

JAERI-M

86-169

プルトニウム転換施設に対する
N. R. T. 計量管理システム
の適用性評価

1986年11月

井原 均・猪川 浩次*

JAERI-M レポートは、日本原子力研究所が不定期に公刊している研究報告書です。

入手の問合せは、日本原子力研究所技術情報部情報資料課（〒319-11茨城県那珂郡東海村）
あて、お申しこしください。なお、このほかに財団法人原子力弘済会資料センター（〒319-11茨城
県那珂郡東海村日本原子力研究所内）で複写による実費頒布をおこなっております。

JAERI-M reports are issued irregularly.

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

© Japan Atomic Energy Research Institute, 1986

編集兼発行 日本原子力研究所
印 刷 日立高速印刷株式会社

プルトニウム転換施設に対する N. R. T. 計量管理システムの適用性評価

日本原子力研究所東海研究所燃料安全工学部

井原 均・猪川浩次 *

(1986年10月15日)

モデル・プルトニウム転換施設に対するニア・リアル・タイム計量管理の適用性を評価した。このために、DYSAS-Cコンピュータ・シミュレーション・システムを開発し、この適用性評価研究で使用し、同時にこのシステムの評価を行った。この結果、N. R. T. 計量管理システムが施設者の計量管理システムとして有用であるだけでなく、Abruptを検知する査察システムとしても有効である事を示した。しかしながら、この研究における、N. R. T. 計量管理システムの評価は十分であるといえないが、Protraced転用に対する検知能力の向上をはかり、このシステムをより進展させて行くべきであることも示している。

Study of the Application of a Near-Real-Time Materials
Accountancy System for a Model Plutonium Conversion Plants

Hitoshi IHARA and Koji IKAWA*

Department of Fuel Safety Research,

Tokai Research Establishment

Japan Atomic Energy Research Institute

Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken

(Received October 15, 1986)

An assessment was done on the potential capability of a Near-Real-Time materials accountancy system for a model plutonium conversion plant. To this end, a computer simulation system, DYSAS-C, has been developed and evaluated through this assessment study. This study showed that N.R.T.A system could be used not only as a good operator's accounting system but also as a useful inspectorate's system to detect an abrupt diversion. It also showed, however, that more elaborated NRTA system which have not yet evaluated in this study should be considered when we wish to improve of detecting protracted diversion.

Keywords: Near-Real-Time Materials Accountancy, Plutonium Conversion Plants, DYSAS-C Computer Simulation System

* JAERI's part time staff (transferred to Nuclear Material Control Center)

Study of the Application of a Near-Real-Time Materials
Accountancy System for a Model Plutonium Conversion Plants

Hitoshi IHARA and Koji IKAWA*

Department of Fuel Safety Research,
Tokai Research Establishment

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

(Received October 15, 1986)

An assessment was done on the potential capability of a Near-Real-Time materials accountancy system for a model plutonium conversion plant. To this end, a computer simulation system, DYSAS-C, has been developed and evaluated through this assessment study. This study showed that N.R.T.A system could be used not only as a good operator's accounting system but also as a useful inspectorate's system to detect an abrupt diversion. It also showed, however, that more elaborated NRTA system which have not yet evaluated in this study should be considered when we wish to improve of detecting protracted diversion.

Keywords: Near-Real-Time Materials Accountancy, Plutonium Conversion Plants, DYSAS-C Computer Simulation System

* JAERI's part time staff (transferred to Nuclear Material Control Center)

目 次

1. はじめに	1
2. プルトニウム転換施設における保障措置の目標	2
2.1 保障措置の目的	2
2.2 保障措置の検知目標	3
3. モデル施設	7
3.1 施設の概要	7
3.2 在来型核物質計量管理	14
3.2.1 基本的考え方	14
3.2.2 核物質の測定	15
3.2.3 計量精度	29
3.2.4 データ管理	30
3.3 ニア・リアル・タイム計量管理	31
3.3.1 保障措置改良のアイディア	31
3.3.2 基本的な考え方	31
3.3.3 ニア・リアル・タイム（N.R.T.）計量管理の概念	32
3.3.4 N.R.T. 計量管理の数学的モデル	35
3.3.5 N.R.T. 計量管理の適用モデル	40
3.3.5.1 MBAとKMPの設定	40
3.3.5.2 核物質の測定	41
3.3.5.3 データ管理システム	41
4. 計量管理システムの評価法	47
4.1 在来型計量管理に対する評価手順	47
4.2 N.R.T. 計量管理の評価から生まれた新しい評価手順	48
5. 計量管理システムの評価	50
5.1 シミュレーション・モデル	50
5.1.1 物質流シミュレーションにおける仮定	50
5.1.2 測定シミュレーションにおける仮定	61
5.1.3 シミュレーション・ケース	61
5.2 在来型計量管理の特性と評価	63
5.2.1 特性	63
5.2.2 評価	64
5.3 ニア・リアル・タイム計量管理の特性と評価	67
5.3.1 未測定在庫	67
5.3.2 物質収支の精度	72

5. 3. 3 N. R. T. 計量管理の有効性	73
5. 3. 3. 1 計量管理評価法	77
5. 3. 3. 2 評価結果	78
6. 結 言	110
謝 辞	110
参考文献	111

Contents

1. Introduction	1
2. Objectives of Safeguards for a Plutonium Conversion Plant	2
2.1 Objectives of Safeguards	2
2.2 Detection goals of Safeguards	3
3. The Model Plant	7
3.1 General Description of a Plutonium Conversion Plant	7
3.2 The Conventional Material Measurement and Accounting System ...	14
3.2.1 Basic Concept	14
3.2.2 Measurement of Nuclear Materials	15
3.2.3 Measurement Accuracies	29
3.2.4 Control of data	30
3.3 Near-Real-Time Materials Accountancy	31
3.3.1 Idea of advanced Safeguards	31
3.3.2 Basic Concept	31
3.3.3 The Basic Concept of Near-Real-Time Materials Accountancy ..	32
3.3.4 The Mathematical Model of Near-Real-Time Materials Accountancy	35
3.3.5 The Application Model of Near-Real-Time Materials Accountancy	40
3.3.5.1 Material Balance Areas and Key Measurement Points for Waterials Accountancy	40
3.3.5.2 Measurement of Nuclear Materials	41
3.3.5.3 Control of Data	41
4. Evaluation Method of Materials Accountancy	47
4.1 Evaluation Procedure of Conventional Materials Accountancy	47
4.2 New Evaluation Procedure came to investigate of Near-Real-Time Materials Accountancy	48
5. Evaluation of Near-Real-Time Materials Accountancy System	50
5.1 Simulation Model	50
5.1.1 Assumptions of Flow Simulation	50
5.1.2 Assumptions of Measurement Simulation	61
5.1.3 Simulation Case	61
5.2 Characteristic and Evaluation of Conventional Materials Accountancy	63

5.2.1 Characteristic	63
5.2.2 Evaluation	64
5.3 Characteristic and Evaluation of Near-Real-Time Material Accountancy	67
5.3.1 Unmeasured In-process Inventory	67
5.3.2 Accuracies of Materials Balance	72
5.3.3 Effectiveness of Near-Real-Time Materials Accountancy	73
5.3.3.1 Evaluation Method of Materials Accountancy	77
5.3.3.2 Evaluation Results	78
6. Conclusions	110
ACKNOWLEDGEMENTS	110
REFERENCES	111

1. はじめに

国際保障措置における検知目標が定量的な形で公表されて以来、保障措置のシステム設計の考え方は一変した。公表以前は、当時施設で行なわれていた計量管理をベースとしてほぼそれを認定し、追加的に IAEA に報告するための計量管理報告作りのシステムを作るというのが、国及び施設の保障措置システム作りの主要な仕事であった。この段階では、査察による検証も記録と報告の照合チェック、査察官の測定値と施設側測定値との照合が主要な活動になるものと考えられていた。わが国でも、核不拡散条約（NPT）批准に向けて上述のシステム作りを実施していた。しかし、1977年5月、カーター政権発足直後に開かれたザルツブルグ原子力平和利用会議において、IAEA 査察総監が「再処理施設のプルトニウム貯蔵区域における検知目標は 8kg の 10 日以内と発表⁽¹⁾して連続的核物質計量管理の考え方を DYMAG の名を参照して掲示した時、会場には相当の驚きがあったようだ。施設者のデータを 10 日毎に査察官がどうやって検証するのか？。査察官は 8kg 以上の転用は無かったと 10 日毎に声明を出せるものかどうか？。最大査察業務量は協定により抑えられているが、そのような検証がその中で出来るのかどうか？。PWR や再処理施設は簡単だが、プルトニウム加工工場では物質収支のズレが大きくて大変だ。そんな施設で、8kg の 10 日検知といえば新たな難しい問題が出て来ると思うが、これについてどう考えるか？…このような質問が次々と出されているのが記録に残っている。

Round Table 6 では「保障措置の有効性、国内計量管理システムの役割と国際保障措置との関係」と題して熱の入った議論が展開されているが、議論の質は高く、学ぶべきものが多いが、しかし、議論そのものは定性的なものとなっている。

「保障措置の有効性」は極めて政治的な内容をもつものであるが、ザルツブルグ会議以降、米国ではロスアラモス研究所で、日本では TASTEX プロジェクトの下に原研が、これを「計量管理の有効性」と読みかえて、シミュレーション技術を用いて有効性の定量的評価を行って、議論を定性的なものから定量的なものへと移して行った。保障措置を構成するもう一方の査察活動による検証の有効性の評価については、これもザルツブルグ以降にいわゆる IAEA の保障措置有効性評価法（Safeguards Effectiveness Assessment Methodology : SEAM）として半定量的手法の開発を IAEM のコンサルタント会合を中心にして実施して来ている。この 2 つの流れによって、保障措置のシステム設計は大きく変化してきた。始めに述べたように、当初は「現状の追認」が基本であったのに対し、現在は「検知目標を満たしうるや否やの評価を伴なう設計」へと変わって来たのである。

本報告は、プルトニウム転換工場の計量管理能力を上に述べた観点から定量的に評価し、このようなプラントに対するニア・リアル・タイム計量管理の適用性を評価したものである。まず次章では現在の IAEA の保障措置クライテリアについて述べ、第 3 章ではモデル施設の概要、第 4 章では在来型及びニア・リアル・タイム計量管理システムについて記述する。第 5 章では計量管理システムの評価法について述べ、第 6 章～第 9 章でモデルプラントに対する評価結果を示している。

2. プルトニウム転換施設における保障措置の目標

2.1 保障措置の目的

保障措置の目的とは何かについて、いまだに国際会議の場でも議論される事が多く、これを反映してか、国内でも幾分異なる認識が有るように見受けられる。ここではその定義をIAEAの文書(1)の中から引用して紹介しておくことにする。この文書では保障措置の目的を政治的なものと技術的なものとに分けて以下のように定義している。

政治的目的

保障措置は本質的に、原子力の平和利用に関する国際協定を締結している国々によって約束された政治的義務の履行を検証する技術的手段である。今日、こうした義務の大部分はNPT（核不拡散条約）及び類似の協定から発生している。

保障措置の主な政治的目的は：

条約に加盟した国々が、核不拡散及びその他の「平和利用」に関して彼等が行った約束に従って行動するような国際社会を保証すること；

保障措置のかかった核物質の核爆発装置あるいはその他の軍事目的への転用、及び保障措置のかからない核物質の生産を目的とする保障措置下にある施設の悪用を抑止すること。

技術的目的；

NPTで合意された保障措置の技術的目的は、「有意量の核物質が平和的な原子力活動から核兵器その他の核爆発装置の製造のため、又は不明な目的のために転用されることを適時に探知すること及び早期探知の危惧を与えることによりこのような転用を阻止することにある」（保障措置協定28条）と定義されている。非NPTシステム（INFCIRC/66 Rev.2）下で合意された保障措置協定では技術的目的について特別の定義はないが、実際には今日、同じ考え方方が適用されている。

この定義には核物質の「有意量」ならびに転用の「適時探知」という定量化を必要とする少なくとも2つの用語が含まれている。

ここで注意しなくてはならないことは、これらの用語は、それが物理的防護（P. P.）という国内手段に関連して用いられる場合と、国際保障措置に関連して用いられる場合では、その内容が異なるものであるということである。

国の物理的防護システムの方は不法行為を数時間以内に、場合によっては数分以内に検知するように設計されなくてはならぬのかも知れない。そればかりか、僅か数グラムのプルトニウムの不法な持ち出しやその他の悪用でも、それがもたらすであろう健康上の障害からすれば有意なものでありえよう。

(1) IAEA SAFEGUARDS, AN INTRODUCTION; IAEA/SG/INF/3 (1981)

一方、国際保障措置の目的は、ある国の政府が核兵器やその他の核爆発装置を製造しないように抑止するというのがその本質であるから、数グラムというような僅かな量を数時間とか数分以内に検知するなどは不要のことであり、又合法的に要求されうるべきものでもない。

国際保障措置にとっての有意量とは、一個の核爆発装置を製造するのに恐らくは用いられるであろうと考えられる核物質の凡そ量である。それは大きさの等数でプルトニウム 8 kg、高濃縮ウラン 25 kg である。

同様に国際保障措置に関する「適時探知」は、転用した核物質を核爆発装置の部品に転換するのに必要な時間（すなわち、転換時間）と関係付けられるものである。

保障措置協定 28 条には、さらに「早期探知の危ぐ」と「転用の抑止」という 2 つの用語があり、これらも定量化の可能性をもつつのであるが、そしてそのアイディアが議論されたこともあるが、現在のところ極く観念的に理解されているに過ぎない。これらの概念がもっとはっきりした形で国際的共通認識が得られるようになれば、これらも、より定量的な「保障措置クライテリア」として扱えられることになるかも知れない。

現状では、既述の「有意量」と「適時探知」が定量的値と関連付けられている。

2.2 保障措置の探知目標

上記の考え方従って IAEA が設定している有意量 (SQ : Significant quantity) と転換時間を IAEA 保障措置用語集から引用して、Table 2.1 及び 2.2 に示す。⁽²⁾

TABLE 2.1 SIGNIFICANT QUANTITIES

	Material	Significant quantity	Safeguards apply to
Direct-use nuclear material	Pu*	8 kg	Total element
	U-233	8 kg	Total isotope
	U [U-235 ≥ 20%]	25 kg	U-235 contained
	— Plus rules for mixtures where appropriate —		
Indirect- use nuclear material	U [U-235 < 20%]**	75 kg	U-235 contained
	Th	20 t	Total element
	— Plus rules for mixtures where appropriate —		

* For Pu containing less than 80% Pu-238.

** Including natural and depleted uranium.

* Standing Advisory group on Safeguards Implementation (IAEA)

TABLE 2.2 ESTIMATED MATERIAL CONVERSION TIMES TO
FINISHED Pu OR U METAL COMPONENTS

Beginning material form	Conversion time
Pu, HEU or U-233 Metal	Order of days (7-10)
PuO ₂ , Pu(NO ₃) ₄ , or other pure Pu compounds; HEU or U-233 oxide or other pure compounds; MOX or other non-irradiated pure mixtures containing Pu, U[(U-233 + U-235) ≥ 20%]; Pu, HEU and/or U-233 in scrap or other miscellaneous impure compounds	Order of weeks (1-3)*
Pu, HEU or U-233 in irradiated fuel**	Order of months (1-3)
U containing < 20% U-235 and U-233; Th	Order of one year

* This range is not determined by any single factor but the pure Pu and U compounds will tend to be at the lower end of the range and the mixtures and scrap at the higher end.

** Criteria for establishing the irradiation to which this classification refers are under review.

これらの値は一般に「IAEAの検知目標」と言われる3つのパラメータの内の2つであるが、残るひとつは「検知確率」といわれているものである。これには査察計画の立案に際して用いられる「保障措置手段の信頼性」を表すものとして、ある量の核物質の欠損を探知する確率(1- β)で表現される在来型計算管理で用いられる検知確率と、実際に得られた測定データの時系列を母集団として統計分析する所謂ニア・リアル・タイム計量管理で用いられる検知確率の2種類がある。これについて詳述するのは本章の目的に沿わないのでやらないが、現在のIAEA査察活動の中で用いられている検知確率は上記の前者であることだけを記しておく。なお、計量管理のみによる検知確率としては通常、90～95%の値が設定される。

一方、ある量の核物質が欠損したと統計的に判断したとき、それが誤りである確率は誤警報の確率と呼ばれているが、これは通常、5%ないしはそれ以下に設定される。

保障措置システムの設計というとき、それは施設側の核物質計量管理システムの設計と、査察側の検認システムの設計を含めた総合的システムの設計を意味するものである。これまでに述べてきた有意量、検知時間及び検知確率は、いずれも、主として査察側検認システムの設計に用いられる目標である。しかしながら、査察側が検知目標を達成出来るか否かは施設の計量管理システムの内容に依存することから、上記の検知目標は施設計量管理システムの設計に影響を与えることになる。

小規模施設の場合、その計量の水準が普通程度に得られる見込みがあれば、その計量管理の

設計にあたって有意量などの上述のパラメータを特に意識する必要はまず無い。そのような普通程度の計量水準を IAEAでは「計量国際水準」として公表している。再び IAEAの保障措置用語集からそれを引用して、Table 2.3 に示す。

TABLE 2.3 EXPECTED OPERATOR MEASUREMENT
UNCERTAINTY (STANDARD DEVIATION)
ASSOCIATED WITH CLOSING A MATERIAL
BALANCE

Bulk facility type	σ_{MUF}^*
Uranium enrichment	0.2%
Uranium fabrication	0.3%
Plutonium fabrication	0.5%
Uranium reprocessing	0.8%
Plutonium reprocessing	1.0%

* Expressed as a percentage of the larger of inventory or throughput.

