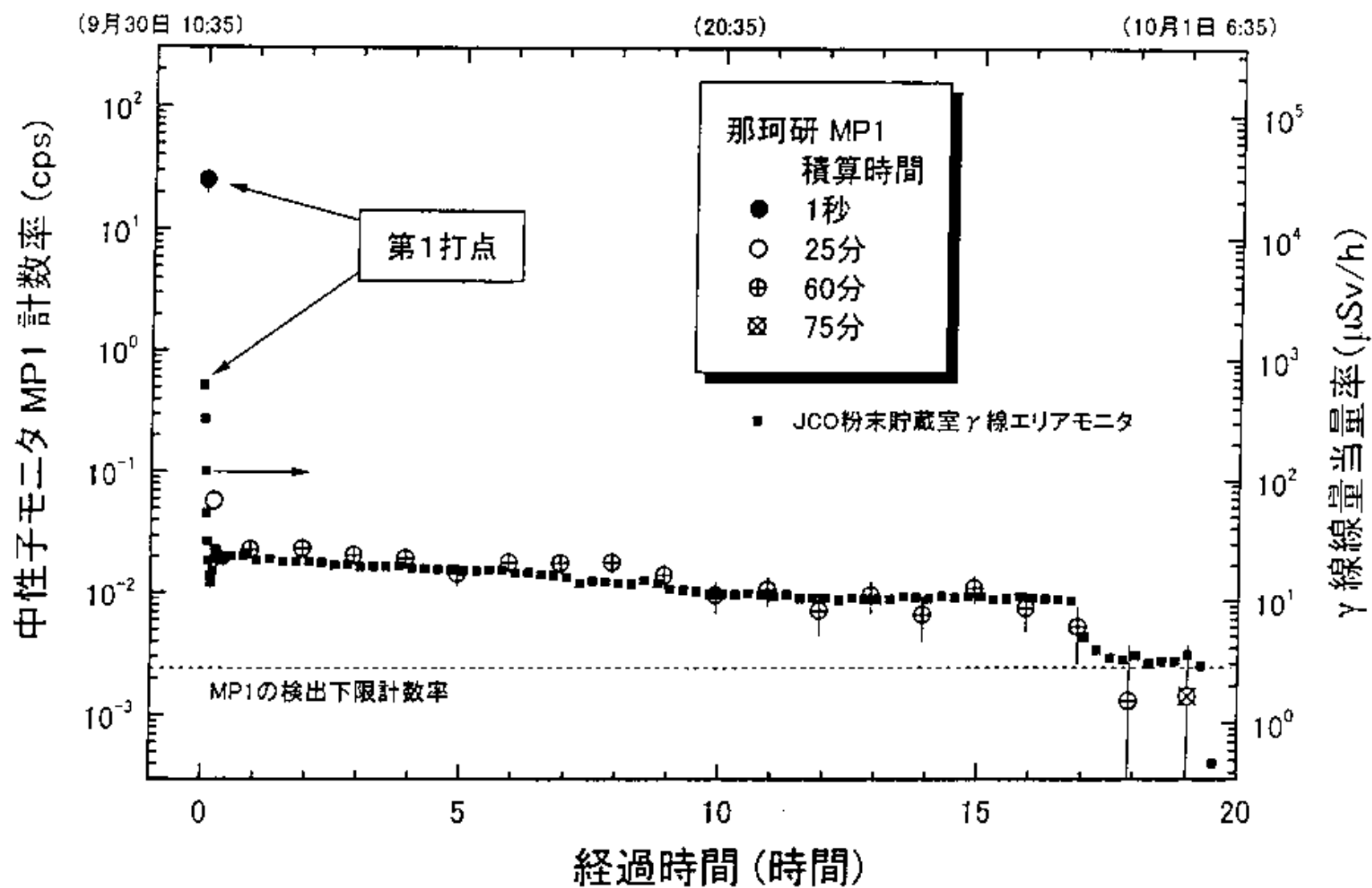
時刻 距離 (m)	9 / 30			10 / 1	
	11 : 00	16 : 00	21 : 00	2 : 00	6 : 15
80	11	44	66	83	92
100	6.1	25	38	48	53
150	2.1	8.6	13	16	18
200	0.91	3.7	5.6	7.1	7.9
300	0.24	1.0	1.5	1.9	2.1
350	0.14	0.58	0.86	1.1	1.2
500	0.033	0.14	0.20	0.26	0.29
1000	0.00075	0.0031	0.0046	0.0058	0.0065
1500	0.000030	0.00013	0.00019	0.00024	0.00026

(注) 周辺住民等が受けた放射線量を評価するための基礎とすべき線量を時間と距離の関数として求めたもので、実際の周辺住民等の受けた線量はそれぞれの地点とJCO施設との間の建造物や住民等がいた家屋による遠へいを考慮して評価される。



第1加工施設棟粉末貯蔵室ガンマ線エリアモニタの指示値を基に、線量率の時間変化をパターン化したもので、縦軸と横軸のスケールの表示は正確ではない。

別図2 線量率のパターン



別図3 モニタデータの比較

(1) 経緯

9月30日(木)午前10時35分頃、銻ジェー・シー・オー(JCO)東海事業所において臨界事故が発生し、午前11時19分、JCOから科学技術庁へ、「臨界事故の可能性あり」とする第1報があった。

その後、科学技術庁においては、情報収集整理、原子力安全委員会、官邸、プレス等への説明を行い、午後14時30分、科学技術庁災害対策本部を設置し、午後15時、災害対策基本法に基づく防災基本計画に従い、有馬大臣を本部長とし、関係省庁を構成員とする政府事故対策本部を設置。午後15時20分、原子力安全局長が官邸に出向き、野中官房長官他に政府事故対策本部の設置等を報告(資料第4-14号参照)。

(2) 政府事故対策本部の活動状況

○第1回会合(9月30日(木)午後16時50分～)

- ・ JCO事故に関する時系列
- ・ 周辺モニタリングの測定データ
- ・ 関係機関の対応

を中心に事故概要を説明するとともに、今後の協力について確認。

(午後19時45分、原子力安全局長が官邸に出向き、野中官房長官他に政府事故対策本部第1回会合を開催したこと等を報告)

○第2回会合(9月30日(木)午後23時15分～)

当面の対策として、沈殿槽の周囲に取り付けられた冷却装置からの水抜きを優先することを説明。

状況が改善しない場合、以下の措置を講ずることを決定。

- ・ 学校・保育所等は休みとする。
- ・ 職場については、できるだけ戸外での活動を控えていただく。
- ・ 政府本部として、現地の住民に対する相談窓口を設置する。
- ・ 雨水を飲まないようにする。
- ・ 県や国の関係機関が現地で一堂に集まる場を作る。 等

また、周辺モニタリングデータを中心に状況の確認。

○第3回会合（10月1日（金）午前4時30分～）

- ・ JCO事故における時系列
- ・ JCO敷地内、周辺モニタリングの測定データ
- ・ 被ばく者の状況

を中心に状況の確認と各省庁の対応状況についての情報交換。また、第2回会合における決定事項の確認。

○第4回会合（10月1日（金）午前8時～）

- ・ JCO事故における時系列
- ・ JCO周辺モニタリングの測定データ
- ・ 被ばく者の状況

を中心に状況の確認と各省庁の対応状況についての情報交換。

○第5回会合（10月2日（土）16時5分～）

JCO事故における時系列の状況の確認と各省庁の対応状況についての情報交換。

○第6回会合（10月2日（土）19時15分～）

- ・ 原子力安全委員会緊急技術助言組織の検討状況
- ・ 各省庁の対応状況
- ・ JCO事故における時系列
- ・ JCO周辺モニタリングの測定データ
- ・ 被ばく者の状況

を中心に状況の確認と各省庁の対応状況についての情報交換。

平成11年10月8日

原子力安全調査室

1. 平成11年9月30日（木）10時35分頃発生した株式会社ジェー・シー・オー東海事業所のウラン燃料加工工場転換試験棟における臨界事故について、同日、原子力安全委員会委員長が緊急技術助言組織の召集を決定。
2. 緊急技術助言組織会合は、同日18時から開始され、科学技術庁から事故の状況について報告を受けるとともに、SPEED-1を用いて周辺地域の線量測定状況を参考に検討を実施。同会合は断続的に10月2日まで開催し、現在休会中。
検討の結果、特に再臨界の可能性があるとの結論を得、9月30日午後7時頃、別紙の助言（1）を科学技術庁を通じて行った。併せて、緊急技術助言組織としても直接現地での対応に当たるため、住田原子力安全委員会委員長代理、金川原子力安全委員会委員を現地に派遣することを決定するとともに、専門家として東邦夫審査委員、辻野毅審査委員に同行を依頼した。
その後、同日午後10時45分頃、助言（2）を行った。
なお、明日（10月1日）も事態が改善されない場合には、余分な被ばくの可能性を避けるため、現地の状況に即した適切な対応をするよう要請することを検討した。
3. 現地では、さらに、竹下功審査委員、斎藤伸三専門委員をはじめ、日本原子力研究所、核燃料サイクル開発機構等の関係機関の協力を得、現地対策本部での活動を行った。
現地では、臨界抑止の対策として、
 - ①事故を起こした沈殿槽の周囲にあるクーリング用のジャケット水が中性子反射体として機能していると推定されるため、ジャケット水を抜く。
 - ②沈殿槽の上部が開口しているので、ボロン水を注入する。の2点を検討。高線量下での作業であることを考慮し、慎重に作業を実施することとなった。①を実施し、さらに必要があれば②を実施することとなった。

①の作業の結果、10月1日午前6時過ぎ、中性子が急激に下がり臨界を脱した模様であったが、念のため②を行い、午前9時過ぎ、再臨界が防止されることが確認された。

4. 10月1日（金）の緊急技術助言組織会合において、現地での状況を確認するとともに、①未臨界状態になったこと、②これに伴い中性子線が急激に減衰し問題とならないレベルとなったこと、③空間線量率（ガンマ線）が減衰し続けていること等から、屋内退避区域（約10km）の見直しを検討した。検討の結果、本退避区域を解除する方向で速やかに検討することが適当であると判断し、午後2時半頃、助言（3）を科学技術庁に伝達した。

5. 10月2日（土）の緊急技術助言組織会合において、現地に派遣した住田、金川両原子力安全委員会委員から現地の状況報告を受けるとともに、事態がさらに終息する傾向にあることから、現地の状況を把握するとともに、避難区域（350m）解除のための要件を検討することとした。

緊急技術助言組織の技術的要請の実現を現地において確実にするため、再度、住田原子力安全委員会委員長代理を現地に派遣することとし、稲葉次郎審査委員、吉田芳和専門委員に同行を依頼した。

6. その後の現地からの状況も踏まえ、検討した結果、空間線量率は、当初敷地境界の一部において高いところがあったが、時間の経過とともに低下していく傾向にあることに加え、遮へいの設置に伴って値がさらに低下したことから、通常の範囲に復帰するとの確認を行った。その他の安全に係る諸データについては、問題となるものがなかったことから、本避難区域を解除する方向で速やかに検討することが適当であると判断し、10月2日16時15分頃、助言（4）を科学技術庁に伝達した。

緊急技術助言組織からの助言

助言(1)(平成11年9月30日)

1. 境界での中性子線量が高いことなどから、再臨界が起こっている可能性があり、余計な被ばくをさけるため、特に風下の避難を要請する。(特に本米崎小学校)
2. 再臨界を抑制する方策を早急に立案すること。また、再臨界を抑制するため、ボロンを手配すること。

助言(2)(平成11年9月30日)

緊急技術助言組織は、JCO施設から、半径10km圏内の住民が屋内に退避することは適切であると判断し、科学技術庁に伝達した。

助言(3)(平成11年10月1日)

JCO施設の事故に関する10km圏内屋内退避について

緊急技術助言組織は、臨界状態は終息したと判断されることから、半径10km圏内屋内退避について、域内の放射線レベルが通常の範囲にあるとの確認等を踏まえ、本退避を解除する方向で速やかに検討することが適当であると判断し、この旨科学技術庁に伝達した。

助言（４）（平成11年10月2日）

JCO施設の事故に関する350m圏内避難について

緊急技術助言組織は、半径350m圏内避難について、域内の放射線レベルが通常の範囲に復帰するとの確認等を踏まえ、本避難を解除する方向で速やかに検討することが適当であると判断し、この旨科学技術庁に伝達した。

緊急技術助言組織の構成員

平成11年9月現在

原子力発電所等の災害の場合に共通の構成員

氏名	勤務先名	役職名
佐藤 一男	原子力安全委員会	委員長
住田 健二	原子力安全委員会	委員
青木 芳朗	原子力安全委員会	委員
松原 純子	原子力安全委員会	委員
金川 昭	原子力安全委員会	委員
相澤 清人	核燃料サイクル開発機構	理事
稲葉 次郎	(財)環境科学技術研究所	特任相談役
佐々木 寿康	(財)原子力安全技術センター	理事長
佐々木 康人	放射線医学総合研究所	所長
須田 信英	法政大学工学部	教授
早田 邦久	日本原子力研究所 東海研究所	副所長
飛岡 利明	日本原子力研究所	理事
森内 茂	(財)原子力安全技術センター	特任参事
山本 克宗	日本原子力研究所 東海研究所	保健物理部長
吉田 芳和	(財)放射線計測協会	技術相談役

原子力発電所の災害の場合に参加する構成員

氏名	勤務先名	役職名
石川 迪夫	(財)原子力発電技術機構	特別顧問
近藤 達男	東北大学	客員教授
藤城 俊夫	(財)高度情報科学技術研究機構	専務理事

試験研究用炉及び研究開発段階の炉の災害の場合に参加する構成員

氏名	勤務先名	役職名
飯嶋 敏哲	(財)原子力発電技術機構 原子力安全解析所	特別顧問
川崎 稔	(財)放射線利用振興協会技術相談役	技術相談役

燃料施設の災害の場合に参加する構成員

氏名	勤務先名	役職名
高橋 洋一	中央大学 理工学部	教授
岩本 多實	福井工業大学	教授

事故の終息から解除に至るまでの経緯

1. 時系列

10月1日	2:30	臨界状態抑止のため、沈殿槽の冷却材水抜き作業開始
	4:00頃	冷却ジャケットの水抜きにより、施設境界の中性子線量率の低下を確認
	6:30頃	施設境界の中性子線量率が検出限界以下
	8:39	臨界終息（ボロン水注入終了）
	14:25	緊急技術助言組織より10km圏内屋内退避解除助言
	15:05	官房長官が10km屋内退避解除に問題ない旨政府見解発表
	16:30頃	県知事が屋内退避解除発表
10月2日	7:55	JCOがフッ化アルミニウム遮へいの配置を開始（10:05終了）
	15:30	土のう積み開始（23時終了）
	16:15	緊急技術助言組織より350m圏内避難解除助言
	18:30	官房長官が350m圏内避難解除に問題ない旨政府見解発表
	同	東海村村長が解除発表

2. 10km圏内の屋内退避解除について

○解除の判断に際しては、10km圏内の γ 線の空間線量率の測定結果を主として検討。

○測定は、臨界が終息した直後の10月1日 8:50頃から、環境放射線測定車によりJCOを中心に16方位を500mから10kmの範囲で測定（別添1に測定結果）。

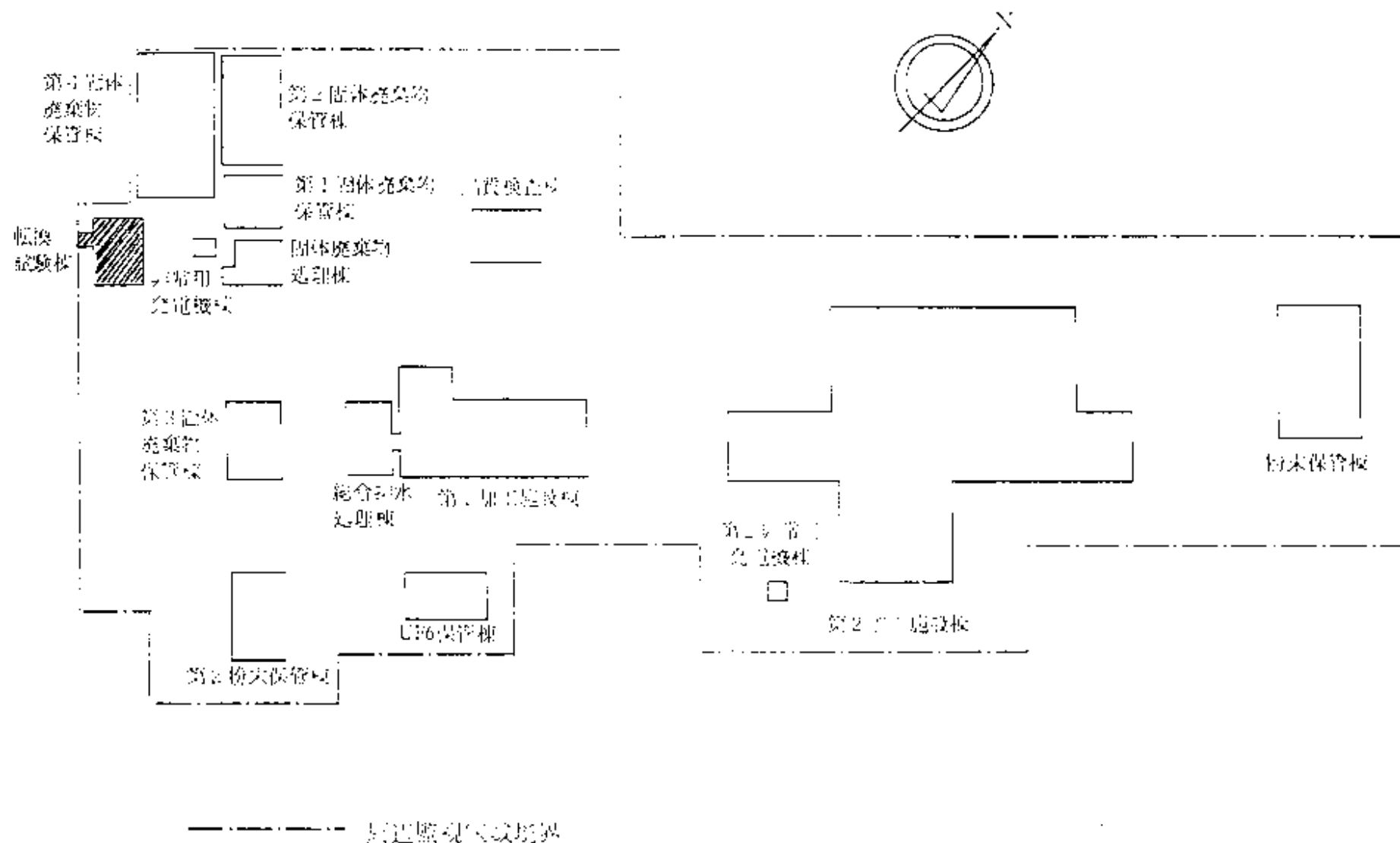
○この測定に時間がかかり、最終的に全地点115ヶ所の測定が終了したのは16時頃。

- 緊急技術助言組織では、14時頃までに84ヶ所（約8割）までの測定結果から、測定値が全て通常値であり、未測定の間所も問題ないと判断。
- これ以外にも、9月30日21時半頃入手した、JCOから2km離れた地点4ヶ所の土壌データが通常レベルであり、臨界が起こってから11時間経過しているにも係わらず、汚染がないことから問題ないと判断（別添2に土壌測定結果）。
- 10月1日14:25に10km解除の助言。

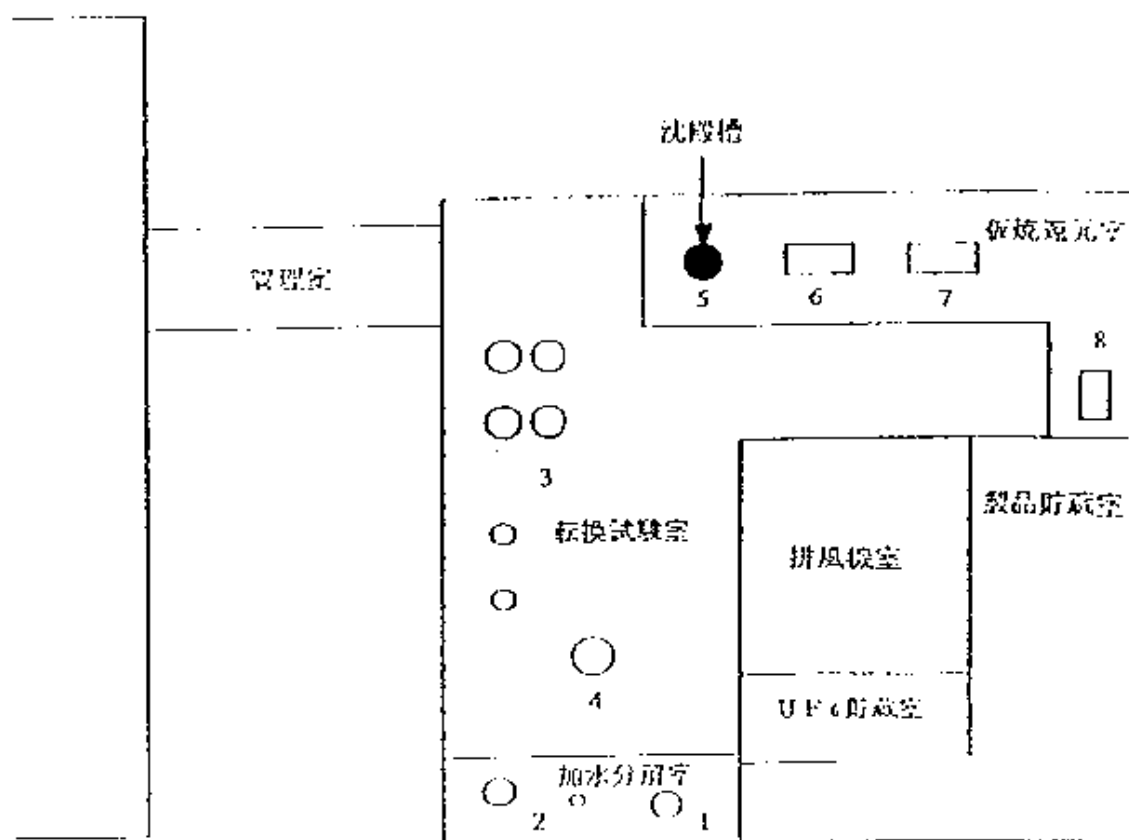
3. 350m圏内の避難解除について

- 10月1日16時頃のデータを見ても、敷地周辺で最も高い所の γ 線空間線量率が $4.1\mu\text{Sv/h}$ と依然として高いことから、10月1日の解除は見送り。
- 外部の線量率を下げるため、10月2日7:55からJCOによりフッ化アルミニウム遮へい作業実施。
- 一方、10月2日9時から緊急技術助言組織を再開し、遮へい後のデータ、及び放射能汚染の確認のため土壌、井戸水、民家の窓ガラスのデータの入手を指示（別添3～別添14）。
- 土壌は電力会社の協力による汚染サーベイメータによるサーベイの結果、有意な汚染がなく問題なしと判断（別添3）。
- 井戸水は、茨城県公害技術センターによるサンプリング結果から、人工放射性核種が検出されてないこと、また土壌が汚染されていないことから地下水に放射性核種が入ることもないことから、問題なしと判断（別添8）。
- 敷地周辺の最大 γ 線空間線量率が9時頃は $1.5\mu\text{Sv/h}$ と減少し続けるとともに、フッ化アルミニウム遮へいによる効果も見られ、11時半頃は電離箱式 γ 線サーベイメータの検出限界（ $1\mu\text{Sv/h}$ ）以下となる（別添11にJCO周辺線量当量率測定結果時系列、別添13に民家に最も近い敷地周辺の測定値）。
- また、検出感度の良いシンチレーション検出器の測定では、フッ化アルミニウム遮へい後、敷地周辺で最も高い γ 線空間線量率は $0.35\mu\text{Sv/h}$ （別添14）。
- しかし、 γ 線空間線量率が若干高いため、土のうによる遮へい作業を実施。
- 16:00頃、350m圏内の民家60件の窓ガラスの測定結果、有意な汚染がなく問題ないと現地から電話連絡（別添12）。
- 窓ガラスの測定結果、放射能による汚染はない。また、 γ 線空間線量率は若干高いものの、空間線量率の推移、土のうによる遮へい作業を考慮すれば十分に安全が確保されると判断し、16:15に解除の助言。

参考Ⅲ－１ 敷地内建屋配置図

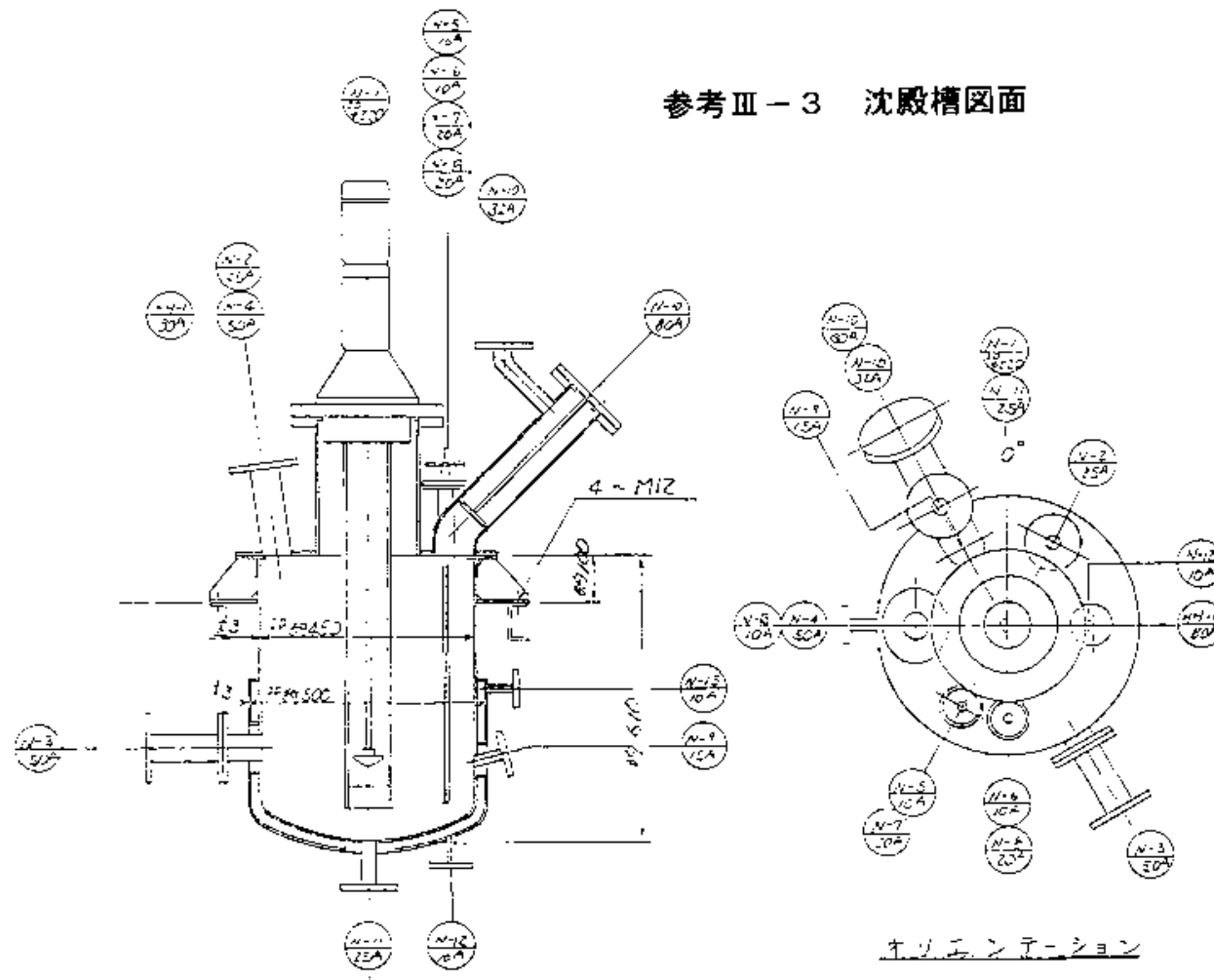


参考Ⅲ－２ 転換試験棟主要設備の配置図



No.	設備及び機器の種類	個数
1	UF ₆ 加熱装置	2基
2	UF ₆ 加水分解装置	1基
3	溶媒抽出装置	1基
4	溶解装置	1基
5	沈殿装置	2基
6	仮焼装置	1基
7	還元装置	1基
8	混合装置	1基

参考Ⅲ-3 沈殿槽図面



ノズルリスト	
記号	用途
N-1	攪拌機座
N-2	レベル計
N-3	電気ミーター
N-4	PHメーター
N-5	N水+新吹込ノズル
N-6	液入口(純水)
N-7	ノズル採取
N-8	ノズル採取
N-9	温度計
N-10	排気
N-11	振出口
N-12	水入口
N-13	水出口
HH-1	ハンドホールド

設計認申請書より抜粋

日本化成材料コンバージョン株式会社	
東海事業所	転換試験室
名 称 沈 殿 槽 B	
図 番 第 0-4-23 図 Rev.1	

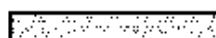
参考Ⅲ－４ ウラン加工施設に係る安全規制

段階規制	判断基準	審査内容等	その他
事業の許可 (第13条)	・加工の能力が著しく過大にならないこと ・経理的基礎があること ・技術的能力があること ・災害の防止上支障がないこと (炉規法14条)	・原子力長期計画との整合性があること ・建設等の資金計画に見込みがあること ・技術者の数、履歴、組織が十分であること ・核燃料安全審査基本指針、ウラン加工指針に基づく災害防止の対策がとられていること (基本設計及び基本的設計方針について審査) (原子力安全技術顧問からの専門的意見の聴取)	原子力委員会、原子力安全委員会への諮問・答申 許可時の通産大臣協議
設計及び工事の方法の認可 (第16条の2)	・事業許可の枠内であること ・技術上の基準に適合していること(技術基準に関する総理府令) (炉規法16条の2)	・事業許可と整合性があること ・臨界防止の措置が講じられていること(第3条) ・火災爆発の防止対策が講じられていること(第4条) ・耐震性があること(第5条) ・材料・構造が強度、耐食性を有していること(第6条)等 (詳細設計について審査) (必要に応じ原子力安全技術顧問の意見を聴取)	
施設検査 (第16条の3)	設工認に従って行われていること (炉規法16条の3第2項)	・検査計画書、検査要領書を作成して実施(法令に基づくものではない) ・検査内容 (材料検査、寸法検査、耐圧・漏洩検査、据付け・外観検査)	
保安規定の認可 (第22条)	災害の防止上十分であること (炉規法22条第2項)	・事業許可時の方針と整合性があること ・職務・組織に関すること ・保安教育に関すること ・設備の操作に関すること等	
核燃料取扱主任者 (22条の2)	・主任者免状を有する者から選任 ・従事者はその指示に従わなければならない	・保安規定に職務を規定	
・運転管理 ・保安規定遵守状況調査 (炉規制法の規定はない)		・運転管理専門官による定期的巡視 ・規制当局による状況調査 (保安規定に定められた事項の実施状況等)	

参考Ⅲ－５ (株)ジェー・シー・オー東海事業所許認可関係の経緯

○核燃料物質加工事業許可及び事業変更許可(法第13条及び第16条)

許可年月日	主な内容
昭和55年9月17日	・加工の事業の許可(最大処理能力を220ton-U/年)
昭和56年10月6日	・第2加工施設棟を新設。最大処理能力を495ton-U/年に変更 ・第2固体廃棄物保管棟新設
昭和57年8月3日	・六ふっ化ウランの貯蔵能力を増強 ・化学処理施設の一部撤去
昭和59年6月20日	・転換試験棟(使用施設→加工施設への変更) ・濃縮度20%未満の濃縮ウランの最大処理能力3ton-U/年を追加。最大処理能力を498ton-U/年に変更
昭和61年5月23日	・最大処理能力を553ton-U/年に変更 ・固体廃棄物の保管能力を4500本に変更 ・化学処理施設の核的制限値の一部変更
昭和63年1月21日	・総合排水処理棟を新設し、廃水処理棟を廃止 ・化学処理施設及び貯蔵施設の核的制限値の一部変更
昭和63年10月5日	・最大処理能力を718ton-U/年に変更 ・粉末保管棟を新設 ・第1粉末保管棟を廃止(第3固体廃棄物保管庫に転用することにより、固体廃棄物の保管能力を6900本に変更) ・化学処理施設の核的制限値の一部変更
平成元年12月25日	・再生ウラン及び再生濃縮ウランの取扱い(第2加工施設) (取扱量は6ton-U/年以下、取扱期間及び貯蔵期間は平成2年4月よりそれぞれ1年及び2年間)
平成2年11月13日	・化学処理施設及び貯蔵施設の核的制限値の一部変更 ・放射性廃棄物の廃棄設備の一部変更
平成4年2月3日	・再生ウラン及び再生濃縮ウランの貯蔵の場所を変更し、貯蔵期間を延長
平成5年1月12日	・第4固体廃棄物保管棟の新設(固体廃棄物の保管能力を12100本に変更)
平成6年10月6日	・転換試験棟製品貯蔵室の貯蔵能力を1.1ton-Uに変更し、核的制限値を変更。取り扱う核燃料物質の受け入れ仕様の設定
(平成11年5月25日申請)	・第2加工施設棟に直接還元設備を新設 ・第1加工施設棟、第2加工施設棟において再生ウラン及び再生濃縮ウランの取り扱いの追加等(第1加工施設、第2加工施設)