Table 2.3 に示される σ_{MUF} は 1 物質収支期間あたりの物質収支にかかる計量の不確かさを標準偏差の相対値で表したものであるが、この絶対値と IAEA検認目標 G との間には、検知確率 $1 - \beta$ を 95%，誤警報の確率のを 5 %とするとき、

$$G = \begin{cases} M_I + (\text{kg}), & (M_I < 1 \text{ SQ} \text{ のとき}) \\ M_I & , \quad (M_I \geq 1 \text{ SQ} \text{ のとき}) \end{cases} \dots \quad (2.1)$$

$$M_I \sim 5 \cdot \sigma_{MUF} \dots \quad (2.2)$$

の関係が成立する^{2,3)}。

M_I が 1SQ より小さい施設を小規模施設、1SQを越えるような施設を大規模（大型）施設といっているが、小規模施設の場合は前述したように検認すべき最小量が高々 1SQ であるのであまり問題はない。しかし大規模施設の場合には、在来計量システムのみで検認可能な最小量の G が 1SQ を越えることになるので、これだけでは有意量（SQ）の転用を検知するという保障措置の技術目標を達成しえないことになる。そこで大規模施設では施設側としては在来型計量管理をニア・リアル・タイム計量管理で補完し、査察側としては在来型封じ込め／監視の他に拡張封じ込め／監視を用いるなどによって IAEAをして保障措置技術目標を達成せしめるよう関係者が協力することが必要となる。

これまでに述べて来た検知目標は、あくまでも査察側が検認活動をする際の目標（Goals）なのであって、査察側が検認活動で達成しなければならないと要求されているものと考えるべき

きでない。したがって達成されないからといってそのことで関係者がペナルティを課せられる仕掛にはなっていない。しかし、そのような場合には、IAEA、施設者など、いろいろな情況でこれに関連している人々が目標達成に向かって熱心な努力を払うことが要請されていると考えるべきである⁽⁶⁾。現在では、施設の設計段階から施設者、国、IAEAの間でこのような努力を払うことが期待されている。

3. モ デ ル 施 設

3.1 施設の概要

プルトニウム転換施設は再処理施設の抽出プロセスで分離される硝酸ウラニル及び硝酸プルトニウムを粉末状の混合酸化物に転換して次のステップの混合酸化物（MOX）燃料加工施設に送り出す役割をもつ燃料サイクル施設である。モデル施設における主要転換工程と核物質の化学的变化は Fig. 3.1 に示すようになっている。図に示すように本施設ではマイクロ波加熱方式による直接脱硝が行なわれる。

年間の MOX 粉末の生産量は約 2.3 トン、プルトニウムにして約 1 トンの規模となっている。Fig. 3.1 のプロセスの内容を、もう少し詳細に示し、かつ、工程間の物質流の概量を示すと、Fig. 3.2 のようになる。ここに示されている「バッチ」は工程管理上用いられているものであるが、保障措置計量管理上のバッチとみなしても特に差しつかえはなさそうである。

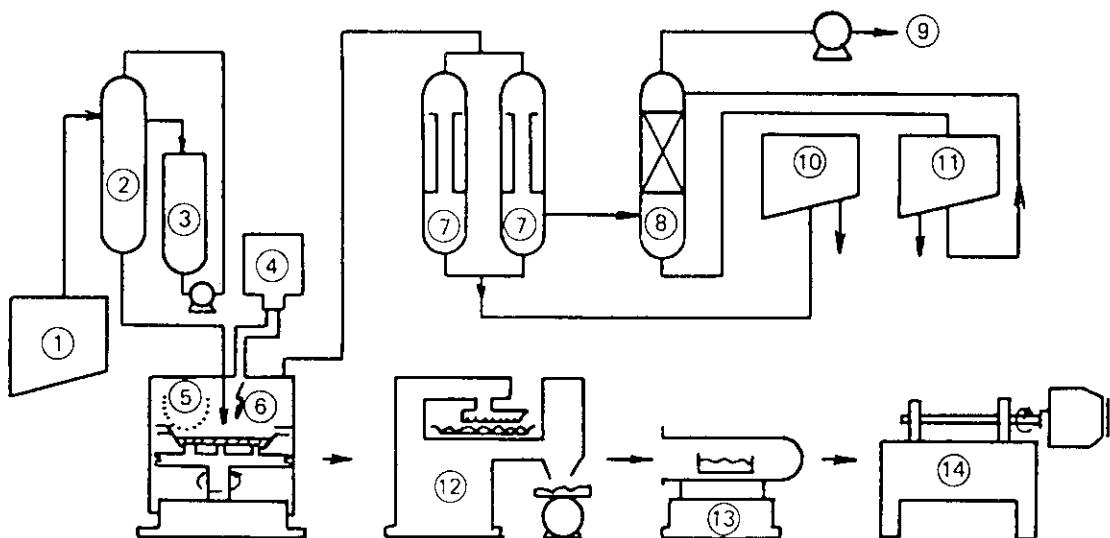
プラントの運転モードとしては年間稼動日数が 200 日、この間、50 日の稼動毎に 10 日間の PIT (註) を行なうというキャンペーンを 4 回繰り返すものと想定している。Fig. 3.3 に運転モードの詳細を示す。

これらの図に従ってプロセスの概要を記述すると以下のようになる。

再処理工場で精製された濃度 208 g/l の硝酸プルトニウム溶液は、1 バッチ 300 l で 12 日に 1 回の割合で硝酸プルトニウム受入計量槽に受け入れられる。これは 3 日後に硝酸プルトニウム貯槽へ移送される。一方、濃度 360 g/l の硝酸ウラニル溶液は、1 バッチ 1000 l で 72 日に 1 回の割合で硝酸ウラニル受入計量槽に受け入れられ、こちらも 3 日後には硝酸ウラニル貯槽へ移送される。これら 2 種類の溶液は混合槽に移され、そこで混合される。このとき硝酸プルトニウム貯槽からは硝酸プルトニウム溶液 190 l 、硝酸ウラニル貯槽からは硝酸ウラニル溶液 110 l の計 300 l が混合槽に移される。このような混合が 8 日に 1 回の割合で行なわれる。この混合工程において溶液中のプルトニウム濃度およびウラン濃度は共に 132 g/l となり、混合開始後 3 日目に混合溶液は混合貯槽へ移送される。この混合液貯槽から脱硝工程への溶液移送は 7.6 l を 1 バッチとして、1 日 5 バッチの割合で行なわれる。脱硝工程では脱硝加熱器による直接脱硝が行なわれる。ここでは 1 日あたり 5 バッチの処理が終了したところでこれが新たな 1 バッチとなって次の焙焼還元炉へ移送される。焙焼還元炉では、1 回 1 バッチの割合で脱硝生産物が焙焼還元される。この段階で出来る製品はプルトニウム濃度 44.1%，ウラン濃度 44.0% の MOX 11.35 kg のかたまりである。このかたまりは、粉碎・篩分工程へ移送され、そこで 1 日 1 バッチの割合で粉碎・篩分された後、中間貯蔵庫に一旦貯蔵される。この後、篩分工程で

(脚註) 施設原案によれば、この施設は再処理施設の一部と考えて独立の施設とは取扱わず、再処理施設の追加的 MBA として取扱うとの考え方から、ここで PIT も年 2 回が妥当とされている。IAEA のクライテリアによると、最高年 4 回もありうるとされているので、本研究では、上限を知る目的から年 4 回を仮定した。

の4バッチ分が4日に1回の割合で次の混合機に移送され，ほぼ1日かけてロットブレンディングされた後，充填機で缶に充填される。この缶はフタがされた後でグローブボックスから取り外し可能な貯蔵容器に収容される。ひとつの貯蔵容器には4缶が収容されるが，収容し終るとグローブボックスから外され，フランジが取り付けられたのち，粉末貯蔵室に保管される。この後は，移送に際してさらに輸送容器につめられ，他の施設へと派出されることになる。



- | | | |
|---------------------------|---------------------------------|------------------------------------|
| (1) Mixed solution tank | (6) Denitration vessel | (11) Scrubbed acid tank |
| (2) Fixed volume tank | (7) Condenser | (12) Apparatus for scratching off |
| (3) Overflow tank | (8) Scrubber | (13) Calcination-reduction furnace |
| (4) Microwave power units | (9) Off gas | (14) Ball mill |
| (5) Denitration apparatus | (10) Nitric acid receiving tank | |

Remarks:

Reaction and operating condition of each process:			
Denitration (5)	Calcination (13)	Reduction (13)	Pulverization (14)
1. $\text{Pu}(\text{NO}_3)_4 \cdot 5\text{H}_2\text{O} \rightarrow \text{PuO}_2 + a\text{NO} + b\text{NO}_2 + c\text{O}_2 + 5\text{H}_2\text{O}$ $\text{UO}_2(\text{NO}_3)_2 \cdot 6\text{H}_2\text{O} \rightarrow \text{UO}_3 + l\text{NO} + m\text{NO}_2 + n\text{O}_2 + 6\text{H}_2\text{O}$ 2. From ~ 110 to $\sim 400^\circ\text{C}$ ~ 1 h	1. $\text{PuO}_2 \rightarrow \text{PuO}_2$ $\text{UO}_3 \rightarrow \text{U}_3\text{O}_8$ 2. $\sim 800^\circ\text{C}$ ~ 2 h in air	1. $\text{PuO}_2 \rightarrow \text{PuO}_2$ $\text{U}_3\text{O}_8 \rightarrow \text{UO}_2$ 2. $\sim 700^\circ\text{C}$ ~ 4 h in 5% H_2 – 95% N_2 gas	1. Reduction of MOX powder size to $0.5 \mu\text{m}$ 2. ~ 1 h

Fig. 3. 1 Schematic diagram of co-conversion test unit (2 kg of MOX/day) using the microwave heating method.

(参考文献 5 より引用)

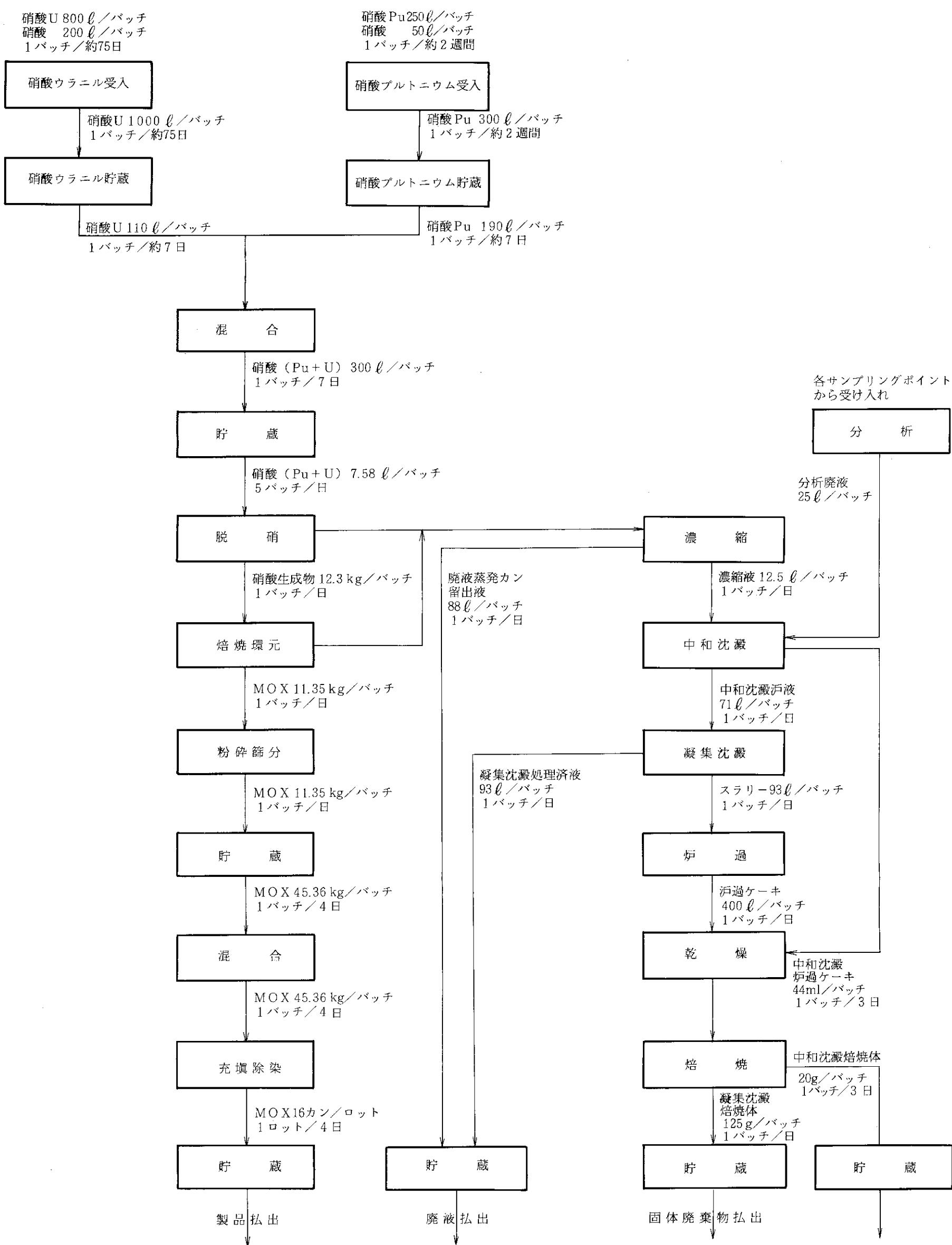


Fig. 3.2 製造プロセスの概要と物質流の概量

項目	日	関連機器名称	週返日	頻度																				
				1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18	19	20	
1 受け入れ		硝酸プルトニウム 受け入れ計量槽	1回／12日																					
		硝酸プルトニウム貯蔵槽	1回／8日																					
		硝酸ウラニル 受け入れ計量槽	1回／72日																					
		硝酸ウラニル貯蔵槽	1回／8日																					
2 混合		混合槽	1回／8日																					
		混合液貯槽	5回／1日																					
3 転換		脱硝加熱器	1回／1日																					
		焙焼還元炉	1回／1日																					
		粉碎機・篩分機	1回／1日																					
4 粉末工程		中間貯蔵	1回／4日																					
		混合機	1回／4日																					
		充てん機・貯蔵容器詰め	1回／4日																					
5 粉末貯蔵		粉末貯蔵室																						
		貯蔵																						

Fig. 3.3 運転モード

3.2 在来型核物質計量管理

3.2.1 基本的考え方

核物質の計量管理とは、定められた区域の中に存在する核物質の量を確定し、かつ、定められた期間にそこで起きたそれらの核物質量の変化を確定するために行なわれる諸活動のことを行う。それらの中の必要不可欠な要素は、

- i) 核物質の測定
- ii) 記録の保持
- iii) 計量報告の作成と提出、そして
- iv) これらの計量データを検認し、解析して、正確さ、MUF の精度及び MUF の発生原因の評価を行うこと、

である。

物質収支は、物質収支期間中の入・出量測定と期間の初期と末期の実在庫測定とから求められる。在来型計量管理の場合、実在庫は、周期的にプラントを停止し、工程をクリーンナウトして工程内核物質を特定の計量槽へ集中してそこで計量することにより確定する。物質収支は各 MBA について（3.1）式により求められる。

$$MUF = BI + I - P - W - EI \quad (3.1)$$

上式で、

BI : 初期在庫

I : 受け入れ、核的生成、他

P : 払い出し、核的損耗、他

W : 測定済廃棄物

EI : 期末実在庫

MUF の値の正確さは、上記各項目の測定の正確さにより求められる。各項目の測定にはランダム・エラー及び、システムティック・エラーが含まれるのでこれらを正しく考慮する必要がある。また、システムティック・エラーの計算にあたっては、各項目間の相関に注意を払うことも大切である。これらを正しく考慮して誤差の大きさとその値の正確さを知るには、期間中の測定行為に対する詳細な知識と、それをベースとした誤差伝播モデルを正確に構築する必要がある。これらは、測定を実施する施設者によって恐らく始めて可能となる。詳細な誤差伝播モデルの構築に必要な基礎的考え方はいくつかのペーパーによくまとめられているが、項目間の相関を無視して単純に、

$$\sigma_{MUF}^2 = \sigma_{BI}^2 + \sigma_I^2 + \sigma_P^2 + \sigma_W^2 + \sigma_{EI}^2 \quad (3.2)$$

と書くこともある。各項も単純に、例えば、

$$\sigma_I^2 = N \sigma_{Ir}^2 + N^2 \sigma_{Is}^2 \quad (3.3)$$

$$\cong (\bar{NW})^2 \left(\frac{1}{N} \delta_{Ir}^2 + \delta_{Is}^2 \right) \quad (3.4)$$

と表現することもある。上式で N は期間中の受入れバッチ数, \bar{W} はバッチの平均重量, δ_{Ir}^2 と δ_{Is}^2 はそれぞれ受け入れ計量点のランダムおよびシステムティック誤差の変動係数である。 (3.4) 式の第 1 項は当該期間の受け入れ総量を表わす。