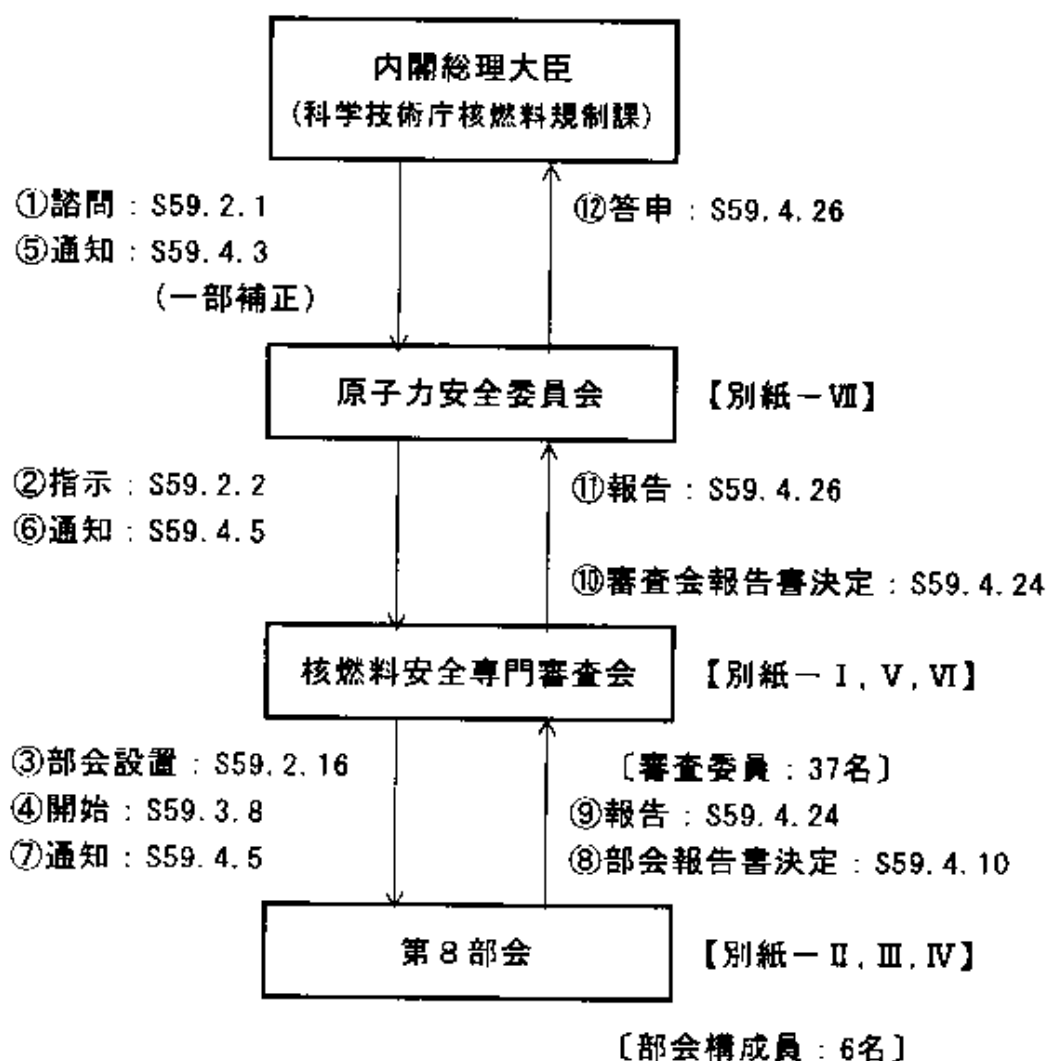
 : 転換試験棟に係る変更許可

参考Ⅲ－6 原子炉等規制法における段階的規制の体系



参考Ⅲ－７ (株)ジェー・シー・オー東海事業所に係る原子力安全委員会の安全審査について

原子力安全委員会における安全審査のフロー



※変更内容

- ・ 既設の使用施設である転換試験棟を加工施設に移管する。これにともない最高濃縮度20%未満のウランの処理能力年間3tを加え、最大処理能力を年間495t-Uから498t-Uへ変更する。又その他の加工施設のうち、主要な実験設備を同施設と共用する。
- ・ 既設の第1加工施設棟の化学処理設備である固液分離機及びろ液受槽をそれぞれ1基撤去する。
- ・ 既設の第1加工施設棟の貯蔵施設である第1粉末貯蔵室の名称の変更及びその一部について貯蔵方式を変更する。
- ・ 既設の品質検査棟の検査設備の一部を既設の第2加工施設棟に移設する。
- ・ 既設のUF6保管棟、第1加工施設棟の第1UF6貯蔵室及び第2加工施設棟の第2UF6貯蔵室の貯蔵設備にUF6シリンダ貯蔵容器を追加する。

参考Ⅲ－８ 核燃料施設に関する安全審査指針

核燃料施設安全審査基本指針 （昭和55年2月）
核燃料施設に共通した安全審査の基本的考え方

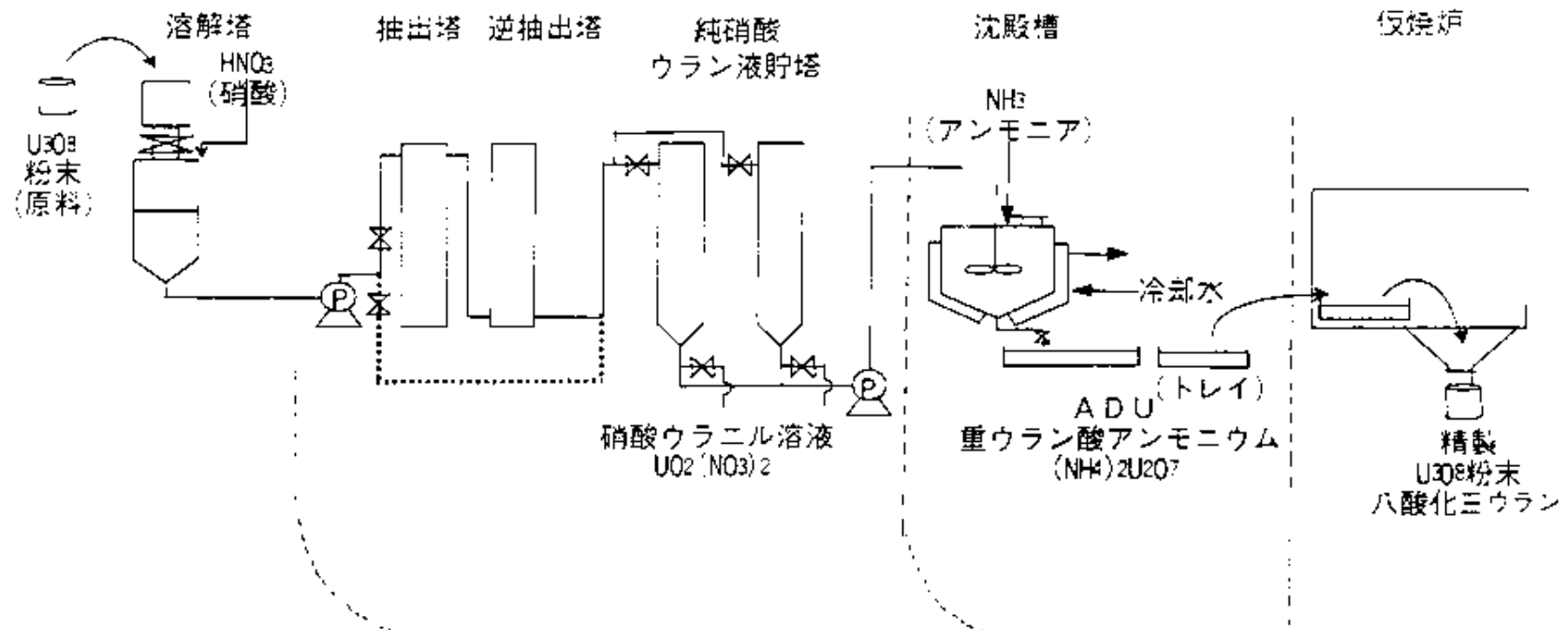
昭和55年2月7日付け原子力安全委員会決定文
「核燃料施設安全審査基本指針について」抜粋

…なお、本基本指針に基づき、各種核燃料施設について、その特質に応じた個別の安全審査指針を整備するものとする。

ウラン加工施設安全審査指針 （昭和55年12月）
濃縮度5%以下のウランを転換、加工する施設
に対する安全審査上重要と考えられる基本事項

再処理施設安全審査指針 （昭和61年2月）

参考Ⅲ－9 転換試験棟の設備仕様と臨界管理



	原料	溶解工程	溶媒抽出工程		沈殿工程	仮焼工程
		(溶解塔)	(抽出塔、逆抽出塔)	(純硝酸ウラン液貯塔)	(沈殿槽)	(仮焼炉)
直径		160mm	100mm	170mm	450mm	(仮焼トレイ寸法)
高さ		2,200mm	4,500mm	3,500mm	600mm	約500mm×約150mm
容量		約44リットル	約35リットル	約80リットル	約95リットル	×深さ約50mm)
許認可	臨界管理	形状制限 直径175mm	形状制限 直径175mm	形状制限 直径175mm		形状制限 厚み69mm
		溶解工程から沈殿工程を1バッチとし、最高取扱量 2.4kg U				
		秤量	U濃度	流量、U濃度		
保安規定	臨界管理	核的制限値 2.4kg U以下、秤量・測定 等				

参考Ⅲ－１０ 臨界安全に係る設工認、施設検査及び保安規定の審査状況

		加工事業変更許可の段階	設計及び工事の認可の段階	施設検査の段階	保安規定等
単 一 管 の 臨 界 管 理	質 量	①加水分解から沈殿までの一連の工程を１バッチ（濃縮度 18.8 %で 2.4kg 以下）で管理する。 ② 2.4kg は安全係数 2.3 を含む安全質量			→核的制限値（質量 2.4kg 以下）を超えないようにする。（保安規定） →１バッチのウランが仮焼設備に入るまでは次のバッチのウランを工程に入れてはならない。（下部規定における臨界管理基準）
	管 理	③ 2.4kg を沈殿工程の前々工程の加水分解工程において秤量 ④溶解工程では１バッチの溶解量を工程に入れる前に秤量 ⑤念のため沈殿工程に入れる前にウランの濃度と液量を測定	→小分けシリンダに秤量器が設置されることを確認 →計量設備として台秤２基が設定されることを確認 →貯塔と沈殿槽の間に流量計が設置されることを確認	→小分けシリンダの秤量器について、配置検査、警報作動検査、性能検査（精度確認）を実施 →台秤２基について、配置検査、性能検査（精度確認）を実施 →配置検査で貯塔と沈殿槽の間に流量計が設置されていることを確認	→工程等へ装荷する前に、核燃料物質の秤量・測定等を行う。（保安規定）
の 臨 界 管 理	形 状 管 理	①沈殿工程以外は形状制限（直径制限の場合 175mm、厚み制限の場合 69mm、容量制限の場合 9.5 %） ②形状制限値は安全係数 1.3 を含む。	→各機器について、設計仕様及び図面にて左欄の制限値を満足することを確認	→臨界防止検査で、実測値に基づき左欄の制限値を満足することを確認	
	複 数 管 理	①機器相互の表面間距離は 30.5cm 以上 ②立体角が一定値以下（ある機器から他の機器をみた投影面積が一定値以下）	→機器の設計寸法及び配置より、機器表面間距離が 30.5cm 以上で立体角が１ステラジアン以下であることを確認	→臨界防止検査で、実測値に基づき左欄の制限値を満足することを確認	
対 する 考 慮		①いかなる場合でも安全であるような十分な設計がなされているので臨界事故は起こり得ない			

参考Ⅲ-11 作業手順の変遷に伴う核燃料取扱主任者（免状取得者）の関与

年・月	文書・作業等	ウラン酸化物精製工程	硝酸ウラニル溶液製造工程	核燃料取扱主任者あるいは免状取得者の関与
1983.11	変更許可申請書	溶解塔・貯塔	溶解塔	確認できず**
1986.10～87.6	常陽UO ₂ 製造	溶解塔・貯塔	—	
1986.11～88.2	常陽 硝酸ウラニル溶液製造	溶解塔・貯塔	溶解塔	
1988.7～89.4	常陽 5次UO ₂ 製造	溶解塔・貯塔	—	
1989.9	手順書TM-C-89003発行	溶解塔・貯塔	不明	関与なし
1989.9	手順書TM-C-89010発行	不明	不明	廃棄済みのため確認できず
1990.10～91.9	常陽6次UO ₂ 製造	溶解塔・貯塔	—	
1993.1	溶解方法についてのメモ		ステンレス容器	関与なし
1993.1～93.6	常陽6次硝酸ウラニル溶液製造	記録が押収され確認できず	ステンレス容器	
1994.8～94.9	常陽7次U ₃ O ₈ 製造	ステンレス容器・貯塔	—	
1995.6～96.2	常陽7次UO ₂ 製造	ステンレス容器・貯塔	—	
1995.10～96.2	常陽7次硝酸ウラニル溶液製造	ステンレス容器・貯塔	ステンレス容器・貯塔*	
1996.11	手順書MI-C-96001発行		ステンレス容器・貯塔	関与なし
1996.8～96.11	常陽硝酸ウラニル溶液製造	ステンレス容器・貯塔	ステンレス容器・貯塔*	
1996.9～97.1	常陽UO ₂ 製造	ステンレス容器・貯塔	—	
1997.10	手順書MM-C-97003,MM-C-97040発行	溶解塔・貯塔	ステンレス容器・貯塔	免状取得者2名が審査
1998.3～98.6	常陽UO ₂ 製造	ステンレス容器・貯塔	—	
1999.9	常陽硝酸ウラニル溶液製造	ステンレス容器・貯塔	ステンレス容器・沈殿槽	***

注) * 貯塔使用については操業記録からは確認できず

** 該当の安全専門委員会議事録は押収されていると思われ、当時の規定等が残っていない

*** 沈殿槽への注入の関与については、警察の捜査への影響を考慮して関与の有無を断定できない旨、事業者より回答あり

参考Ⅲ－12 使用施設から加工施設への変更に際しての設備変更点

		溶解塔	加水分解塔	抽出塔	逆抽出塔	純硝酸ウラン液貯塔		沈殿槽	
S54申請の設備 (使用施設)	内径 (mm)		約192	約157	約157	約192		約500	
	高さ (mm)		約3400	約4600	約4600	約3600		約700	
	容量 (%)		約100%	約90%	約90%	約105%		約140%	
	扱うウランの形態		溶液	溶液	溶液	溶液		溶液及び固体	
	臨界管理の方法 ^{(*)1}		形状管理 質量管理	形状管理 質量管理	形状管理 質量管理	形状管理 質量管理		質量管理	
	管理制限値 ^{(*)2}		203mm以下	203mm以下	203mm以下	203mm以下		4.7kg-U	
S58変更申請の設備 (加工施設)	内径 (mm)	約157	約170	約108	約108	約169	約171	約450 ^{(*)3}	約500
	高さ (mm)	約2200	約3300	約4500	約4500	約3500	約3500	約600	約700
	容量 (%)	約42%	約75%	約40%	約40%	約80%	約80%	約100%	約140%
	扱うウランの形態	溶液及び固体	溶液	溶液	溶液	溶液	溶液	溶液及び固体	溶液及び固体
	臨界管理の方法 ^{(*)1}	形状管理 質量管理	形状管理 質量管理	形状管理 質量管理	形状管理 質量管理	形状管理 質量管理	形状管理 質量管理	質量管理	質量管理
	管理制限値 ^{(*)2}	160mm以下	175mm以下	175mm以下	175mm以下	175mm以下	175mm以下	2.4kg-U	10.0kg-U ^{(*)4}

(*)1 溶解から一連の工程を1バッチで管理

(*)2 形状管理の場合は制限径を記載。質量管理の場合はS54は濃縮度12%未満、S58は濃縮度20%未満の値を記載。

(*)3 S58には、内径450(mm)、500(mm)の2種類があり、内径450(mm)のものが設置されている。

(*)4 濃縮度5(%)以下のウランのみ取り扱う

参考Ⅲ-13 使用施設から加工施設への変更に際しての操業パラメータの比較

			溶解塔	加水分解塔	抽出塔	逆抽出塔	純硝酸ウラン液貯塔	沈殿槽	
S54申請時の設備 (使用施設) (12%濃縮:原料UF ₆) 4.7kg/バッチ		濃度 (g-U/ℓ)		100			60	45	
		容量 (ℓ) ^(*)		47			78	104	
		流量 (ℓ/hr)					49 ^(*)2)	58 ^(*)3)	
		標準作業時間		120mins			120mins	貯液のみ	90mins
S58変更申請の設備 (加工施設) (18.8%濃縮:原料U ₃ O ₈) 2.4kg/バッチ	U ₃ O ₈ 精製	濃度 (g-U/ℓ)	100	100			60	45	
		容量 (ℓ) ^(*)	24	24			40	53	
		流量 (ℓ/hr)					49 ^(*)2)	58 ^(*)3)	
		標準作業時間	50mins	貯液のみ			60mins	貯液のみ	90mins
	硝酸ウラン 製品製造	濃度 (g-U/ℓ)	370				370		
		容量 (ℓ) ^(*)	6.5				6.5		
		標準作業時間	50mins						

(*) 操業時の液容量

(*) 抽出塔入口

(*) 逆抽出塔出口

(*) 送液:1hr、攪拌:3hrs、ネット詰:1hr

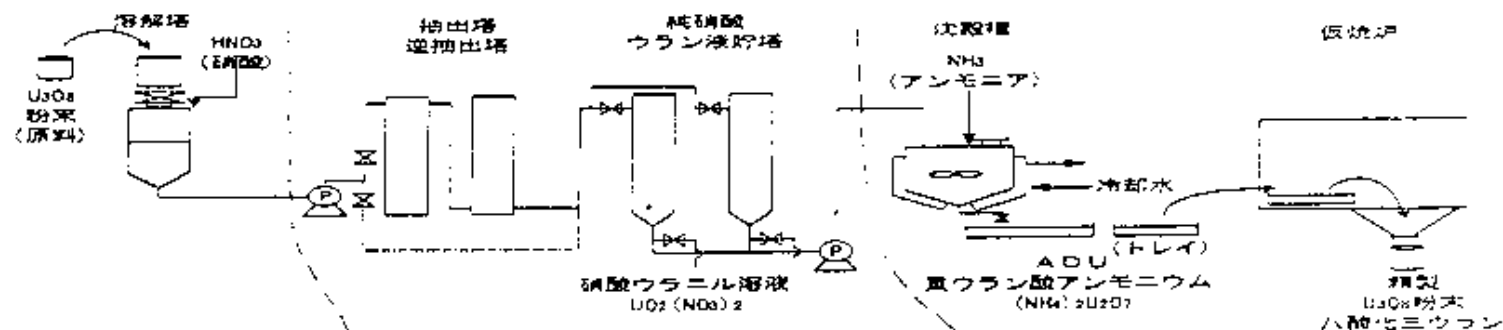
※ 抽出塔運転実績 溶解液:49L/hr、TBP:64.5L/hr

逆抽出塔運転実績 TBP:69.5L/hr、精ウラン溶液(P-UNH):58L/hr

※ 上表は1バッチについての値

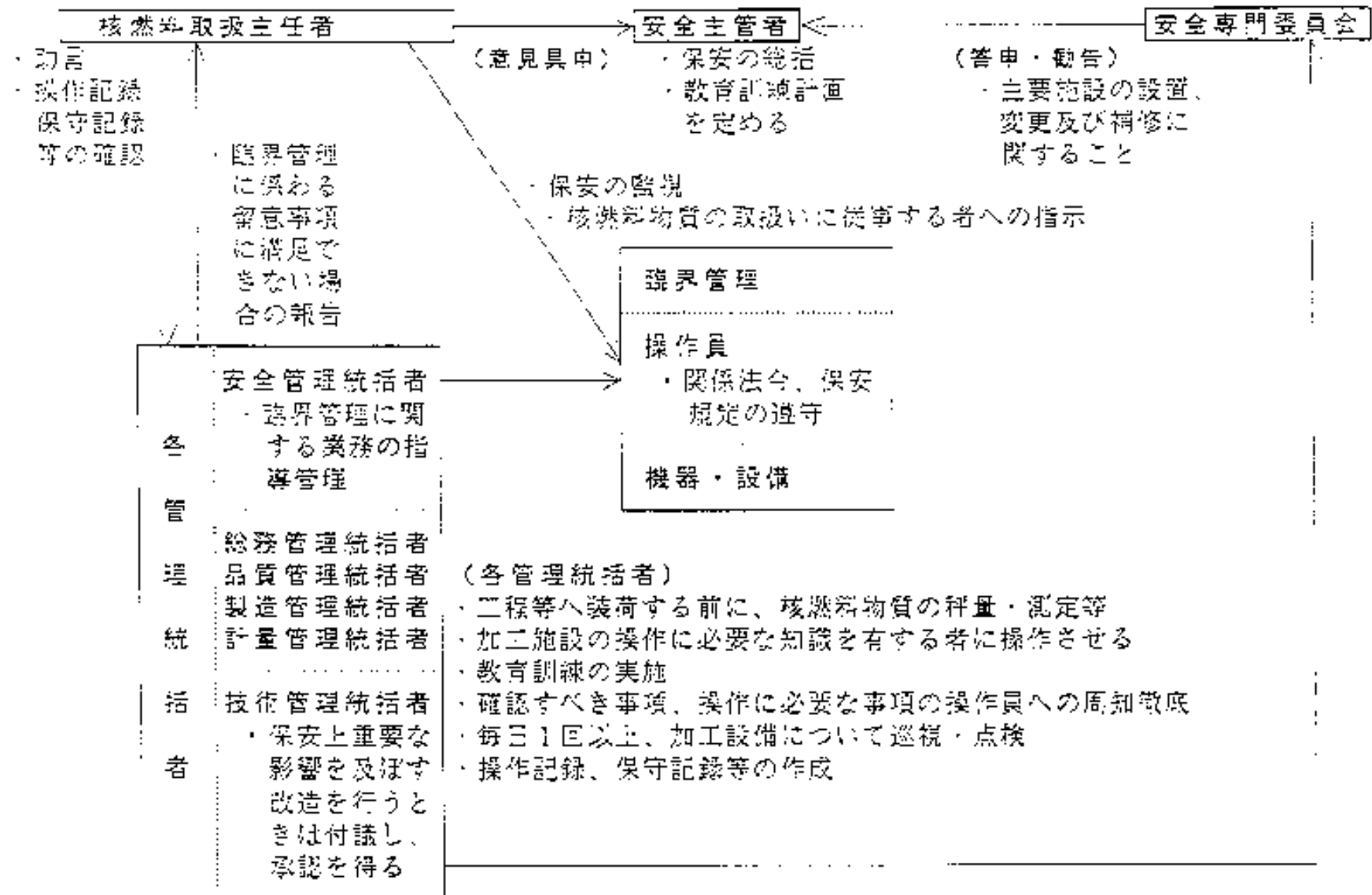
(参考)粉体を詰めるために行う還元工程、混合工程に要する時間はS54申請時で4時間、S58申請時で3時間半

参考Ⅲ-14 転換試験棟の操業に係る保安規定及び社内規定等

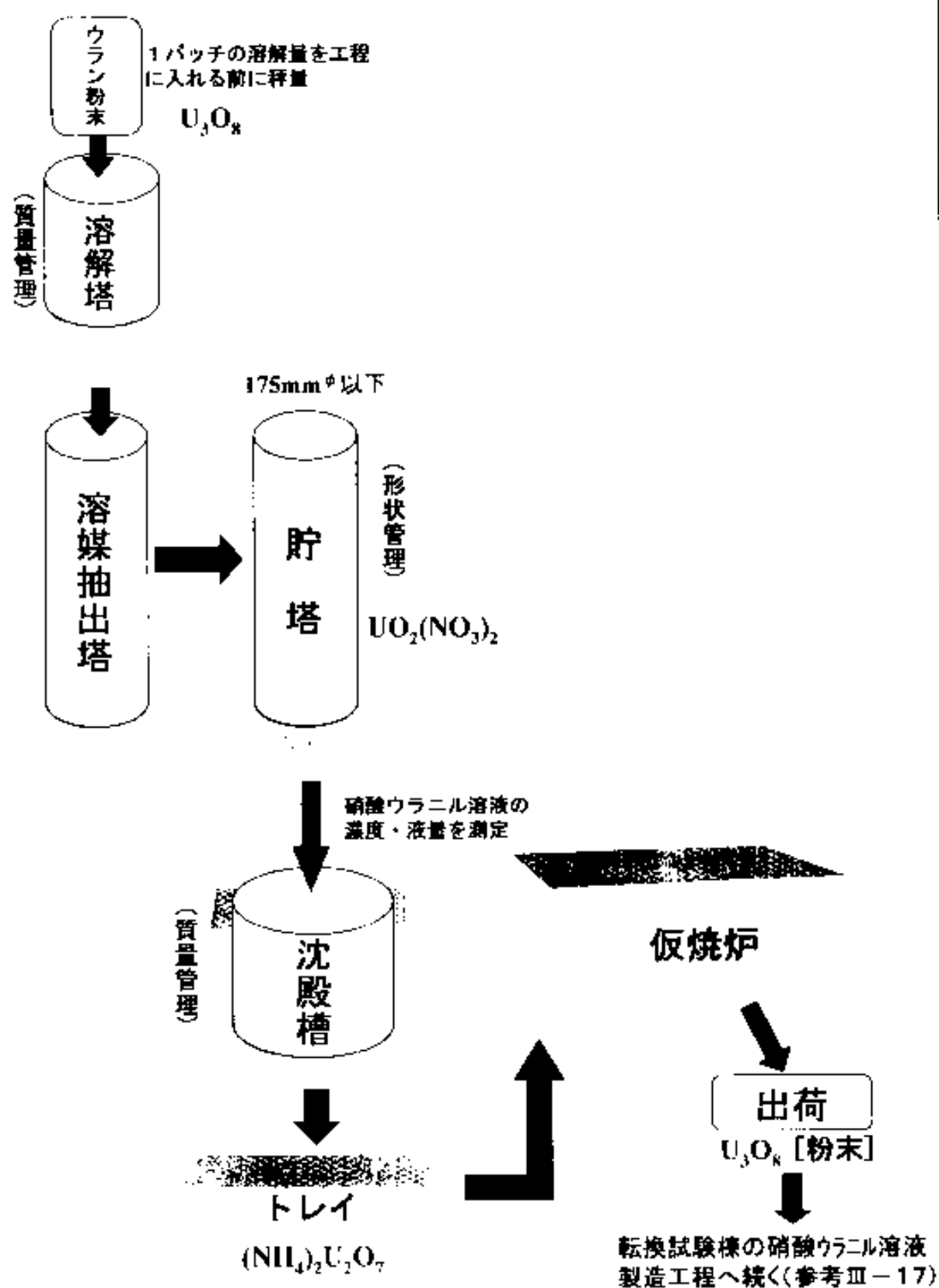


保安規定	質量管理 2.4kgU 秤量、測定等	社内文書 (国が認可、必要に応じ変更)
臨界管理基準	…… 1 バッチを最高量として管理	社内文書 (必要に応じ変更)
	※質量制限形状制限	形状制限
品質保証計画	品質保証活動における業務分担、作業管理、責任管理等	社内文書 (顧客の承認、キャンペーン毎作成)
転換加工要領書	工程の説明、工程管理など	社内文書 (顧客の承認キャンペーン毎作成)
手順書	→ウラン溶液量の計測 (6.94 ㍓ = 2.4 kgU) →ウラン貯塔への移送 (1 ロット、6 ~ 7 バッチ)	社内文書 (必要に応じ変更)
指示書	→U ₃ O ₈ 2.4kgU、硝酸 1.7 ㍓、純水 4.8 ㍓、濃縮度を指示 ロット番号	社内文書 (キャンペーン毎作成)
臨界管理リリース	→U ₃ O ₈ の物量、硝酸の液量、純水の量、濃縮度を指示 ロット番号、バッチ番号	社内文書 (バッチ毎作成)
記録	→実績の記入	社内文書 (バッチ毎作成)
	→搬送用記録	
計量管理規定	転換試験棟での出入りを管理・記録	社内文書 (国が認可、必要に応じ変更)