このような式により σ_{MUF} を求める方法は計量手続きの細部についての情報が無い場合、あるいは、正確に求められた施設者の σ_{MUF} の値を査察側が検認する場合などに有効に用いられる。しかし、この方法は簡易式であるので、施設者が日常計量管理の中で用いるのはあまり好ましい事とは言えない。

施設者は物質収支を確定したところで、ある期間に求められた MUF の値 MUF_0 が測定誤差の大きさとの関連で妥当か否か、即ち、観測された MUF が統計的に零か否かを検討する必要がある。これは、統計的に零であると判定したときにそれが誤りである確率 α を 5%としたとき、真の MUF , MUF_t が以下の不等式を満足しているか否かにより判定する。

$$MUF_0 - 2\sigma_{MUF} \leq MUF_t \leq MUF_0 + 2\sigma_{MUF} \quad (3.5)$$

もしこれが満たされないときには、施設者はその原因を調べ、必要なら再測定を実施して MUF_0 あるいは σ_{MUF} の値を修正して (3.5) 式の成立することを示す必要がある。これに失敗したとき、核物質が実際に失なわれたが、あるいは、施設の計量管理システムのどこかに欠陥があるかのどちらかの判定をしなくてはならないことになる。そのまま国や IAEA に報告すれば、その判定を国や IAEA が行なうことになり、問題は深刻になることになる。そのような事の無いよう、(3.5) 式が常に成立するような計量管理を維持することが施設者にとって大切になる。

3.2.2 核物質の測定

モデル施設における核物質の流れと、各槽における計測の種類を図示したのが Fig. 3.4 である。図の中で大きい丸で示されている槽は PIT 時に溶液を貯めて計量することが可能な槽であり、小さい丸で示した槽は PIT 時に洗浄される槽である。又、本図の中には各槽の容量及び流れの大きさの概量が記入してある。

この施設はプルトニウム転換施設として独立の施設として扱うことも出来るし、再処理施設の後段として再処理施設の一部と見なすことも出来る。しかし、いづれにしてもこの部分は独立の物質収支区域 (MBA) として扱わなくてはならない事は確実であり、例え再処理施設の後段として取り扱うことにしたとしても、再処理施設の処理工程を含む MBA に組み込むことは難しい。国際的には独立の施設として取り扱うべきだという考えが米国の一派を中心として存在するがこれは硝酸プルトニウムから MOX への転換というプロセスが保障措置上非常にセンシティブであるとする認識に基づくものである。今回の検討では、独立の施設施設か否かを問うことなく胆に独立した一つの MBA を構成し、かつ、その MBA が再処理施設に隣接していて、硝酸プルトニウムおよび硝酸ウラニル溶液は再処理施設からポンプ送液により運ばれてくるほどに再処理施設と密着したものである、と想定した。ただし、記述の都合上、これからも施設という表現を使うものとする。Fig. 3.5 に本施設に対して施設側で提案されている物質収支区域と主要測定点 (KMP) を示す。

図に示されている KMP は一般に一つの測定を実施する点ではなく、複数個の測定を行う点を代表するものである。Fig. 3.4 の計量槽と KMP との関係及び、各計量槽での溶液特性並びに測定・分析法を示したのが Table 3.1 及び 3.2 である。又、計量方法と分析方法の詳細を示したのが Table 3.3 及び 3.4 である。Table 3.1 の中で在庫の KMP の中に混合槽（P 30）及び混合液給液槽（P 50, 51）が含まれていないが、これらは施設者の原案によれば「その他の『枢要な箇所』」として取り扱うことが示されている。これは PIT 時には clean out されていて核物質を含まないようなポイントに対しては妥当な取扱であるが、Fig. 3.4 に示すようにこれらの 2 つのポイントは PIT 時に核物質を貯めることになっているので妥当な取扱とは思えない。これらは在庫 KMP の中に含められるべきであろう。

主な計量点における核物質の移動と計量の概略は以下のとおりである。

(1) 硝酸プルトニウム受入計量槽

プルトニウム濃度 208.3 g/l の硝酸プルトニウム 300 l を 12 日に 1 回の割合で受け入れ、3 日後に硝酸プルトニウム貯槽へ払い出す。この間攪拌ののちディップチューブマノメータで液位測定（液量測定）を行い、サンプリングを行う。電位差滴定によるサンプル分析によりプルトニウム濃度を求めてそれらの積により核物質量を確定する。なお PIT 時にも上記と同様の方法により核物質量を確定する。

(2) 硝酸ウラニル受入計量槽

ウラン濃度 360 g/l の硝酸ウラニル 1000 l を 72 日に 1 回の割合で受け入れ、3 日後に硝酸ウラニル貯槽へ払い出す。この間攪拌ののちディップチューブマノメータで液位測定（液量測定）を行い、サンプリングを行う。電位差滴定によりウラン濃度を、質量分析または α 計測により同位体組成を求めて核分質量を確定する。なお PIT 時にも上記と同様の方法により核物質量を確定する。

(3) 硝酸プルトニウム貯槽

硝酸プルトニウム受入計量槽からプルトニウム濃度 208.3 g/l 硝酸プルトニウム 300 l を 12 日に 1 回の割合で受け入れる。払い出しが次に記す硝酸ウラニル貯槽と同期をとりながら、硝酸プルトニウム 190 l を 8 日に 1 回の割合で混合槽へ払い出す。PIT 時にはディップチューブマノメータで液位測定（液量測定）を行い、サンプリングののち電位差滴定によりプルトニウム濃度を求め、質量分析または α 計測により同位体組成を求めて核物質量を確定する。

(4) 硝酸ウラニル貯槽

硝酸ウラニル受入計量槽から、ウラン濃度 360 g/l の硝酸ウラニル 1000 l を 72 日に 1 回の割合で受け入れる。払い出しが、前述の硝酸プルトニウム貯槽と同期をとりながら硝酸ウラニル 110 l を 8 日に 1 回の割合で混合槽へ払い出す。PIT 時には、ディップチューブマノメータで液位測定（液量測定）を行い、サンプリングののち電位差滴定によりウラン濃度を、質量分析または α 計測により同位体組成を求めて核物質量を確定する。

(5) 混合槽

硝酸プルトニウム貯槽から硝酸プルトニウム 190 l、硝酸ウラニル貯槽から硝酸ウラニル 110 l、計 300 l を 8 日に 1 回の割合で受け入れ 3 日後に混合液貯槽へ払い出す。この間攪拌ののちディップチューブマノメータで液位測定（液量測定）を行い、サンプリングののち電位差滴

定または蛍光X線によりプルトニウム濃度とウラン濃度を求め、質量分析または α 計測により同位体組成を求めて核物質量を確定する。PIT時にも上記と同様の方法により核物質量を確定する。なお、ここでのプルトニウム濃度及びウラン濃度はそれぞれ132.0 g/ ℓ である。

(6) 混合液貯槽

混合槽からプルトニウム濃度132.0 g/ ℓ 、ウラン濃度132.0 g/ ℓ の硝酸プルトニウム、硝酸ウラニル混合溶液300 ℓ を8日に1回の割合で受け入れる。払い出しは混合液給液槽は7.6 ℓ を1バッチとして1日5バッチの割合で払い出す。なおPIT時には、ディップチューブマノメータで液位測定(液量測定)を行い、サンプリングのうち電位差滴定または蛍光X線によりプルトニウム濃度を求め、質量分析または α 計測により同位体組成を求めて核物質量を確定する。

(7) 脱硝工程

ここには、混合液給液槽、中間槽、脱硝加熱器があり、混合液貯槽から払い出された硝酸プルトニウム、硝酸ウラニル混合溶液を1日38 ℓ の割合で脱硝し、これを1バッチとして焙焼還元炉へ払い出す。

(8) 焙焼還元炉

脱硝工程より1日1バッチの割合で払い出された脱硝生成物を焙焼還元して、これを粉碎・篩分工程へ払い出す。なおここでは、プルトニウム濃度44.1%，ウラン濃度44.0%のMOX 11.35 kgが生成される。

(9) 粉碎・篩分工程

焙焼還元炉からMOXを粉碎、篩分し、これを1日後に中間貯蔵庫へ払い出す。

(10) 中間貯蔵庫

粉碎、篩分工程から、プルトニウム濃度44.1%，ウラン濃度44.0%のMOX 11.35 kgを1日1バッチの割合で受け入れる。払い出しは、受け入れ4回分を1バッチすなわち45.36 kgのMOXを4日に1回の割合で混合機へ払い出す。PIT時にはロードセルで重量測定を行い、サンプリングのうち電位差滴定または蛍光X線によりプルトニウム濃度とウラン濃度を求め、質量分析または α 計測により同位体組成を求めて核物質量を確定する。

(11) 混合機

中間貯蔵庫からMOX 45.36 kgを4日に1回の割合で受け入れ、これをロットブレンディングして、1日後に充てん機を通して粉末貯蔵室へ払い出す。

(12) 充てん機・貯蔵容器づめ

あらかじめ測定された缶重量(空)をベースとして一定量づつ粉末を入れ、粉末重量を記録する。また配管の途中に設置されたサンプリング器によりサンプルを採取し、電位差滴定または蛍光X線によりプルトニウム濃度とウラン濃度を求め、質量分析または α 計測により同位体組成を求めて核物質量を確定する。

(13) 廃棄物処理

・液体廃棄物

回収酸払出槽、低放射性廃液槽から廃液を払い出す時には、その都度 α 放射能分析を実施し、有意な量の核物質の移動がないことを確認する。

• 固体廃棄物

固体廃棄物は原則として紙製カートンボックスに収容し、ビニール袋でシールしたのち空間線量計等でチェックを行い有意な量の核物質が含まれていないことを確認する。こののちカートンボックスをドラム缶に収容し保管する。

• 凝集沈殿スラッジ

凝集沈殿スラッジは、乾燥・仮焼ののち容器に入れ固体廃棄物置場に保管する。

• 中和沈殿スラッジ

中和沈殿スラッジは、乾燥・仮焼ののち紛末缶に入れてグローブボックス内に一時保管したのち紛末貯蔵室にて保管する。

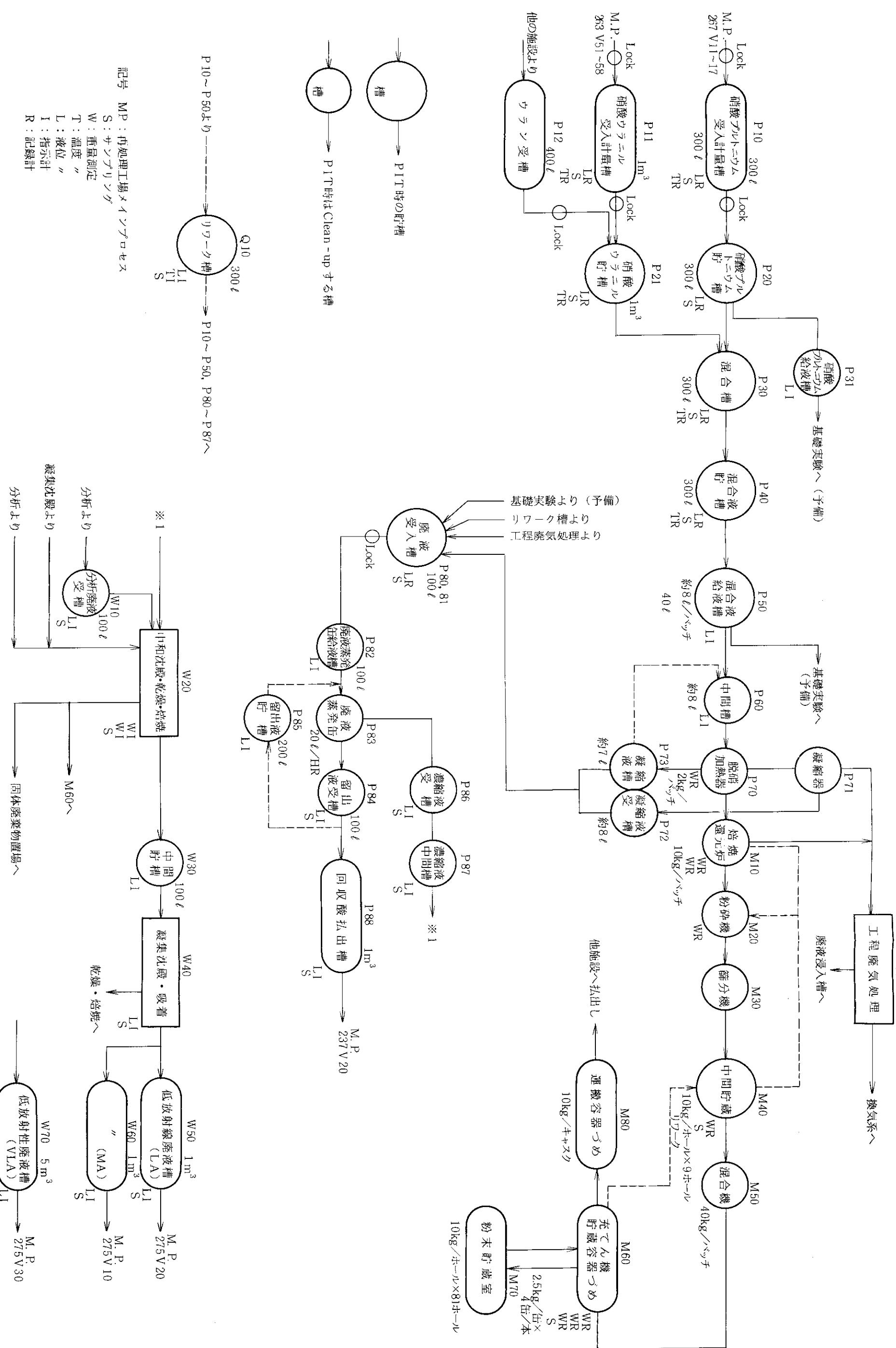


Fig. 3.4 核 物 質 の 流 れ と 計 測 点

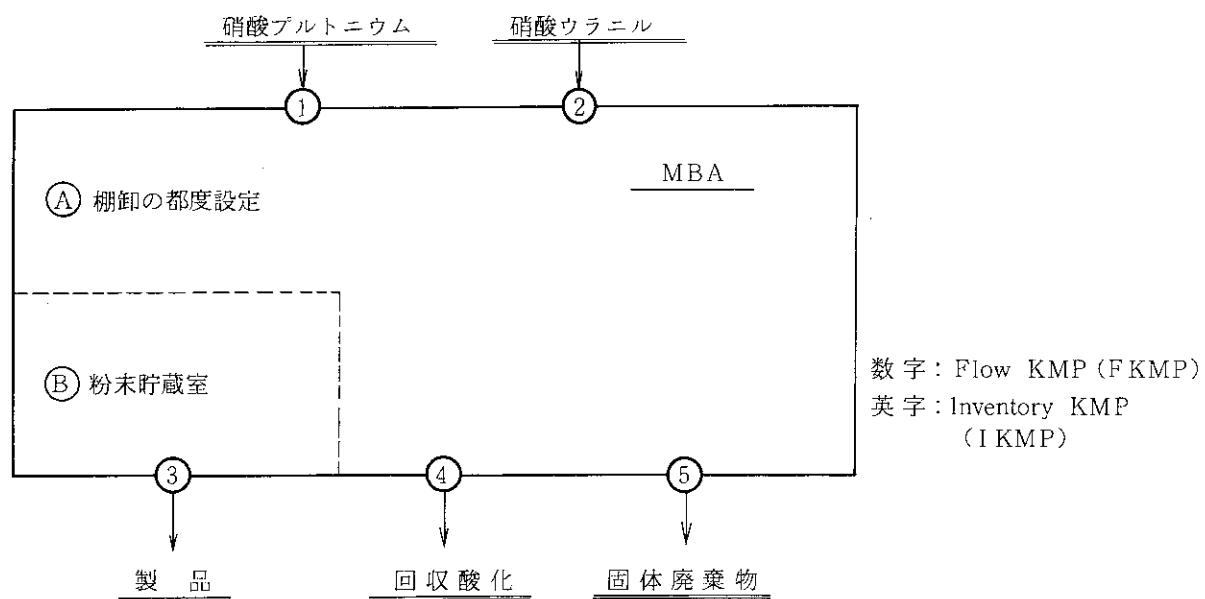


Fig. 3.5 モデル施設の物質収支区域 (MBA) と主要測定点 (KMP)

Table 3.1 KMP 主要特性(1)