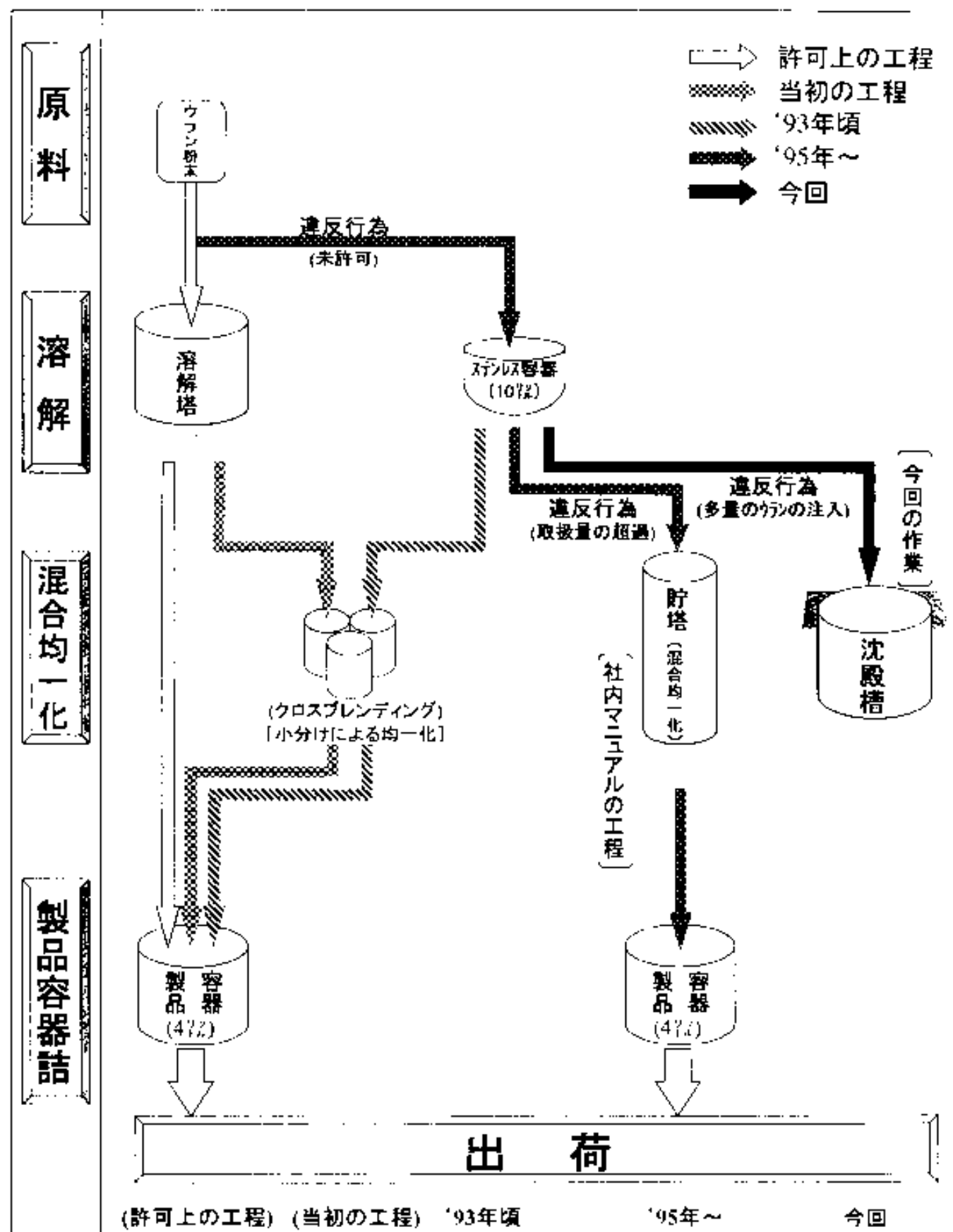
参考Ⅲ－15 保安規定における臨界管理体制



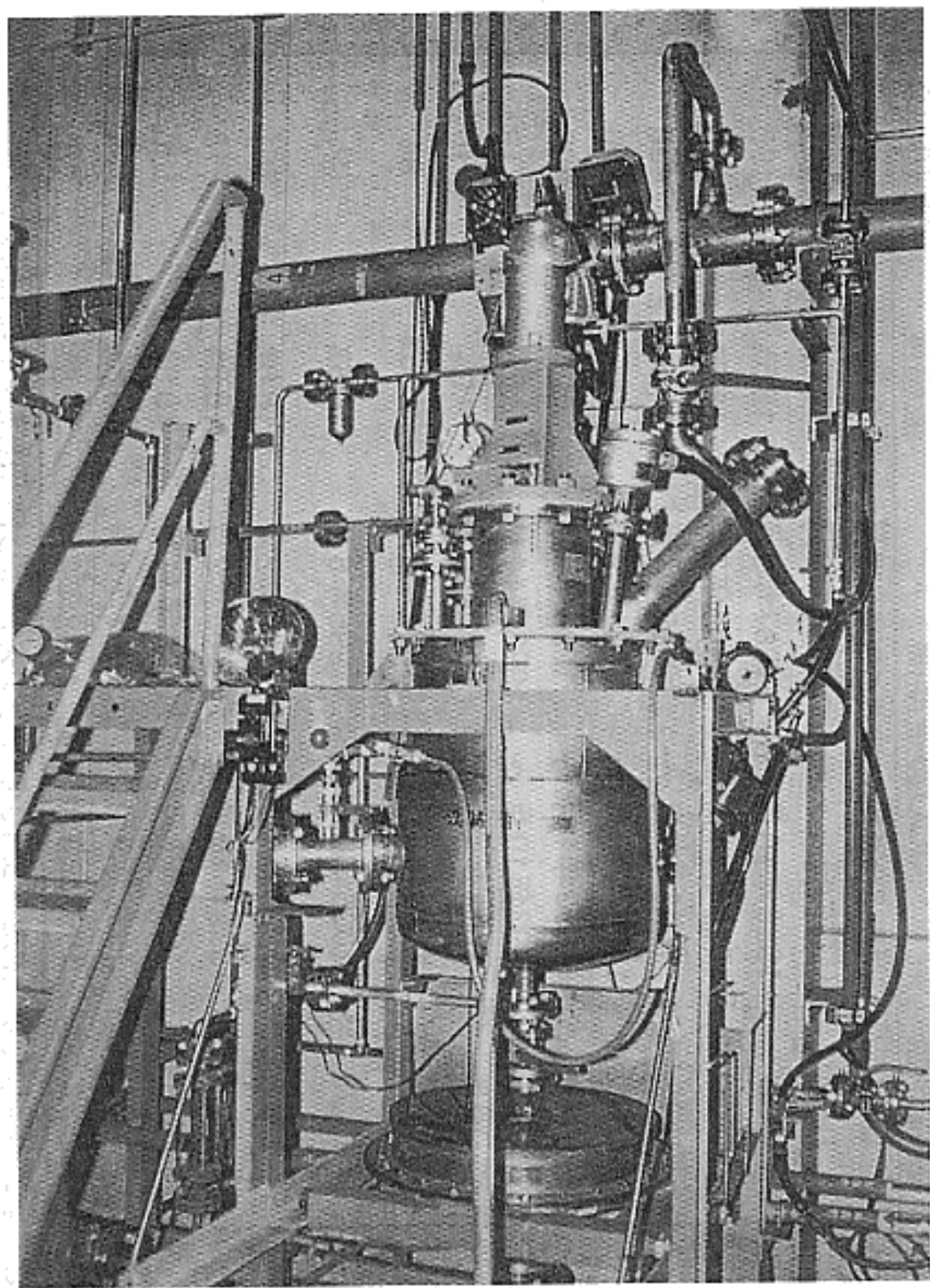
参考Ⅲ-16 転換試験棟の精製工程図



参考Ⅲ－17 転換試験棟の硝酸ウラニル溶液製造工程



参考Ⅲ—18 沈殿槽写真



参考Ⅲ－19 転換試験棟における製造実績

プロジェクト	製品形態	JCO製造期間		濃縮度	U量(kgU)
JCO TEST	UO2	1985年4月	～ 1985年8月	0.2%	注1) 不明
常陽	UO2	不明	～ 1986年7月	19.8%	421
常陽	UO2	1986年10月	～ 1987年6月	18.5%	190
常陽	UNH	1986年11月	～ 1988年2月	18.5%	296
常陽5次	UO2	1988年7月	～ 1989年4月	18.5%	430
常陽6次	UO2	1990年10月	～ 1991年9月	19.05%	306
常陽6次	UNH	1993年1月	～ 1993年6月	19.05%	203
UO2粉末転換加工	UO2	1993年10月	～ 1993年11月	9.0%	注2) 13.5
UO2粉末転換加工	UO2	1994年5月	～ 1994年6月	9.0%	注2) 10.4
常陽7次	U3O8	1994年8月	～ 1994年9月	19.05%	84
10.6%スクラップウラン の精製加工	U3O8	1995年5月	～ 1995年6月	10.6%	注2) 約65
常陽7次	UO2	1995年6月	～ 1996年2月	18.8%	201
常陽7次	UNH	1995年10月	～ 1996年2月	18.8%	218
常陽	UNH	1996年8月	～ 1996年11月	18.8%	100
常陽	UO2	1996年9月	～ 1997年1月	18.8%	108
常陽	UO2	1998年3月	～ 1998年6月	18.8%	120

注1) 記録を発見できず。工程試験のため2～3kgUのウランを繰返し使用したと思われる。

注2) 契約上の原料数量

参考Ⅲ－20 JCOでの「常陽」用濃縮ウランの再転換実績(納入ベース)

再転換加工量:kgU
(ウラン濃縮度)

製品	年度	昭和47年	昭和48年	昭和49年	昭和50年	昭和51年	昭和52年	昭和53年	昭和54年	昭和55年	昭和56年	昭和57年	昭和58年	昭和59年	昭和60年
硝酸ウラニル溶液 (UNH)															
二酸化ウラン粉末 (UO ₂)		○ 約600 (約23%)	○ 約640 (約23%)	○ 約310 (約23%)					○ 約10 (約12%)	○ 約1000 (約12%)	○ 約400 (約12%)	○ 約240 (約12%)	○ 約200 (約12%)		○ 約110 (約20%)
八酸化三ウラン粉末 (U ₃ O ₈)															

使用施設

加工施設

△
加工事業許可取得
昭和59年6月30日

製品	年度	昭和61年	昭和62年	昭和63年	平成元年	平成2年	平成3年	平成4年	平成5年	平成6年	平成7年	平成8年	平成9年	平成10年	平成11年
硝酸ウラニル溶液 (UNH)		○ 約10 (約19%)	○ 約280 (約19%)				○ 約70 (約19%)	○ 約130 (約19%)			○ 約220 (約19%)	○ 約100 (約19%)			○ 約60 (約19%)
二酸化ウラン粉末 (UO ₂)		○ 約410 (約19%)	○ 約90 (約19%)	○ 約310 (約19%)	○ 約120 (約19%)	○ 約30 (約19%)	○ 約280 (約19%)				○ 約160 (約19%)	○ 約50 (約19%)	○ 約110 (約19%)	○ 約120 (約19%)	
八酸化三ウラン粉末 (U ₃ O ₈)										○ 約90 (約19%)					

加工施設

参考Ⅲ－21 ステンレス容器(10ℓ)の使用状況

期間	ウラン酸化物精製(粉末) 1.程	硝酸ウラニル溶液製造工程
第4次	昭和61(1986)年10月～昭和62(1987)年2月* ・原料を溶解する際に溶解塔及び貯塔を使用したとのこと	昭和61(1986)年11月～昭和63(1988)年2月 ・精製(pure)U ₃ O ₈ 粉末から製品溶液の製造時に溶解塔を使用したとのこと
	昭和62(1987)年3月～昭和62(1987)年6月* ・同上	
第5次	昭和63(1988)年7月～平成元(1989)年4月 ・原料を溶解する際に溶解塔及び貯塔を使用したとのこと	製造しなかったとのこと
第6次	平成2(1990)年10月～平成3(1991)年10月 ・原料を溶解する際に溶解塔及び貯塔を使用したとのこと	製造しなかったとのこと
	平成5(1993)年1月～平成5(1993)年7月 ・原料を溶解する際に溶解塔及び貯塔を使用したとのこと	平成5(1993)年1月～平成5(1993)年6月 ・精製(pure)U ₃ O ₈ 粉末から製品溶液の製造時にステンレス容器(10ℓ)を使用したとのこと
第7次	平成6(1994)年8月～平成6(1994)年9月 ・原料を溶解する際にステンレス容器(10ℓ)及び貯塔を使用したとのこと	製造せず
	平成7(1995)年6月～平成8(1996)年2月 ・同上	平成7(1995)年10月～平成8(1996)年2月 ・精製(pure)U ₃ O ₈ 粉末から製品溶液の製造時にステンレス容器(10ℓ)及び貯塔を使用したとのこと
第8次	平成8(1996)年8月～平成8(1996)年9月 ・原料を溶解する際にステンレス容器(10ℓ)及び貯塔を使用したとのこと	平成8(1996)年10月7日～平成8(1996)年11月 ・精製(pure)U ₃ O ₈ 粉末から製品溶液の製造時にステンレス容器(10ℓ)及び貯塔を使用したとのこと
	平成8(1996)年9月～平成9(1997)年1月 ・同上	
	平成10(1998)年3月～平成10(1998)年6月 ・同上	

※ 第1次キャンペーンは溶解期間を、第5次キャンペーン以降は操業期間を示す。

参考Ⅲ－22 転換加工工程表（今回の予定表）

工程	99/9	99/10	99/11	99/12	00/1	00/2
スクラップ原料入荷 (98/1/26入荷済み)	●					
Mass.FP-γ分析 (JNC殿)	▼					
精製U308粉末製造	○	○				
硝酸ウラニルの製造		①②	③④			
立会分析・計量			①②③④			
発送前検査			①② ▼	③④ ▼		
積み付け検査			①② ▼	③④ ▼		
空容器	20基 ◆	20基 ◆				

○内数字は製造ロット数を示す。

納入予定

- (1) 製品硝酸ウラニル納入予定量…約57kg-U
- (2) 製造ロット数…4ロット(14.5kgU/ロット×4ロット)
- (3) 納入予定…2回(14.5kgU/ロット×2ロット/回×2回)

参考Ⅲ－23 安全管理関係組織における安全管理グループ等の関与状況

	担 当 部 署	安 全 管 理 グ ル ー プ の 関 与	核 燃 料 取 扱 主 任 者	安 全 専 門 委 員 会
① 安全評価を含む許認可	技術グループ	○	○	○
② 保安規定	技術グループ	○	○	○
③ 品質保証計画書	品質保証グループ	○	×	×
④ 臨界管理基準	安全管理グループ	○	×	×
⑤ 安全作業基準	安全管理グループ	○	×	×
⑥ 計量管理規定	計画グループ	×	×	×
⑦ 作業手順書	製造グループ	×	×	×
⑧ 作業指示書（PPS）	計画グループ	×	×	×
⑨ 臨界管理リリース	製造グループ	×	×	×
⑩ QAパトロール	品質保証グループ	×	×	×
⑪ 安全パトロール	安全衛生委員会	○	×	×
⑫ 教育訓練	安全管理グループ	○	○	×

参考Ⅲ-24 (株)ジェー・シー・オー作業手順書

J C O 手順書より抜粋

手	川頁	集	文書番号	MM C-97040
題目 常陽、溶液製造（混合・ボトル詰）出荷手順			改訂番号	1
			発行日	'97.10.27.

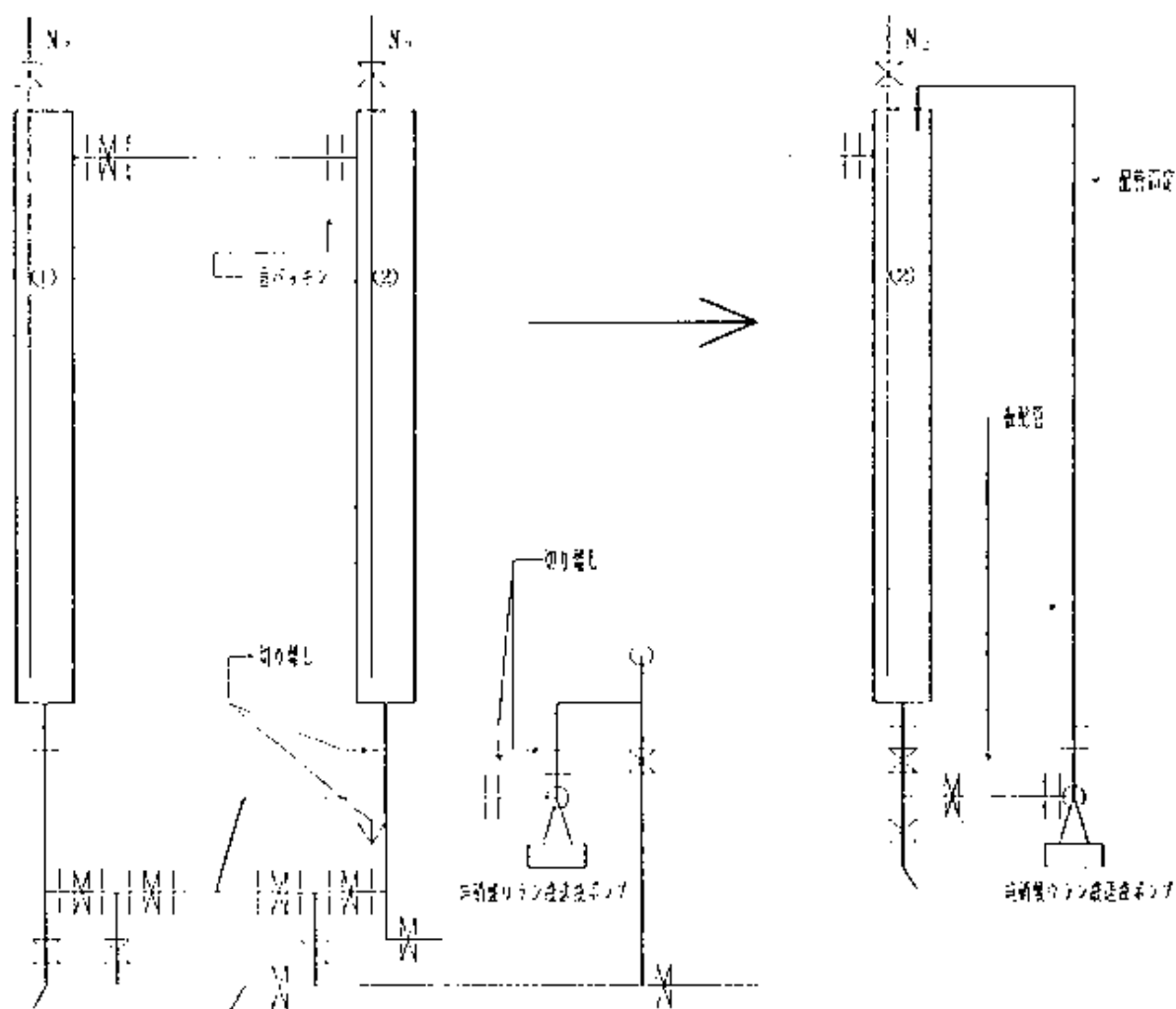
概要、目的	常陽、溶液製造から混合・ボトル詰へ出荷まで一連の作業手順を記載する。
-------	------------------------------------

[illegible][illegible]

96.8	11.2	0.0001
96.8	11.2	0.0001

項 目	番号	作 業 手 順
水 洗		純硝酸ウラン液貯塔の洗浄
	1	純硝酸ウラン液貯塔 (No 2) 内に、純硝酸ウラン液貯が入って無い事を確認する。
	2	純硝酸ウラン液貯塔 (No 2) 上部から、純水で塔内壁に付着している純硝酸ウラン液を洗い落とし抜き出す。
盲パッキン	1	純硝酸ウラン液貯塔 (No 2) ← (No 1) 上部連結ラインのフランジ部に、(No 2) 側に盲パッキン (テフロン製) を入れる。
下部ラインの 切り離し	1	純硝酸ウラン液貯塔 (No 2) (No 1) 下部ライン及び純硝酸ウラン液送液ラインを切り離す。 (注) 切り離す際、ライン内に残って純硝酸ウラン液を床に零さない様にバットを敷きこれに受け床を汚染させない事。
	2	切り離したラインは、洗浄し保管して置く・・・パッキン、ボルト等含む。
仮ラインの 取り付け	1	循環ライン及び抜き出しラインを取り付ける・・・ライン固定を忘れずに。
洗浄 - 1 (洗剤)	1	純硝酸ウラン液貯塔上部まで、純水及び洗剤 (強力ルック) を張り込み後純硝酸ウラン液送液ポンプを運転し循環洗浄する・・・同時に N ₂ ガスも吹き込む・・・洗剤添加量は 100 ml とする。 (注) 1. 純水等張り込みは、オーバーフローしない程度とする。 2. 循環洗浄時間は1時間目安とする。
	2	純硝酸ウラン液送液ポンプを停止し、抜き取りラインバルブを開け洗浄液を抜き出す。
	3	抜き出し後、塔上部から純水で塔内壁を水洗する・・・泡が無くなるまで良く水洗する。

項 目	番号	作 業 手 順
洗浄-2 (水洗)		(注) 塔上部から、塔内部を目視し T B P の付着が無い事を確認する。・ T B P の付着が認められた時は再度洗剤で洗浄をする。
	1	純硝酸ウラン液貯塔上部まで、純水を張り込み 純硝酸ウラン液送液ポンプを運転し循環洗浄をする。・・・30分間目安とする。
	2	純硝酸ウラン液送液ポンプを停止し、下部抜き取りラインバルブを開き水洗液を抜き出す。
	3	抜き出し後、塔上部から純水で塔内壁を良く水洗する。 (注) 純水循環水洗は、2回繰り返す。
	4	塔内及び仮ライン内の純水を出来る限り抜き出す。 (注) 溶液製造時の U 濃度を下げない為出来るだけ抜き出す。



項 目	番号	作 業 手 順
順 備	1	純硝酸ウラン液貯塔の洗浄を、再確認する。 (T B Pの付着は無い、水は完全に抜けているか)
	2	S U S バケツを3個良く洗浄し、溶解用とし用意する。
	3	S U S バケツ各々、6.49ℓの液量を計る差金を作る。 (液量はメスシリンダーで測る事)
	4	テンプラフード下に、電熱器・S U S バットを用意する。
	5	テンプラフードの3方をビニールシートで囲う。
	6	台秤(デジタル 12kg)を純硝酸ウラン液貯塔脇に用意する。
	7	メスシリンダー 5ℓ、0.5ℓを用意する。
溶 解	1	S U S バケツにpure U ₃ O ₈ を移入する。 (移入は製品貯蔵室のオープンフードで行う) S U S バケツをテンプラフード下に移動する。
	2	(移動の際はS U S バケツに蓋をする事)
	3	純水1ℓを加え良く掻き混ぜる。
	4	硝酸を少しずつ添加し溶解するー硝酸量は出来るだけ正確に測る事。 (N O ₂ ガスの発生を出来るだけ抑さえて溶解する事)
	5	硝酸を全量添加後ヒータで加熱し、溶け残りを完全に溶解する。
	6	溶解後S U S バケツを他の場所に移動する。
液量調整	1	差金をS U S バケツに取付ける。
	2	所定量まで純水を添加し良く攪拌する。
冷 却	1	50ℓバケツに氷を張り、この中にS U S バケツを入れて冷却する。 (25～30℃を目標とする)

項 目	番号	作 業 手 順
異物の確認	2	50ℓバケツの水は、2パッチ毎に交換する。
	1	溶液中に異物の有無を確認し、有りの場合は駒込ピペットで吸引回収する。
送 液	1	純硝酸ウラン液送出ポンプで、純硝酸ウラン液貯塔に送液する。 (1Lあたり約15000g _U 、6～7パッチを送液となる)
混 合	1	純硝酸ウラン液送出ポンプを運転、循環攪拌する、又塔上部よりN ₂ ガスを流す。(3時間混合) →ポンプ停止、N ₂ ガスストップ
測 定	1	SUSビーカーに150～200mlを抜く→この液は次のロットへ。
		0.5ℓメスシリンダーに0.5ℓ抜き取る。
	2	(メスシリンダーは、予め乾燥させておく事)
	3	浮子式比重計で比重を測定する。→約1.510~1.520g/cc
	4	比重測定後、液温度測定を行う。 3、4測定後、校査線によりU濃度を求める。
ボトル詰	5	(377g/L以上の時は、純水を加え調整する→分析誤差を加味する)
	1	SUSボトルを10本格納缶より、乾式通路に運搬し、間隔を取って置く。
	2	SUSボトルの蓋を取る際は、ボトル肩等を汚染させない様養生する。
	3	SUSボトルに、1460g _U 目安に詰める。 (計算式) U量：U濃度×液量×比重－重量 (計算例) 1460÷375g/L=3.893ℓ×1.518g/cc=5.910g

項 目	番号	作 業 手 順
保 管	4	1.2 kg 秤の上にボトルを乗せ、0 リセットする。
	5	計算で求めた重量を詰める。（ボトル壁等を汚染させない事）
	6	サンプリングプランに従ってサンプリングする。（2 個/Lot）
	7	所定量を詰めたら、液漏れの無い様しっかり蓋をする。
	8	養生した物を取り去る。
保 管	1	NFI（T）用ポリ袋に入れ、立会秤量まで格納缶に保管する。
立会秤量	1	分析値が確定したら、立会秤量を行う。（PNC、輸業、品保、製造）
	2	過充填量を抜き取り、重量を14.5 kg に正確に調整する。
除 染	1	立会秤量後、SUS ボトルを除染。（0 カウント）
	2	安全管理室からサーベメータを借り、現場で測定を行い 10 カウント以下であれば安全管理室に測定依頼する。
保 管	1	測定合格後、PNC 支給のポリ袋を2重にしボトルを入れる。
	2	内、外袋を各々掃除機で吸引し空気を抜き、テープでシールする。
	3	NFI（T）用ポリ袋に入れ、立会収納まで格納缶の入れ保管する。
		（注）ポリ袋は汚染防止の面から新品を使用する。

項 目	番 号	作 業 手 順
立会収納	1	立会収納当日、格納缶よりボトルを取り出し床に間隔を取って置く。
	2	輸送業務室から支給されたラベルを、ボトルN°を確認して張り付ける。
	3	PNC立会でキャスクに収納する。（マップにボトル収納場所を記入する）
	4	立会収納終了後、キャスクに汚染防止用シートをかける。
発送前検査	1	検査はATS、PNC、STA、日立物流が実施する。
	2	キャスクの吊り上げ検査前にキャスクの汚染測定依頼、合格後屋外搬出。
	3	JCOはキャスクの吊り上げ検査前後のキャスクの移動を行う。
	4	キャスク搬入後、汚染防止用シートをかける。
積付け検査 （出荷）	1	積付け検査当日、キャスクをドアー近くに移動 日立物流に引き渡す。
注意事項	1	SUSボトルは除染が大変、取り扱い前の養生、液移入は慎重に行う。
	2	比重測定用液、調整後液、分析残液等是不純物が混入しないように保管し、次Lottoに投入する。（液量、H量確認）
	3	キャスクの開梱作業は、靴、手袋を履き替えて キャスクを汚染させない事。（SUS貼り床の所は、常時靴は履き替える）
	4	キャスク開梱用工具等はATSの所有物、汚染、紛失させない事。

参考Ⅲ-25 製造溶解パラメータ・シート

製品溶解パラメータシートより抜粋

製品溶解 パラメータ シート

作成発行	審査		承認
計画	製造	品質保証	計画

プロジェクト名	JOYO (溶液)	PPS番号	QI-PDC- 99001
濃縮度	18.8 %	日付	1999.9.6
ロット番号	J-57~60		

原料形態	U量 (kg-U)	硝酸 (lit.)	純水 (lit.)	全量 (lit.)
U3O8	2.4	1.7	4.8	6.5
備考		フリー硝酸 0.5N以下		370g-U/lit.

特記事項

- ・CCリリースに従って溶解する。
- ・純水は溶解時に4.3 lit. 使用し、溶解後のSUSバケツ洗浄時に0.5 lit. を使用する。
- ・製品U量J-57~59 14.5kgU、J-60 13.5kgU
JCO分析と立会サンプリング後のU量が上記量になるよう、製品溶液製造は0.6kg多めに行う。
溶液製造量
J-57~59 ... 15.1kgU
J-60 ... 14.1kgU
- ・硝酸ウラニル溶液は濾過して製品容器に充填する。

参考Ⅲ-26 臨界管理リリース(溶解)

臨界管理リリースより抜粋

臨界管理リリース(溶解)

プロジェクト: 常陽第 2 次

発行日: 96.10.12

濃 度: 18.819 %

発行所: [REDACTED]

ロット番号: J- 55

行 先:

バッチ番号: D-PU-960039

缶 番 号	形 態	物 量 (g)	U 量 (g)	備 考
C-4-960034	U, O ₂	2840	2400	%
	U, O ₂			%
	U, O ₂			%
合 計		2840	2400	

溶 解	溶 解 液	水を使用する場合	U 濃 度	備 考
	HNO ₃	1.7 (g)	1-u/l	Free- HNO ₃ 0.5 以下
	純 水	4.8 (g)		
	合 計	6.5 (g)		

溶解操業記録

操 業 日: 96.11.11

作 業 者 名: [REDACTED]

タンク番号:

U濃度×液量 1370 1-u/l × 6.5 g

D-PPSN₂:

U 量: 2.444 g

時 刻	温度 (°C)	核燃料物質または副資材	単位	数 量	備 考
10:44		U, O ₂	g	2840	
45		超 純 水	g	1	
45		硝酸投入スタート	g	1.7	
45		攪 拌			
58		硝 酸 (調整用)	g		
11:05		硝酸投入終了			
10		純 水 (調整用)	g		
		液面測定 (常温)	mm	+ -	
		注 重 量	g		
		比 重	1/CC		

参考Ⅲ－27 転換試験棟<濃縮度20%未満>の臨界管理

臨界管理基準より抜粋

(転換試験棟<濃縮度20% 未満>の臨界管理)

第20条 転換試験棟の単一ユニットの核的制限値及び複数ユニットの臨界安全について設備毎に以下に示す。ただし、加水分解または溶解から沈殿までの一連の工程の取扱量を質量制限値(1バッチ最高取扱量)として管理するため、1バッチのウランが仮焼設備に入るまでは次のバッチのウランを工程に入れてはならない。

なお、濃度20%以上のUF₆以外のウランを取扱う場合においては第21条に示す。

A. 加水分解室

a. UF₆ 加熱器

1. 単一ユニットの核的制限値

転換試験棟UF₆ 加熱器では、DOE規格の8及び5インチシリンダを単一ユニットとする。UF₆ シリンダの核的制限値は第22表に示すH/U及び質量制限値を用いる。

第22表 UF₆ シリンダの核的制限値

核 的 制 限 値			
シ リ ン ダ	濃 縮 度	H/U	質 量 制 限 値
8 インチシリンダ	12.5% 以下	0.088以下	78.2 kgU 以下
5 インチシリンダ	20 % 未満	0.088以下	16.86kgU 以下

注)、濃縮度20%以上の六フッ化ウランは貯蔵できない。

注)、第22表に示すUF₆ シリンダの核的制限値の確認は安全管理統括者がシリンダリストにより行う。

(H/Uとウラン含有率の関係を添付資料1に示す。)

2. 複数ユニットの臨界安全

立体角法により核的に安全な配置とする。

b. 小分けシリンダ、加水分解塔

1. 単一ユニットの核的制限値

第23表に示す質量制限値及び形状制限値を用いる。

2. 複数ユニットの臨界安全

立体角法により核的に安全な配置とする。

第23表 転換試験棟<濃縮度20%未満>の質量及び形状制限値

核 的 制 限 値				
設 備 名 称	制限項目	制限方法	濃縮度	制限値
小分けシリンダ	一度に取扱う	質量制限	5%以下	16 kgU 以下
	UF6 の量		5 ～10%	6.0 kgU 以下
加水分解塔	一度に取扱う		10 ～12%	4.7 kgU 以下
	ウランの量		12 ～16%	3.2 kgU 以下
			16 ～20%	2.4 kgU 以下
小分けシリンダ	シリンダの内径	形状制限	20%未満	17.5cm 以下
加水分解塔	塔の内径	(直径制限)		

B. 転換試験室

溶解塔、溶解用フード、抽出塔、逆抽出塔、含U TBP 中間槽、純硝酸ウラ
ニル液貯槽、TBP 分離フィルタ、水槽分離フィルタ

1. 単一ユニットの核的制限値

第24表に示す質量制限値及び形状制限値を用いる。

第24表 転換試験棟<濃縮度20%未満>の質量及び形状制限値

核 的 制 限 値				
設 備 名 称	制限項目	制限方法	濃縮度	制限値
溶解塔	一度に取扱う ウランの量	質量制限	5%以下	16 kgU 以下
溶解用フード			5 ～10%	6.0 kgU 以下
			10 ～12%	4.7 kgU 以下
			12 ～16%	3.2 kgU 以下
			16 ～20%	2.4 kgU 以下
溶解塔 抽出塔・逆抽出塔 含U TBP 中間槽 純硝酸ウラニル液貯塔 TBP 分離フィルタ 水槽分離フィルタ	塔の内径 ウラン収納部 の内径	形状制限 (直径制限)	20%未満	17.5cm 以下

転換試験棟<濃縮度20%未満>

2. 複数ユニットの臨界安全

立体角法により核的に安全な配置とする。

C. 仮焼還元室

沈殿槽、仮焼炉、トレイ、還元炉、ミキサー、混合用フード

1. 単一ユニットの核的制限値

第25表に示す質量制限値及び形状制限値を用いる。

第25表 転換試験機<濃縮度20%未満>の質量及び形状制限値

核 的 制 限 値				
設 備 名 称	制限項目	制限方法	濃縮度	制限値
沈殿槽	一度に取扱う ウランの量	質量制限	5%以下	16 kgU 以下
仮焼炉			5 ～10%	6.0 kgU 以下
還元炉			10 ～12%	4.7 kgU 以下
ミキサー			12 ～16%	3.2 kgU 以下
混合用フード			16 ～20%	2.4 kgU 以下
ミキサー	混合缶の内径	形状制限 (直径制限)	20%未満	17.5cm 以下
トレイ	トレイの深さ	形状制限 (厚み制限)	20%未満	6.9cm 以下

2. 複数ユニットの臨界安全

立体角法により核的に安全な配置とする。

(転換試験棟<濃縮度20% 以上50% 未満>の臨界管理)

第21条 転換試験棟内で濃縮度20% 以上50% 未満の濃縮ウランを実験設備として使用できるが、濃縮度20% 未満の濃縮ウランと濃縮度20% 以上50% 未満の濃縮ウランを同施設で同時に扱うことはできない。また、濃縮度20% 以上の六フッ化ウランを扱うことはできない。

1. 単一ユニットの核的制限値

溶解設備、加水分解設備、溶媒抽出設、沈殿設備、仮焼設備、還元設備及び混合設備は全設備での取扱量(1 パッチとする)を質量制限値以下として管理する。質量制限値を第26表に示す。

第26表 転換試験棟<濃縮度20% 以上50% 未満>の質量制限値

核 的 制 限 値		
制限方法	濃縮度	制限値
質量制限	20 ～30%	1.4 kgU 以下
	30 ～50%	0.78kgU 以下

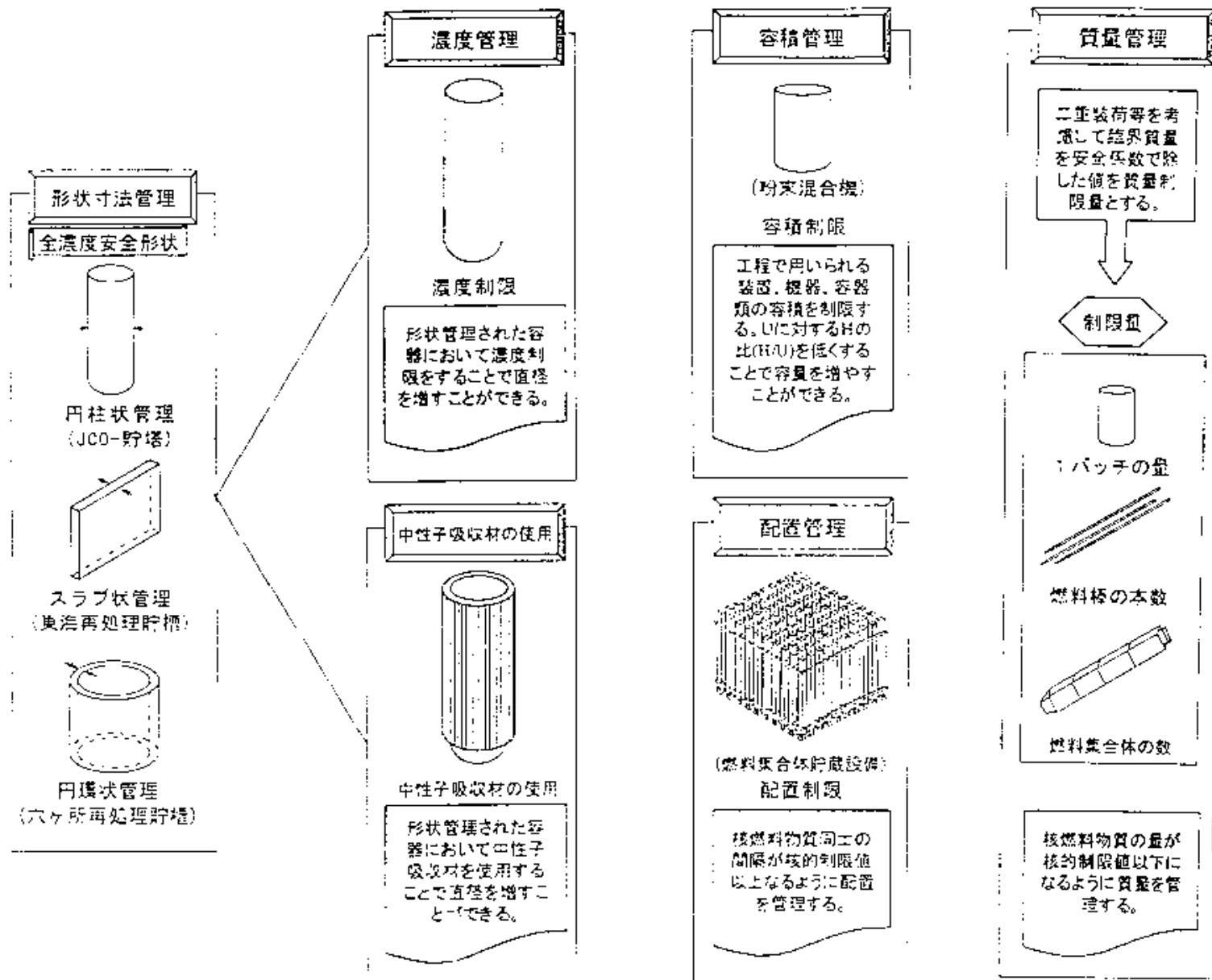
1パッチのウランが転換試験棟製品貯蔵施設に入るまでは、次のパッチのウランを工程に入れてはならない。

2. 複数ユニットの臨界安全

六フッ化ウランを使用せず、また、加水分解室、転換試験室及び仮焼還元室全体で質量制限値以下に管理するので相互作用を考慮しなくてよい。

参考Ⅲ-28 臨界管理について

図Ⅲ-28-1 臨界管理方法



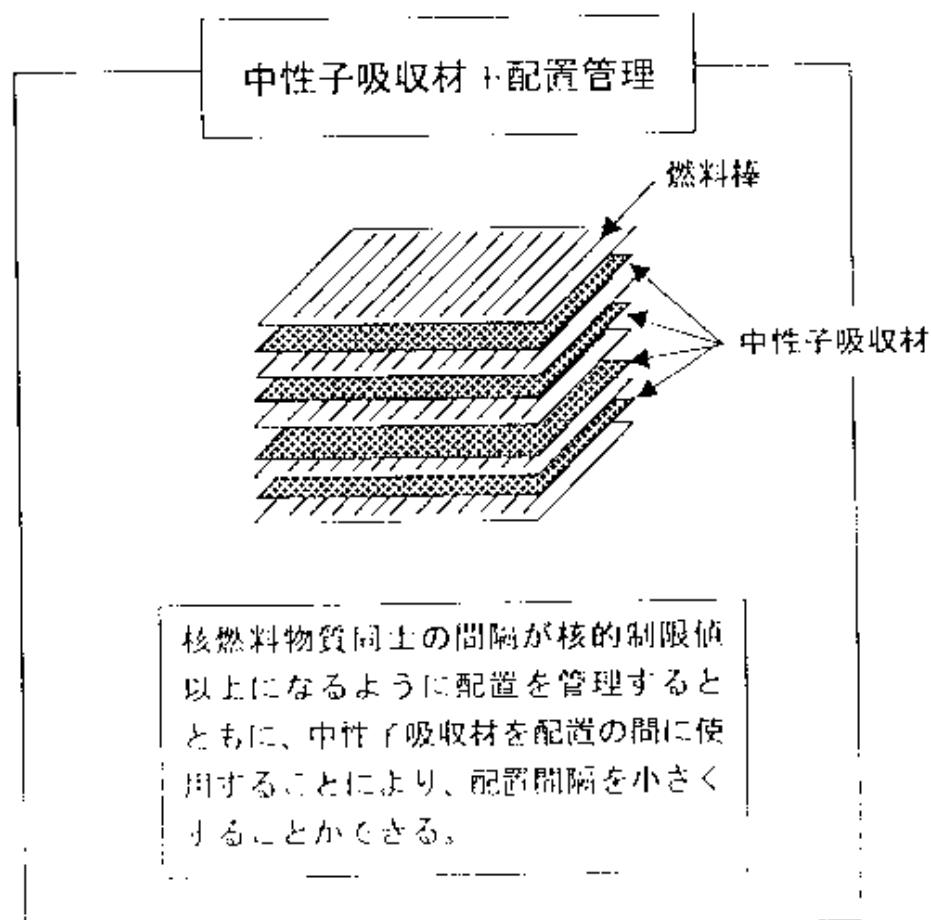
図Ⅲ－２８－２ 加工事業者の沈殿槽に係る臨界管理の方法

加工事業者		最大処理能力 (t-U/年)	臨界管理 (数量)	根拠	管理方法
三菱原子燃料(株)	主工程	450	形状 26.3cm	臨界計算コード (ANISN, J. R. Knight modified Hansen Roach 16 群ライブラリー)	連続処理
	スクラップ処理工程	25	質量・濃縮度4.2～5%以下 : 17.5kgU		バッチ(質量制限＋ インターロック)
原子燃料工業(株) 東海製造所	主工程	—			
	スクラップ工程	12	質量・濃縮度4%～5%以下: 15kgU	Nuclear Safety Guide (TID-7016 Rev. 2) USNRC	バッチ(全工程: バ ッチ管理)
	使用施設 (ADJ沈殿工程)	2.15	質量・濃縮度5%～10%以下: 4.6kgU		バッチ(質量制限＋ インターロック)
	主工程	—			
	スクラップ	—			
日本ニュークリア・ フュエル(株)	主工程	—			
	スクラップ	40	形状 24.5cm	"Handbook of Criticality data" AHSB(S) Hand book 1(1st Revision) UKAEA 1965	バッチ処理(但し、 全濃度臨界安全形 状)
株 ジョー・シー ・オー	主工程(含スクラ ップ)第1加工棟	220	質量・濃縮度4.5～5%以下: 17kgU	臨界計算コード (ANISN, J. R. Knight modified Hansen Roach 16 群ライブラリー)	バッチ(質量制限＋ インターロック)
	第2加工棟	495	質量・濃縮度4.5～5%以下: 17kgU		バッチ(質量制限＋ インターロック)
	転換試験棟	3	質量・濃縮度16～20%以下 : 2.4kgU	TID-7016 Rev. 1	バッチ(質量制限＋ インターロック*)

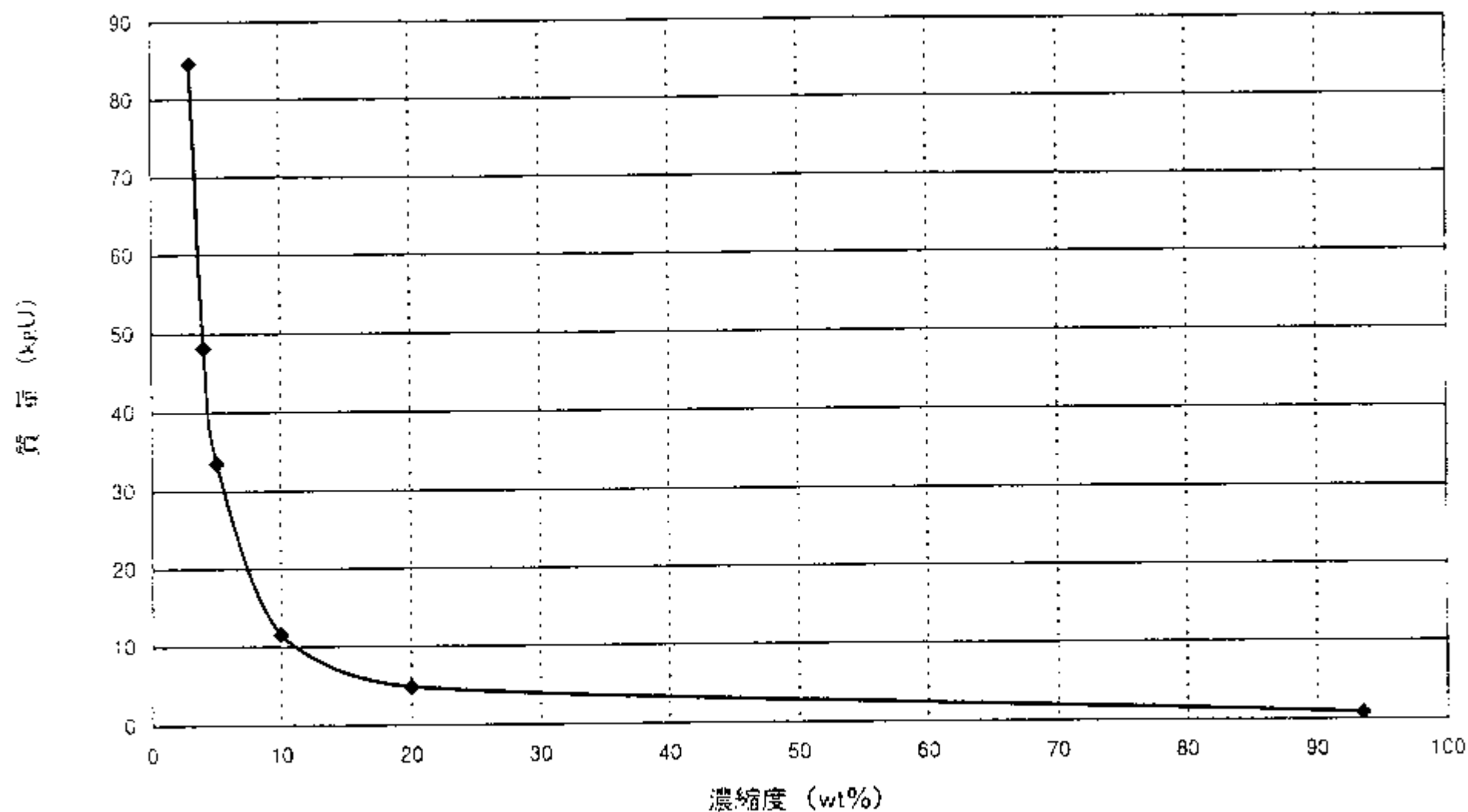
* 今回の事故の場合は、直接沈殿槽にウランを投入しているのでこのインターロックは機能していない。

図Ⅲ－２８－３ 臨界管理方法の代表的な設備例

管理方法	施設名	設備名
円柱状管理	化学処理施設	溶解槽・加水分解槽・沈殿槽
スラブ状管理	成型施設 被覆施設	焼結炉 ペレット挿入機
容積管理	成型施設	粉末搬送容器
質量管理	化学処理施設	大型混合装置・スクラップ系沈殿槽
	成型施設 組立施設	圧縮・造粒装置 集合体組立装置
濃度管理	化学処理施設	抽出塔・逆抽出塔
配置管理	貯蔵施設	ペレット貯蔵棚
中性子吸収材の使用 ＋配置管理	貯蔵施設	燃料棒貯蔵棚 集合体貯蔵棚



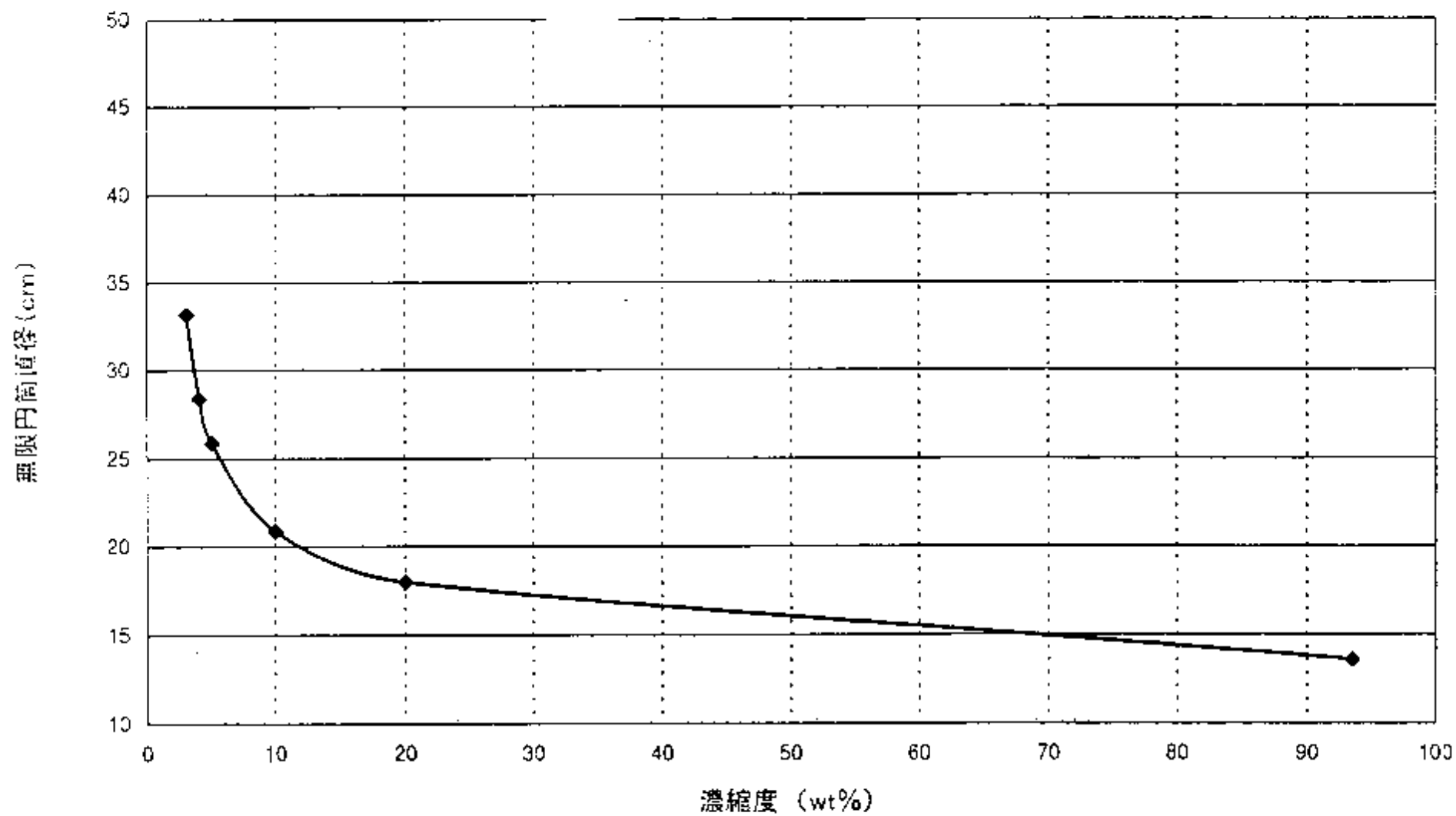
図Ⅲ－２８－４濃縮度による臨界質量の変化



出典：臨界安全ハンドブック等（均質 UO_2F_2 -水系）

注）二重装荷を考慮しない場合の質量制限

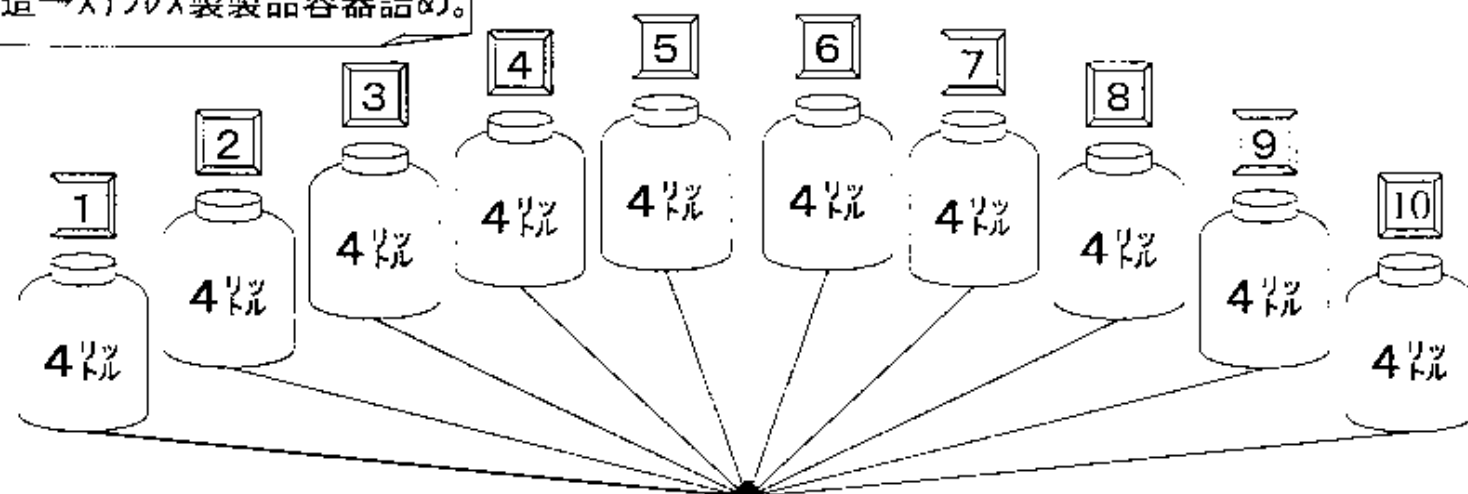
図Ⅲ－２８－５濃縮度による形状制限（直径）の変化



出 典 : 臨界安全ハンドブック (均質 UO_2F_2 -水系)

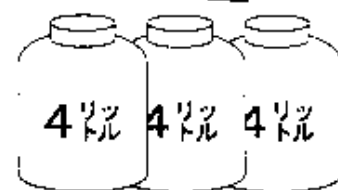
参考Ⅲ-29 ロット混合方法(クロスブレンディング)

1. 製造→ステンレス製製品容器詰め。



2. 1～10の溶液を各瓶から0.4リットル分取し、各容器に入れ計4リットルで混合する。

3. 混合均一化

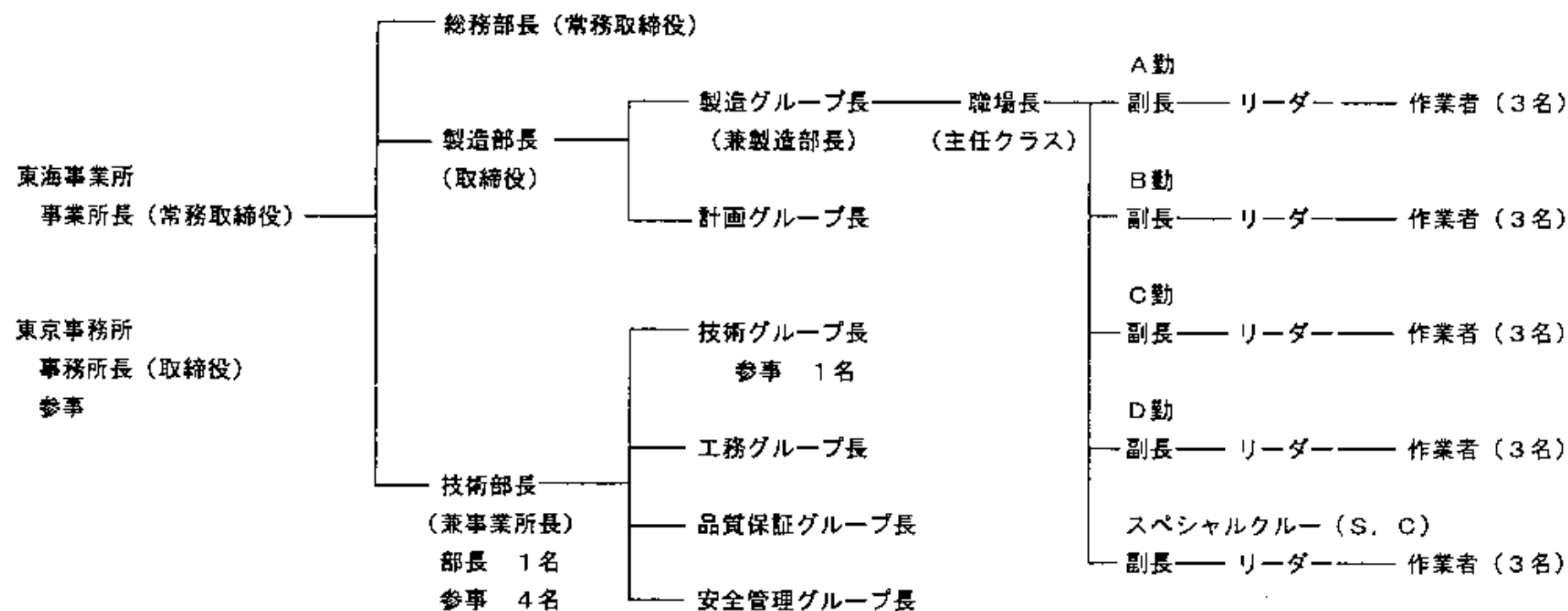


〔計10本〕

参考Ⅲ—30 (株)ジェー・シー・オーの職制表

平成11年7月1日現在

代表取締役社長	1名
常務取締役	2名
取締役	4名
監査役	3名



平成11年12月15日

座長 石川 迪夫

平成11年12月15日午前10時より午後4時まで、(株)ジェー・シー・オー東海事業所の臨界事故に関する臨界事象の科学的検討を行うための意見交換会合を行った。参加者は別添に示すように24名(その他、一般傍聴者8名)であった。

意見交換に先立ち、日本原子力研究所ほか6者より臨界事故状況に関するこれまでの検討の紹介が行われ、午後より臨界事象の各項目についての検討を実施した。その結果、以下のような共通の認識が得られた。

1. 総核分裂数

- ・ $2 \sim 3 \times 10^{16}$ 個と推定される。
- ・ 日本原子力研究所によるウラン溶液の分析値は 2.5×10^{16} 個(最大値)である。

2. バースト部の核分裂数

- ・ バースト部(事故発生から25分間)の核分裂数については、 $2 \sim 4 \times 10^{17}$ 個と推定される。

3. 投入反応度量

- ・ 実効的には、3\$以下と推定される。
- ・ なお、添加率は3\$/15sec程度と推定される。

4. 温度係数

- ・ $-1.6 \sim -2.2 \times 10^{-4} \Delta K / K / ^\circ C$ と推定される。

5. 実効即発中性子寿命

- ・ 3×10^{-4} secと推定される。
- ・ なお、実効遅発中性子割合は、0.78%と推定される。

6. 最大炉周期 τ_0

- ・ 約30msecと推定される。
- ・ 半値幅時間については、約100msecと推定される。

7. 第一回最大暴走出力 P_{max} 及び第一回暴走エネルギー E

- ・ first pulseの出力は7～20MWと推定される。
- ・ また、エネルギーは4～ 10×10^{16} fissionと推定される。

8. 動特性解析

- ・ 発表された動特性解析結果については、ほぼコンシステントな傾向と値が得られている。

プラト一部（事故発生後25分以降）の核分裂数評価に関しては、冷却水ジャケットからの熱除去に関する情報が少ないため、今後検討していく必要がある。

以上の意見交換の結果は、あくまでも今日までに明らかになっている情報並びに検討に基づくものであって、今後の調査状況並びに検討の如何によっては上記の認識が変化するものであることを付記する。

今後更なる詳細な検討結果が学会等において、報告・検討されることを期待する。

なお、本日の検討の結果は、原子力安全委員会ウラン加工工場臨界事故調査委員会に報告することとする。

以上

(別添)

臨界事象の科学的検討のための意見交換会参加者

平成11年12月15日

石川	迪夫	(財)原子力発電技術機構特別顧問
須田	信英	法政大学工学部教授
竹下	功	日本原子力研究所東海研究所 安全性試験研究センター長
三好	慶典	日本原子力研究所東海研究所臨界安全研究室長
内山	軍蔵	日本原子力研究所東海研究所プロセス安全研究室長
若林	利男	核燃料サイクル開発機構経営企画本部事業計画部 FBRサイクルGr研究主幹
近藤	悟	核燃料サイクル開発機構大洗工学センター 高速炉安全工学Grリーダー
飛田	吉春	核燃料サイクル開発機構大洗工学センター リスク評価技術開発Gr
関本	博	東京工業大学原子炉工学研究所教授
林	正俊	京都大学原子炉実験所助教授
今中	哲二	京都大学原子炉実験所助手
三竹	晋	(財)原子力発電技術機構原子力安全解析所 核燃料施設安全解析室長
姉川	尚史	東京電力(株)原子力技術部炉心・燃料Gr
滝沢	慎	東京電力(株)原子力技術部炉心・燃料Gr
堀田	亮年	東電ソフトウェア(株)
渡辺	史紀	東電ソフトウェア(株)
池田	秀晃	東電ソフトウェア(株)
濱崎	学	三菱重工業(株)原子炉技術課
加藤	隆一	CSD顧問(元三菱重工業)
山本	宗也	(株)東芝磯子エンジニアリングセンター
永田	好文	(株)日立製作所日立工場
伴	英幸	原子力資料情報室共同代表事務局長
上沢	千尋	原子力資料情報室
伊東	良徳	大手町共同法律事務所

以上

ウラン溶液分析結果報告

日本原子力研究所

1. 概要

臨界事故に係わる残存ウラン溶液の分析等に関する協力依頼に基づき、事故後沈殿槽内のウラン溶液の分析を行った。

分析用サンプル溶液は10月20日午後1時からのサンプリング作業により沈殿槽から採取され、午後3時56分日本原子力研究所東海研究所燃料サイクル安全工学研究施設（NUCEF）に搬入された。搬入後直ちにサンプルの分析前処理作業が開始され、翌10月21日より本格的な分析作業が開始された。本報告では得られた分析結果について報告する。

2. 分析

2. 1 項目及び方法

分析項目、分析方法及び分析目的を表1に示す。

表1 分析項目及び方法

分析項目	分析方法	分析目的
核分裂生成物濃度	γ 線測定法 ※希ガス壊変系列 $\left(\begin{array}{l} {}^{85}\text{Kr} \rightarrow {}^{85}\text{Rb} \rightarrow {}^{85}\text{Sr} \\ {}^{140}\text{Xe} \rightarrow {}^{140}\text{Cs} \rightarrow {}^{140}\text{Ba} \\ {}^{137}\text{Xe} \rightarrow {}^{137}\text{Cs} \end{array} \right)$	核分裂数評価 (収率から単位体積中の核分裂数を評価)
${}^{95}\text{Zr}$, ${}^{99}\text{Mo}$, ${}^{106}\text{Ru}$, ${}^{140}\text{Ce}$, ${}^{144}\text{Ce}$,		希ガス及びヨウ素など揮発性核種の溶液残留率評価 (希ガスKr, Xeの娘核種及びヨウ素濃度で評価)
${}^{89}\text{Sr}$, ${}^{131}\text{I}$, ${}^{137}\text{Cs}$, ${}^{140}\text{Ba}$		サンプリング及び今後の廃液処理等作業者の被曝評価
全 γ		
ウラン濃度	酸化還元電位差滴定法 同位体希釈質量分析法	臨界事故発生時の溶液条件の評価 (沈殿槽の余剰反応度を求める。核計算入力データ)
ウラン同位体組成	質量分析法	
不純物濃度 (Fe, Cr, Ni)	ICP発光分光分析法	核的効果の評価 (臨界事故発生時の溶液条件の評価及び体系の中性子増倍率への影響評価)
ホウ素濃度	ICP発光分光分析法	現在溶液の臨界性の評価 (溶存及び析出したホウ素濃度が必要)
ナトリウム濃度(ホウ酸塩)	イオンクロマトグラフ	

2. 2 ウラン溶液サンプル

沈殿槽から採取したサンプル溶液(液量50ml、ガラス瓶入)の外観写真を写真1に示す。サンプル瓶の底には若干の沈殿物が混入していた。そのため、前処理としてあらかじめサンプル溶液を全量0.2 μm フィルターで濾過して得られたろ液について上

述の分析を行った。分析手順の概要を図1に示す。

今回の分析作業は、短時間に分析結果を得る必要性からすべての分析項目について2つの分析グループ(A, B)が行い、得られた分析結果についてその妥当性をダブルチェックすることとした。各分析グループの分析方法の詳細については別添に示す。

2. 3 分析実績

分析項目ごとの分析実績を表2に示す。

表2 分析実績

分 析 項 目		10月20日 1 日 目	10月21日 2 日 目	10月22日 3 日 目	10月23日 4 日 目	10月24日 5 日 目	
核分裂生成物濃度	^{94}Zr , ^{99}Mo , ^{100}Ru , ^{140}Ce , ^{144}Ce	15:36 サンプル NUCEF 搬入 前処理 固液分離 及び分取				評価 及び まとめ	
	^{90}Sr , ^{131}I , ^{137}Cs , ^{140}Ba						
	全 γ						
	ウラン濃度						
ウラン同位体組成							
不純物濃度 (Fe, Cr, Ni)							
ホウ素濃度							
ナトリウム濃度							

2. 4 分析場所

- ・分析試料受入場所:NUCEF実験棟B 2階分析室(Ⅱ) フードH-17/H-18
- ・分析場所: 表3に示す。

表3 分析場所

前処理／分析法	分析場所	
分析前処理	NUCEF実験棟B " 研究炉実験利用棟	分析室(Ⅱ) 実験室(Ⅲ) 111号室
γ 線測定	NUCEF実験棟B "	分析室(Ⅱ) 実験室(Ⅲ)
酸化還元電位差滴定	NUCEF実験棟B "	分析室(Ⅲ) 実験室(Ⅴ)
ICP発光分光分析	NUCEF実験棟B 研究炉実験利用棟	分析室(Ⅲ) 115号室
質量分析	NUCEF実験棟B "	分析室(Ⅳ) 実験室(Ⅴ)

3. 分析結果

分析結果の一例としてウラン溶液サンプルを濾過及び希釈等の前処理をした分析試料の γ 線スペクトルを図2に示す。核分裂生成物濃度は、同図の核種固有の放出 γ 線(ピーク)の計数率を測定し求めた。

核分裂生成物濃度、ウラン濃度、ウラン同位体組成、不純物濃度、ホウ素濃度及びナトリウム濃度の分析結果を表4にまとめて示す。表4より、A、B両グループの分析結果は検出されたすべての分析項目についてほぼ誤差の範囲内で一致している。よって、本分析結果は信頼性を有するデータであると考えられる。

表4 分析結果

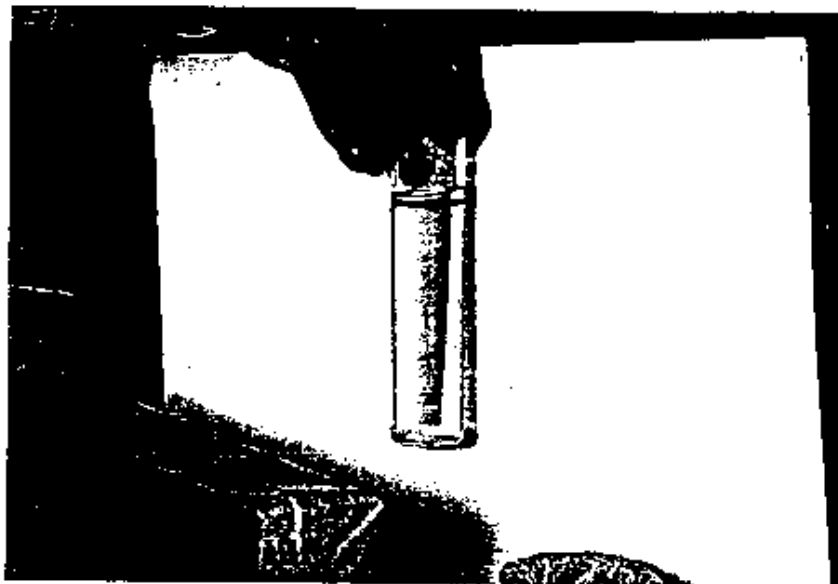
分 析 項 目			Aグループ		Bグループ	
			濃 度	誤差[%]	濃 度	誤差[%]
核 分 裂 生 成 物 濃 度	^{90}Sr	[Bq/ml]	$2.15 \times 10^{5*1}$	5	2.63×10^5	5.0
	^{90}Mo	[Bq/ml]	4.34×10^4	6	4.64×10^4	7.3
	^{106}Ru	[Bq/ml]	1.77×10^5	5	1.96×10^5	5.2
	^{143}Ce	[Bq/ml]	同定できず	-	同定できず*	-
	^{144}Ce	[Bq/ml]	6.91×10^4	10	同定できず*	-
	^{90}Sr	[Bq/ml]	同定できず	-	同定できず*	-
	^{137}I	[Bq/ml]	1.89×10^5	5	2.18×10^5	6.4
	^{137}Cs	[Bq/ml]	1.48×10^5	11	同定できず	-
	^{140}Ba	[Bq/ml]	5.31×10^5	5	5.97×10^5	6.0
	全 γ	[dpm/ml]	$4.5 \times 10^{6*2}$	-	-	-
ウラン濃度		[g/l]	278.9	0.2	279.3	0.19
ウ ラ ン 同 位 体 組 成	U-234	[%]	0.154	0.13	0.154	0.49
	U-235		18.81	0.02	18.84	0.006
	U-236		0.002	6.0	0.002	49.6
	U-238		81.03	0.004	81.01	0.002
不 純 物 濃 度	Fe	[mg/l]	20以下	-	9.1	0.5
	Cr	[mg/l]	5以下	-	1.8	3.9
	Ni	[mg/l]	3以下	-	10以下	-
ホウ素濃度		[g/l]	5.6	2	5.57	0.5
ナトリウム濃度		[g/l]	4.2	0.5	3.95	1.3