No.	KMP コード	機器名称 (機器番号)	取扱物質	Pu濃度	U濃度	バッヂ	バッヂ 日	液位/ 重量測定	サンプ リング	分析	PIT時 Pu在庫量	備 考
1	1	受入計量槽 (P10)	Pu NH	208.3g/ℓ	360g/ℓ	300ℓ	1/約14	エアバージ式	SB	電位差滴定	—	—
2	2	受入計量槽 (P11)	UNH	44.1%	44.0%	1000ℓ	1/約75	エアバージ式	SL	電位差滴定 (U含有量)	—	—
3	3	粉末貯蔵室 (M70)	MOX	d < 10^{-4} $\mu\text{Ci}/\text{m}^2$	$\alpha < 10^{-2}$ $\mu\text{Ci}/\text{m}^2$	45.36Kg	1/4	ロードセル	SL	電位差滴定, 蛍光X線	—	—
4	4	Lタンク (W50)	凝集沈殿 処理清液	—	—	92.4ℓ	1/2	静電容量式	—	放射能測定	—	F KMP
5	4	M A タンク (W60)	廃液蒸発缶 留出液	—	—	88.3ℓ	1/1	ロードセル	—	放射能測定	—	—
6	4	回収酸拡出槽 (P88)	凝集沈殿 焼却体	$10^{-6}\%$	10 ⁻⁶ %	125g	1/3	ロードセル	—	電位差滴定, 比色	—	—
7	5	固体廃棄物貯蔵庫	Pu NH	208.3g/ℓ	—	300ℓ	1/約7	SB	電位差滴定	31.25Kg	—	—
8	A	貯槽 (P20)	UNH	—	360g/ℓ	1000ℓ	1/約75	エアバージ式	SL	電位差滴定	U180Kg	—
9	A	貯槽 (P21)	Pu NH 及び UNH	132.0g/ℓ	132.0g/ℓ	300ℓ	1/約7	SB	電位差滴定	2.5Kg	—	—
10	A	貯槽 (P40)	脱硝 凝縮液	0.086g/ℓ	0.086g/ℓ	100ℓ	1/1	SL	TTA - α計測, 蛍光X 線, 酢エチ抽出, 比色	8.6g	—	—
11	A	堀液蒸発缶計量槽 (P80)	堀液蒸発缶	0.086g/ℓ	0.086g/ℓ	100ℓ	1/1	SL	TTA - α計測, 蛍光X 線, 酢エチ抽出, 比色	8.6g	—	—
12	A	堀液蒸発缶計量槽 (P81)	濃縮液	0.65g/ℓ	0.65g/ℓ	12.5ℓ	1/1	SX	TTA - α計測, 蛍光X線	65.0g	—	—
13	A	濃縮液受槽 (P83)	分析廃液	0.04g/ℓ	—	25.0ℓ	—	SL	TTA - α計測, 蛍光X線	16.0g	I KMP	—
14	A	分析廃液受槽 (W10)	中和沈殿 液	0.001g/ℓ	0.001g/ℓ	55.5ℓ	1/1	静電容量式	SX	放射能測定	0.4g	—
15	A	中間貯槽 (W30)	凝集沈殿 処理清液	d < 10^{-4} $\mu\text{Ci}/\text{m}^2$	$\alpha < 10^{-2}$ $\mu\text{Ci}/\text{m}^2$	92.4ℓ	1/2	—	—	放射能測定	0.03g	—
16	A	L A タンク (W50)	廃液蒸発缶 留出液	$\alpha < 10^{-2}$ $\mu\text{Ci}/\text{m}^2$	—	88.3ℓ	1/1	—	—	放射能測定	0.03g	—
17	A	M A タンク (W60)	MOX	44.1%	44.0%	11.35Kg	1/1	—	SX	電位差滴定, 蛍光X線	50.0g	—
18	A	回収酸拡出槽 (P88)	MOX	約42%	約42%	19.7g	1/1	ロードセル	SL	電位差滴定, 蛍光X線	400.0g	—
19	A	中間貯蔵庫 (M40)	凝集沈殿 焼却体	$10^{-6}\%$	10 ⁻⁶ %	125g	1/3	—	—	電位差滴定, 比色	50.0g	—
20	A	中間廃物保管庫(本置場) (W20)	MOX	44.1%	44.0%	45.4Kg	1/4	—	—	—	—	—
21	A	固体廃棄物貯蔵庫	MOX	—	—	—	—	—	—	—	—	—
22	A	粉末貯蔵室 (M70)	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—

Table 3.2 KMP の主要特性(2)
—アイテムの区分と P I T から P I T までのバッチ数—

No.	KMP コード	機器名称 (機器番号)	物 形 質 状	ア イ テ ム	ア イ テ ム バ ッ チ	バ ッ チ 数	実在庫調 査時Pu量
1	1	受入計量槽 (P 10)	液 体	1回の受入量全体	1	4	—
2	2	受入計量槽 (P 11)	液 体	1回の受入量全体	1	1	—
3	3	製品貯蔵庫 (M70)	紛 体	製品缶 1缶	4	13	—
4	4	L A タンク (W50)	液 体	1回の払出量全体	1	5	—
5	4	M A タンク (W60)	液 体	1回の払出量全体	1	5	—
6	4	回収酸払出槽 (P 88)	液 体	1回の払出量全体	1	5	—
7	5	固体廃棄物貯蔵庫	紛 体他	1回の処理量全体	1	17	—
8	A	貯 槽 (P 20)	液 体	貯槽に入っている全体	1	1	31.25 kg
9	A	貯 槽 (P 21)	液 体	貯槽に入っている全体	1	1	~ 0
10	A	貯 槽 (P 40)	液 体	貯槽に入っている全体	1	1	2.5
11	A	廃液蒸発缶計量槽 (P 80)	液 体	貯槽に入っている全体	1	1	0.009
12	A	廃液蒸発缶計量槽 (P 81)	液 体	貯槽に入っている全体	1	1	0.009
13	A	濃縮液受槽 (P 83)	液 体	貯槽に入っている全体	1	1	0.065
14	A	分析廃液受槽 (W10)	液 体	貯槽に入っている全体	1	1	0.016
15	A	中間貯槽 (W30)	液 体	貯槽に入っている全体	1	1	0.0004
16	A	L A タンク (W50)	液 体	貯槽に入っている全体	1	1	~ 0
17	A	M A タンク (W60)	液 体	貯槽に入っている全体	1	1	~ 0
18	A	回収酸払出槽 (P 88)	液 体	貯槽に入っている全体	1	1	~ 0
19	A	中間貯蔵庫 (M40)	紛 体	中間貯蔵容器 1本	1	9	49.00
20	A	中和濾物焙焼体置場	紛 体	1日の処理量全体	1	25	0.4
21	A	固体廃棄物貯蔵庫	紛 体他	1回の処理量全体	1	8	0.050
22	E	製品貯蔵庫 (M70)	紛 体	製品缶 1缶	4	20	200.50

Table 3.3 主要計測点における計量の方法

計 測 点	バッヂまたはアイ デムの確認・同定	アイテムの 計 数	液 位	容 積 測 定	秤 度	サンプリング	非破壊測定
硝酸プルトニウム溶液受入れ (硝酸プルトニウム受入計量槽)	分離精製工場より シグナル, キーロック	—	ディップチューブ ／マノメータ	同 左	白金抵抗 測温式	— サンプリング ベンチ	—
硝酸ウラニル溶液受入れ (硝酸ウラニル受入計量槽)	分離精製工場より シグナル, キーロック	—	ディップチューブ ／マノメータ	同 左	白金抵抗 測温式	— 現場採取	—
製品粉末払出し	貯蔵容器番号目録, シール確認	目視による 計数	—	—	—	ロード セル (缶に充填時に)	自動サンプリ —
回収酸, 中・低レベル廢液払い出し	分離精製工場ヘシグ ナル, キーロック	—	静電容量式	—	—	—	現場採取
固体発棄物払出し	目視による容器番号 確認	目視による 計数	—	—	—	—	現場採取 (ドラムス キヤナー)
硝酸プルトニウム受入計量槽	—	—	ディップチューブ ／マノメータ	同 左	白金抵抗式	— サンプリング ベンチ	—
硝酸ウラニル受入計量槽	—	—	—	—	—	—	現場採取
硝酸プルトニウム貯槽	—	—	—	—	—	—	—
硝酸ウラニル貯槽	—	—	—	—	—	—	—
混合液貯槽	—	—	—	—	—	—	—
廢液受入槽	—	—	—	—	—	—	—
濃縮液受槽	—	—	—	—	—	—	—
分析廃液受槽	—	—	—	—	—	—	—
中間貯槽	—	—	—	—	—	—	—

Table 3.3 (続き)

計 測 点	バッヂまたはアイ デムの確認・同定	アイテムの 計 数	容 積 測 定				秤 量	サンプリング	非破壊測定
			液 位	密 度	温 度				
低放射性廃液貯槽 (L.A.)	—	—	静電容量式	—	—	—	—	現場採取	—
低放射性廃液貯槽 (MA)	—	—	"	—	—	—	—	"	—
凹吸盤貯槽	—	—	"	—	—	—	—	"	—
中間貯蔵ホール	容量と貯蔵ホール番地が 1 : 1 対応	容器数が一定	—	—	—	—	ロードセル	自動サンプラー (充填時)	—
中和沈殿焙焼体置場	目視による確認	目視による確認	—	—	—	—	—	容器より採取 (PIT時)	—
固体廃棄物置場	（シール）	計数	"	—	—	—	—	現場採取	—
分析室	目視によるサンプル番号確認	"	—	—	—	—	—	(現場採取) (ドラムスキャナ)	—
基礎実験室	目視による番号、貯蔵ホール番地との対応	目視による番号、貯蔵ホール番地との対応	計数	—	—	—	電子天秤	—	—
紡末貯蔵室	—	—	—	—	—	—	—	—	—

Table 3.4 主要計測点における設計上の核物質濃度と分析方法

サンプル採取箇所		名称 形態		濃 度		項目		方 法		試料量		頻 度	
		硝酸プルトニウム受入計量槽 (P10)	硝酸プルトニウム溶液	208 g-Pu/ ℓ	Pu 含有率	電位差滴定	電位差滴定または α 計測	1 m ℓ	受入の都度				
硝酸ウラニル受入計量槽 (P11)		硝酸ウラニル溶液	硝酸ウラニル溶液	360 g-U/ ℓ	U 含有率	電位差滴定または蛍光 X 線	電位差滴定または α 計測	2 m ℓ	"				
サンプラー (M60)		MOX 細末	Pu : 44.1 % U : 44.0 %	Pu 含有率	電位差滴定または蛍光 X 線	2 g	ロット毎	1 m ℓ	"				
秤量器 (X-23) (W20)		中和沈殿焙焼体		Pu 同位体比	"	"	"	2 g	"				
回收酸貯槽 (P88)		回収酸		Pu 同位体比	質量分析または α 計測	1 g	"	2 g	"				
低放射性廃液貯槽 (W60)		中レベル廃液	< 0.03 g-Pu/m ³	Pu 同位体比	質量分析または α 計測	1 g	"	2 g	"				
低放射性廃液貯槽 (W50)		低レベル廃液	< 3 × 10 ⁻⁴ g-Pu/m ³	Pu 同位体比	質量分析または α 計測	10 g	取出の都度	10 m ℓ	"				
秤量器 (W20)		凝集沈殿焙焼体		Pu 同位体比	質量分析または α 計測	10 m ℓ	"	2 g	"				
硝酸プルトニウム受入計量槽 (P10)		硝酸プルトニウム溶液	硝酸プルトニウム溶液	Pu 同位体比	電位差滴定	1 m ℓ	PIT の都度	1 m ℓ	"				
硝酸プルトニウム貯槽 (P20)		硝酸プルトニウム溶液	硝酸ウラニル溶液	Pu 同位体比	電位差滴定	1 m ℓ	"	1 m ℓ	"				
硝酸ウラニル受入計量槽 (P11)		硝酸ウラニル溶液	306 g-U/ ℓ	Pu 同位体比	電位差滴定または蛍光 X 線	2 m ℓ	"	1 m ℓ	"				

Table 3.4 (つづき)

分析		分		法		試料量		頻度	
採取箇所	名称	形態	濃度	項目	方法	電位差滴定または蛍光X線 質量分析	2mℓ 1mℓ	PITの都度 〃	
硝酸ウラニル貯槽 (P 21)	硝酸ウラニル溶液	360 g-U/ℓ	U 含有率 U 同位体比	Pu 含有率 U "	電位差滴定または蛍光X線 質量分析	2mℓ 2mℓ	2mℓ 2mℓ	PITの都度 〃	
混合液貯槽 (P 30)	硝酸プルトニウム ・ウラン混合液	Pu 132 g/ℓ U 132 g/ℓ	Pu 含有率 U "	Pu 同位体比	電位差滴定または蛍光X線 〃	1mℓ 1mℓ	1mℓ 1mℓ	〃 〃 〃	
廃液受入槽 (P 80, 81)	受入廃液		Pu 含有率 U "	α 計測 〃	〃 または吸光光度	2mℓ 2mℓ	2mℓ 2mℓ	〃 〃	
濃縮液受槽 (P 86)	濃縮液	Pu 0.65 g/ℓ U 0.65 g/ℓ	Pu 含有率 U "	α 計測 〃	〃 または吸光光度	2mℓ 2mℓ	2mℓ 2mℓ	〃 〃	
分析廃液受槽 (W 10)	分析廃液	Pu ~0.04 g/ℓ U ~0.04 g/ℓ	Pu 含有率 U "	α 計測 〃	〃 または吸光光度	2mℓ 2mℓ	2mℓ 2mℓ	〃 〃	
中間貯槽 (W 30)	廃液二次処理原液	Pu ~0.8 mg/ℓ U ~0.8 mg/ℓ	Pu 含有率 U "	α 計測 〃	〃 または吸光光度	5mℓ 5mℓ	5mℓ 5mℓ	〃 〃	
低放射性廃液貯槽 (W 50)	低レベル廃液	<0.3 mg-Pu/m ³	Pu 含有率 (チエック)	α 計測 〃	〃 または吸光光度	10mℓ 10mℓ	10mℓ 10mℓ	〃 〃	
低放射性廃液貯槽 (W 60)	中レベル廃液	<0.03 g-Pu/m ³	Pu 含有率 (チエック)	α 計測 〃	〃 または吸光光度	10mℓ 10mℓ	10mℓ 10mℓ	〃 〃	
回収酸貯槽 (P 88)	回収酸	<0.03 g-Pu/m ³	Pu 含有率 (チエック)	α 計測 〃	〃 または吸光光度	2 g 2 g 1 g 1 g	2 g 2 g 1 g 1 g	〃 〃 〃 〃	
中間貯蔵ホール (各容器より抜取)	粉末	Pu 44.1 % U 44.0 %	Pu 含有率 U "	Pu 同位体比 U "	電位差滴定または蛍光X線 質量分析またはα計測 〃	2 g 2 g 1 g 1 g	2 g 2 g 1 g 1 g	〃 〃 〃 〃	
固体廃棄物置場 (容器より抜取)	凝集沈殿焙焼体		Pu 含有率 U "	α 計測 〃	〃 または吸光光度	2 g 2 g	2 g 2 g	〃 〃	

Table 3.4 (つづき)

サンプル		分析	
採取箇所	名称・形態	濃度	項目
中和沈殿焙焼体置場 (容器より抜取)	中和沈殿焙焼体	Pu含有率 U " "	電位差滴定または蛍光X線 " "
		Pu同位体比 U "	" "
分析室			
基礎実験室			

3.2.3 計量精度

モデル施設で行われる測定と分析の種類については前節で触れたが、そこで示したように本施設では様々な測定・分析が行われる。それぞれの測定・分析には、測定対象の物理的化学的性質、測定の条件などにより固有の測定誤差が付随する。それらの誤差は、使用する測定器の測定誤差の限界とは必ずしも一致するものではない。例えば、スケールの最小目盛りが1 kgだからといって、そこでの測定誤差が±0.5 kgに収まるというわけではない。時によって、測定者によって、較正期間によって、というような様々な測定条件の現実に起こった変化によって、実現した測定誤差は定まってくるものである。従って、ある KMP である特定の核物質の測定を行うとき、そこでの測定誤差がいくらであると予測するためには、類似の測定を繰り返し行ってデータを集積し、その統計分析を行うことが必要である。

しかし、通常の場合、保障措置上の設計情報を作成する段階では、対象としている測定・分析についての統計データの集積はなく、従って、類似の別の測定経験に基づき、あるいは上述したように使用する機器の誤差限界そのものを、実現するであろう測定誤差として用いることが多い。このような場合、施設が運転に入って測定経験が積まってきた段階で、それらのデータを修正して行くことが必要となる。

本研究で対象としたモデル施設の場合、Table 3.5 に示すような測定誤差の値が非常にシンプルな表現で提示されているが、これらはもう少し詳細な測定対象毎に定義されるべきであり、かつ、それらもおそらく運転経験を蓄積したところで修正されなくてはならないであろう。

Table 3.5 測定誤差（ケース 1）（1回の測定についての相対標準偏差）

（単位：%）

測定対象	容量測定又は秤量		サンプリング		分析	
	ランダム	システムティック	ランダム	システムティック	ランダム	システムティック
受入原料						
プルトニウム	0.3	0.2	0.5	0.2	1.0	0.3
ウラニウム	0.3	0.2	0.5	0.2	0.5	0.2
紛末（MOX）	0.3	0.2	0.5	0.2	1.0	0.3
廃棄物	2.0	3.0	6.0	6.0	20.0	10.0

Table 3.5 に示した値は施設の設計段階における目標値と考えられるもので、かなり控め目である。⁽¹¹⁾受け入れと払い出しの精度についてもう少し現実的な値として参考文献などを基に推定された値を Table 3.6 に示す。

Table 3.6 測定誤差（ケース2）

(単位：%)

測定対象	容量測定又は秤量		サンプリング		分析	
	ランダム	システムティック	ランダム	システムティック	ランダム	システムティック
受入原料						
プルトニウム	0.3	0.2	0.15	—	0.5	0.4
ウラニウム	0.3	0.2	0.15	—	0.5	0.4
粉末(MOX)	0.05	0.04	0.3	0.2	0.5	0.4
廃棄物*	2.0	3.0	6.0	6.0	20.0	10.0

(* Table 3.5 から引用)