*1：放射線測定のための濾過で一部フィルターに付着

*2：Cs-137 (662keV) 校正

核分裂生成物 γ 線測定値：Aグループ 1999年10月20日16:00に減衰補正 (21日10:36測定)

Bグループ 1999年10月20日17:44測定



JCOサンプル採取試料

容器外形寸法

30mm Φ × 153.5mm

試料量

50ml

(底部に少量の白色沈殿有り)

表面線量(10月20日 16時35分)

4mSv/h(β 、 γ)



同試料



ろ液の様子

写真1 サンプル外観

撮影日:平成11年10月20日

場所:NUCEF実験棟B分析室II

Filename A:\DATA\JC01.CHN Date 99/10/21 Time 10:36:05 Real time 3962.00 Live time 3600.00
 JC0 sample 99/10/21 step 10 1/25

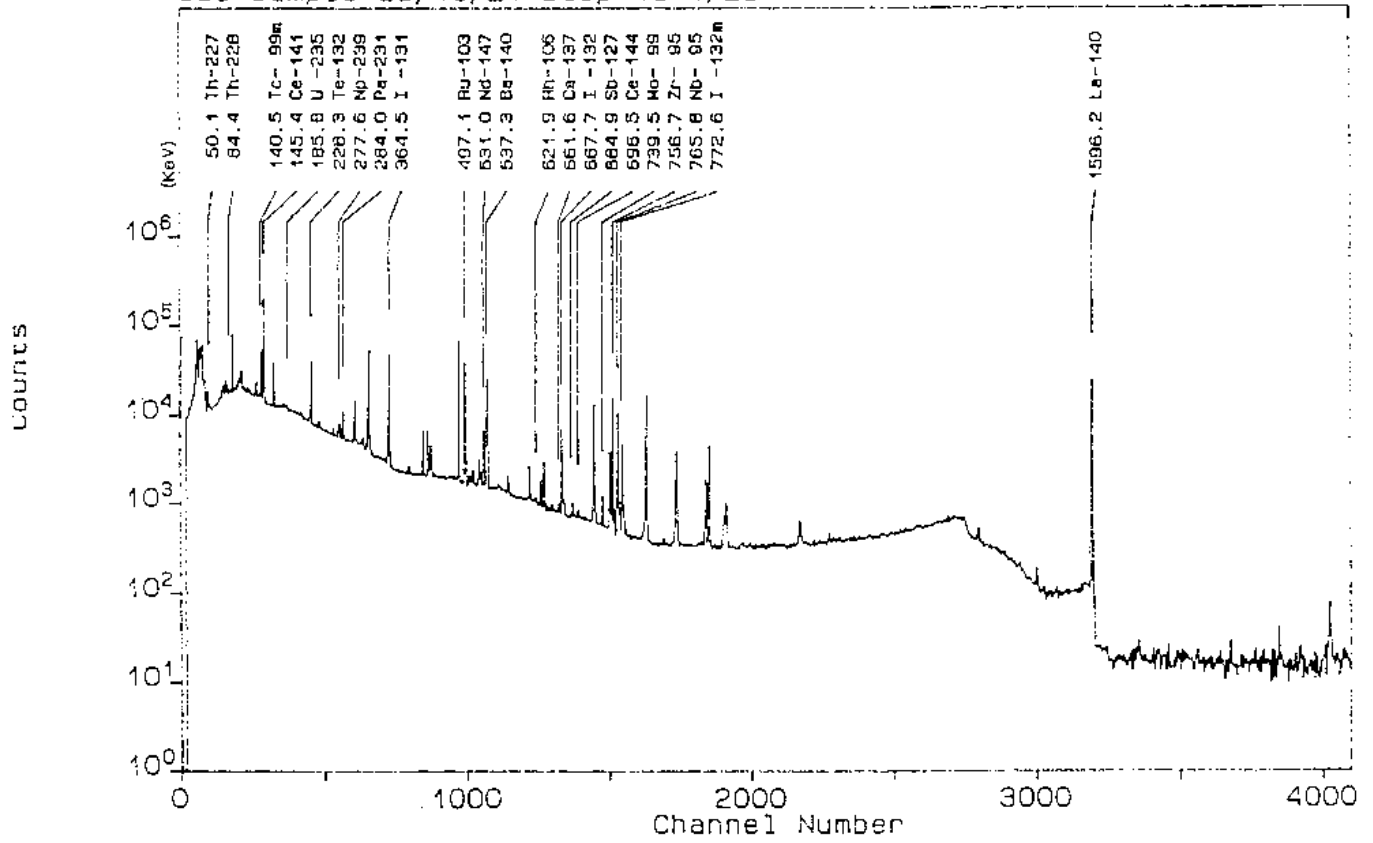


図2 サンプル通過後のγ線スペクトル

分析結果に基づく臨界事故時総核分裂数評価

日本原子力研究所

1. 概要

10月20日にサンプリングした沈殿槽内ウラン溶液サンプルの分析結果などをもとに総核分裂数を評価した。

ここでは、ウラン溶液中の核分裂生成物濃度の分析結果及び投入ウラン推定量に関するJCOからのヒヤリング情報を基に総核分裂数の評価を行った。

2. 総核分裂数評価

- ・評価対象核分裂生成物の選定：分析計画に基づき、総核分裂数評価を目的として分析を行った核種のうち、AグループとBグループの両グループにより同定された ^{99}Mo 及び ^{103}Ru の2核種、Bグループのみではあるが3.5%の誤差で同定されている ^{96}Zr 、さらに、分析計画では対象としていないが両グループにより精度良く同定された ^{147}Nd の4核種を評価対象核分裂生成物とした。
- ・評価用核分裂生成物濃度：臨界事故は9月30日午前10時35分に発生し、10月1日午前6時15分に停止した。核分裂生成物はその間のバースト期間及びプラト一期間に生成したはずであるが、ここでは、全量が事故発生時に瞬時に生成したと仮定し、10月20日及び21日に測定された分析データを臨界事故発生時刻9月30日午前10時35分に減衰補正した核分裂生成物濃度を評価用濃度として用いた。
- ・ウラン量：JCOヒヤリング情報によると沈殿槽内投入すべきウラン量は16.771kgである。一方、SUS手付きビーカーに残されたウラン量は、原研によるウラン濃度分析結果630g/LとJCO測定液量290mlより182.7gである。よって、実際に沈殿槽内に投入したウラン量は16.6kgとなる。ここでは、投入したウラン量を16.6kgとした。
- ・総核分裂数評価結果：総核分裂数の評価結果を下表に示す。総核分裂数は核種により多少差があるが、4核種の平均をとると $(2.5 \pm 0.1) \times 10^{16}$ と評価される。なお、ここでは、核分裂生成物の全量が事故発生時刻に瞬時に生成したと仮定しているため、総核分裂数は推定される最大の値を示したものである。

表 総核分裂数評価結果

核分裂生成物	半減期 [hr]	濃 度 [*] [Bq/ml]	誤差 [%]	核分裂 収率[%]	U/g当たりの 核分裂数 [fission/gU]	U 量 [kg]	総 核 分 裂 数 [fission]
⁹⁹ Mo	65.94	7.45×10^5	6.7	6.074	$(1.51 \pm 0.10) \times 10^{14}$	16.6	$(2.50 \pm 0.16) \times 10^{16}$
¹⁰³ Ru	942.24	2.67×10^5	5.1	3.029	$(1.55 \pm 0.08) \times 10^{14}$		$(2.57 \pm 0.13) \times 10^{16}$
⁹⁶ Zr	1536.5	3.28×10^6	5.0	6.520	$(1.44 \pm 0.07) \times 10^{14}$		$(2.39 \pm 0.12) \times 10^{16}$
¹⁴⁷ Nd	263.5	7.01×10^5	5.1	2.270	$(1.51 \pm 0.08) \times 10^{14}$		$(2.51 \pm 0.13) \times 10^{16}$
4核種による平均総核分裂数 $(2.49 \pm 0.14) \times 10^{16}$							

* 1：臨界事故発生時刻9月30日午前10時35分に減衰補正後の数値

3. サンプル溶液の妥当性

今回のサンプル溶液については、沈殿槽のウラン溶液サンプリングの際に当初予定していた攪拌機が作動しなかったためウラン溶液の均一性、サンプルの代表性については不明である。ここでは、今回のサンプル分析結果からサンプル溶液の臨界事故時の沈殿槽内ウラン溶液の代表性、均一性について、ウラン濃度から求めたウラン量、サンプル採取位置、核分裂生成物濃度から求めた核分裂数評価値及びホウ素濃度から検討した。

- ・ウラン量：分析で得られたウラン濃度は 27.9 g/L であり、ウラン溶液量 $56 \text{ L} \sim 61.4 \text{ L}$ を乗ずるとウラン量は $15.6 \text{ kg} \sim 17.1 \text{ kg}$ となる。この値は、沈殿槽に投入したと推定されているウラン量 16.6 kg とほぼ一致する。
- ・サンプル採取位置：沈殿槽内サンプル採取位置を下图に示す。サンプリング時の沈殿槽内液位は底から 265 mm （液量 37 L ）であり、一方、サンプル採取位置は底から 140 mm である。よって、沈殿槽内ウラン溶液のほぼ真ん中の液をサンプリングしたことになる。
- ・核分裂数：核分裂生成物4種の濃度から求めた核分裂数は上述の通り、 $2.39 \times 10^{14} \sim 2.57 \times 10^{14}$ の範囲であり、核種による差は比較的小さい。
- ・ホウ素濃度：サンプルのホウ素濃度は 5.5 g/L である。この値は、日本原子力研究所が行った予備試験（模擬ウラン溶解液にホウ酸水を添加し、十分攪拌した後のウラン溶液中のホウ素濃度を測定）から推定した値 5 g/L とほぼ一致する。

これらの検討結果から、ホウ酸水を投入した後の沈殿槽内ウラン溶液はほぼ均一になっており、今回採取したサンプル溶液はウラン溶液の代表サンプルとして妥当と考えられる。

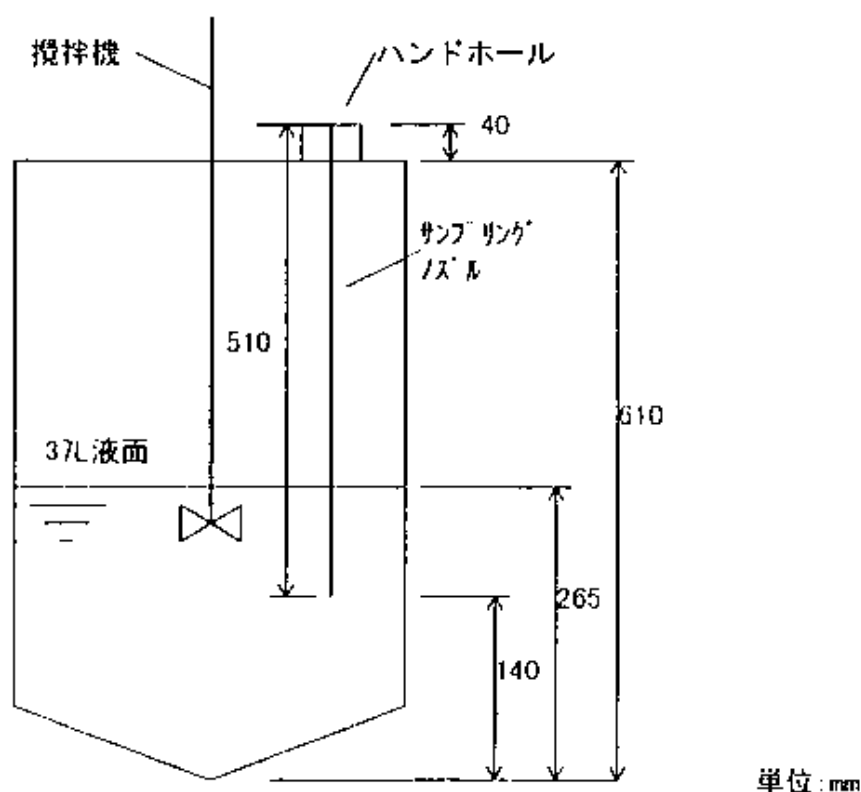


図1 沈殿槽サンプリング位置

平成11年11月1日

ビーカー及びバケツに残されたウラン溶液の分析結果報告

日本原子力研究所

1. 概要

臨界事故に係わる残存ウラン溶液の分析等に関する協力依頼に基づき、沈殿槽に投入していないウラン溶液の分析を行った。

分析用サンプル溶液は10月27日午後1時からのサンプリング作業により、SUS容器手付きビーカー及びSUSバケツから採取され、午後4時日本原子力研究所東海研究所燃料サイクル安全工学研究施設(NUCEF)に搬入された。搬入後直ちにサンプルの分析前処理作業が開始され、翌10月28日より本格的な分析作業が開始された。本報告では得られた分析結果について報告する。

2. 分析

2. 1 項目及び方法

分析項目、分析方法及び分析目的を表1に示す。

表1 分析項目及び方法

分析項目		分析方法	分析目的
核分裂生成物濃度	^{90}Zr ^{106}Ru ^{140}Nd	γ 線測定法	核分裂数評価 (収率から単位体積中の核分裂数を評価)
	^{135}I ^{140}Ba		希ガス及びヨウ素など揮発性核種の溶液残留率評価 (希ガスXeの娘核種及びヨウ素濃度で評価)
ウラン濃度		酸化還元電位差滴定法 中和滴定法 同位体希釈質量分析法	臨界事故発生時の溶液条件の評価 (沈殿槽未投入のウラン量把握。沈殿槽の余剰反応度を求める。核計算入力データ)
ウラン同位体組成		質量分析法	
遊離硝酸濃度		中和滴定法	
TBP濃度		中和滴定法	サンプル性状把握

2. 2 ウラン溶液サンプル

SUS容器手付きビーカー及びSUSバケツから採取したサンプル溶液(各液量約50ml、ガラス瓶入)の分析フローを図1及び図2に示す。

今回の分析作業は、短時間に分析結果を得る必要性からSUS容器手付きビーカーから採取したサンプル溶液については核分裂生成物濃度、ウラン濃度及びウラン同位体組成について2つの分析グループ(A、B)が分析を行い、得られた分析結果についてその妥当性をダブルチェックすることとした。その他の分析項目についてはAグループのみが行った。

2. 3 分析実績

分析項目ごとの分析実績を表2に示す。

表2 分析実績

分 析 項 目		10月27日 1日目	10月28日 2日目	10月29日 3日目	10月30日 4日目
核 分 裂 生 成 物 濃 度	^{95}Zr	16.00 NUCEFへ サンプル 搬入			まとめ 及び 評価
	^{106}Ru				
	^{147}Nd				
	^{131}I				
	^{140}Ba				
ウラン濃度					
ウラン同位体組成					
遊離硝酸濃度					
TBP濃度					

2. 4 分析場所

- ・分析試料受入場所:NUCEF実験棟B2階分析室(Ⅱ) フードH-17/H-18
- ・分析場所: 表3に示す。

表3 分析場所

前処理／分析法	分析場所
分析前処理	NUCEF実験棟B 分析室(Ⅱ) " 実験室(Ⅲ) 研究炉実験利用棟 111号室
γ線測定	NUCEF実験棟B 分析室(Ⅱ) " 実験室(Ⅲ)
酸化還元電位差滴定 中和滴定	NUCEF実験棟B 分析室(Ⅲ)
質量分析	NUCEF実験棟B 分析室(Ⅳ) " 実験室(Ⅴ)

3. 分析結果

核分裂生成物濃度、ウラン濃度、ウラン同位体組成、遊離硝酸濃度及びTBP濃度の分析結果を表4にまとめて示す。表4より、A、B両グループの分析結果は検出されたすべての分析項目についてほぼ誤差の範囲内で一致している。よって、本分析結果は信頼性を有するデータであると考えられる。

表4 分析結果

1) SUS容器手付きピーカーから採取したサンプル溶液

分 析 項 目			Aグループ		Bグループ	
			濃 度	誤差[%]	濃 度	誤差[%]
核分裂生成物濃度	^{90}Zr	[Bq/ml]	1.50×10^3	6.0	1.59×10^3	5.2
	^{106}Ru	[Bq/ml]	1.22×10^3	5.0	1.28×10^3	5.1
	^{142}Nd	[Bq/ml]	3.19×10^3	6.0	3.36×10^3	5.7
	^{131}I	[Bq/ml]	2.60×10^3	7.0	同定できず	-
	^{140}Ba	[Bq/ml]	7.69×10^3	6.0	8.13×10^3	5.0
ウラン濃度		[g/l]	628.2	0.2	630.7	0.19
ウラン同位体組成	U-234	[%]	0.15	0.06	0.15	0.49
	U-235		18.81	0.01	18.81	0.006
	U-236		0.002	6.5	0.002	49.6
	U-238		81.03	0.002	81.03	0.002
遊離硝酸濃度		[M]	0.1以下	-	-	-

2) SUSバケツから採取したサンプル溶液

分 析 項 目			Aグループ		Bグループ	
			濃 度	誤差[%]	濃 度	誤差[%]
核分裂生成物濃度	^{90}Zr	[Bq/ml]	7.90×10^0	5.2	-	-
	^{106}Ru	[Bq/ml]	1.47×10^1	5.1	-	-
	^{131}I	[Bq/ml]	1.57×10^2	5.0	-	-
ウラン濃度		[g/l]	25	5.7	-	-
ウラン同位体組成	U-234	[%]	0.15	0.24	-	-
	U-235		18.81	0.02	-	-
	U-236		0.002	7.0	-	-
	U-238		81.04	0.004	-	-
遊離硝酸濃度		[M]	0.11	9.7	-	-
TBP濃度		[%]	32.5	1.1	-	-

核分裂生成物 γ 線測定値：Aグループ 1999年9月30日10:35に減衰補正（27日16:00測定）
 Bグループ 1999年9月30日10:35に減衰補正（27日18:26測定）

JCO サイト内採取試料の放射化分析

日本原子力研究所

(1) 事故現場近接の冷却用屋外機のステンレスネット放射能分析

1) 概要

JCO事故における総核分裂数を推定する一つの方法として、中性子源となった転換棟の沈殿槽に直近する金属試料の放射化を利用することが可能である。このため、沈殿槽と軽塩コンクリート壁を隔てて1.8mの位置に置かれていた冷却用屋外機の上部に取り付けられたステンレス鋼製のネットから試料を採取し、これに含まれる放射化生成核種を測定した。ステンレス鋼には、鉄、ニッケル、クロム、モリブデン、コバルト等が含まれ、これらのうち、速中性子については、鉄、ニッケルの(n, p)反応、低エネルギー中性子については、鉄、クロム、モリブデン、コバルトの(n, γ)反応によって放射性核種が生成される。

Ge検出器を用いたγ線スペクトロメトリ法により放射化生成核種の放射能を決定するとともに、沈殿槽等を幾何学的に忠実に模擬した体系について中性子モンテカルロ輸送計算コード(MCNP-4B)¹⁾を用い、試料採取位置における中性子エネルギー分布で平均した放射化断面積及び同位置においての核分裂あたりの中性子フルエンスを計算した。これらの結果のうち、速中性子による(n, p)反応のデータに基づき、総核分裂数を推定した。

2) 解析方法

- ① MCNP-4Bを用いて、沈殿槽、軽コンクリート壁等を詳細に模擬した体系で1.8mの位置における中性子スペクトル、フルエンス及びスペクトル平均放射化断面積を評価。
- ② 速中性子による放射化に基づき、次式により中性子フルエンスを計算。

$$\Phi = A / (\lambda \cdot N \cdot \sigma_{eff})$$

A: 放射能強度 (Bq/g)

λ: 崩壊定数 (s⁻¹)

N: 試料重量あたりの原子数 (#/g)

σ_{eff}: ①で評価されたスペクトル平均の放射化断面積 (cm²)

- ③ MCNP-4Bで得られた1.8m位置における核分裂あたりの中性子フルエンスΦ₀ (cm²/fission)を用いて、総核分裂数 F (fission)を算定。

$$F = \Phi / \Phi_0$$

3) 評価結果(別表参照)

- 評価された中性子フルエンス(Φ) 6.1×10¹² (n/cm²) (平均値)
- 核分裂あたりのフルエンス(Φ₀) 2.5×10¹⁴ (n/cm²) per fission (MCNPの値)
- ◎総核分裂数(F) 2.4×10¹⁶ (fission) (平均値)
- [不確かさ] ・評価された中性子フルエンス(Φ): 約20%
- ・核分裂あたりのフルエンス(Φ₀): 約30%を見込む必要有り。

¹⁾Briesmeister, J. F. (Ed.), "MCNP - A General Monte Carlo N-Particle Transport Code Version 4B," LA-12625-M (1997)

冷却用屋外機のスチレンスネット放射化分析による総核分裂数の評価
MCNP-4Bに基づく結果

速中性子による放射化反応に基づく結果

	$^{58}\text{Ni}(n,p)^{58}\text{Co}$	$^{54}\text{Fe}(n,p)^{54}\text{Mn}$
半減期	70.82 d	312.1 d
崩壊定数 λ (s^{-1})	1.13E-07	2.57E-08
原子数 N (#/g)	6.70E+20	4.44E+20
放射化断面積 $\sigma_{\text{eff}}(\text{b})$ * ¹	3.57E-02	2.68E-02
放射能 $A(\text{Bq/g})$ * ²	1.54E+01	1.82E+00
中性子フルエンス $\Phi(\text{cm}^{-2})$ * ³	5.7E+12	6.0E-12
核分裂あたりの中性子フルエンス * ⁴ ($\text{cm}^{-2}/\text{fission}$)	2.5E-06	
総核分裂数(fissions) (平均値)	2.3E+18	2.4E+18 (2.4E+18)

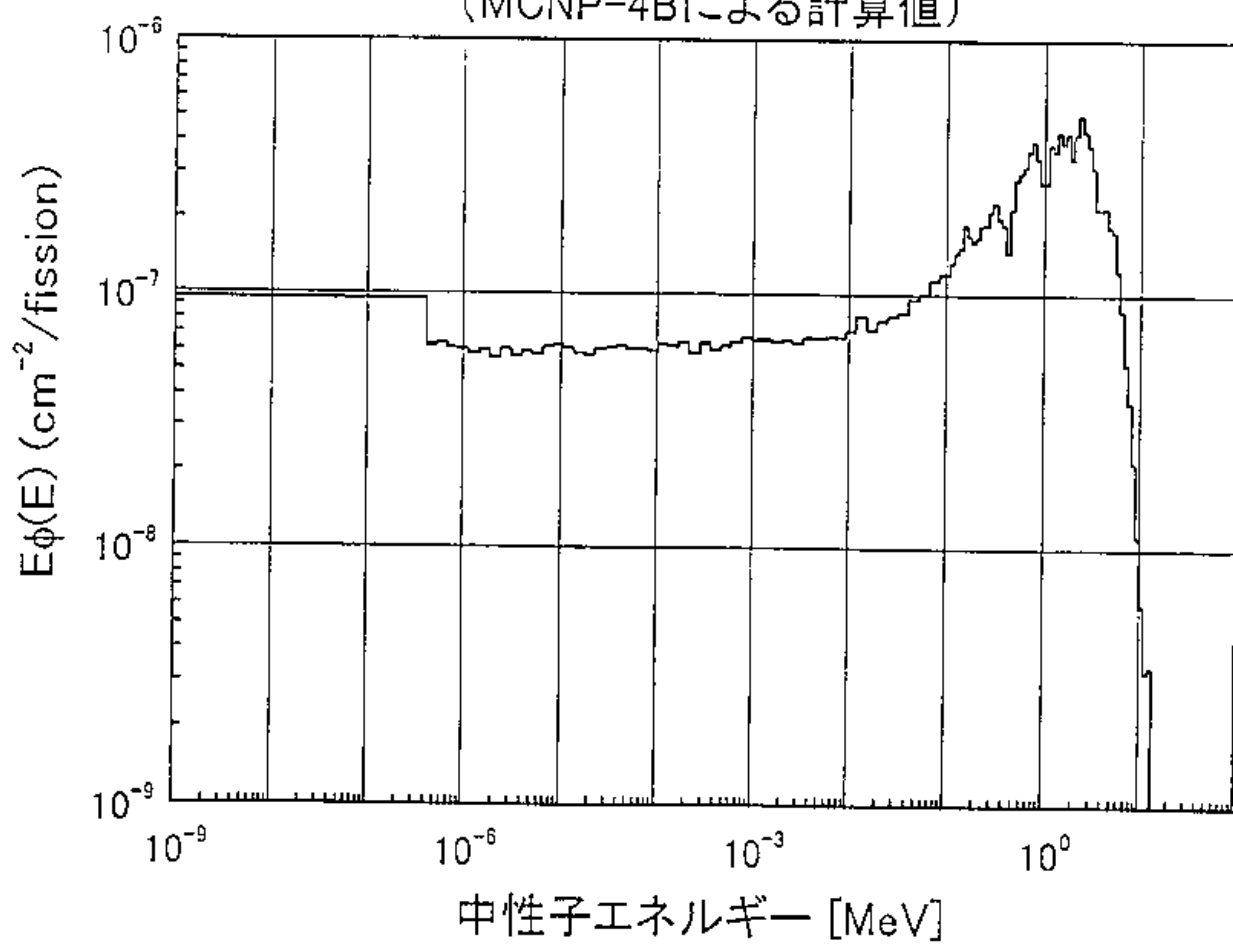
*¹ MCNP-4Bで計算された1.8m位置におけるスペクトル平均放射化断面積
(ライブラリ:JENDL-Activation File 96)

*² 1999年10月1日 6:15現在の値

*³ $\Phi = A / (\lambda \cdot N \cdot \sigma_{\text{eff}})$

*⁴ MCNP-4Bで計算された1.8m位置における中性子フルエンス

ステンレスネット位置における中性子スペクトル
(MCNP-4Bによる計算値)



JCO 事故現場近接の冷却用屋外機のステンレスネットの放射能測定結果

10月7日に採取したステンレス試料について、試料の調整、補正等を考慮して測定した結果は以下の通り。

[測定条件]

- ・測定方法：Ge スペクトロメトリ法
- ・測定時間：40000 秒
- ・放射能の値：9月30日午前10時35分に半減期補正
- ・線源の自己吸収の補正： γ 線エネルギーに応じ、3～8%の補正
- ・コインシデンス・サム補正 (58Co)： 3%補正

[測定結果-1]

試料番号 (測定日時)： 804 (1999. 10. 09. 10:54)

試料重量 : 11.7g

試料形状 : 50mm ϕ の面積に針金状(1.3mm)を均一分散

対象核種	γ 線エネルギー (keV)	試料放射能濃度 Bq/g-(%)
50Cr (n, γ)		
51Cr	320.1	4.69E2 (8)

対象核種	γ 線エネルギー (keV)	試料放射能濃度 Bq/g-(%)
58Fe (n, γ)		
59Fe	1099.2	6.57E0 (8)

対象核種	γ 線エネルギー (keV)	試料放射能濃度 Bq/g-(%)
59Co (n, γ)		
60Co	1332.5	5.49E0 (8)

対象核種	γ 線エネルギー (keV)	試料放射能濃度 Bq/g-(%)
98Mo (n, γ)		
99Mo	739.6	7.13E0 (16)

対象核種	γ 線エネルギー (keV)	試料放射能濃度 Bq/g-(%)
54Fe (n, p)		
54Mn	834.8	1.82E0 (8)

対象核種	γ 線エネルギー (keV)	試料放射能濃度 Bq/g-(%)
58Ni (n, p)		
58Co	810.8	1.54E1 (8)

[測定結果-2]

試料番号 (測定日時): 803 (1999. 10. 08. 17:51)

試料重量 : 6.58g

形状 : 50mmφにステンレス鋼をトリミング

対象核種	γ線エネルギー (keV)	試料放射能濃度 Bq/g-(%)
50Cr(n, γ)		
51Cr	320.1	4.12E2 (8)

対象核種	γ線エネルギー (keV)	試料放射能濃度 Bq/g-(%)
58Fe(n, γ)		
59Fe	1099.2	6.34E0 (8)

対象核種	γ線エネルギー (keV)	試料放射能濃度 Bq/g-(%)
59Co(n, γ)		
60Co	1332.5	5.26E0 (8)

対象核種	γ線エネルギー (keV)	試料放射能濃度 Bq/g-(%)
98Mo(n, γ)		
99Mo	739.6	7.21E0 (20)

対象核種	γ線エネルギー (keV)	試料放射能濃度 Bq/g-(%)
54Fe(n, p)		
54Mn	834.8	1.80E0 (8)

対象核種	γ線エネルギー (keV)	試料放射能濃度 Bq/g-(%)
58Ni(n, p)		
58Co	810.8	1.52E1 (8)

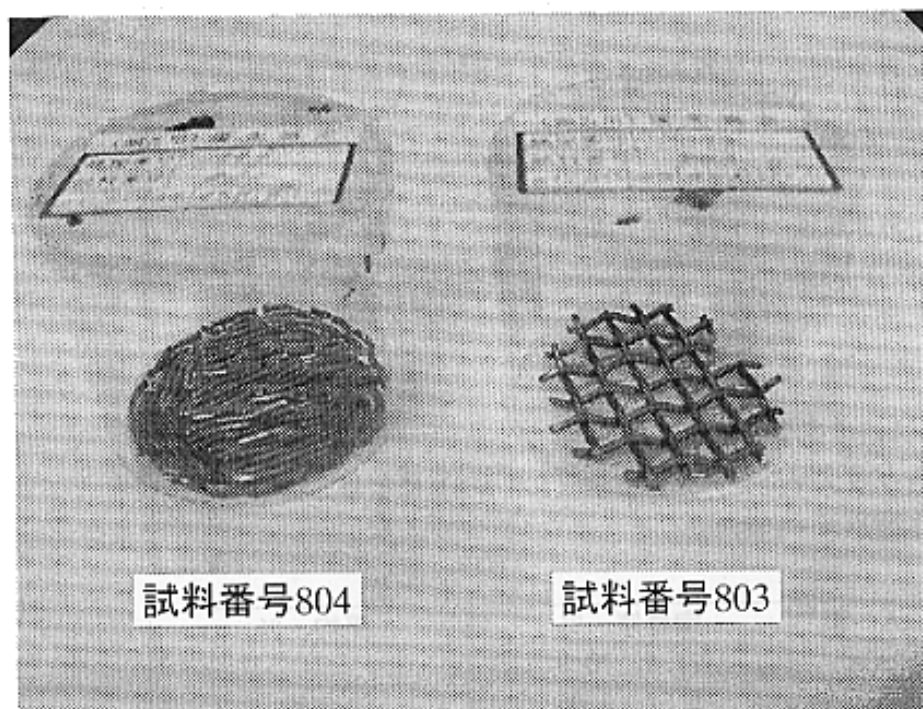
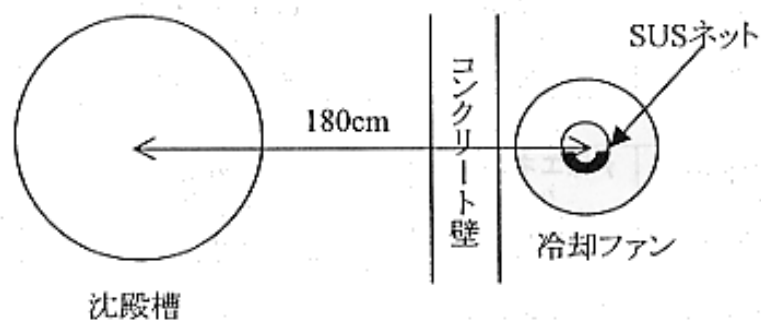
[ステンレス組成化学分析結果]

- ・誘導結合プラズマ発光分光分析法 (ICP-AES) により分析
- ・定量の不確かさ: 約5%

元 素	定量値、%	平均、%
Fe	71.4、70.9	71
Ni	9.52、9.65	9.6
Cr	18.9、19.5	19
Mo	0.11、0.11	0.11
Co	0.23、0.25	0.24

JCO事故現場近接の冷却用屋外機の ステンレスネット測定試料

・サンプリング場所



・採取したネット（1.3mmφ 針金状SUS）を2つにわけ、5cmφ円形状にトリミングしたものと、細かくした針金を5cmφ円形状に敷き詰めたものについて測定した。

(2) JCO サイト内で採取したその他の試料測定結果

以下の試料については、採取場所が事故現場から離れているため、(n, γ)反応により生成された放射性核種のみが検出された。これらは、熱中性子による放射化が主であり、総核分裂数の評価や線量評価には使用できない。

- ・採取日：平成 11 年 10 月 5 日
- ・放射能濃度：9 月 30 日 10:35 時点での値に減衰補正
- ・検出下限値以下：ND で表示

事務棟（研究棟）2 階（沈殿槽から約 40m）

試料番号	試料名	放射能濃度 (Bq/g)
A-1	金ネックレス	Au-198: 2.56E1, Sn-123: 3.98E0
A-2	50 円硬貨	ND
A-3	10 円硬貨	ND
A-4	机の鍵	ND
A-5	アルミフォイル	ND

第 3 ウラン試験棟 2 階－1（沈殿槽から約 54m）

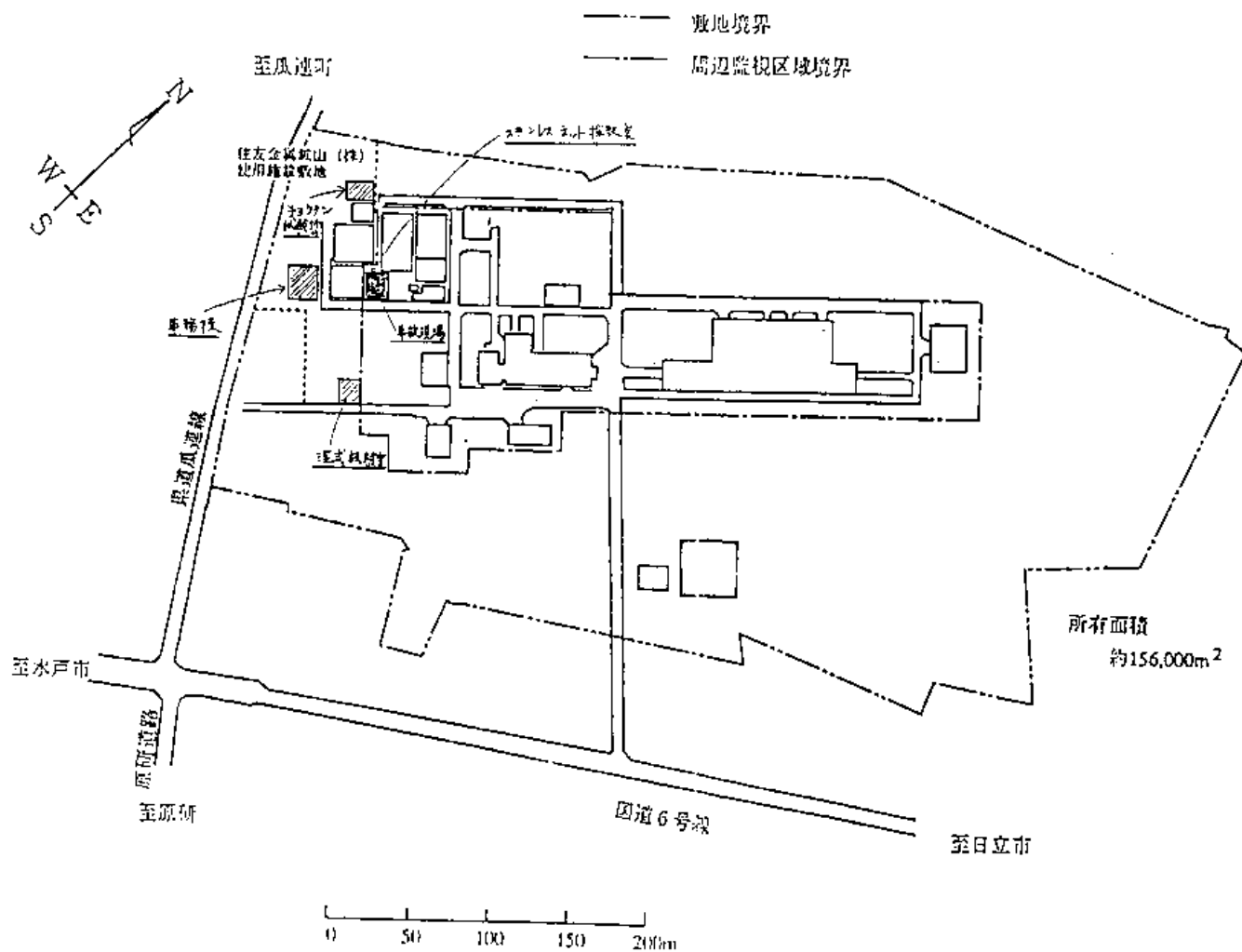
試料番号	試料名	放射能濃度 (Bq/g)
B-1	炭酸ニッケル (NiO 40.5%)	ND
B-2	スパチュラ	ND
B-3	標準溶液 (7 本)	ND
B-4	Ni 金属	ND
B-5	Gd	ND
B-6	炭酸ナトリウム	Na-24: 4.43E1
B-7	硫酸マグネシウム	ND
B-8	鉄釘	ND
B-9	硝酸第 2 鉄	ND

第 3 ウラン試験棟 2 階－2（沈殿槽から約 46m）

試料番号	試料名	放射能濃度 (Bq/g)
C-1	鉄パイプ	ND
C-2	ステンレス皿	Cr-51: 1.91E-1

湿式試験室（試料番号 D）（沈殿槽から約 65m）

試料番号	試料名	放射能濃度 (Bq/g)
D-1	硝酸ナトリウム	ND
D-2	塩化ナトリウム	ND
D-3	硝酸カルシウム 六水和物	Co-60: 1.42E-1
D-4	モリブデン(粉末)	Mo-99: 1.09E0
D-5	特許硝酸ジルコニウム	ND
D-6	フェロシアン化カリウム	ND
D-7	硝酸銀	Ag-110m: 1.04E-1
D-8	ステンレスベーカー	Cr-51: 1.42E-1



動特性解析による初期バースト部核分裂数の評価

日本原子力研究所

1. 概要

JCO 沈殿槽の臨界事故における初期バースト部（事故発生後 25 分間）の出力の時間変化を動特性解析コード AGNES2 により評価した。解析では、まず臨界解析コード MCNP 4B により沈殿槽の反応度（中性子実効増倍率）及び液位反応度（燃料高さと反応度の関係）を求め、溶液の投入方法を仮定して反応度添加率を求め、3 ケースについて、発生エネルギー（核分裂数）を評価した。

2. 評価量及び計算コード

（1）臨界特性

① 中性子実効増倍率、液位反応度

計算コード：連続エネルギーモンテカルロコード MCNP 4B

核データライブラリー：JENDL3.1

② 動特性パラメータ、温度、ボイド反応度係数

計算コード：SRAC-TWODANT

核データライブラリー：JENDL3.2

（2）動特性

① 出力、温度、発生エネルギー

計算コード：AGNES2

3. 評価条件

（1）反応度添加条件

① 反応度投入量

・ 1 バッチから 6 バッチまでのウラン濃度を 370 gU/l とする。

・ 7 バッチ目のウラン濃度も同一とする。

（ピーカーの溶液の分析結果（620 gU/l）については、事故発生後の蒸発による濃縮の可能性を確認する必要がある）

・ 硝酸濃度は指示書にある 0.5N とする。

② 反応度添加率（JCO の試験結果）

・ 給液量 3L の場合 （最小 5.29 秒、標準 16.07 秒）

5L の場合 （最小 7.99 秒、標準 22.61 秒）

表 1 に事故解析条件を示す。

4. 評価結果

AGNES2 による計算結果を表 2 に、また、ケース 2 の出力変化を図 1、2 に示す。同図に示すように、臨界超過後の出力は約 10 秒程度の周期で振動を繰り返し、その後穏やかに減少する。ウラン水溶液のような溶液系では臨界超過により出力が急激に上昇するが、水溶液の温度上昇による負の反応度効果で出力上昇が制限され、また放射線による水の分解ガスの気泡による負の反応度効果により出力は急速に低下する。放射線分解ガスの気泡が液から放出されて反応度低下分が消滅すると再び出力は上昇する。このような出力の上昇下降を繰返した後、溶液温度の上昇、場合によっては沸騰による水蒸気の気泡発生により反応度が相殺されて出力は穏やかに低下する。図 1 では、500～1000 秒にかけて、一度低下した出力が上昇しているが、これは沈殿槽冷却水の冷却効果によるものである。

表 2 に示すように、ケース 1 及びケース 2 は、沸点には達していないが、添加反応度が 4.5 ドル以上のケース 3 では 100 秒前後で沸点に達している。沸点以後の出力レベルは、AGNES 2 では取り扱えないので、準静モデルにより出カーボイド相関関係を用いて、出力のレベルを評価した。総核分裂数は、ケース 1、ケース 2 で $3 \sim 4 \times 10^{17}$ fission、ケース 3 で 7×10^{17} である。計算の誤差を 30% とすると、核分裂総数は、 $3 \times 10^{17} \sim 9 \times 10^{17}$ の範囲と推定される。

ただし、ケース 3 は、投入反応度のシナリオは作成できていない。また、沸騰に達しているため、JCO のガンマ線エリアモニターの測定値の変化を説明することはできない。

なお、本計算で使用した反応度添加条件の妥当性を確認するためには、事故時の詳細な作業状況を明らかにする必要がある。このため実際に当日作業を行った人への聴き取り調査が必要である。

表1 JCO 臨界事故の動特性解析条件

ケース	ケース1	ケース2	ケース3
硝酸ウラニル溶液条件	370gU/l, 0.5N	370gU/l, 0.5N	370gU/l, 0.5N
添加反応度 ρ_{ex} (ドル)	1.5	3.0	4.5
反応度添加率 $d\rho/dt$ (セント/秒)	20	20	70
初期反応度 ρ (ドル)	-0.9	-0.2	-0.4
初期溶液温度 T_0 (°C)	25.0	25.0	25.0
遅発臨界を超える溶液投入量 V_{ex} (リットル)	1.5	3.0	5.0
溶液の投入時間(秒)	12	16	7
最終投入時のウラン量 U_f (kg)	1.1	1.7	2.3
沈殿槽内の総ウラン量 U_{total} (kg)	15.5	16.1	16.7
沈殿槽内のウラン溶液体積 V (L)	42	43.5	45.0
反応度添加条件の仮定 ①溶液のウラン濃度及び硝酸濃度は作業指示書の値に基づいている。	①作業員が青い光を見た時点(第一パルス)から約3秒間溶液の注入を継続したとする。	①6バッチでは未臨界及び7バッチの1回目の溶液投入では未臨界(最大でも遅発臨界)であったとする。	①6バッチでは未臨界であったとする。 (最大遅発臨界)
②ウラン燃料の総重量は、計量管理データの16.771kgからピーカ内の残量150gを引いた16.621kgとしている。		②7バッチ目の2回目の投入で即発臨界に達したとする。	②7バッチで最大5リットル(ピーカ容量)の溶液が投入されたとする。
③ピーカの残液は、事故後20日間の間の水分の蒸発によりウラン濃度が高くなったと推定。	③投入時間は12秒(JCO測定)を仮定。	③投入時間は標準的な16秒(JCO測定)を仮定。	③投入時間は漏斗から溶液がこぼれない最小時間8秒(JCO測定)から
④測定硝酸濃度が0.1N以下であることの理由は不明。			④添加反応度は、7バッチ(6リットル)の計算値(3.7ドル、MCNP)に余裕を見た値を仮定

表2 AGNES2 による JCO 臨界事故解析結果

項目	ケース 1	ケース 2	ケース 3
添加反応度 ρ (ドル)	1.5	3.0	4.5
反応度添加率 $d\rho/dt$ (セント/秒)	1.5\$/12s	3\$/16s	4.5\$/7s
第 1 ピーク終了後			
出力 P_{1st} (kW)	63	64	108
積算出力 IP_{1st} (MJ)	1.57	1.52	1.81
核分裂数 N_{1st} (fission)	4.9×10^{16}	4.8×10^{16}	5.7×10^{16}
25 分後 (9 月 30 日 11:00)			
出力 $P_{f,final}$ (kW) (1500 秒後)	2.9	2.7	5.9*
積算出力 $IP_{f,final}$ (MJ) (1500 秒後)	9.9	13	21*
核分裂数 $N_{f,final}$ (J) (1500 秒後)	3.1×10^{17}	4.1×10^{17}	6.6×10^{17} *
溶液温度 $T_{f,final}$ (°C) (1500 秒後)	55	78	100*

*) 準静モデルによる評価 (沸騰状態)

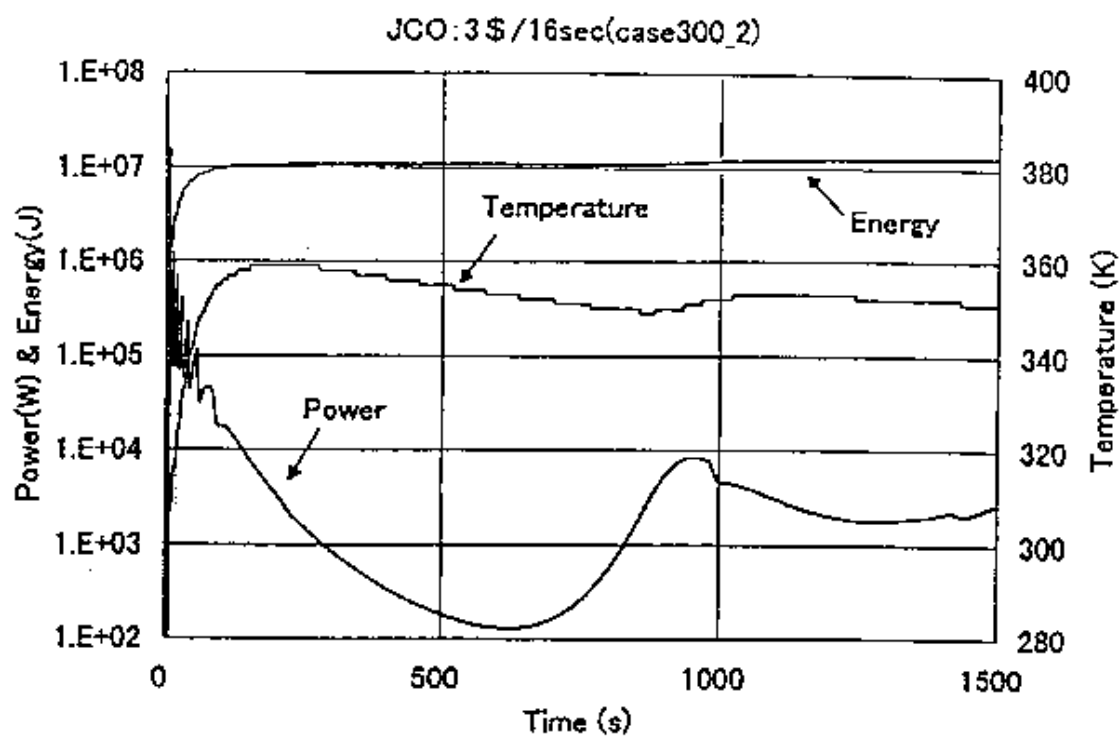


図1 ケース2の計算結果 (0~1500 秒)

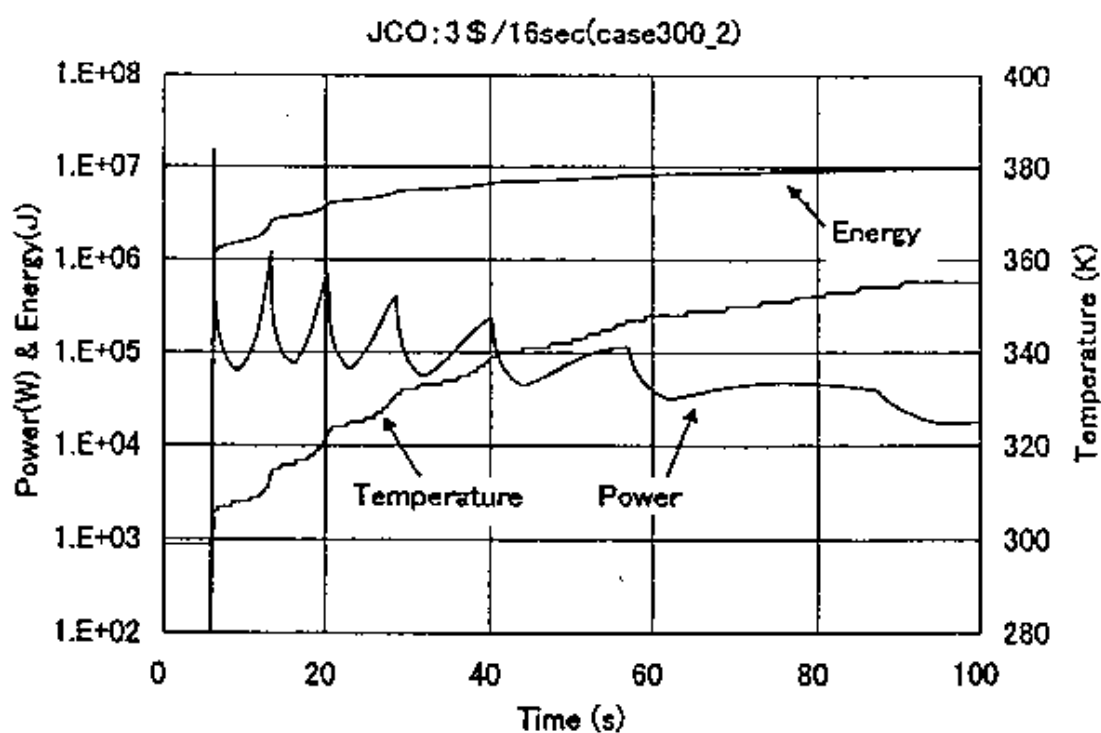


図2 ケース2の計算結果 (0~100 秒)

別添資料

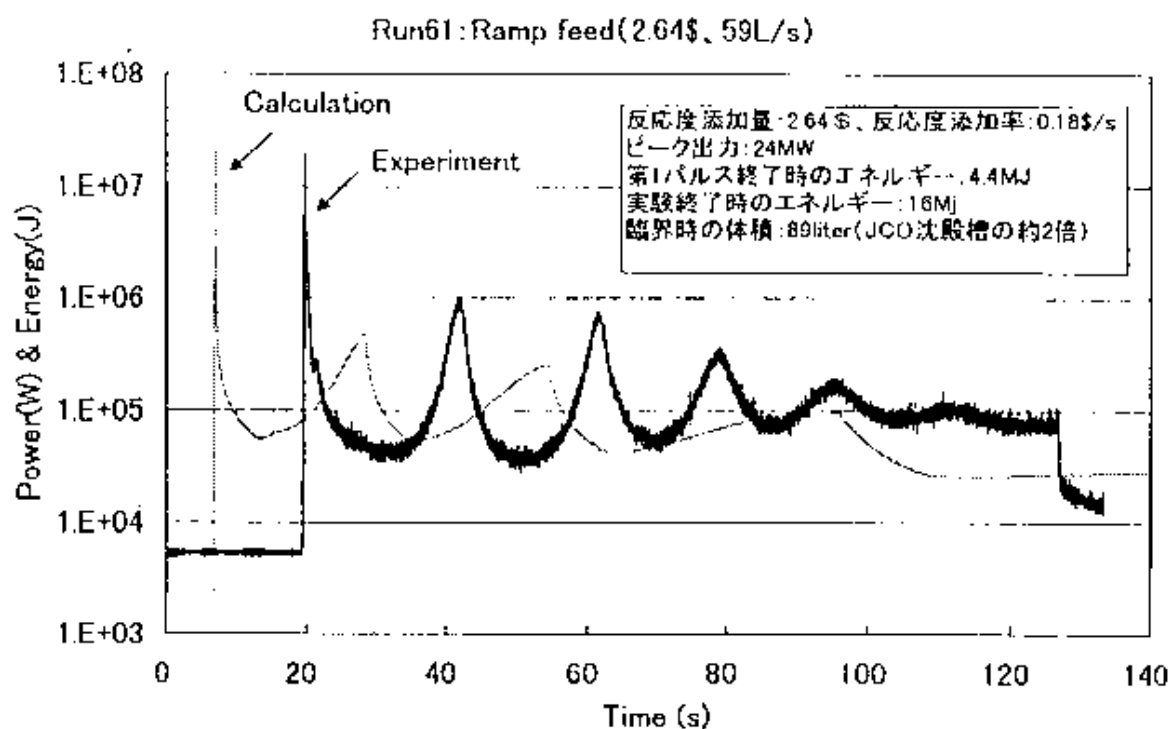
1. AGNES2 コードについて（図参照）

AGNES2 コードは溶液燃料体系における臨界事故事象を計算するための動特性コードである。中性子動特性の計算は1点炉近似モデルを使用している。熱計算では、球、平板または円筒形状で3領域までをモデル化し、内側2領域における領域内の熱伝導及び各領域間の熱伝達を計算する。ここにおける計算では、円筒モデルを用いて、領域1を溶液燃料、領域2をSUS容器、領域3を冷却水としている。また、燃料溶液中での発熱分布及び熱伝導は無視している（領域内は等温としている）。この場合、温度分布が反応度効果に与える影響を補正するため、温度反応度係数にある一定値を重みとして乗じている。（この重みは、厳密には温度分布が変化することにより変化する値であるが、TRACYの実験結果では、種々のパターンの過渡変化において、一定値が使用できることを確認している。）

AGNES2 コードでは、溶液燃料の臨界事故事象に特有な放射線分解ガスボイドによる反応度効果を計算している。計算で使用するボイドに関するパラメータは、TRACYによる臨界事故模擬実験の解析により決定した。

2. 準静モデルについて

準静モデルでは、体系に添加された反応度が温度やボイド等のフィードバック反応度によって常に補償されていると考える。今回の沸騰時の平衡出力評価では、添加反応度を温度上昇及び沸騰ボイドにより補償する。温度上昇による反応度変化は、沸騰までの温度変化に反応度温度係数（計算値）を乗じることにより評価できる。これを添加反応度量から差し引くことにより、ボイドによって補償されるべき反応度量を求める。この反応度量を反応度ボイド係数（計算値）で除することにより、沸騰時のボイド率が算出できる。別途評価した沸騰時のボイド率と平衡出力の相関関係を用いると、沸騰時の平衡出力を決定できる。ここでは、仏国の臨界事故模擬実験のデータを用いている。



第1出力特性の比較

	安定逆炉周期 (s ⁻¹)	出力ピーク (MW)
実験値	32	24
測定値	31.4	25.5

Energyの比較: Run61

	時間 (s)	実験値(MJ)	計算値(MJ)
第1パルス終了時	11.2	4.38	4.15
第2パルス終了時	31.7	7.48	7.62
第3パルス終了時	50.5	10.2	10.6
実験終了時	106.1	16.0	14.4

注) 時間は出力ピーク後の経過時間

図 AGNES2 :コードによる TRACY 実験の解析

参考資料

過去の事故例との比較

日本原子力研究所

核燃料施設における臨界事故はこれまでに、米国で 7 件、英国で 1 件、ロシアで 12 件発生している。このうち 1 件はプルトニウム金属燃料の取扱い時における事故であるが、他の 19 件はすべて水溶液系（スラリー状を含む）で発生している。総核分裂数は多くが 10^{18} 以下あり、これを超えているのは、米国の 3 件（ 1.3×10^{18} , 2.7×10^{18} , 4×10^{18} ）であり、今回の JCO 臨界事故の規模（ 2.5×10^{18} ）はかなり大きなものとなった。

また、持続時間は多くが数秒から数時間であり、10 時間以上持続した事故は、3 件（米国：37 時間、ロシア：18 時間及び 27 時間）のみである。約 20 時間という長時間にわたる臨界の継続が、核分裂数を増大させた要因といえる。

なお、これらの事故では、いずれも環境への放射性物質の放出や周辺住民の被曝については報告されていない。

参考Ⅲ-32 欧米の核燃料施設における臨界事故

施設名 発生日	事故概要と全核分裂数	臨界時の状況	警報発生の有無と退避状況	事故現場の線量率状況	臨界モニタの形式 とアラーム設定値	被曝状況
ORNL Y 12 (Oak Ridge, Tenn) 1958.6.16	濃縮U液がリークテスト用の水と一緒に208Lドラム缶に入り臨界。 1.3×10^{15}	U水溶液 56.2L 中 ^{235}U 2.1kg で臨界。出力スパイク 10^{15} 。プラトー出力 1.29×10^{15} (約3min)。継続時間18min。遮蔽なし。	現場で8人作業中、事故と同時に警報が吹鳴。迅速な退避が行われた。	事故直後、現場より107mの所で、100mR/hr。3日後ドラム缶より30.5mの所で60mR/hr。	GM使用。工場を中心より約24.4m点に8個設置。アラーム設定点は1mR/hr。事故後は3mR/hrに変更。	8名被曝 28~46rem
LASL (Los Alamos N.Mexico) 1958.12.30	廃液からPuを回収する工程で計量作業のためPu含有液を処理タンクにいれ攪拌した時に臨界。 1.5×10^{17}	96.5cmφの850L処理槽。Pu溶液160L中Pu3.27kg。Puは槽底側に分配。攪拌時に臨界。出力スパイク 1.5×10^{17} 。継続時間2sec。遮蔽なし。	事故発生と同時に警報吹鳴全員退避。付近にいた2名は救助活動を行う。	事故直後、現場より53.3m離れた場所の臨界警報が吹鳴。処理槽より7.6m離れた場所で20R/hr。	電離箱使用。2個以上の信号で警報発生。内蔵線源により故障検出。アラーム設定値は1と10mR/hr。	12000rem 被曝1名死亡。 他は 53~134rem
ICPP (Idaho Falls, Idaho) 1959.10.16	硝酸ウラニルをサンプリングのため空気攪拌、サイホン作用発生、非安全形状タンクへ移送。臨界。 $\sim 4 \times 10^{14}$	18900のタンクに170g ^{235}U 溶液200L投入。全水溶液量800L。 ^{235}U 340kgで臨界。出力スパイク 10^{17} 。遮蔽あり。	貯留タンク区域のベントラインを通してプロセス建屋空気汚染。モニタ吹鳴。口頭及び電話により退避。	退避地点で建屋の外側及び入口西方119mの所で5R/hr以上(放射性ガスによる。)	電離箱型検出器20個の臨界警報装置を設置。アラーム設定値は20mR/hr。	11名被曝 2~50rem
ICPP (同上) 1961.1.25	蒸発缶ポンプの詰り物除去作業中、非安全形状部に溶液が吹き上げられ臨界。 6×10^{17}	蒸発缶上部の径は61cm非安全形状。U液40L中 ^{235}U 8kgが吹き上げ臨界。出力スパイク 6×10^{17} 。遮蔽あり。	臨界と同時に放射線警報吹鳴。手動で緊急退避警報を鳴らす。	事故直後の施設内は通常のバックグラウンド。施設の風下地点で放射性雲により30mR/hr。	同上	被曝はγ線のみ 0~55rem
Recuplex (Richland, wash) 1962.4.7	施設洗浄作業中、床のサンブにたまったPu液が非安全形状容器に吸い上げられ臨界。 8×10^{17}	46cmφ89L円筒容器。Pu液40L。Pu1.5kgで臨界。出力スパイク 10^{18} 。継続時間37hr。遮蔽なし。	臨界警報吹鳴。退避は迅速。事故時、容器の最も近くの人までの距離は1.5~8m。	事故現場の線量は不明。スタックより約1200Ci希ガス放出。	234.5建屋にはNaI検出器10個よりなる臨界モニタあり。アラーム設定値500mR/hr。	3名被曝 19~110rem
UNC Wood River Junction 1964.7.24	ラベル不備。濃縮Uを非安全形状のメークアップタンクに入れ臨界。 1.2×10^{17}	45.7cmφ66cm深さの円筒容器。0.54MNaCO ₃ 41L中に10L中 ^{235}U 2.6kgを含む液を入れ臨界。出力スパイク 10^{17} 。遮蔽なし。	警報吹鳴については不明。事故当事者は青白い光と液の噴出を見て退避。	事故直後タンク付近は最高100mR/hrのサーベイでフルスケール。線量の詳細は不明。	—	骨盤4000rem 頭部1400rem 死亡。
U.K.AEA Windscale 1970.8.24	Pu回収工程中非安全形状の容器に溶液を移送し終わったときに臨界。 1×10^{15}	61cmφ、58.6cm深さの容器。55gPu/Lと6~7gPu/L液50Lで臨界。出力スパイク 10^{15} 。継続時間5~10sec。遮蔽あり。	臨界警報吹鳴。全員迅速に退避。被曝検査を受ける。	事故10min後4階コントロール区域で200mR/hr。スタックより約6mCi放出。	—	2名被曝 2rad以下
ICPP (Idaho Falls, Idaho) 1978.10.17	洗浄用の硝酸アルミニウム濃度低下。ウラン濃度上昇で臨界。 274×10^{14}	溶媒抽出工程第1サイクル洗浄槽の硝酸アルミニウム濃度が低下。ウラン濃度22.2g/Lで臨界。遅発臨界。遮蔽あり。	—	—	—	なし

出典：臨界ハンドブック

参考Ⅲ-33 ロシアの核燃料施設における臨界事故

No	年月日/場所	発生状況/原因	停止機構	核分裂数	被曝線量	その他
1	1953.3.15 Mayak Enterprise, Urals Pu 溶液受槽	セル内の2槽の Pu 硝酸溶液を、セル外の1槽に移した。溶液は 26/(650gPu)の予定であったが 31/だった。1 回のバースト発生。	溶液を元の槽に戻した。	2.5×10^{17}	1名:1000rad (重症) 1名:100rad	放射線モニタなし。 スタッフへの指示、事故訓練なし。直後の報告せず。
2	1957.4.21 Mayak Enterprise, Urals U 精製容器	精製容器内に高濃縮 U-シュウ酸塩(Oxalate)の沈殿 3.4kg が蓄積。いつ臨界に達したかは不明。作業員が、フィルタの膨れ、沈殿からのガス発生を発見。	液の一部を真空トラップに排出。	2×10^{17}	1名:12 日後に死亡 5名:障害	放射線モニタなし。 定期的なクリーンアウト行わず。
3	1960.12.5 Mayak Enterprise, Urals Pu 溶液フィルタ容器	非安全形状の容器内に Pu 170g を含む沈殿。830gPu を含む溶液が注入。第1パルス後、液が配管に押し出され、反応が停止したが、緊急措置で真空系を停止したため、液が容器に戻り2回目の臨界。		10^{17}	数名:最大 5rad	警報システム有り。工程の記録管理不良。Pu 質量の分析誤差が多数のケースで 100%(規定では 20%)
4	1961.8.14 Siberian Chemical Combine UF ₆ 濃縮・蒸発系	濃縮度 22.6%の UF ₆ ガスの冷却容器に接続されたポンプのオイル容器(60g)に UF ₆ が蓄積。濃度 400gU/l となり臨界。警報作動、作業員退避。その後のサーベイで異常が認められず再起動。再び臨界。	温度上昇、オイル排出。	10^{18} (5×10^{15} が 2回)	1名:200rad	プロセス量のモニタなし。 UF ₆ ガスの冷却不十分。 設備を再設計、再建設、マニュアルを改訂。
5	1962.9.7 Mayak Enterprise, Urals Pu スクラップ溶解槽	Pu 溶解槽(450mmD,100g)にて最終溶解作業終了(攪拌及びヒーター停止)後、警報作動、作業員退避。第1スパイクの後、40-50 分間に2つのスパイク。槽内に 1.32kg の Pu が有り、一部未溶解だった。	溶液の排出。	2×10^{17}	有意な被曝なし	溶解槽は 5cm の鉛遮蔽有り。近くには入らなかった。
6	1963.1.30 Siberian Chemical Combine U スクラップ再処理	溶解する高濃縮 U 金属片の U 量 5%(50gU/kg)を 5gU/kg と認識。溶解後の分析でエラーを発見。液は分けられたがその後の分析で再び 1/10 に評価。40(71gU/l)の溶液が非安全形状タンクに移され臨界。6時間の出力振動後(液の排出一戻り)、準定常状態に。	10 時間後に、液を移送。	7.9×10^{17}	4名:6-17rad	第1スパイクで警報作動、作業員は退避した。
7	1963.12.13 Siberian Chemical Combine U 抽出施設	高濃縮 U 移送管に接続された真空系のトラップ(100g)に抽出剤が混入。オーバーフローした U 溶液と接触し、U を抽出。トラップ内が 33gU/l の溶液で満たされ、臨界。第1パルス後、6時間に 16 回の出力振動。真空系を停止したところ、液が再混入しスパイクと出力振動発生後、準定常状態に。	カドミウム溶液の注入による(18 時間後に停止)。	第1パルス 1.6×10^{18} トータル 2×10^{17}	被曝なし	警報作動により、退避。
8	1965.11.13 Electrosteel Fuel Fabrication Plant U 転換施設	6.5%濃縮 UO ₂ 粉末を通過する2重のフィルタに穴が開き、粉末(スラリー)が真空ポンプの水リザーバ(300mmDx650mmH)に 157kgU (51kg)蓄積し臨界。1 回のスパイク発生。		10^{15}	1名:3.5rad	フィルタの点検が殆ど行われていなかった。NDA は行っていない。警報作動により、退避。装置は解体された。
9	1965.12.16 Mayak Enterprise, Urals U スクラップの溶解	高濃縮 U スクラップ 2.2kg が溶解槽(450mmD)に装荷され、臨界。手順では 1.5 時間溶解する工程を 40 分で停止した(予定されていた室内清掃のため)。10 分後に警報作動、7時間で 11 のスパイク発生。	カドミウム溶液の注入による。	7×10^{17}	最大 0.03rad	規則違反。燃料管理の不備。溶解槽の臨界量は 2kgU 以下。
10	1968.12.10 Mayak Enterprise, Urals Pu 抽出施設	低濃度 Pu 溶液の入った 4000l のタンク内に有機溶液が混入。有機溶液の除去作業中、約 40l の液を 60l の非安全形状容器に移したため、臨界。有機溶液中に高濃度の Pu が存在していた。直長が排液しようとし、再び臨界に。	排液による。	1回目 10^{16} 2回目 5×10^{14}	1名:死亡(直長) 1名:重症(両足切断)	警報作動で作業員は退避したが、直長が現場に戻り、容器内の液を排出しようとして被曝した。
11	1978.12.13 Siberian Chemical Combine Pu 金属保管容器	Pu 金属塊(インゴット)の保管容器に、インゴットを3個入れ、4個目を入れようとしたときに、臨界となった。4個目は弾き飛ばされた(eject された)。	作業員が手でインゴットを取り除いた。	3×10^{15}	1名 全身:250rad 手:2000rad 7名:5-60rad	容器にはポリエチレンとカドミウムを入れる空間があったが、Pu インゴットも入る構造であったため、複数のインゴットが入れられた。
12	1997.5.15 Novosibirsk Chemical Concentration Plant エッチング工程	90%濃縮 UO ₂ 粉末と Al 粉末から燃料要素心材を製作する際に行う化学エッチング時にアルカリ溶液中に UO ₂ (スラリー)が浸出。これが、長年に亘り 2 基の平板形状の液受槽(容積 650l)に蓄積。これと液受槽の変形が重なり臨界となった。ほう酸水を注入したが、7 時間後に再び臨界となる。27 時間で 8 回のスパイク発生。	LiCl 塩化リチウム)溶液の注入による。	5.5×10^{15}	有意な被曝なし (最も近くにいた 20 名の集団線量は 4mSv 以下)	臨界警報作動により、作業員はただちに退避した。事故による装置の損傷は無かった。