1978年6月、ウィーンにおいて再処理施設保障措置に関する諮問家会合が開催され、そこで計量精度が議論された。そのとき示された値をTable 3.7に示す。この会合が開かれた時点は丁度INFCEの活動最盛期であり、米国の打ち出した核不拡散政策の強化が保障措置計量管理の強化につながると警戒する気持ちが日・ヨーロッパに広がっていたこともあって、データとしては控め目なものが出ていた。しかし、これが最も最近の再処理保障措置諮問家会合の値ということで、ここにサイトしておく。

Table 3.7 測定誤差（ケース3）

(単位：%)

測定対象	容量測定又は秤量		サンプリング		分析	
	ランダム	システムティック	ランダム	システムティック	ランダム	システムティック
受入原料						
プルトニウム	0.361	0.2	0.5	0.3	1.0	0.3
ウラニウム	0.361	0.2	0.5	0.3	1.0	0.3
粉末(MOX)	0.224	0.3	0.5	0.3	1.0	0.3
廃棄物*	2.0	3.0	6.0	6.0	20.0	10.0

(* Table 3.5 から引用)

これらのTableに示した測定誤差の値を後述するシミュレーション・スタディにおいて用いる。

3.2.4 データ管理

原提案では、原則として槽、グローブ・ボックスあるいはグローブ・ボックスのグループ毎に計量管理ユニットを設定し、各ユニット毎の在庫量及びユニット間の移動量を電子計算機を

用いた計量管理システムにより常時把握するようにすることになっている。このシステムは原則としてオフライン・バッチ処理方式であるが、流れの KMP と粉末貯蔵室の在庫 KMP における移動量と在庫量については出来るだけリアル・タイム方式のデータ管理が採用されようとしている。

3.3 ニア・リアル・タイム (N. R. T.) 計量管理

3.3.1 保障措置改良のアイディア

前節で述べたように、在来型計量管理では1年に数回の割合でプラントを停止し、クリーン・アウトしたのち実在庫測定を行って物質収支を探ることによって計量管理をするというのが基本的考え方であるが、この方式の場合、転換時間の短い核物質を大量に取り扱う施設では保障措置上の十分な情報を提供するものとはならないと考えられている。それはプルトニウムの転換時間が高々数週間であるのに対し、物質収支に基づく核物質管理の結論が数カ月毎にしか得られないという事情からくるものである。しかし、だからといってクリーン・アウト PIT を数週間毎に実施するなどという非現実的な考え方を探るわけには行かない。

この難問を解決するためにいくつかのアイディアが提案されてきた。Running Physical Inventory Taking, Running Book Inventory Taking, Flow Follow up, Dynamic Material Control (DYMAG), Real-Time Material Control (RETIMAC), Near-Real-Time Materials Accountancy (N. R. T. M. A) 等がそうである。これらは計量管理の改良を目指すものである。一方、計量管理の改良により上記の難問を解決することは困難と考える人々は、保障措置の重要な補完手段と認識されている封じ込め／監視の適用を拡張し、強化することで解決を見いだそうとした。その流れの中で出てきたアイディアには PIPEX, Extended C/S, Process Monitoring などがある。EC / S の具体的なアイディアとして IWG-RPS^(註) で議論されたのは Penetration Monitoring であった。

これらの多くのアイディアの中のいくつかは既に実用に供されているが、今、最も将来性があると期待されているのは N. R. T. 計量管理と Process Monitoring であろう。これらのいづれについても、再処理施設に適用されれば保障措置上有効な情報を提供するものになるであろうとの共通認識が国際的にはほぼ確立されたといってよい。このアイディアは東海再処理工場の保障措置改良プロジェクト (TASTEX)^(12, 13) で生まれたが、現在、現実的な実施を念頭に置いたフル・スケール・デモンストレーションが計画されているところであり、アイディアの段階から実用的手段として確立されるのも、そう遠くはないと考える。

3.3.2 基本的な考え方

在来型計量管理の基本はクリーンアウト PIT に基づいて (3.1) 式を解き、(3.5) 式の評価を行うことであった。この在来型の弱点はこの評価のタイムリネスと信頼性が大型バルク施設では維持し得ないことにあった。即ち、

(註) International Working Group - Reprocessing Plant Safeguards (IAEA, Nov. 1978 Sep. 1981)

$$MUF_0 - 2\sigma_{MUF} \leq MUF_t \leq MUF_0 + 2\sigma_{MUF} \quad (3.5)$$

は満足されたとしても、

$| MUF_t | >> \text{Significant Quantity}$

のように MUF_t が大きな値になることもありうるわけで、それでは保障措置の技術的目的達成の観点からはまずいと言うことになる。この事態を避けるためには σ_{MUF} を小さく抑えることが必要である。 σ_{MUF} は個々の計量精度とスループット及びインベントリーに比例するから、これを小さくするにはこれらのいずれか、ないしは全てを小さくする必要がある。計量精度の方で飛躍的に小さくなることは期待できないから、スループットないしはインベントリーを小さく抑えなくてはならないことになる。

プラントの規模を変えることなくスループットを小さく抑えるためには物質収支期間を短くしてやればよい。同様にプラント規模に手をつけることなくインベントリーを小さくするには、物質収支区域を小さくしてやればよい。大型プラントでは物質収支区域の数が増えることになるが、それはやむを得ない。保障措置協定第46条(b)(i)には、物質収支区域の大きさは、物質収支の算定の正確さと関連させる、と定められている。

物質収支区域を小さくすることには比較的容易だが、物質収支期間を短くすることは容易でない。それはクリーン・アウト PIT 自体がかなりの時間（週～月のオーダー）を必要とするものだからである。そこで、クリーン・アウト PIT を実施する替わりに、運転中の工程内実在庫（in-process inventory）を測定してこれを期首及び期末在庫として使うことを考えたのがニア・リアル・タイム計量管理の基本的発想である。当然の事ながら、in-process inventory の精度には限界がある。その精度の限界に比べて核的損耗等は考慮の対象から外れてくる。また、工程内の場所によっては測定の困難な場合も出てくる。その様な状態で得られる工程内実在庫を用いて得られる MUF でも、まだ利用価値はあるのかという疑問が湧く。この問題に答えたのが TASTEX Task F である。⁽¹³⁾ 結論は、その様な MUF の値でも、これを時系列としてとらえ、最新の統計分析法を用いてこれを解析することによって保障措置上有益な情報となしうるというものであった。

ニア・リアル・タイム計量管理と在来型計量管理の考え方の相違を明確に示すために、著者のひとりが他のレポート⁽¹⁴⁾ で行った記述をここに一部改訂して掲載しておくことにする(3.3.3～3.3.4)。

3.3.3 ニア・リアル・タイム (N.R.T.) 計量管理の概念

N.R.T. 計量管理は在来型計量管理の限界である転用検出感度と検出のタイムリネスを改善するために考えられているので、N.R.T. 物質収支方程式が比較的短期間毎に解かれることがある。これは次式で表わされる。

$$MUF_d = B I_d + I_d - P_d - W_d - E I_d \quad (3.6)$$

ここで

- B_{I_d} = N. R. T. 物質収支期間の期首に測定された工程内実在庫で、前期の期末実在庫と完全に同一のもの
- I_d = N. R. T. 物質収支期間中に測定されたインプット・バッチ
- P_d = 同上期間中に測定されたプロダクト・バッチ
- W_d = 同上期間中に測定された廃棄物バッチ
- E_{I_d} = 同上期末に測定された工程内実在庫
- MUF_d = N. R. T. 物質収支の値 (MUF) この中には工程内実在庫の中で未測定部分の変動を含む

工程内実在庫には MBA 内のすべての実在庫を含める事は必ずしも無く、主要な在庫のみを含むようにし、僅かな量しか含まない部分は意識的に落として、測定を容易にする配慮がされる。ただし、未測定部分の総量が MUF_d の統計分析の感度に無視出来ない影響を及ぼすことのないように注意する。

N. R. T. 物質収支を採る期間は 1 ~ 3 週間が適当であろう。勿論、プラント側でそのような測定が可能ならばという条件付でこれは実質上極めて重要な制約要因である。東海処理工場の場合、N. R. T. 物質収支の期間は 7 日 (1 週間) である。つまり、7 日毎に工程内の主要タンク内の溶液の体積を測り、化学分析の為のサンプリングを行なう。このサンプルの分析は Wet chemistry で行なわれるが、サンプル採取後、ほぼ 2 日間で分析結果が得られる。これによって MUF_d の方程式を解き、さらに、それ以前の MUF_d との相関関係に注目した形でその有意性の解析を行なう。このために 1 日を要するとして、合計 10 日間でロスの有無に対する判定を下す。このような N. R. T. 計量管理のシステムを、10-day-detection-time-model と呼んでいるが、Pu 転換施設にも、それに適した N. R. T. 計量管理モデルが存在出来る筈である。

N. R. T. 計量管理の概念で重要なことは、以下の諸点である。

- (i) MUF_d の値そのものの重要性よりも、時系列として累積して来る多数の MUF_d の変動傾向が重要である。
 - (ii) したがって N. R. T. 計量管理の基本的に重要な事項は、そこで採用されている統計分析の技術である。
 - (iii) N. R. T. 計量管理では測定のシステムティック・エラーの取扱いが最も重要である。従って機器の較正頻度はこの管理システムの能力を決める重要な因子である。
 - (iv) 従って、長期システムティック・エラー (バイアス) を調整するために、クリーン・アウトをベースとする在来型計量管理による補完が必要になる。
- 以上の機能面の諸点に加え、それを適用する面での重要事項も以下のようにある。
- (v) N. R. T. 計量管理では統計分析を行なうためにコンピューター利用が欠かせない。逆にコンピューター利用により、測定分析のオンラインによるリアルタイム化が計れ、又、その他プロセスマニターリー系のデータ等もフルに活用して総合的なシステムに作り上げることが可能となり、これはプラントの運転側にとっても有用なシステムとなりうる。
 - (vi) 国際保障措置システムとしてこれを利用しようとするとき、IAEA の査察官が商業上の機密データにアクセスしなければならぬ可能性が強まる。此の辺の問題が今後の検討課題である。
 - (vii) N. R. T. 計量管理は、その導入の目的がロス検出の感度とタイムリネスの向上にある。

このためには、シミュレーション技術を用いて、プラント建設前に計量管理システムの設計を行なう必要がある。その際、所要の感度とタイムリネスを確保するために、プラントの構造そのもの、測定装置と位置等、変更を必要とする場合も出て来得る。

N. R. T. 計量管理と在来型計量管理の特徴をまとめたのが Table 3.8 である。

Table 3.8 N. R. T. 計量管理と在来型計量管理の対比表

	在来型計量管理	N. R. T. 計量管理
物質収支区域 (MBA) の設定	σ_{MUF} の大きさが throughput の 0.2 % 以下であるように採る。 物質収支期間の長さにも依存する。 (* IAEA クライテリア)	N.R.T. MA の σ_{MUF} (σ_{MUF_d}) の大きさが、CUSUM法, Kalman Filter 法などの統計検定法による転用の検出能力 (時間・量) を所要の値に保つことの出来る大きさとして決められる。 物質収支期間の長さにも依存する。
KMP の設定	MBAへの出入核物質量及び在庫量をすべて測定することが可能となるような測定点が選定される。 MBAの内部には Flow KMP は存在しない。	ロスのない正常運転時の MUF_d の時間的変動と、ロスが進行中である異常運転時の MUF_d の時間的変動との間の区別を、 α , β を所要の値に維持しながら可能とするような精度及びタイムリネスを満たすポイントとして定める。 従って、上記の要請さえ満たされれば、MBAへの出入核物質量及び在庫量のすべてを測定する必要はない。
測定対象	インプット、プロダクト、ウエイスト等、物質収支に係わる全ての核物質のバッチ重量。 サンプリングによる元素係数及び濃縮度。	インプット及びプロダクトのバッチ重量及び濃縮度あるいはバッチ重量の代わりに流量と元素係数及び濃縮度。 必要に応じてウエイスト等のマイナーリアセプトも対象とする。
物質収支期間	本来はN. R. T. 計量管理の場合と同様の決め方が適用されるべきであるが、在来型計量管理ではクリーンアウトPITを必要とし、運転への妨害度が高くなるため短期のPIT期間は採れない。	タイムリィ検出の要求に合った期間を選べばよい。 これは、MBAの大きさ、KMPの測定精度及び仮定するロスシナリオならばにロス検出に係わるクライテリアに依存する。

Table 3.8 (continued)

	在来型計量管理	N.R.T. 計量管理
物質収支の確定法	クリーンアウト後、実在庫測定を行なってMUF方程式を解くことにより物質収支が確定する。	運転中の工程内実在庫測定を行なう。(これはプラントのシャットダウンを必要としない。)これを用いて、N.R.T. MA の MUF の方程式を解くことにより N.R.T. 物質収支が確定する。この場合、N.R.T. 物質収支の計算には含まれない僅かな工程内在庫がある場合がある。 これは未測定在庫としてMUF _d の中に入って来る。
MUFデータの解析法	LEMUF 法により単期毎の MUF を検定する。 年に数個しか得られない MUF データの間の相関は通常ほとんど無視する。	時系列データとして得られる多数の MUF データの間の相関に注目し、逐次検定法により解析する。そのような方法として、CUSUM 法, Kalman Filter 法, V-mask 法, Wilcoxon test 法などがある。
実在庫測定(PIT)法	1) CPIT (Clean out PIT) 2) DPIT (Drain down PIT) 3) RPIT (Running PIT) 4) RBIT (Running Book Inventory Taking) がある。但し、2)~4)は IAEA による提案の範囲のものであって、実績のあるのは CPIT である。 RPIT, RBIT は N.R.T. 計量管理の技術としても使えるものである。	プラントを停止することなく、MUF _d への寄与の大きい部分の実在庫のみを短時間に実測ないし推定する。 全体の Throughput に比べてインベントリーが僅かしかない場合、インベントリーの実測は必ずしも必要でない。 何らかの間接的方法による推定でも構わぬ。従って、そのような場合には、事実上 PIT は存在せず、物質収支は任意の時間にコンピューター上で計算出来る。

3.3.4 N.R.T. 計量管理の数学的モデル

N.R.T. 計量管理のもつ最大の役割は、多数の逐次観測である MUF_d のデータを、効果的に組み合わせた幾つかの統計分析法により分析し、転用に係わる統計量を推定し、推定値の有意性を決定する、という決定分析にあるといえよう。このためには、在来型計量管理で得られる

* decision analysis

在來の物質収支データでは役立たず、新しい変数として「N. R. T. 物質収支」を導入しなくてはならない。

物質の計量管理の基礎は、ある閉じられた空間の中に、ある時間の内に出入した物質の量に対する連続方程式である。保障措置の計量管理では閉じられた空間が MBA に対応し、特定の時間間隔が物質収支期間に対応する。連続方程式は、1期間内に MBA に入った量と出た量の差は在庫の増加に等しいと要請することである。これを式で表現すると

$$\begin{aligned} T^a(k) &= I^a(k) - I^a(k-1) \\ k &= 1, 2, \dots, \end{aligned} \quad (3.7)$$

となる。但し、

$T^a(k) = k$ 番目の時間間隔の間に MBA の中に移送された核物質の実際の量

$I^a(k) = k$ 番目の時間間隔の最後に、その MBA の中に存在する核物質の実際の量

上記の a は actual value を意味する記号である。この式の中で使っている量は実際の(真の)量であって測定等に基づく不確かさを含まないものである。しかし実際には、ある種の核物質の移動はめったに観測されないか、あるいは全然観測されないこともある。例えば転用された核物質は当然、正規の移動の中には入って来ないし、系外へ洩れ出て行くようないわゆるサイド・ストリームの中の僅かな部分などもこの移送の式には載って来ない。そこで、このような移動を連続式の中で分離して表現してみると次のようになる。

$$-D^a(k) - U^a(k) + T^a(k) = I^a(k) - I^a(k-1) \quad (3.8)$$

あるいは

$$M^a(k) = D^a(k) + U^a(k) = I^a(k-1) - I^a(k) + T^a(k) \quad (3.9)$$

ここで

$M^a(k) =$ タイム・ステップ k の間に、当該 MBA から外に移動した未測定核物質の真の総量

$D^a(k) =$ タイム・ステップ k の間に転用された核物質の真の量

$U^a(k) =$ タイム・ステップ k の間に MBA の外に移動された未測定核物質の残っている真の量
上の式では $T^a(k)$ という量は、タイム・ステップ k の間に当該 MBA に持ち込まれた測定可能な核物質の正味の量であると再定義される。 $U^a(k)$ は m 回の累積であることもあり、その場合の累積量は $\sum_m U^a(k)$ と表記するが、この量は測定されるたびに $T^a(k)$ の中に含めることも出来るし、場合によっては分離のままにしておくこともある。かくして、原理的には、(3.9) 式の右辺の諸量が判り、かつ $\sum_m U^a(k)$ が決まれば、 $\sum_m U^a(k)$ が累積された期間 m の間に転用された真の核物質の量が正確に判ることになる。

しかしながら実際問題としては、真の量は測定誤差の存在により知ることは困難である。測定誤差に関して、加算的誤差(ノイズ)モデルを採用して、これを考慮の上前記の量を再表現すると次のようになる。

$$\left. \begin{array}{l} I(k-1) = I^a(k-1) + v_I(k-1) \\ I(k) = I^a(k) + v_I(k) \\ T(k) = T^a(k) + v_T(k) \\ \sum U(k) = \sum U^a(k) + v_U(k) \end{array} \right\} \quad (3.10)$$

添字 a のない量は測定値である。加算された誤差（ノイズ）は v で表現しているが、これは平均値零で、分散 $V_I(k-1)$, $V_I(k)$, $V_T(k)$ 及び $V_U(k)$ に関してそれぞれ白色信号プロセスから導入されるものと仮定している。これらの仮定は論理の展開の中で部分的に除去して行くことが出来るが、基本的な考え方は不変である。ここまでのことでは、測定誤差が正規分布をするという仮定を必要としていない。

さて、 $M^a(k)$ の測定値は、^{*2} (3.10) 式の表現を用いると

$$M(k) = I(k-1) - I(k) + T(k)$$

と書ける。別の表現をすれば

$$M(k) = M^a(k) + v_M(k) \quad (3.11)$$

ただし

$$v_M(k) = v_I(k-1) - v_I(k) + v_T(k) \quad (3.12)$$

$v_M(k)$ は平均値零で、分散

$$V_M(k) = V_I(k-1) + V_I(k) + V_T(k) \quad (3.13)$$

をもつが、これは在庫測定を通じて逐次的に相關している。しかしながら、あるひとつの物質収支期間の末期における在庫の量が当該期間における正味の物質移動量に比べて極く僅かなものであれば、あるいは在庫測定の誤差が相対的に小さければ、この逐次的相關は小さなものとなり無視する事も可能である。

さて、保障措置の観点から大切なのは $D^a(k)$ の量である。つまり、各タイム・インターバルの間に転用された実際の量である。しかしながら、 $U^a(k)$ に関してさらに何らかの別の知識が得られない限り、 $U^a(k)$ の累積量 $\sum U^a(k)$ が測られた時以外に $D^a(k)$ の値を $M(k)$ から推定することは、通常の方法では出来ない。

これを可能とする方法として考えられたのが「N. R. T. 物質収支」であり、新しい変数を定義することである。それを $MB(k)$ で表わすと、

$$MB(k) = \begin{cases} M(k), & \sum U^a(k) \text{ が測られていない時} \\ M(k) - \sum U(k), & \sum U^a(k) \text{ が測られた時} \end{cases} \quad (3.14)$$

* 1 白色信号プロセスは、異なった時間に採られたノイズ・サンプルが互いに相關しないようなノイズ発生プロセスをいう。白色信号から採られた逐次的サンプルは、逐次的に非相關であるという。

* 2 実際には $M^a(k)$ を直接測ることはほとんどやれない事であり、大抵は間接に測ったものから計算するが、ここで測定値として取り扱う。

となり、その分散は

$$V_{MB}(k) = \begin{cases} V_M(k), & \sum U^a(k) \text{が測られていない時} \\ V_M(k) + V_U(k), & \sum U^a(k) \text{が測られた時} \end{cases} \quad (3.15)$$

で表わされる。

もし転用を除く全ての核物質の移動が測定されているとしたならば、常に $MB(k) = M(k)$ でなければならず、零でない $MB(k)$ は測定誤差による不確かさと、もしあつとすればその転用との2つの原因に依るものしかないことになる。しかし、そのような条件が成立するのは極めてまれな場合であって、実際には未測定の物質移動が存在して、これが転用の存在を穏すことになる。そこで、N.R.T. 物質収支 $MB(k)$ の中で $D^a(k)$ によって出て来た要素を推定する必要があるわけであるが、その為に3つの方法が考えられている。

第1は、この時点では $U^a(k)$ から $D^a(k)$ を分離することをあきらめることである。そのかわりに決定分析のプロセスの中で適切な分離を行なう。このためには、正常な未測定核物質のサイド・ストリーム ($U^a(k)$) によって作られる統計量の中に存在する傾向と、核物質の転用が原因で作られる統計量の中の傾向を区別するためにパターン・レコグニション技術を用いる必要がある。

第2の方法は、 $U^a(k)$ の統計量は定常的であると仮定して、その前の $\sum U(k)$ の測定を現在の $MB(k)$ に外挿する方法である。すなわち、各々の $MB(k)$ から $\frac{1}{m} \sum U(k)$ を引き、各 $MB(k)$ の分散には $\frac{1}{m} V_U(k)$ を加え、 $\sum U^a(k)$ の測られた最後の $MB(k)$ に $\sum U(k)$ を加えればよい。このようにすれば修正された $MB(k)$ は、 $D^a(k)$ の推定量となり、その分散も修正されたものとなる。

第3の方法は第2と似ているが、 $\sum U(k)$ の測定から行なう $MB(k)$ とその分散の修正が前の m 個の物質収支全部に対して適用されるという点で異なる。この場合、 $MB(k)$ を決定分析のプロセスに用いるには、その前に m 個のタイム・インターバルの遅れが必要となってくる。このため、タイムリネスと精度の両方を改良するためには第2の方法と第3の方法を併用する必要があろう。

さて、上記のいずれの方法を採られようとも、測定の結果として得られるのは一連の N.R.T. 物質収支のデータ、即ち、 $\{ MB(k), k = 1, 2, \dots \}$ である。又、各 $MB(k)$ の分散 $V_{MB}(k)$ は、既知の測定誤差から導かれている筈である。もし幾つかのタイム・インターバルの間で転用があったとすると、その期間の物質収支の値は正の値を持つ傾向があるだろう。即ち、物質収支が正の値をとる確率は転用の増加と共に増大して行くことになる。とはいって、実際の転用は既述のサイド・ストリームで隠蔽される可能性がある。サイド・ストリームの量は累積され、かつ、測定頻度は少なく、これも転用と同じく物質収支の値を正にする方向のものである。従って、単純な $MB(k)$ の正の傾向だけつかんでも、それだけでは転用の検出には必ずしもつながらない。

保障措置のための計量管理データの解析は次の3つの機能をもっている。即ち、

- (1) $MB(k)$ の中で正の値の存在を検出し、
 - (2) それらの値を推定し、かつ、それらに対する一群の統計量を推定し、
 - (3) それらの推定値がどれ程の有意性を持つかを決定する、
- ことである。しかもこれらの解析は、タイムリに実施し、かつ、逐次的決定を下して行く事が

本質的に重要なことである。

これらの要請を満足するために開発されたのは、逐次決定理論、統計仮設検定、フィルタリングと推定法などのよく開発された理論や技術を、効果的に、かつ、システムティックに構築した一連の決定分析手法である。その一例を Fig. 3.6 に示す。説明は省略するが、このような分析手法は日本原子力研究所に於て既にコード・システムとして開発されており、

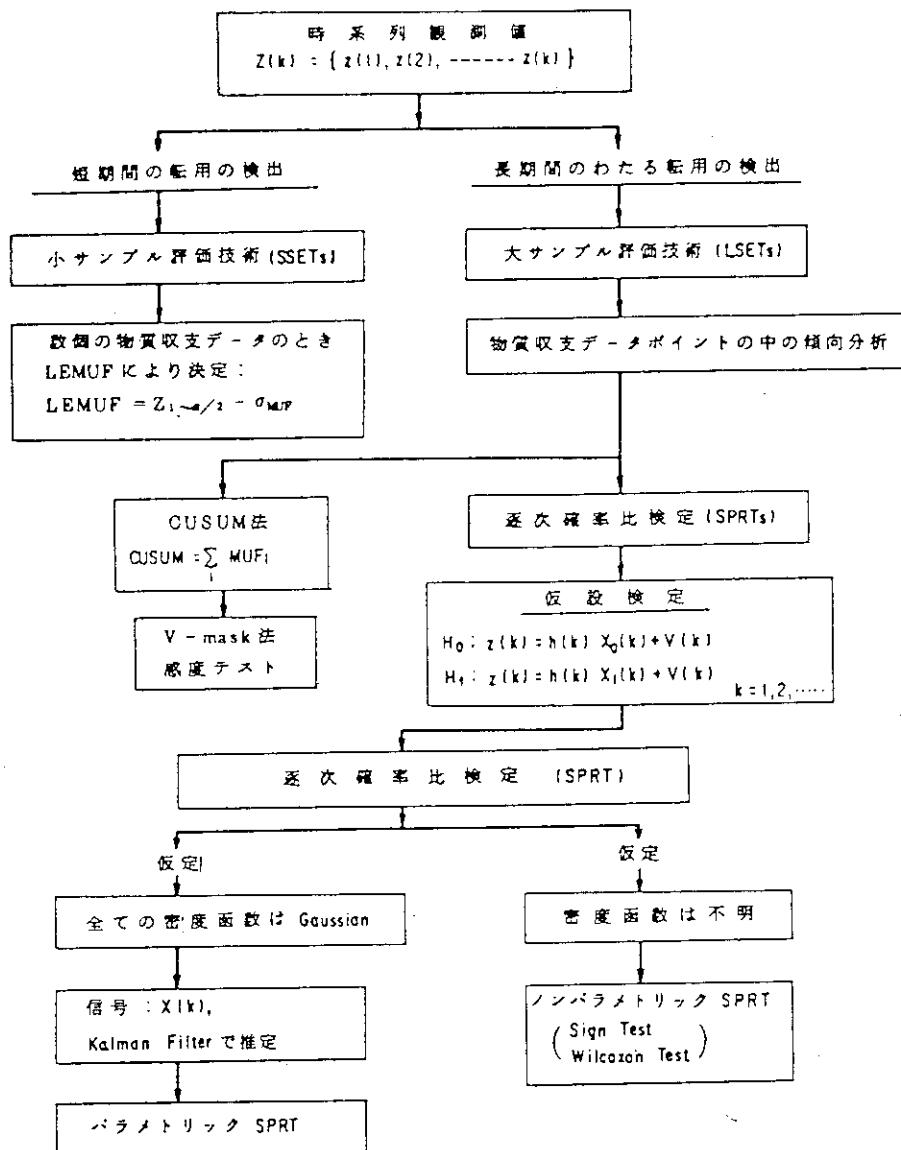


Fig. 3.6 決定的分析のブロック・ダイアグラム

TASTEXプロジェクトに於て、PNC再処理プラントに対するN.R.T.計量管理の適用性研究でフルに活用された。

3.3.5 N. R. T. 計量管理の適用モデル

3.3.5.1 MBA と KMP の設定

前節で述べた N. R. T. 計量管理の概念に基づいて、対象としているモデル施設に対する N. R. T. 計量管理のモデルを考察してみる。

Fig. 3.7 はモデル施設の MBA と KMP を示したものである。この図では簡単のために廃液系を省略しており、その入口である廃液受入槽のみを示している。在来型計量管理の場合、実在庫測定はクリーン・アウトをした後に行なうので、工程の中での在庫 KMP に指定されていないところはクリーン・アウト時に核物質の存在しないところとなっている。

施設の原案(Fig. 3.5 及び Table 3.1)では、粉末貯蔵室はアイテム管理されるところであって、フロー及びインベントリーの KMP を兼ねるものとされている。この設定は施設側にも査察側にも複雑でこそあれ、あまりメリットはないようにみうけられる。この MBA は当然 MUF—MBA であるから、払い出しの KMP では核物質量の実測を必要とする。そのポイントがアイテム管理のポイントになっているとすれば、そのポイントに入る直前に実測点を設け、当該 MBA からアイテムとして払い出されるアイテムに含まれる核物質の量を確定し、かかる後に当該アイテムを封印することによって実際の払い出し操作をアイテム単位で行なう、という手続きがとられる事になる。したがって当該 MBA の物質収支は、結局、粉末貯蔵庫に入る直前の測定値に基づいて求められ、その正確さも、そこでの測定精度により求められることになる。換言すれば、この MBA の払い出し KMP は、実際は粉末貯蔵庫ではなく、その直前の測定点ということになるので、MUF—MBA の範囲はこの「直前の測定点」までと考えるのが妥当である。そのようにすれば、粉末貯蔵庫は独立の Book—MBA となる。ここでは、核物質の受け入れを直前の MBA (MUF—MBA) の払い出し値で、つまり、Non—Measure Base で受け入れ、かつ、そのままの値でこの MBA に保持し、かつ、払出すことが可能となり、いわゆるアイテム管理が可能となるのである。アイテム管理が可能となれば、この MBA における施設側の実在庫測定は施設側の施したシールの検認を伴なうアイテム勘定と、それに基づく Tag Inventory で済むことになる。査察側の検認活動も査察側シールを多用することにより、その検認とアトリビュート測定をベースとしたものにすることが出来ようから、ここが MUF—MBA に入っている場合と比べると大幅に楽になるであろう。

以上の考察に基づき、本研究では Fig. 3.7 に示すように充填機を MUF—MBA の払い出し KMP と設定し、粉末貯蔵庫を独立の Book—MBA とすることにした。

次に、この施設に N. R. T. 計量管理を適用する場合の MBA と KMP の設定について考察する。

N. R. T. 計量管理の基本的考え方は、物質収支方程式を解く対象の時空間を小さくすることにより情報の密度を上げることにある。したがって、本モデル施設の場合にも在来計量管理用 MBA の中に N. R. T. 計量管理用 MBA を複数個設定し、物質収支期間を、例えば 1~3 週間に設定して、それらの組み合せの中から、保障措置に必要な情報を提供する最適な設定を求めるという手続きをとるのが望ましい。

しかし、今回の行なう本モデル施設の保障措置検討は、作成したシミュレーション評価システムの妥当性の検討を兼ねた予備的なものであるので、上述のような理想的プロセスを探らず、簡単な検討を行なうにとどめた。まず N. R. T. 計量管理用の MBA は Fig. 3.7 で示した MUF—MBA と一致させた。また、Book—MBA については考察の対象外とした。したがって、今回検討している N. R. T. 計量管理用の MBA のフロー KMP は在来型計量管理で設定された KMP と

同一となる。ただし、in-process inventory（工程内実在庫）を測るためのインベントリー KMP は在来の KMP と同じではなく、Fig.3.8 に示すように 11 個の KMP を仮定している。N.R.T. 計量管理で行なう in-process inventory はプラントを停止することなく工程内のインベントリーを測るので、フロー KMP もインベントリー KMP として指定しておく必要がある。

Fig.3.8 の中で粉碎機、篩分機及び混合機の部分はインベントリー KMP に指定していないが、これらのところでは運転中の測定が困難であるので除いてある。したがって、これらの部分に存在していた核物質は in-process inventory の中に含まれないことになり、その量は MUF の中に入ってしまうことになる。このため、in-process inventory のタイミングは、これらの中の核物質が最小になるときに合せるか、さもなくば、逆にタイミングの方をづらせ、これらの部分の核物質が測定可能な状態になったところで量を確定することにして、それまではこれらの部分がメイン・フローから独立していることを保証するようとする、などの特別な計らいが必要になるだろう。

このことは脱焼加熱器や焙焼還元炉についても云えることであるが、Fig.3.8 に示すように、これらの部分の在庫は測定可能であると仮定している。これらの工程は運転中は封じ込めが成立しているため、ここに入る前に測られた核物質量が推持されていると仮定することが可能と考えたからである。したがって in-process inventory の時は、前のポイントでの測定値を用いることになる。これは Book-inventory であって Physical inventory ではないが、封印の信頼性が高ければ Book inventory が部分的に含まれても、全体の in-process inventory の信頼性を崩すことにはならないと考える。これらの点については後でさらに詳しく述べる。

3.3.5.2 核物質の測定

在来計量管理を維持するための測定法については既に 3.2.2 で述べたが、N.R.T. 計量管理を維持する上でもそれらの測定法の大部分は有用である。特に物質収支期間が 1 週間以上であれば、在来型の測定と分析法は充分に役立つ。ただし、KMP の数が相当に大きいので実際には分析の仕事が非常に忙しくなるだろう。一般的に云えることは、N.R.T. 計量管理に用いる測定・分析法は、必ずしも精度が高くなくてもよいが、替りに短時間で結果が得られるものが望ましい。その観点からすれば、分析に非破壊測定（NDA）を出来るだけ用いるようになるのが良い。Table 3.9⁽¹⁵⁾ はプルトニウム転換施設で用いられる可能性のある NDA を示したものである。

今回の検討では、先に述べたように予備的なものであるとの認識から、上記の NDA については検討せず、測定・分析はすべて在来型のものが採られるものと仮定している。各測定点に対して仮定した測定精度は、したがって 3.2.3 で述べたものと同様である。N.R.T. 計量管理用の in-process inventory の測定・分析についても Table 3.10 に示すように在来型の精度を仮定しているが、これらについては今後、詳しい解析を行なうときには再考すべきであると考えている。

3.3.5.3 データ管理システム

在来型計量管理においても、3.2.4 で述べたように施設側ではコンピュータのフル活用を考えている。したがって、N.R.T. 計量管理が採用されても、特に新たにコンピュータ・システム

を導入するなどの必要は恐らくあるまい。N.R.T. 計量管理用のデータ解析のために、ある程度のソフトウェアを開発するだけで、N.R.T. 計量管理を実施することが可能であろう。

査察側としては、施設側が生産するN.R.T. 計量管理データの検認のために、やはり、新たなソフトウェアを開発する必要があろうし、また、恐らくはパーソナル・コンピュータ程度のものを導入して、施設側のデータをフル活用するような検認解析をする必要があろう。