参考Ⅲ-34 国際原子力機関(IAEA)の国際評価尺度(INES)の概要

	レベル	基 準			評価例
		所外への影響	所内への影響	深層防護の劣化	
事 故	7 深刻な事故	放射性物質の重大な外部放出：30素131等価で数万テラベクレル以上の放射性物質の外部放出			チェルノブイリ原子力発電所事故 1986—旧ソ連
	6 大事故	放射性物質のかなりの外部放出：30素131等価で数千から数万テラベクレル相当の放射性物質の外部放出			
	5 所外へリスクを伴う事故	放射性物質の限定的な外部放出：30素131等価で数百から数千テラベクレル相当の放射性物質の外部放出	原子炉の炉心や放射性物質障壁の重大な損傷		スーパール島原子力発電所事故 1979—アメリカ
	4 所外への大きなリスクを伴わない事故	放射性物質の少量の外部放出：法定限度を超える程度(数mSv)の公衆被ばく	原子炉の炉心や放射性物質障壁のかなりの損傷/従業員の致死量被ばく		ウラン加工工場臨界事故 1999—日本(暫定値)
異 常 事 象	3 重大な異常事象	放射性物質の極めて少量の外部放出：法定限度の10分の1を超える程度(10分の数mSv)の公衆被ばく	所内の重大な放射性物質による汚染/急性の放射性障害を生じる従業員被ばく	深層防護の喪失	旧勸業717炉封入処理施設火災爆発事故 1997—日本
	2 異常事象		所内のかなりの放射性物質による汚染/法定の年間線量当量限度を超える従業員被ばく	深層防護のかなりの劣化	ベリロード原子力発電所3号機の事故 1992—ロシア 美浜発電所2号炉伝熱管損傷事故 1991—日本
	1 逸 脱			運転制限範囲から逸脱	高速増殖炉もんじゅ燃料漏えい事故 1995—日本
尺 度 以 下	0 尺度以下	0・安全に影響を与え得る事象 安全上重要ではない事象 0 安全に影響を与えない事象			
	評価対象外	安全性に関係しない事象			

第一 原子力施設のハード面に係る規制の強化

1. 加工施設への定期検査等の実施

○加工施設に定期検査、解体届出等の規制項目を追加する。

第二 原子力施設のソフト面に係る規制の強化

1. 保安規定の遵守状況についての定期的なソフト検査の実施

○現行の定期検査ではチェックしにくい保安規定の遵守状況について、国が定期的にソフト検査を行うことにより確認する。

2. 原子力保安検査官の主要施設への配置

○科学技術庁及び通商産業省に原子力保安検査官を置く。

○原子力保安検査官は、上記のソフト検査に関する事務に従事する。

第三 現場における安全文化を高めるための規定の整備

1. 事業者による従業者への保安教育の実施

○原子力事業者が、核燃料物質の取扱い等に関する保安教育に従業者に対して施す義務を法律上明記する。

2. 従業者の安全確保改善提案制度の創設

○原子力事業者がこの法律又はこの法律に基づく命令の規定に違反する事実がある場合に、従業者はその事実を主務大臣に申告することができる。

○原子力事業者は、上記の申告したことを理由にその従業者に対して解雇その他不利益な取り扱いをしてはならない。

参考Ⅲ－36 (株)ジェー・シー・オーの加工事業について

項 目	内 容
(1) 名称及び住所 1) 名称 2) 住所	株式会社ジェー・シー・オー (JCO) 東京都港区新橋5丁目10番5号
(2) 工場の名称及び所在地 1) 名称 2) 所在地	株式会社ジェー・シー・オー (JCO) 東海事業所 茨城県那珂郡東海村大字石神外宿2600番地
(3) 許可事業等の内容	化学処理施設、核燃料物質の貯蔵施設及び放射性廃棄物の廃棄施設等で構成。 (化学処理施設の構成) －第1加工施設棟 ・六フッ化ウラン(濃縮度5%以下)から酸化ウラン粉末を製造。 ・スクラップ(濃縮度5%以下)及びイエローケーキを精製して酸化ウランを粉末を製造 ・最大処理能力 220 tU/年 －第2加工施設棟 ・工程内容は、第1加工施設棟に同じ。 ・最大処理能力 495 tU/年 －転換試験棟 ・六フッ化ウラン(濃縮度20%未満)、スクラップ(濃縮度50%未満)又はイエローケーキから、二酸化ウラン粉末又は硝酸ウラニル溶液を製造。主に高速実験炉「常陽」用。 ・最大処理能力 3 tU/年 (濃縮度20%以上50%未満のスクラップの処理能力、20 kgUを含む)
(4) 核燃料取扱主任者の数	7名
(5) 従業員の数(技術者)	105名(21名)

会 社 概 要

- 社名 株式会社 ジェー・シー・オー（略称 JCO）
 [JCO CO., LTD.]
- 資本金 10億円
- 株主 住友金属鉱山（株）100%
- 事業 ・原子燃料の製造及び売買
 ・ウラン化合物の精製及び売買
 ・原子燃料サイクル（転換、濃縮、再転換、再処理等）に関する
 研究、調査
 ・放射線照射による滅菌、改質の受託業務
 ・その他付帯関連する事業
- 沿革 1957（昭和32）
 ・住友金属鉱山（株）、原子力発電用核燃料の研究開発を開始
 1973（昭和48）
 ・核燃料事業部東海工場として再転換事業を開始（220 t-U/年）
 1979（昭和54）
 ・日本核燃料コンバージョン（株）設立
 1983（昭和58）
 ・第2工場完成、稼働開始（495 t-U）
 1985（昭和60）
 ・濃縮度20%未満の再転換工場完成（3 t-U/年）
 1986（昭和61）
 ・第2工場 第1次増強（553 t-U/年）
 1990（平成2）
 ・第2工場 第2次増強（718 t-U/年）
 1997（平成9）
 ・日本照射サービス（株）（JISCO）東海センター建設・竣工
 ・BNFLとの乾式再転換技術導入契約締結
 1998（平成10）
 ・社名を（株）ジェー・シー・オーに変更

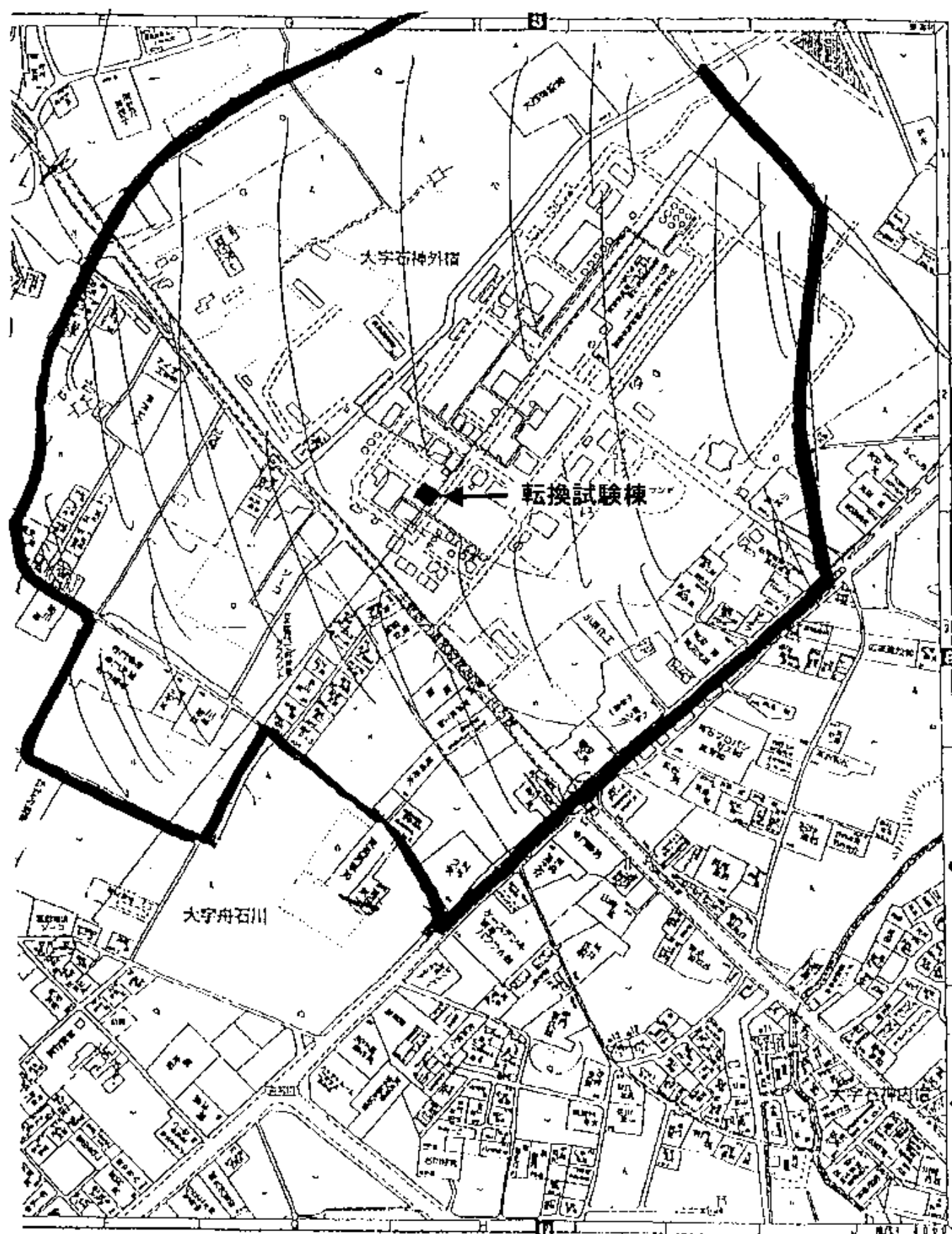
参考Ⅲ—37 核燃料加工施設一覽

(平成10年12月末現在)

事業所名	所在地	許 可 年 月	濃 縮 度	年 間 最 大 処 理 能 力	処 理 方 法
日本原子燃料株式会社	神奈川県横須賀市	1968.8	5%以下	750 t/年	棒状加工 (沸騰水型軽水炉用)
三菱原子燃料株式会社	茨城県那珂郡 東海村	1972.1	5%以下	440 t/年 475 t/年	棒状加工 (加圧水型軽水炉用) 転換加工 (加圧水型軽水炉用)
原子燃料工業株式会社 東海製造所	茨城県那珂郡 東海村	1978.9	5%以下	200 t/年	棒状加工 (沸騰水型軽水炉用)
熊取製造所	大阪府泉南郡 熊取町	1975.8	5%以下	284 t/年	棒状加工 (加圧水型軽水炉用)
		1977.9	90%以下	475 kg/日	板状加工 (研究炉用)
ウラン・プルトニウム 東海事業所	茨城県那珂郡 東海村	1980.9	5%以下	715 t/年	転換加工 (沸騰水型及圧 加圧水型軽水炉用)
		1981.6	20%未満	1 t/年	転換加工 (研究炉用)
核燃料燃料開発機構 大形誠環境技術 研究所	岡山県苫田郡 七高原村	1983.10	5%以下	200 t/年 SWI	ウラン濃縮
日本原燃株式会社 濃縮・処理事業所	青森県上北郡 六ヶ所村	1983.8	5%以下	1050 t/年 SWI	ウラン濃縮

出典：原力安全白書（平成10年版）

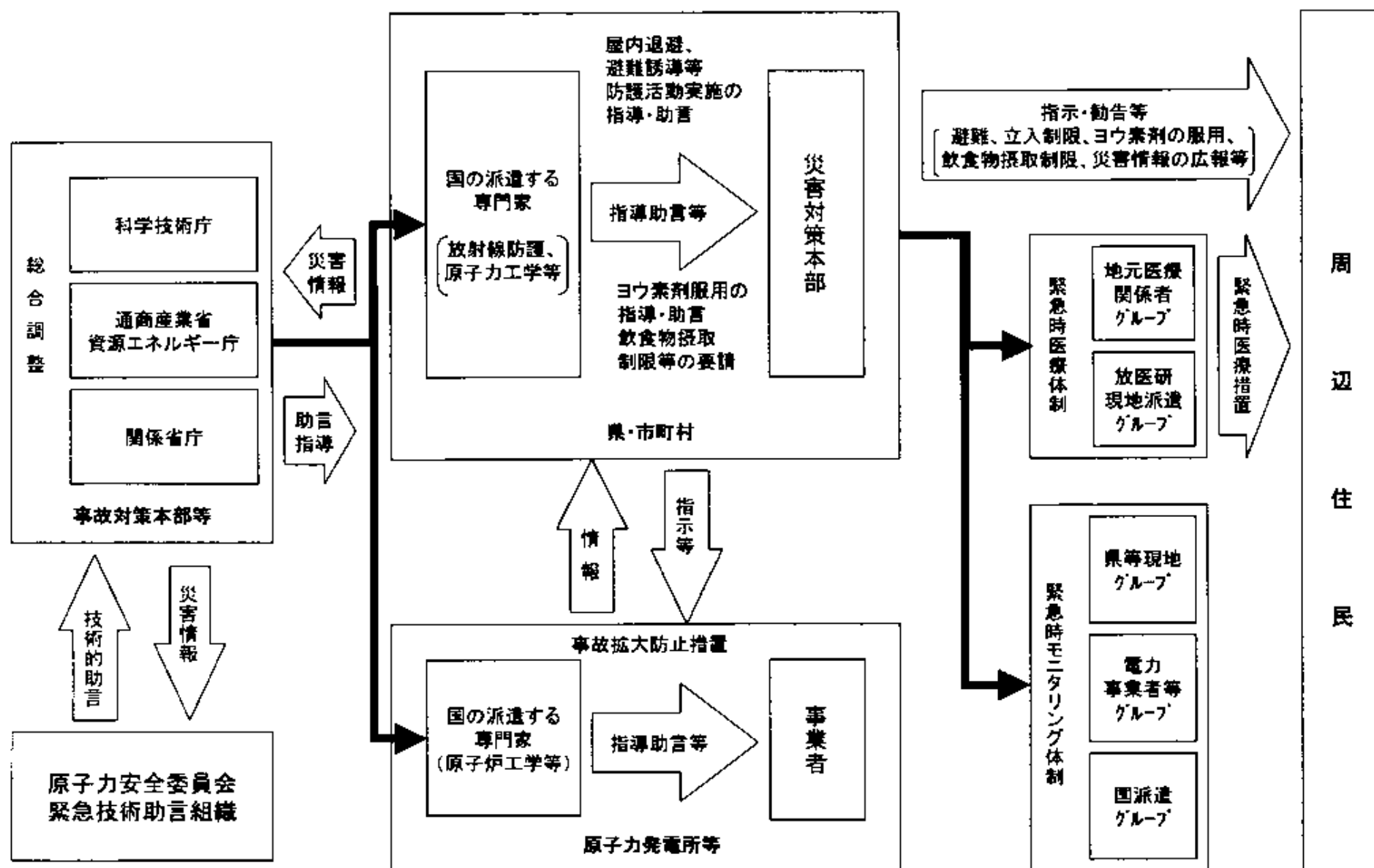
参考Ⅳ-1 350m圏内避難措置区域



(47世帯 約150名)



参考Ⅳ－３ 原子力発電所等に係る防災対策の仕組み(現行)



参考Ⅳ－４ 「健康管理検討委員会」の設置について

平成１１年１１月４日

原子力安全委員会

茨城県東海村のウラン加工工場で発生した臨界事故に関し、今後の健康管理のあり方を検討するため、原子力安全委員会の下に「健康管理検討委員会」を下記の通り設置する。

記

１．調査審議事項

臨界事故の線量評価の結果をふまえた健康管理のあり方について検討を行い、行政庁に対し健康管理の方針の提言を行うため、以下の事項を調査審議する。

- ①線量評価をふまえた健康管理の必要性の検討
- ②①の結果をふまえた具体的な健康管理の方法の検討

２．検討委員会の構成員

別紙の通り。

３．調査審議内容の公開

検討委員会の調査審議は原則として公開とする。なお、個人に係る情報について、慎重に取り扱わざるを得ないものがある場合については、非公開とすることがある。

(別紙)

「健康管理検討委員会」構成員

明石 真言	放射線医学総合研究所放射線障害診療・情報室長
鎌田 七男	広島大学原爆放射能医学研究所教授
草間 朋子	大分看護科学大学学長
古賀 佑彦	藤田保健衛生大学医学部教授
小佐古 敏荘	東京大学原子力研究総合センター助教授
佐々木 正夫	京都大学放射線生物研究センター教授
田中 俊一	日本原子力研究所東海研究所副所長
朝永 万佐男	長崎大学医学部付属原爆後障害医療研究施設教授
長瀬 重信	(財)放射線影響研究所理事長
馬淵 清彦	(財)放射線影響研究所疫学部長

委員は、必要に応じ追加することができる。また、委員以外の専門家の出席を求め、意見を聴取することができる。

参考 V - 1 事故現場の安全確保

1. 放射性物質の閉じ込め（ヨウ素 131 放出量の低減化）

転換試験棟の放射性物質の閉じ込めを強化するため施設の窓やドアに目張りの実施（10月11日）、2基の内部循環型ヨウ素吸着装置の設置（10月16日及び10月25日）によって、ヨウ素 131 の濃度は低減（12月15日現在で 4.0×10^{-9} Bq/cm³、別添図 1 参照）

2. 放射線の遮へい（転換試験棟周辺の遮へい壁の設置）

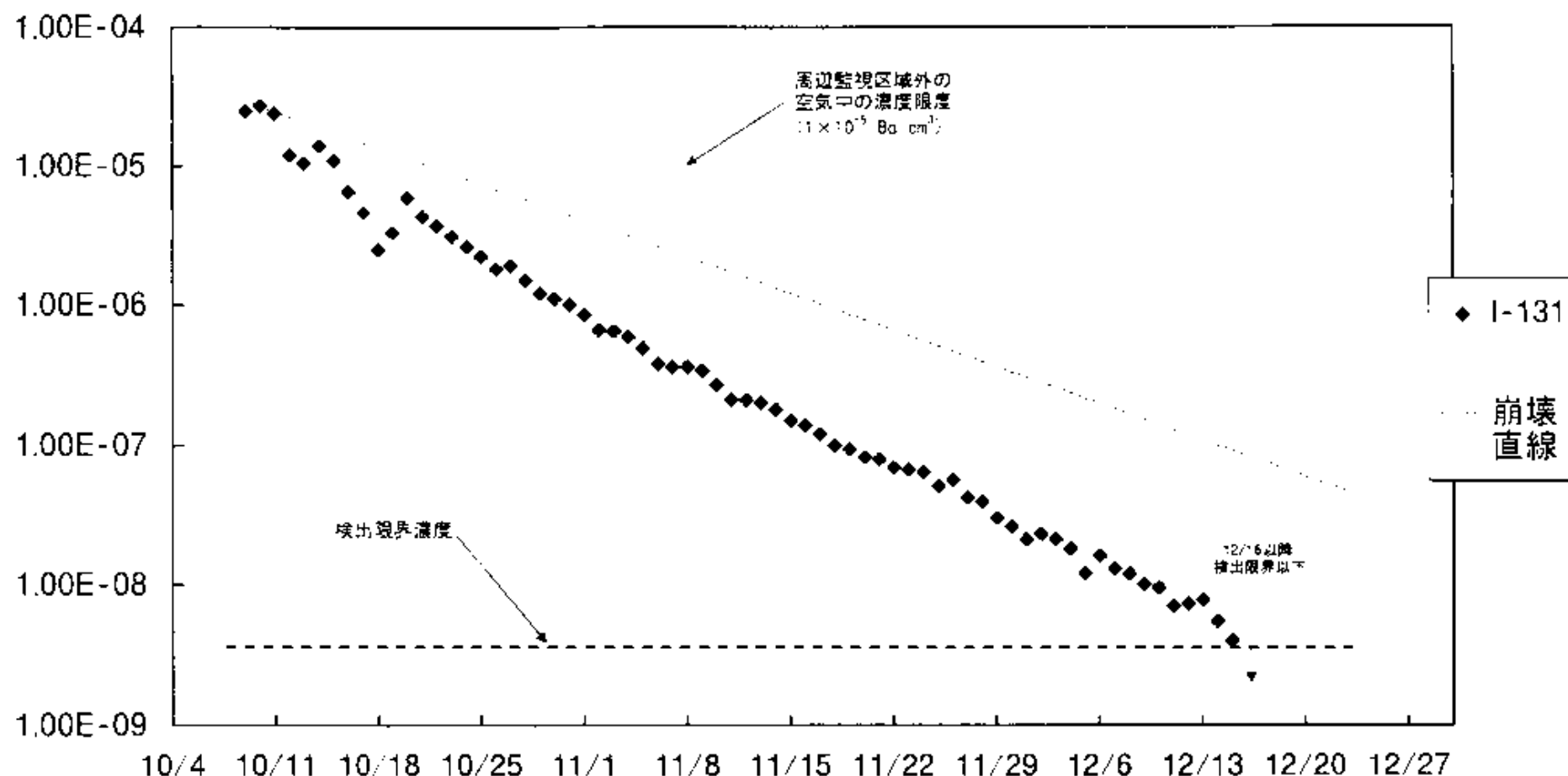
事故直後に設置された土嚢及びコンクリートブロック等に加え、転換試験棟周辺に高さ 2 ～ 3 m、厚さ 30 cm のコンクリート遮へい壁を合計 7 箇所を設置（11月6日工事完了、別添図 2、3 参照）。現在までに敷地周辺での空間線量率はバックグラウンドレベル（0.04 ～ 0.06 μ Sv/h）となっている。

3. 沈殿槽内ウラン溶液等の抜き取り

転換試験棟内のホウ素を注入したホース内のウラン溶液の抜き取り及び沈殿槽内のウラン溶液の抜き取りを実施（12月13日及び21日）し、全濃度安全形状制限値以下の径の輸送用ステンレス容器に収納し、厚さ 30.5 cm 以上のコンクリートで仕切られた製品貯蔵室内ピットに一時保管している。ウラン溶液を回収したホースは、専用容器に収納し、転換試験棟 U F₆ 貯蔵室（現状、U F₆ は貯蔵されていない）に保管している。なお、同貯蔵室の一部開口部には、補助遮蔽体を設置した。今後、回収したウラン溶液を、核燃料サイクル開発機構の再処理工場に輸送し、処理することとしている。

排気筒出口における空気中のヨウ素濃度の推移

核種	10月9日	10月9日	10月10日	10月11日	10月12日	10月13日	10月14日	10月15日	10月16日	10月17日	10月18日	10月19日	10月20日	10月21日	10月22日	10月23日	10月24日	10月25日	10月26日	10月27日
測定時間	53M	18H25M	24-	24H		23H50M	24-	317M	18H15M	24H05M	24-	17H53M	23H30M	24H13M	24H34M	23H42M	23H42M	23H50M	24-33M	23H35M
I-131	2.1E-05	2.5E-05	1.7E-05	1.4E-05	1.1E-05	1.1E-05	1.4E-05	1.1E-05	6.5E-06	4.6E-06	2.5E-06	3.3E-06	5.9E-06	4.3E-06	3.7E-06	3.1E-06	2.6E-06	2.2E-06	1.8E-06	1.5E-06
I-132	1.2E-05	2.0E-06	1.8E-06	1.3E-06	3.3E-07	1.5E-07	2.4E-07	8.0E-07	5.9E-09	2.2E-08	2.3E-09	3.3E-08	3.5E-08	3.2E-08	1.9E-08	1.9E-08	1.4E-08			
I-132	1.3E-06	1.3E-06	7.0E-07	3.2E-07	4.4E-08	2.0E-08	2.5E-08													
核種	10月28日	10月29日	10月30日	10月31日	11月1日	11月2日	11月3日	11月4日	11月5日	11月6日	11月7日	11月8日	11月9日	11月10日	11月11日	11月12日	11月13日	11月14日	11月15日	11月16日
測定時間	23H47M	24H12M	23H38M	24H6M	24H15M	23H44M	23H51M	24H5M	23H44M	24H06M	24H17M	24H18M	23H52M	23H44M	24H00M	24H04M	24H22M	23H51M	24H17M	23H52M
I-131	1.0E-06	1.2E-06	1.1E-06	1.0E-06	8.3E-07	6.6E-07	6.5E-07	5.9E-07	4.3E-07	3.8E-07	3.5E-07	3.6E-07	3.4E-07	2.7E-07	2.1E-07	2.1E-07	2.0E-07	1.5E-07	1.5E-07	1.4E-07
核種	11月17日	11月18日	11月19日	11月20日	11月21日	11月22日	11月23日	11月24日	11月25日	11月26日	11月27日	11月28日	11月29日	11月30日	12月1日	12月2日	12月3日	12月4日	12月5日	12月6日
測定時間	23H57M	23H54M	23H58M	24H02M	23H52M	24H23M	23H39M	23H52M	24H29M	23H38M	24H13M	23H46M	24H33M	23H35M	24H04M	23H45M	23H55M	24H10M	23H57M	24H19M
I-131	1.2E-07	1.0E-07	9.4E-08	8.2E-08	7.9E-08	6.9E-08	6.7E-08	6.4E-08	5.1E-08	5.6E-08	4.2E-08	3.9E-08	3.0E-08	2.6E-08	2.1E-08	2.3E-08	2.1E-08	1.6E-08	1.2E-08	1.5E-08
核種	12月7日	12月8日	12月9日	12月10日	12月11日	12月12日	12月13日	12月14日	12月15日	12月16日	12月17日	12月18日	12月19日	12月20日	12月21日	12月22日	12月23日	12月24日	12月25日	12月26日
測定時間	24H00M	23H43M	23H45M	24H15M	23H42M	24H03M	24H19M	23H55M	23H44M	23H58M	24H05M	24H09M	23H40M	24H17M	23H50M	24H20M	23H41M			
I-131	1.1E-08	1.2E-08	1.0E-08	9.5E-09	7.9E-09	7.3E-09	7.8E-09	5.5E-09	4.3E-09	検出限界以下	検出限界以下	検出限界以下	検出限界以下	検出限界以下	検出限界以下	検出限界以下	検出限界以下			

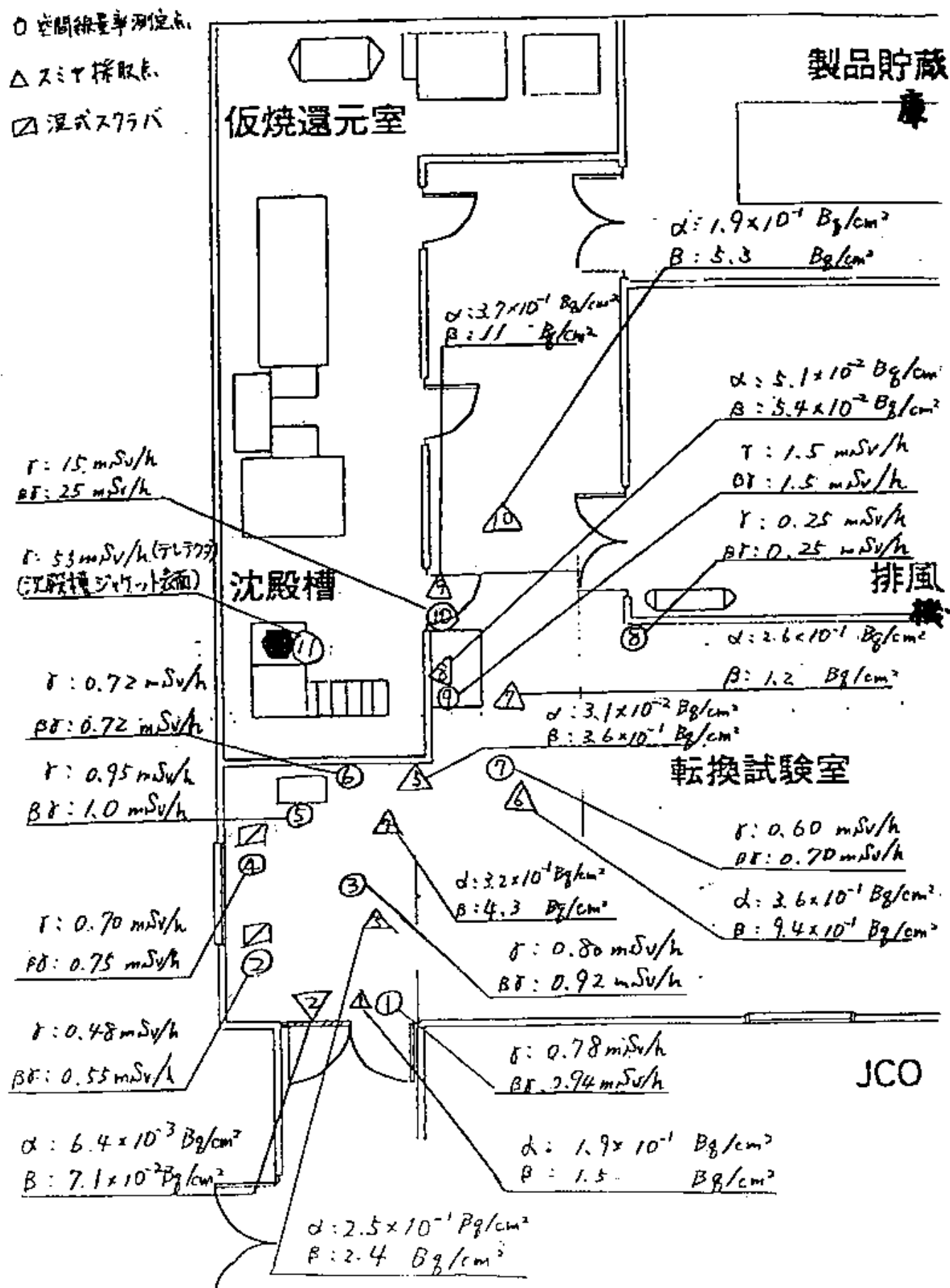


転換試験棟内の汚染状況 (10月18日測定)