施設側及び査察側のデータ管理システムについては、今回は、具体的な検討をしなかった。

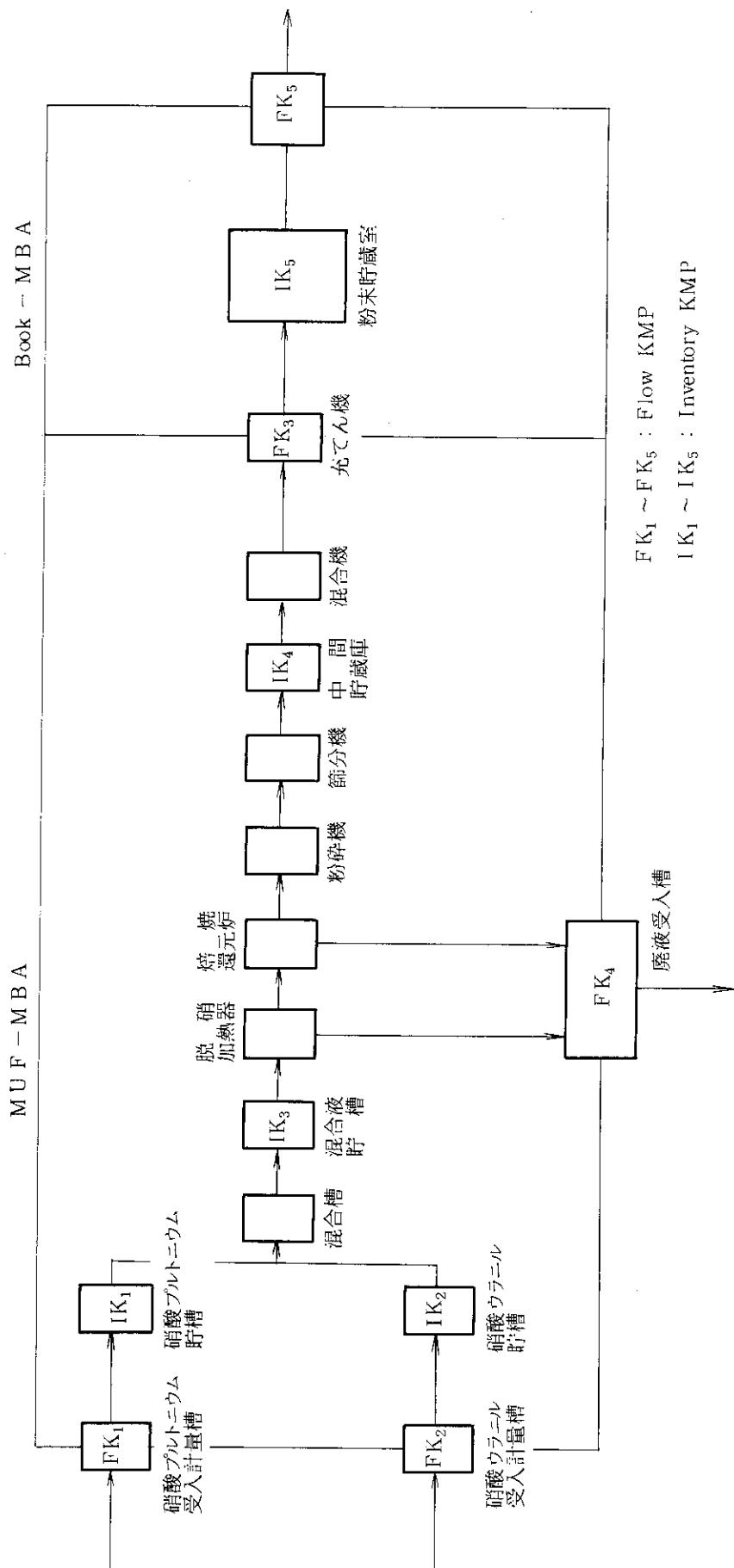


Fig. 3.7 在来計量管理におけるMBAとKMP(改訂案)

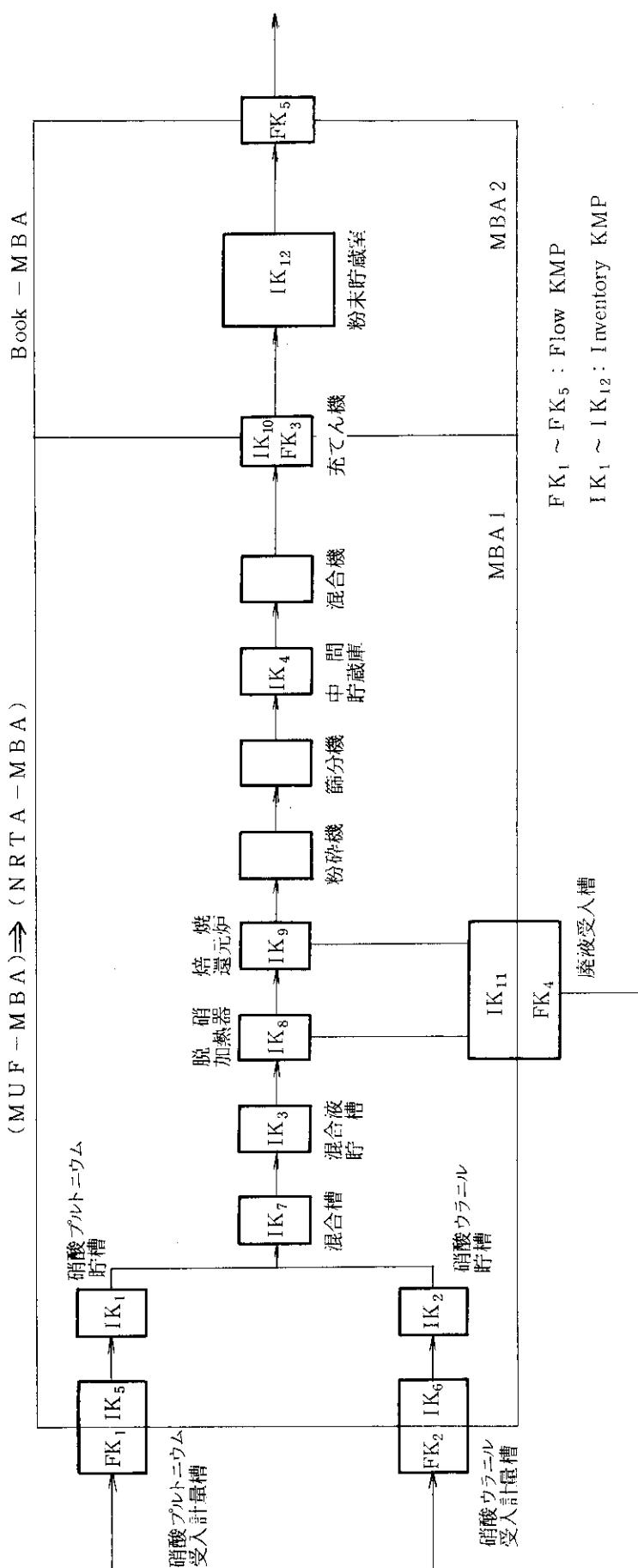


Fig. 3. 8 N.R.T 計量管理における MBA と KMP

TABLE 3.9

MEASUREMENTS FOR DYNAMIC ACCOUNTABILITY IN THE COPRECAL PROCESS
(Ret. LA - 7521)

<u>Measurement Point</u>	<u>Number of Measurement Points</u>	<u>Material Description</u>	<u>Measurement Type</u>	<u>Instrument Precision [$\pm(1\sigma)$]</u>	<u>Calibration Error [$\pm(1\sigma)$]</u>	<u>Calibration Period</u>
Receipt-feed-blend inventory	9	U-Pu in HNO ₃ 400 g HM/L 108 Pu	Mass or volume Concentration (chem. anal. and abs.-edge densitometry)	0.1-1 0.2	0.1-1 0.2	Campaign Campaign
Precipitator input	3	U-Pu in HNO ₃ 1 L/min	Flow meter	1.5	1	Campaign
Precipitator inventory	3	Slurry 1 kg Pu	NDA, neutron	10	---	Physical inventory
Calciner inventory	12	PuO ₂ , UO ₃ 0.9 kg Pu	NDA, neutron	10	---	Physical inventory
Primary filter holdup	3	PuO ₂ , UO ₃ 0.75 kg Pu	NDA, neutron	10	---	Physical inventory
Secondary filter holdup	3	PuO ₂ , UO ₃ 0.75 kg Pu	NDA, neutron	10	---	Physical inventory
Reduction container	3	PuO ₂ , UO ₃ 3.3 kg Pu	NDA, neutron	2	1	Day
Reduction-stabilization holdup	12	PuO ₂ , UO ₂ 0.2 kg Pu	NDA, neutron	10	---	Physical inventory
Final filter holdup	12	PuO ₂ , UO ₂ 0.2 kg Pu	NDA, neutron	10	---	Physical inventory
Scrap	3	PuO ₂ , UO ₂	NDA, neutron	2	5-10	Day
Vacuum	3	PuO ₂ , UO ₂	NDA, neutron	2	5	Day
Product	3	PuO ₂ , UO ₂ 3.2 kg Pu 37 kg HM	NDA, neutron or calorimeter	1	0.5	Day

Table 3.10 モデルプラントにおけるMBA1内の計測点における計量精度 (1σ : %)

KMPコード	計測点	ケース1				ケース2				ケース3				
		バルク		サンプリング		バルク		サンプリング		バルク		サンプリング		
		R	S	R	S	R	S	R	S	R	S	R	S	
FK ₁	硝酸プルトニウム受入計量槽	0.3	0.2	0.5	0.2	1.0	0.3	0.3	0.2	0.4	0.3	0.2	1.0	0.3
FK ₂	硝酸ウラニル受入計量槽	0.3	0.2	0.5	0.2	0.5	0.2	0.3	0.15	0.4	0.3	0.2	1.0	0.3
FK ₃	充填機	0.3	0.2	0.5	0.2	1.0	0.3	0.05	0.04	0.3	0.2	0.5	0.2	0.5
FK ₄	廃液受入槽	1.0	2.0	0.5	0.2	10.0	1.0	2.0	0.5	0.2	10.0	1.0	2.0	10.0
IK ₁	硝酸プルトニウム貯蔵槽	0.3	0.2	0.5	0.2	1.0	0.3	0.3	0.2	0.15	0.2	1.0	0.3	0.2
IK ₂	硝酸ウラニル貯蔵槽	0.3	0.2	0.5	0.2	0.5	0.2	0.3	0.2	0.15	0.2	1.0	0.3	0.2
IK ₃	混合液貯蔵槽	0.3	0.2	0.5	0.2	1.0	0.3	0.3	0.2	0.15	0.2	1.0	0.3	0.2
IK ₄	中間貯蔵庫	0.3	0.2	0.5	0.2	1.0	0.3	0.05	0.04	0.5	0.2	1.0	0.3	0.2
IK ₅ *	硝酸プルトニウム受入計量槽	0.3	0.2	0.5	0.2	1.0	0.3	0.3	0.2	0.15	0.2	0.5	0.3	0.2
IK ₆ *	硝酸ウラニル受入計量槽	0.3	0.2	0.5	0.2	0.5	0.2	0.3	0.2	0.15	0.2	0.5	0.2	0.3
IK ₇ *	混合槽	0.3	0.2	0.5	0.2	1.0	0.3	0.3	0.2	0.15	0.2	1.0	0.3	0.2
IK ₈ *	脱硝加熱器	0.3	0.2	0.5	0.2	2.0	5.0	0.05	0.04	0.5	0.2	2.0	5.0	0.2
IK ₉ *	焙焼還元炉	0.3	0.2	0.5	0.2	2.0	5.0	0.05	0.04	0.5	0.2	2.0	5.0	0.2
IK ₁₀ *	充填機	0.3	0.2	0.5	0.2	2.0	5.0	0.05	0.04	0.3	0.2	2.0	5.0	0.2
IK ₁₁ *	廃液受入槽	1.0	2.0	0.5	0.2	10.0	1.0	2.0	0.5	0.2	10.0	1.0	2.0	10.0

(註) ケース1, 2及び3については

Table 3.5 ~ 7を参照のこと。

R : Random Error

S : Systematic Error

□: ケース1と異なる値

4. 計量管理システムの評価法

4.1 在来型計量管理に対する評価手順

施設の計量管理能力を評価するには様々な測面からのアプローチが必要であるが、従来から保障措置の領域で行なわれてきたアプローチは2つのステップから構成されている。

第1のステップでは、

物質収支区域、

物質収支期間、

KMPでの測定プロシードュアと測定誤差の大きさ、及び核物質の受払い、及び実在庫測定のプロシードュアとそれらについての典型的な量

を設定条件として、

予想される物質収支の精度 (σ_{MUF})

を求め、それが

期待されている物質収支の精度 (σ_{EX}) [Table 2.3]

を満たしているかどうかを評価する。このステップは物質収支区域毎に施設側が行なうものであり、計量管理能力評価の基本となるものである。

第2のステップは第1ステップで満足される結果が得られてから行なうが、これは査察側の検認を容易にするという立場からの評価アプローチである。このステップでは、

仮想される転用戦略、

検認の目標(G) [(2.1)式]、及び

検認のアプローチ(例えば Attribute Test と Variable Test の組み合わせ)

を設定し、

Attribute Sample Size

Attribute mode Variable Sample Size、

Variable Sample Size、及び

Inspection Effort

を求め、それが

施設運転に対する Hamperness として許容範囲にあるか、及び、

査察側の Resource からして許容範囲にあるか、

の2面から評価する。この評価が満足されないときは再び第1ステップに返り、施設側の計量管理システムの見直しを行ってから第2ステップに入る。そこでは第1ステップでの変更が第2ステップの設定条件の変更につながるから、おのずと評価の結果も変わることになる。この繰り返しによって施設の計量管理システムは保障措置の観点から評価されることになる。

4.2 N. R. T. 計量管理の評価から生まれた新しい評価手順

前節で述べた評価手順は、低濃縮ウラン燃料加工施設のような比較的保障措置上センシティブでないプラントに対する適用性は高いが、再処理施設、MOX 燃料加工施設、Pu 転換施設などの大型バルク施設に対しては不十分なものとなっている。その第 1 の理由は 3.3 節で述べたように在来計量管理そのものが保障措置上不十分と考えられるようになったために、前節の第 1 ステップでの評価が満足させられても、尚十分とは云えなくなったということである。例えばモデル施設の場合、 σ_{EX} は Table 2.3 より 0.5% であるが、2060 kg Pu／年のスループットから勘定すると年 4 回の PIT をやるとしてもその σ_{MUF} は約 2.6 kg Pu となる。測定誤差の限界(LE MUF)を 2σ とするとこれは 5.2 kg Pu となるが、このとき IAEA が検知出来る量(M_I)は(2.2)式より 12.9 kg Pu となり、有意量(8 kg Pu)^(註) を越えることになる。このような場合には在来計量管理を補完する手段が必要となり、N. R. T. 計量管理はそのような目的のために導入されることになる。この場合、前節で述べた評価手順だけでは不十分であり、N. R. T. 計量管理の特性を評価する新しいプロシーデュアが必要となって来る。

第 2 の理由は、比較的短期間で変動するプラントの運転モードと N. R. T. 計量管理の能力との相関関係を定量的に評価する必要性が出て来たことである。プラントの運転が定常的でないときに核物質のロスがあった場合、それが検知出来るか否かを定量的に示すためには、前節で述べたような「核物質の典型的な受払い」を仮定した評価方法では駄目である。

そこで新しく開発された評価法が現在吾々の用いているシミュレーションによる評価法である。この手法はロスアラ莫斯国立研究所の保障措置グループが始めたものであるが、TASTEX プロジェクト遂行の際、当研究室でもこの手法を取り入れ、再処理施設を始め、数種類の施設に適用出来るようなシミュレーション・システムを開発してきた。

このシミュレーション法は、(1)施設内の核物質の流れをシミュレートする物質流シミュレーション・システム、(2)その物質流を真値とみなしてこれを測定対象とする測定シミュレーション・システム、及び、(3)シミュレートされた測定値から物質収支計算をシミュレートし、計量管理データ(MUF, σ_{MUF} など)を作り上げ、それに対して最新の統計分析法を適用して核物質のロスあるいは転用のある・なしを判定するデータ解析システム、の 3 つの構成要素から成る。物質流シミュレーションでは、現実のプラントで発生しうる運転モードから、殆んど発生し得ないと思われる程の運転モードをシミュレートすることが可能であり、その中には核物質の流出ロスとか転用さえも含める事ができる。したがって、この評価法を用いれば、在来型計量管理能力の評価も、N. R. T. 計量管理の能力の評価も同時に行なうことができる。

本研究では、物質流シミュレーション・システムとして DYSAS-C プログラムを開発した。測定シミュレーション・システム及びデータ解析システムとしては TASTEX プロジェクトを契機として開発した SIMAC 及び SADAC をそれぞれ使用した。また、DYSAS-C の出力を図形処理するプログラムとして GPLP、SADAC 用の図形処理プログラムとして SPTPLT を使用した。Fig. 4.1 はこれらのプログラムの相関を示したものである。

(註) 年 2 回の PIT とすると $\sigma_{MUF} = 5.2 \text{ kg Pu}$, $LEMUF = 10.3 \text{ kg Pu}$, $M_I = 25.8 \text{ kg Pu}$ となる。