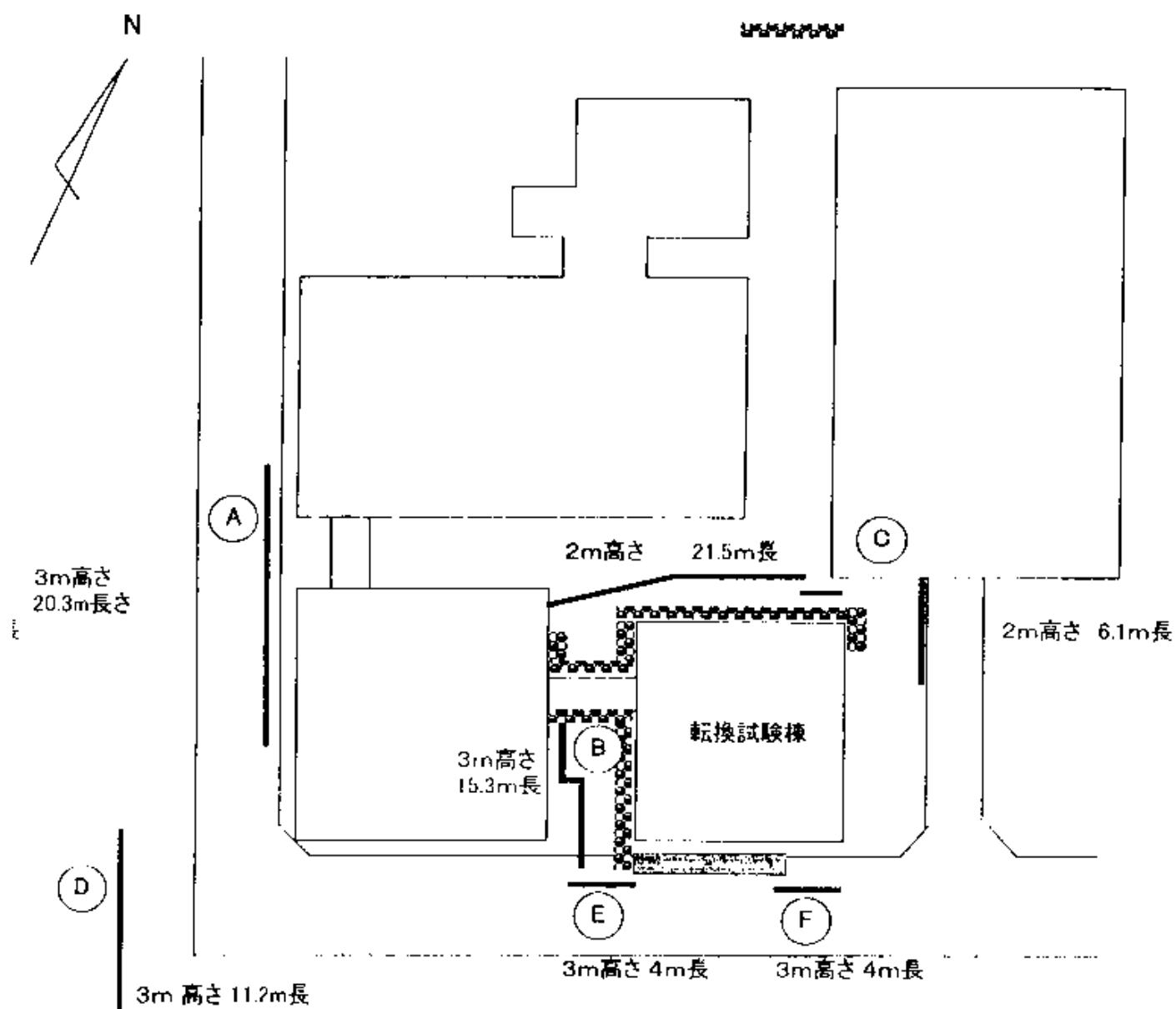
○ 空間線量率測定点

△ スミヤ採取点

□ 湿式スラバ



遮蔽壁は、AブロックからFブロックまで。総延長は約82.3mである。



コンクリート遮蔽壁の概要

与件

- ・コンクリート遮蔽壁厚さ：30cm
- ・コンクリート遮蔽壁高さ G.L より 3mと2m

仕様

a)プレキャストコンクリート

- ・遮蔽壁厚さ 30cm
- ・遮蔽壁高さ 3m, 2m
- ・設計地震係数 0.26
(地震係数：0.2、耐震重要度係数：1.3)

b)現場打ちコンクリート壁

- ・遮蔽厚さ 30cm
- ・遮蔽壁高さ 2m
- ・設計地震係数 0.26
(地震係数：0.2、耐震重要度係数：1.3)

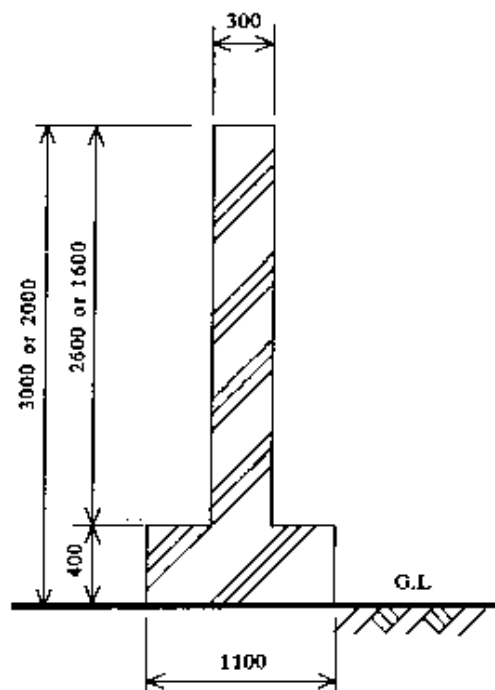


図1 遮蔽壁断面図

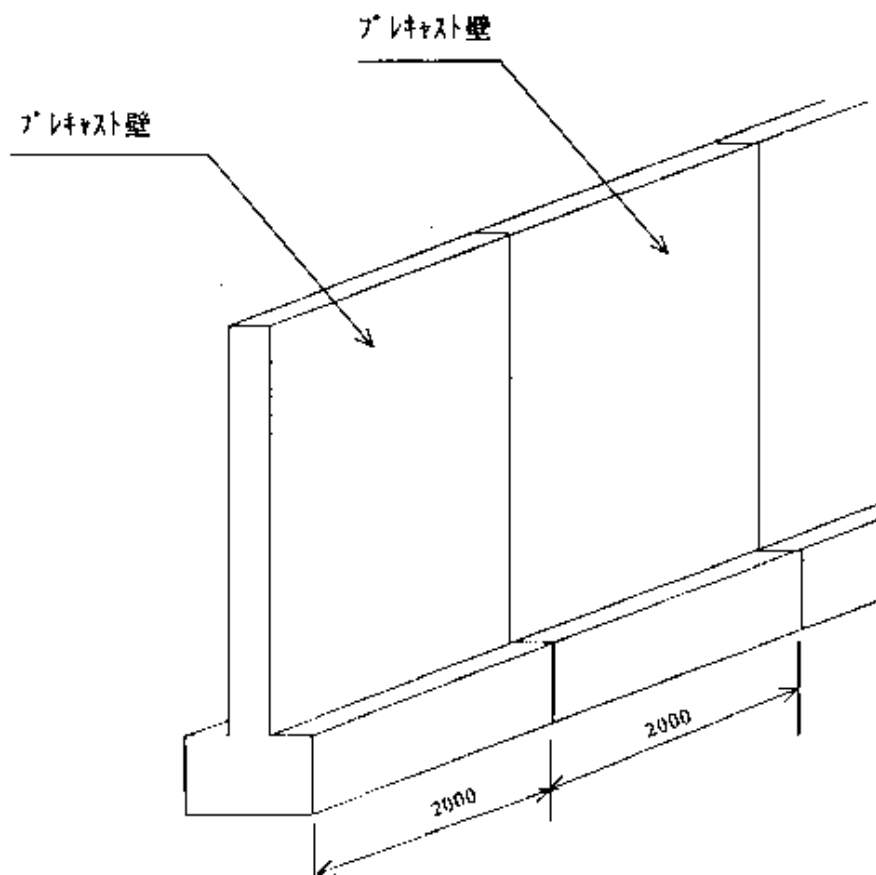
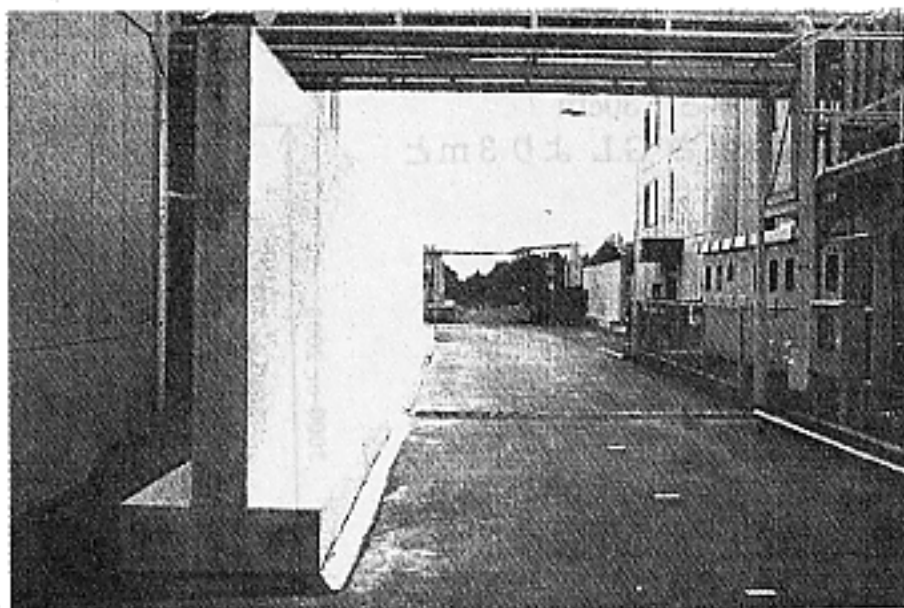
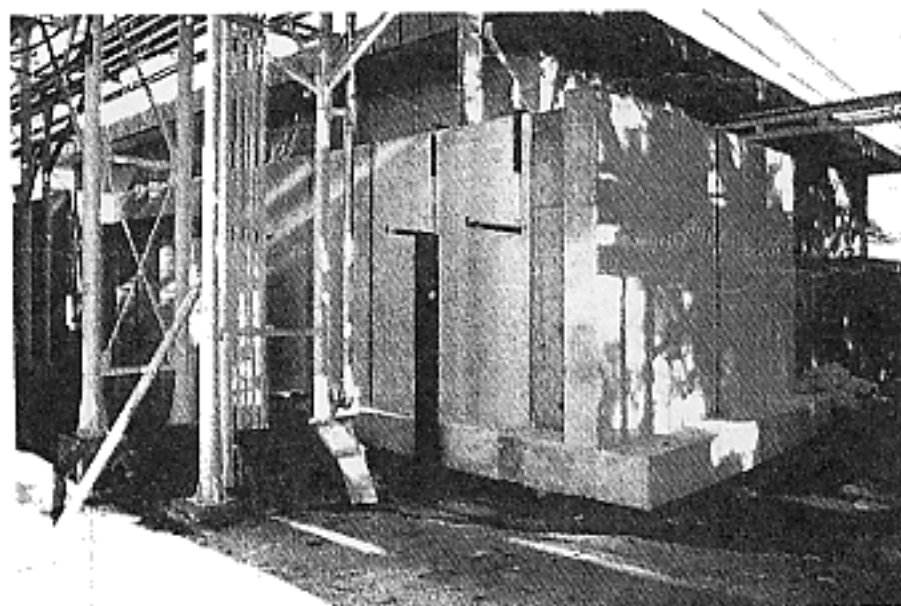


図2 遮蔽壁組立図



Aブロック 遮蔽壁完成写真



B・Eブロック 遮蔽壁完成写真

ニュークリアセーフティーネットワークの設立について

1999 年 11 月 22 日

電気事業連合会

1. 名称

ニュークリアセーフティーネットワーク[略称：N S ネット]（仮称）

2. 設立目的および基本理念

原子力産業界全体の安全意識の高揚、モラルの向上および原子力の安全文化の共有化を図ることを目的として、全ての会員が、対等（イコール・パートナー）の立場で活動する。

3. 組織

原子力産業に携わる各企業・団体の自主参加による民間主体の任意団体

本 部：東京都千代田区大手町 1－6－1 大手町ビル内

体 制：理 事 長 未 定
事 務 局 設立時は 10 名程度。

設立時の会員（予定）：35 企業等

【電力関係】 電気事業連合会(電力 9 社)、日本原子力発電(株)、電源開発(株)、
日本原燃(株)、原燃輸送(株)、レーザー濃縮技術研究組合

【燃料加工関係】 原子燃料工業(株)、三菱原子燃料(株)、
日本ニュークリアフュエル(株)、三菱マテリアル(株)、
住友金属鉱山(株)、(株)ジェー・シー・オー

【プラントメーカー関係】 (株)東芝、(株)日立製作所、三菱重工業(株)、
三菱電機(株)、石川島播磨重工業(株)、富士電機(株)、
住友原子力工業(株)、日本核燃料開発(株)、
ニュークリア・デベロップメント(株)、

(株)神戸製鋼所、日立造船(株)、三井造船(株)

【研究機関】 核燃料サイクル開発機構、電力中央研究所、
日本原子力研究所

4. 活動内容

活動内容は、「安全文化の普及」、「会員間の相互評価(ピアレビュー)」、「原子力安全に関する情報交換・発信」の3つの主要業務とする。

(1)安全文化の普及

N S ネット主催セミナーおよび関連諸団体(日本原子力産業会議、日本原子力文化振興財団、日本原子力学会等)との共催セミナー等の開催、安全教育・研修会等の開催、ホームページの開設、パンフレット・定期刊行物の発行。

・セミナー等での各社の安全文化普及に対する取り組み状況等の紹介。

(2)会員間の相互評価(ピアレビュー)

WANO(世界原子力発電事業者協会)の活動を参考に、2年程度で全会員の事業所を一巡することを目的にピアレビューを実施。評価分野は、当面は組織・運営、教育・訓練、放射線管理等を想定。レビュー結果は全会員で共有し、原子力安全文化の向上に貢献。

(3)情報交換・発信

電力中央研究所の既存システムを拡大し、国内原子力産業全体のトラブル情報等を共有化。また、ヒューマンファクターに関する電力中央研究所の研究成果を活用し、安全教育等を支援。

・会員間のトラブル情報収集・分析、活用。

・ヒューマンファクター分析応用事例、良好事例等の情報交換会の開催。

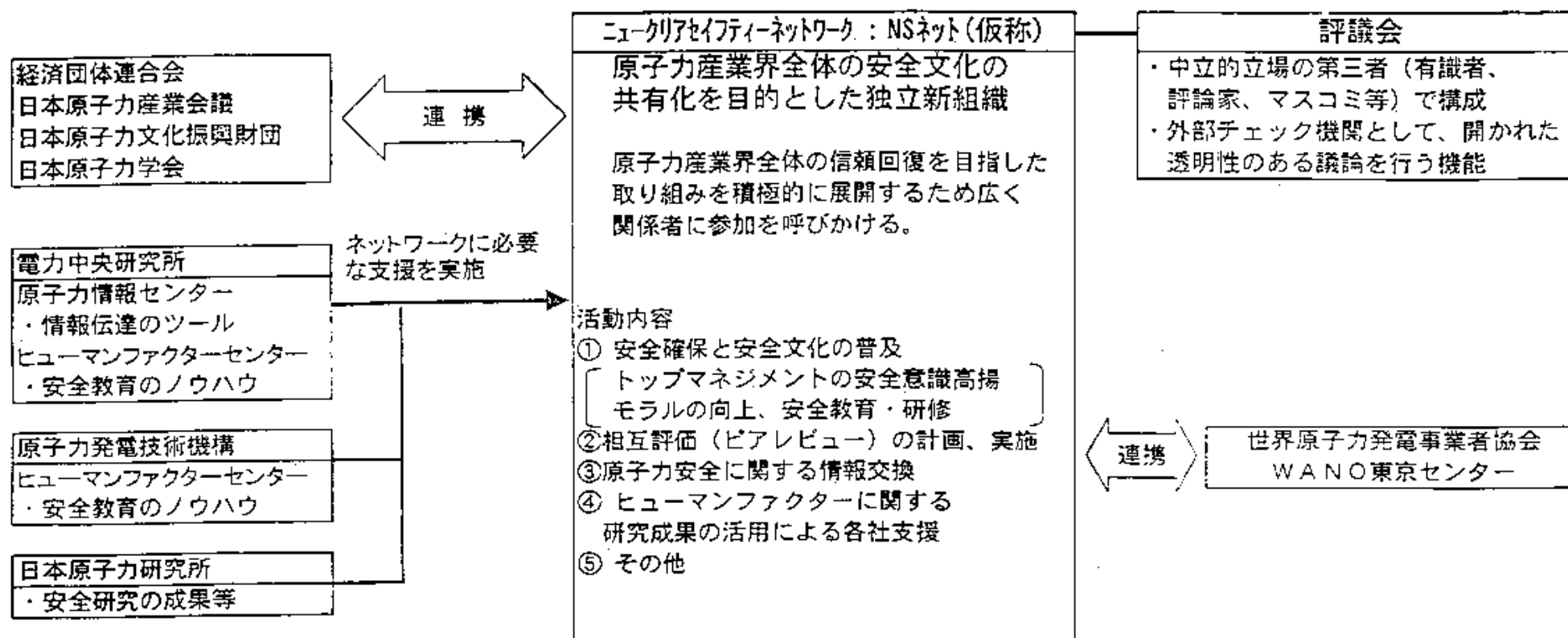
5. 評議会の設置

外部チェック機関として、中立的な立場の第三者で構成される評議会を設け、N S ネットの業務活動について評価、チェックを行う。有識者、評論家、マスコミ等から5～6名程度で構成。

6. 設立総会

1999年12月に開催予定

ニュークリアセーフティネットワークのイメージ



設立時の会員（予定）

（電力）	（燃料加工関係）	（プラントメーカー関係）	（研究機関）
電事連（電力9社）	原子燃料工業	東芝	核燃料サイクル開発機構
日本原子力発電	三菱原子燃料	日立製作所	電力中央研究所
電源開発	日本ニュークリア・フューエル	三菱重工業	日本原子力研究所
日本原燃	三菱マテリアル	三菱電機	
原燃輸送	住友金属鉱山	石川島播磨重工業	
レーザー濃縮技術研究組合	ジェー・シー・オー	富士電機	
		住友原子力工業	

参考Ⅶ－１ 原子力災害対策特別措置法について

1. 経緯

今回の事故の経験を踏まえ、科学技術庁、通商産業省、国土庁、消防庁等の関係省庁において、新しい原子力安全・防災対策についてのスキームの検討等が行われ、その結果として、原子炉等規制法の一部改正とともに、原子力災害対策特別措置法が制定された（平成11年12月17日公布）。

2. 主な内容

この法律は、現行の自然災害を主たる対象としている災害対策基本法に加え、原子力災害の態様の特殊性、事業者の責務等の原子力災害の固有の問題をカバーする災害対策基本法の特別法という形で作られている。

①初期動作の迅速化

原子力事業者に異常事態の通報を義務づけ、この通報についてある基準を超えた場合には、国は直ちに内閣総理大臣を長とする原子力災害対策本部を設置するとともに、地方自治体に対して所要の指示を行う。

②現地体制の強化

緊急時には、現地の予め指定される緊急事態応急対策拠点施設（いわゆるオフサイトセンター）に国の原子力災害現地対策本部を直ちに設置し、地方自治体の災害対策本部とともに、情報共有、相互の協力等を行々とともに、原子力災害合同対策協議会を組織して、一元的な対応を行う。

また、現地に原子力防災専門官を常駐させ、平常時は地方自治体、事業者に指導、助言を行うとともに、緊急時には初動対応を行う。

③事業者の責務・役割の明確化

原子力災害の発生を直ちに検知できる設備の設置、異常事態の通報、防災組織・防災管理者の設置、防災業務計画の策定等を事業者にも義務づけ、事業者の原子力災害の予防、応急対策、事後対策等にかかる責務と役割を明確化した。

④その他

総合防災訓練の実施

国の原子力災害に関する研究の推進 等

「原子力災害対策特別措置法」の要綱骨子

第 1 章 総則

（目的）

- 原子力災害の特殊性にかんがみる旨及び災対法と相まったものである旨を言及。
- 災対法の枠組みをベースとして、原子力災害の特殊性にかんがみ、対策を追加・修正する形で新法を規定。

（定義）

- 原子力災害 原子力緊急事態による国民への被害
- 原子力緊急事態 原子炉の運転等（原賠法 2 条 1 項）による放射性物質又は放射線の異常な放出
- 原子力事業者 加工、原子炉（船舶除く）、中間貯蔵、再処理、廃棄等

第 2 章 原子力災害の予防に関する原子力事業者の義務等

（原子力事業者防災業務計画）

- 原子力事業者に原子力事業者防災業務計画の作成を義務付け（当該計画は、防災基本計画、地域防災計画等と矛盾抵触してはならない。）
- 当該計画は、市町村長、都道府県知事に協議。周辺市町村長の意見を聴取。
- 原子力事業者は、原子力事業者防災計画を主務大臣に届出及び公表。

（原子力事業者の防災組織）

- 原子力事業者に原子力防災組織の設置を義務付け。
- 防災組織は、原子力災害の発生又は拡大を防止するために必要な業務を実施。
- 防災組織に必要な要員を配置。
- 防災要員の現況について、主務大臣、市町村長、都道府県知事に届出。

（原子力防災管理者）

- 原子力事業者に防災組織を統轄する原子力防災管理者（及び副管理者）の選任を義務付け。
- 原子力防災管理者の選任につき主務大臣、市町村長、都道府県知事に届出。
- 原子力防災管理者は、原子力災害の発生又は拡大を防止するための業務を行うに当たって、国、地方公共団体、公共機関等と連携協力。

（防災管理者の通報義務等）

- 一定の現象発生の場合に、直ちに市町村長、都道府県知事及び主務大臣への通報を原子力事業者に義務付け。
- 主務大臣は、市町村長又は都道府県知事の要請があった場合、速やかに職員を派遣。

（放射線測定設備その他の必要な資機材の整備等）

- 原子力事業者は、通報を行うために必要となる放射線量を測定するための設備の設置・維持を義務付け。
- 業務を行うために必要な放射線測定機器、放射線防護服、通信機器その他の資材又は機器を備付け・点検を義務付け。
- 放射線測定設備の設置及び原子力防災資機材の現況につき主務大臣、市町村長、都道府県知事に届出し、主務大臣は、性能につき検査を実施。
- 原子力事業者は、放射線量の数値を記録、公表。

（緊急事態応急対策拠点施設の指定等）

- 主務大臣は、緊急時における緊急事態応急対策の拠点となる施設として、立地都道府県内に緊急事態応急対策拠点施設（以下「オフサイトセンター」）を指定。
- 主務大臣が、オフサイトセンターの指定を行う場合は、市町村長、都道府県知事、オフサイトセンターの所在市町村長の意見を聴いて行うものとする。
- 原子力事業者は、オフサイトセンターに備え付けるべき書類を主務大臣に提出。

（原子力災害に関する防災訓練義務）

- 国が作成する計画（原子力緊急事態の想定を含む。）に基づいて、国、地方公共団体、事業者等による合同の訓練の実施。

（他の原子力事業所への協力）

- 原子力事業者は、他の原子力事業者における緊急事態応急対策に、原子力防災要員の派遣、資機材の貸与等必要な協力をするよう努力。

第 3 章 原子力緊急事態宣言の発出及び原子力災害対策本部の設置等

（原子力緊急事態宣言等）

- 主務大臣は、原子力事業者等から異常な水準の放射線量の測定等の報告を受けたときは、初期動作を開始し、あらかじめ定められた手順に従い内閣総理大臣に報告。
- 内閣総理大臣は、原子力緊急事態宣言を発出し、緊急事態応急対策を実施すべき区域（以下「緊急事態応急対策実施区域」。）や原子力緊急事態の概要等を公示するとともに、関係市町村長等に避難等につき指示。
- 対策の必要性がなくなった場合、安全委員会の意見を聴いて原子力緊急事態解除宣言。

（原子力災害対策本部の設置）

- 内閣総理大臣は、宣言と同時に、臨時に総理府に原子力災害対策本部（以下「本部」）を設置。

（本部の組織）

- 本部長は内閣総理大臣、副本部長は主務大臣、本部員は内閣危機管理監並びに関係す

る指定行政機関の長及びその職員の中から指名する者。

○オフサイトセンターに、原子力災害現地対策本部（以下「現地本部」）を設置。

（本部長の権限）

○安全規制担当大臣に原子炉等規制法に基づく応急措置命令を発することを指示。

○緊急事態応急対策を的確かつ迅速に実施するため、指定行政機関の長、地方公共団体の長、指定公共機関、指定地方公共機関及び原子力事業者に対する指示。

○防衛庁長官に対し自衛隊の派遣を要請。

○原子力安全委員会の意見を聴いて緊急事態応急対策実施区域を変更。

○原子力安全委員会に応急対策の実施について技術的な助言を求める。

○現地本部長は本部長の権限の一部の委任を受ける。

（都道府県及び市町村の本部の設置）

○緊急事態宣言が発せられたときは、自治体に災害対策本部を設置（既に設置されている場合を除く。）。

（原子力災害合同対策協議会）

○オフサイトセンターに、情報の交換及び緊急事態応急対策について相互に協力するため、原子力災害合同対策協議会（以下「協議会」）を組織。

○協議会の構成員は、現地本部長、都道府県災害対策本部長又はこれらの委任を受けた者、関係市町村災害対策本部長又はこれらの委任を受けた者、事業者、専門家等。

第4章 緊急事態応急対策の実施等

（原子力事業者防災組織による応急措置）

○原子力防災組織は、原子力災害の発生又は拡大の防止のために必要な措置を実施。

○対応状況につき、主務大臣、市町村長、都道府県知事に報告。

（緊急事態応急対策）

○緊急事態応急対策として以下の事項を実施。

- ・情報の伝達、避難の勧告・指示
- ・放射線量の測定等情報の収集
- ・被災者の救助
- ・応急の復旧
- ・交通の規制
- ・緊急輸送
- ・住民等の被ばく線量の測定、放射性物質による汚染の除去等応急措置に関する措置等

○国、地方公共団体、関係機関、原子力事業者は、防災計画、防災業務計画等に基づき、緊急事態応急対策を実施しなければならない。

○原子力事業者は、他者の緊急事態応急対策が円滑に実施されるよう必要な措置を実施。

第5章 原子力災害事後対策

（原子力災害事後対策）

- 国、地方公共団体、事業者及び指定公共機関は、居住者等に対する健康診断及び心身の健康に関する相談の実施、放射性物質の濃度や放射線量の調査、放射性物質により汚染され又は汚染されているおそれがあることに起因する商品の販売の不振等に対処するための広報等原子力災害事後対策の実施を行わなければならない。
- 国、地方公共団体、関係機関、原子力事業者は、防災計画、防災業務計画等に基づき、原子力災害事後対策を実施しなければならない。
- 原子力事業者は、他者の原子力災害事後対策が円滑に実施されるよう必要な措置を実施。

第6章 雑則

（災害対策基本法の特例）

- 以下のような事項について、災害対策基本法を読み替えて適用する。
 - ・都道府県防災会議、市町村防災会議は、原子力安全委員会に対して資料・情報の提供等必要な協力を求めることができる。
 - ・緊急事態応急対策、原子力災害事後対策の実施のために、国等に対して職員の派遣要請ができる。
 - ・原子力緊急事態宣言があったとき、市町村長は住民の立退き又は屋内への退避の指示等を行える。
 - ・原子力緊急事態宣言があったとき、都道府県知事、市町村長は応急公用負担を行わせることができる。
 - ・緊急事態応急対策、原子力災害事後対策等に要する費用の一部又は全部を国が負担、補助できる。
- 等
- 緊急事態応急対策等を行う地方公共団体の長は、国に対して、放射線医療に関する助言等必要な援助を求めることができる。

（原子力災害に関する研究の推進等）

- 国は、原子力防災、放射線医学に関する科学的な研究開発を推進、その成果を普及。

（原子力防災専門官）

- 防災に係る事業者への指導、緊急時における情報の収集等を行うため、科学技術庁及び通商産業省に原子防災専門官を置き、原子力事業所に配置する。

（報告の徴収及び立入検査）

- 主務大臣、市町村長、都道府県知事は、この法律の施行に必要な限度において、事業者に対して報告させ、事業所に立入検査することができる。

参考Ⅶ－２ 原子力災害対策特別措置法案における
原子力安全委員会の関与について

（原子力緊急事態宣言の変更）

- 原子力災害対策本部長（内閣総理大臣）は、緊急事態の推移に応じ、原子力安全委員会の意見を聴いて、原子力緊急事態宣言の事項（緊急事態応急対策の実施区域及び同区域内居住者等への周知事項）を変更。

（緊急事態応急対策の技術的助言）

- 本部長は、必要に応じ、原子力安全委員会に対し、緊急事態応急対策の技術的事項について助言を求める。

（原子力緊急事態宣言の解除）

- 内閣総理大臣は、原子力緊急事態宣言後、必要性がなくなった場合、原子力安全委員会の意見を聴いて、同宣言を解除。

（政令の制定等）

- 主務大臣は、事業者が主務大臣及び自治体へ通報すべき放射線量の基準や異常事象、原子力緊急事態と判断される放射線量の基準や異常事象についての政令を定めるとき又は変更するときは、予め原子力安全委員会の意見を聞く。

（地方防災会議等への情報の提供等）

- 地方防災会議等は、必要に応じ、原子力安全委員会に対し資料・情報の提供、意見の開陳等必要な協力を求めることができる。

（原子力委員会及び原子力安全委員会設置法の一部改正；調査委員の設置）

- 原子力安全委員会に、緊急事態応急対策調査委員を置く。

原子力災害対策関係補正予算

一 覧

	科技厅	通産省	防衛庁	警察庁/消防庁	その他省庁	合計額
通信・連絡・情報	国と自治体、助言組織等の間の情報の共有化(衛星回線多チャンネルTV会議システム)[67億円]		情報収集機能の強化[34億円]	—	【国土】組立型移動地球局[5.7億円]	107億円
放射線モニタリング	放射線モニタリングの強化(県)[113億円]	—	—	—	【環境】環境放射能測定のための施設整備等[5.7億円] 【建設】河川の水質分析装置等[0.3億円] 【厚生省】食品の放射線検査体制整備[0.3億円]	119億円
オフサイトセンター	オフサイトセンターの施設・設備の整備(21地区)[295億円]		—	—	—	295億円
防護用資機材・除染等	自治体における放射線防護機材等整備[85億円]	オフサイトセンター用防護資機材整備[上記の内数]	・化学防護車の能力強化、防護服等[37億円] ・除染機能の強化[18億円]	防護服、防護資機材の整備[16/1.6億円]	【海保】防護服、サーベーター等[1.7億円]	164億円
緊急医療	放医研の緊急医療体制整備(被ばく量測定機器、無菌ストレッチャー等)[8億円]	—	汚染者運搬具、医療機材等[44億円]	—	【厚生/文部】国立病院、大学等の被ばく用治療設備整備[115/48億円]	216億円
避難支援・広報	住民用モニタリングデータ等表示システム(避難所等において住民に事故状況を表示)[46億円]	—	避難支援車両、野外支援機材等[27億円]	【警察庁】非難誘導等告知板、資機材運搬車両[6億円] 【消防庁】住民通報システムの整備[5億円]	【建設省】避難用道路の整備等[97億円]	180億円
技術支援・助言	・安全委員会緊急助言組織機能強化(1億円)	コンピュータネットワークの整備等[上記の内数]	—	—	—	146億円
研修・訓練	・原子力緊急時対策研修・支援センターの整備(東海)[80億円]	特別防災訓練等[6億円]	隊員等の教育、研修、訓練等[1億円]	【消防庁】放射線防護の教育訓練[0.9億円]	【労働】職員に対する研修の実施等[0.6億円]	
研究開発等	・危機管理システム・緊急防災研究センターの整備(六ヶ所)[25億円]	遠隔操作ロボットの開発[30億円]	海外調査、原子力関連資料整備等[1億円]	【消防庁】高度防護資機材の研究開発(車両、消防用設備)[1億円]	【内閣官房】原子力災害危機管理体制に関する調査[0.3億円]	
その他	・安全規制の強化、原因究明等[2億円] ・住民の健康管理、風評対策等[15億円]	安全規制の強化等[2億円]	—	【消防庁】放射線事故に係る各種マニュアルの見直し[1.2億円]	【文部】RI施設の安全管理強化[50億円]	70億円
合計額	467億円	308億円	161億円	31億円	330億円	1,297億円