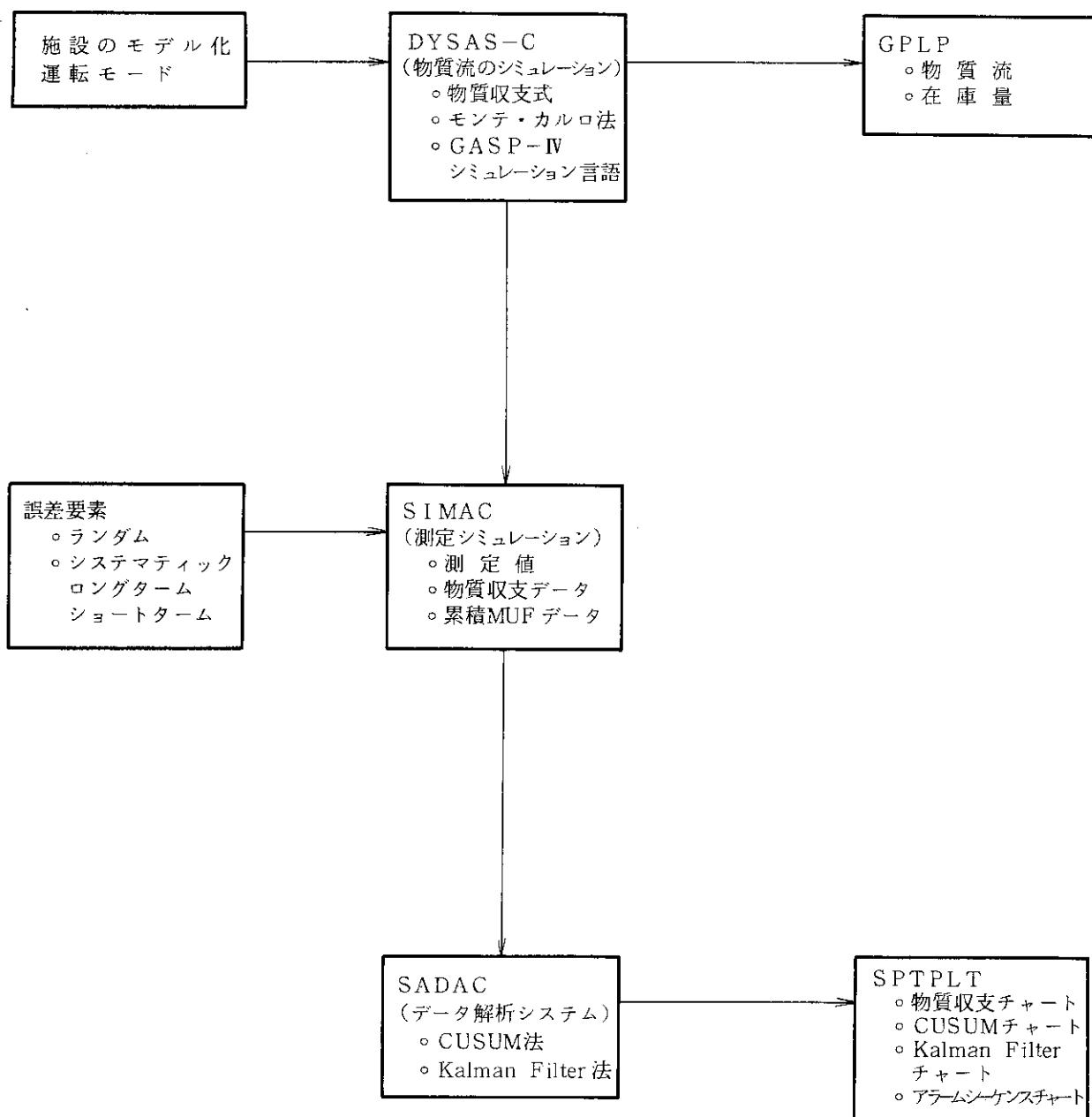


Fig. 4.1 シミュレーション法による評価システム

5. 計量管理システムの評価

5.1 シミュレーション・モデル

5.1.1 物質流シミュレーションにおける仮定

物質流シミュレーションの目的は核物質の計量管理を模擬するための基本情報を作り出すことがある。したがって、シミュレーターと現実とのギャップはある程度まで存在することが許容される。Fig.5.1はそのような観点から作られたシミュレーション用のプラントモデルである。このモデルには、Fig.3.4に示されるような細かい物質の流れや廃棄物の処理系などは考慮されていない。しかしながら、これでも計量管理上の主要特性を検討するに足る情報は提供してくれる。

後に示すようにこのプラントには、N.R.T. 計量管理を適用する上ではいくつかの問題があることが判った。それらの問題は主として、in-process inventory 測定が非常に困難と考えられる領域に関係しているが、これらの問題に対する答を見出すためには現状のシミュレーターより、より一層詳細なプロセスの流れをシミュレートできるようなシミュレーターが必要になる。本研究の次のステップでは、そのようなシミュレーターの開発、つまり DYSAS-C の改訂版の開発が必要になるだろう。

今回のシミュレーション・モデルでは紛末貯蔵室からの払い出しは行なわれず、単純に製品が蓄積されるものとしているが、このシミュレーションでは運転開始から第1回目のPITまでを対象期間（約50日）としているので製品の蓄積量はそれ程大きくはない。

運転モードはFig.3.3に示したものを探用している。プラントがクリーン・アウト PITのために停止されるのは、48日分のMOX燃料が紛末貯蔵庫に払い出された時点とした。

以上の仮定を基にシミュレーターDYSAS-Cが開発された。これを用いて行なったシミュレーションにおけるパラメータの組み合わせをTable 5.1に、シミュレーションの結果の一部をFig.5.2～Fig.5.7およびTable 5.2に示す。Fig.5.2～5.4は各工程内のプルトニウムのHold-up量を示し、Fig.5.5～5.7はウランのそれを示す。このシミュレーションではプラントの運転は非常に安定しており、各工程での物質量のランダム・ウォークの幅もかなり狭いものとしているため、一見して単調なプラント運転をシミュレートしているように見える。現実には、もっと複雑な量の変化がある筈であるが、プラントについての情報不足から今回はこの程度のシミュレーションで止むを得ないこととした。

既に述べたように、物質流シミュレーションの段階で、核物質のロスとか転用による抜き取りを模擬することが出来る。今回の検討では、Table 5.3に示すように Abrupt Diversion と Protracted Diversion を考慮した。転用量は2kg, 4kg, 6kg 及び 8kg を想定し、Abrupt Div. は運転開始後の 1000 時間目に突如、硝酸プルトニウム貯槽から上記の量のプルトニウムが抜き取られるものと仮定、Protracted Div. では運転開始後の 400 時間目から 1400 時間までの 1000 時間（約 6 週間）の間に上記の量が累積的に抜き取られるものと仮想した。

対象としたシミュレーション期間中のプラント処理量は以下のとおりである。

処理量

i) 受入原料量

硝酸プルトニウム 1199ℓ (250 kg Pu)

硝酸ウラニル 1005ℓ (362 kg U)

ii) MOX 細末払出量

MOX 細末 543 kg (239 kg Pu, 239 kg U)

iii) 廃棄系への移動量

0.75 kg Pu

0.77 kg U

Table 5.1 シミュレーションの組み合せ

	物質収支期間	測定精度	転用(Pu)	
			Abrupt	Protracted
在来型 計量管理	50日	バルク測定 + 破壊分析 3ケース	$\begin{cases} 2 \text{ kg} \\ 4 \text{ kg} \\ 6 \text{ kg} \\ 8 \text{ kg} \end{cases}$	$\begin{cases} 48 \text{ g}/\text{日} \\ 96 \text{ g}/\text{日} \\ 144 \text{ g}/\text{日} \\ 192 \text{ g}/\text{日} \end{cases}$
N R T 計量管理	4日 8日 2ケース	同上	同上	同上

Table 5.2 定常運転状態における各工程の holdup 量

* 工程 番号	機 器 名 称	取扱 物 質	液位 / 重量	Pu - holdup	Pu 濃 度	U - holdup	U 濃 度
1	硝酸プルトニウム受入計量槽	硝酸プルトニウム溶液	300.3 ℥	62.6 kg	0.208 kg/ℓ	—	—
2	硝酸プルトニウム貯槽	"	98.9 ℥	20.6 kg	0.208 kg/ℓ	—	—
3	硝酸ウラニル受入計量槽	硝酸ウラニル溶液	—	—	—	—	—
4	硝酸ウラニル貯槽	"	950.5 ℥	—	—	342.2 kg	0.360 kg/ℓ
5	混合槽	硝酸プルトニウム 硝酸ウラニル混合液	299.4 ℥	39.5 kg	0.132 kg/ℓ	39.6 kg	0.132 kg/ℓ
6	混合液貯槽	"	51.0 ℥	6.7 kg	0.132 kg/ℓ	6.8 kg	0.132 kg/ℓ
7	脱硝加熱器	—	—	—	—	—	—
8	"	—	12.5 kg	5.0 kg	40.4 %	5.1 kg	40.6 %
9	焙焼還元炉	—	—	—	—	—	—
10	"	—	11.4 kg	5.0 kg	44.0 %	5.0 kg	44.3 %
11	粉碎機	MOX 粉末	0.3 kg	0.1 kg	44.1 %	0.1 kg	44.3 %
12	篩分機	"	11.4 kg	5.0 kg	44.1 %	5.0 kg	44.3 %
13	中間貯藏	"	45.3 kg	19.9 kg	44.0 %	20.0 kg	44.2 %
14	混合機	"	45.5 kg	20.0 kg	44.0 %	20.0 kg	44.0 %
15	廃液受入槽	脱硝凝聚液	26.7 ℥	15.6 g	0.586 g/ℓ	16.0 g	0.601 g/ℓ

(* Fig. 5.1 を参照のこと)

Table 5.3 各転用モード

No.	Case name	Total feed (kg Pu)	Div. Mode	Div. Point	Div. Time	Div. Total (kg Pu)	Div./Day (kg Pu)	Div./Feed (%)
1	FFN1	250.0	—	—	—	—	—	—
2	FFA1	"	Abrupt	硝酸アフルトニウム貯槽	1000	2.00	—	0.80
3	FFA2	"	"	"	"	4.00	—	1.60
4	FFA3	"	"	"	"	6.00	—	2.40
5	FFA4	"	"	"	"	8.00	—	3.20
6	FFP1	"	Protracted	"	400 ~ 1400	2.00	0.048	0.80
7	FFP2	"	"	"	"	4.00	0.096	1.60
8	FFP3	"	"	"	"	6.01	0.144	2.40
9	FFP4	"	"	"	"	8.01	0.192	3.20

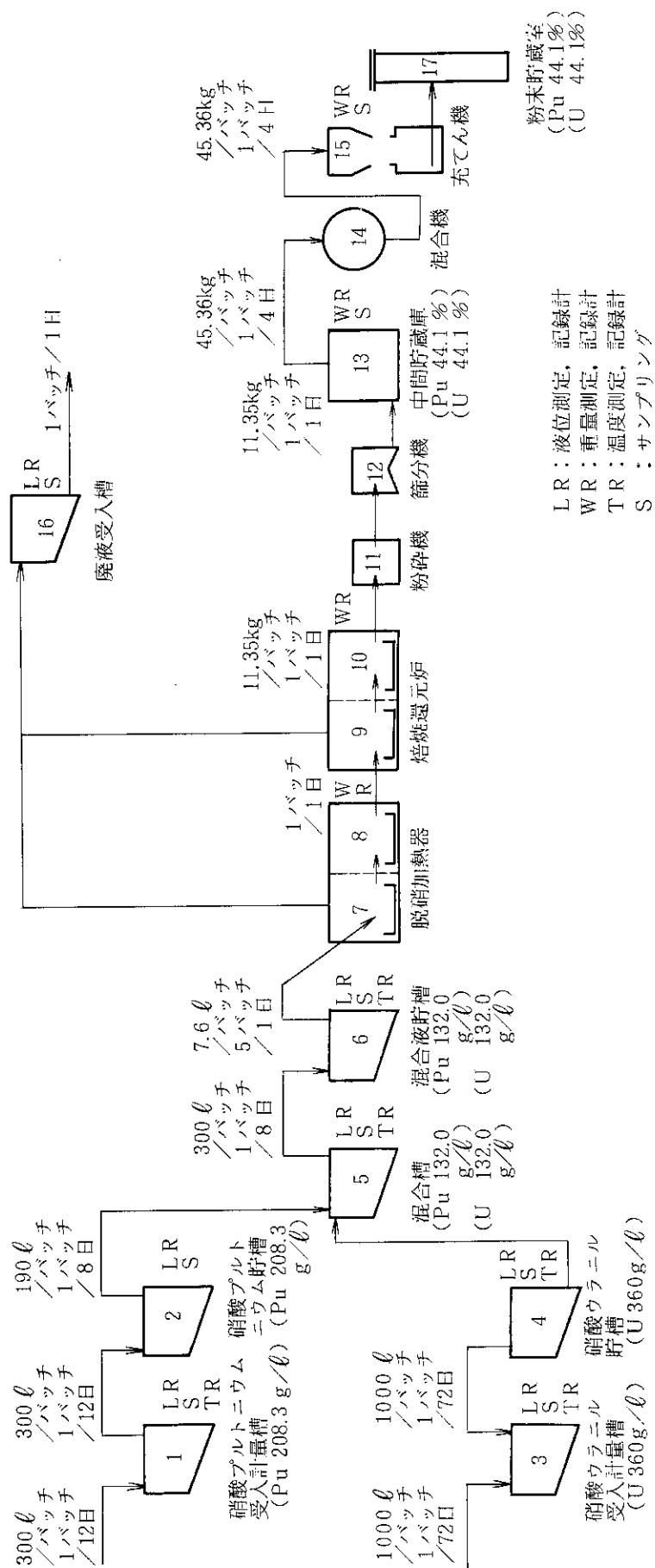


Fig. 5.1 モデルプラントのプロセスフロー

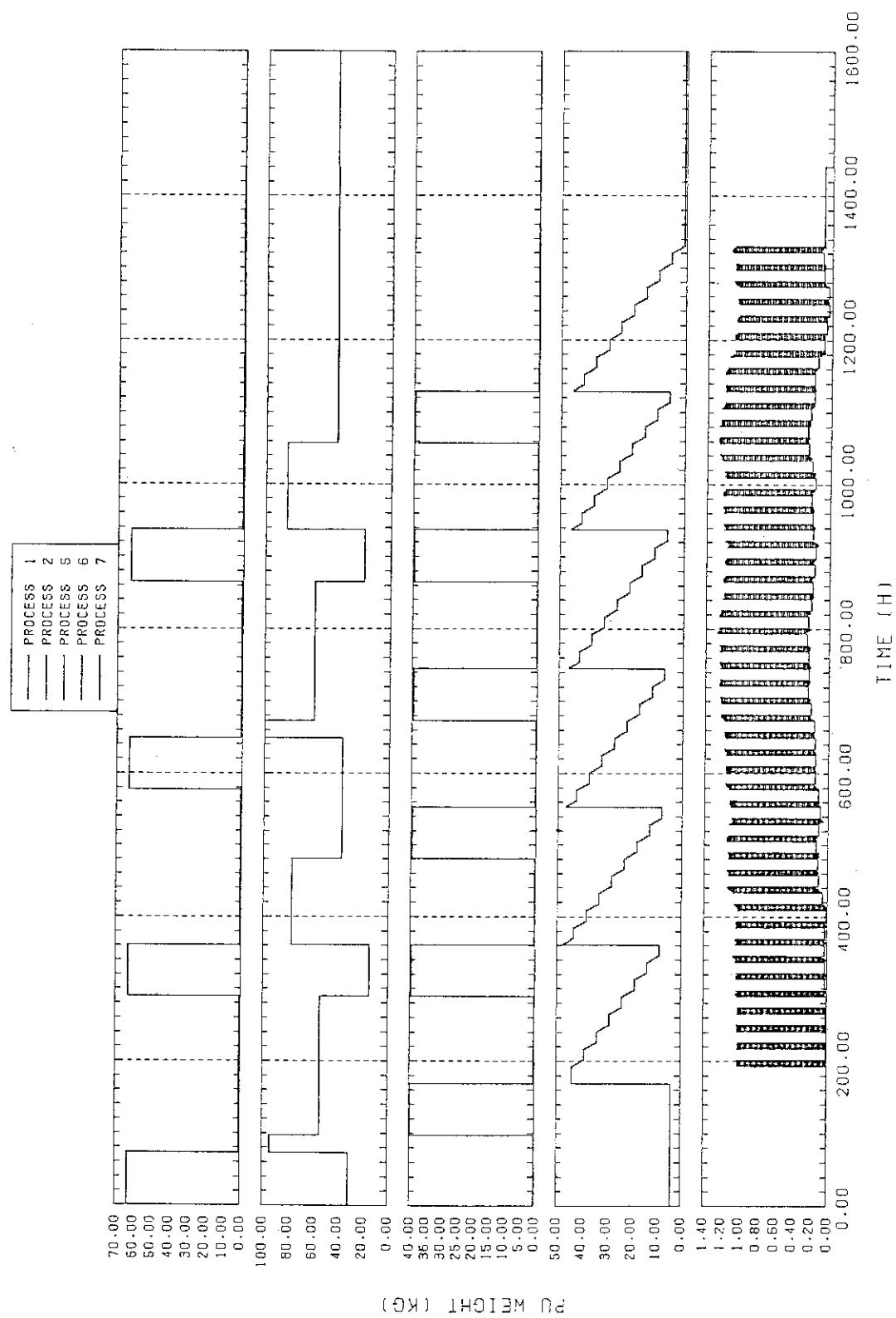


Fig. 5.2 各工程内におけるPu Holdup量の変化

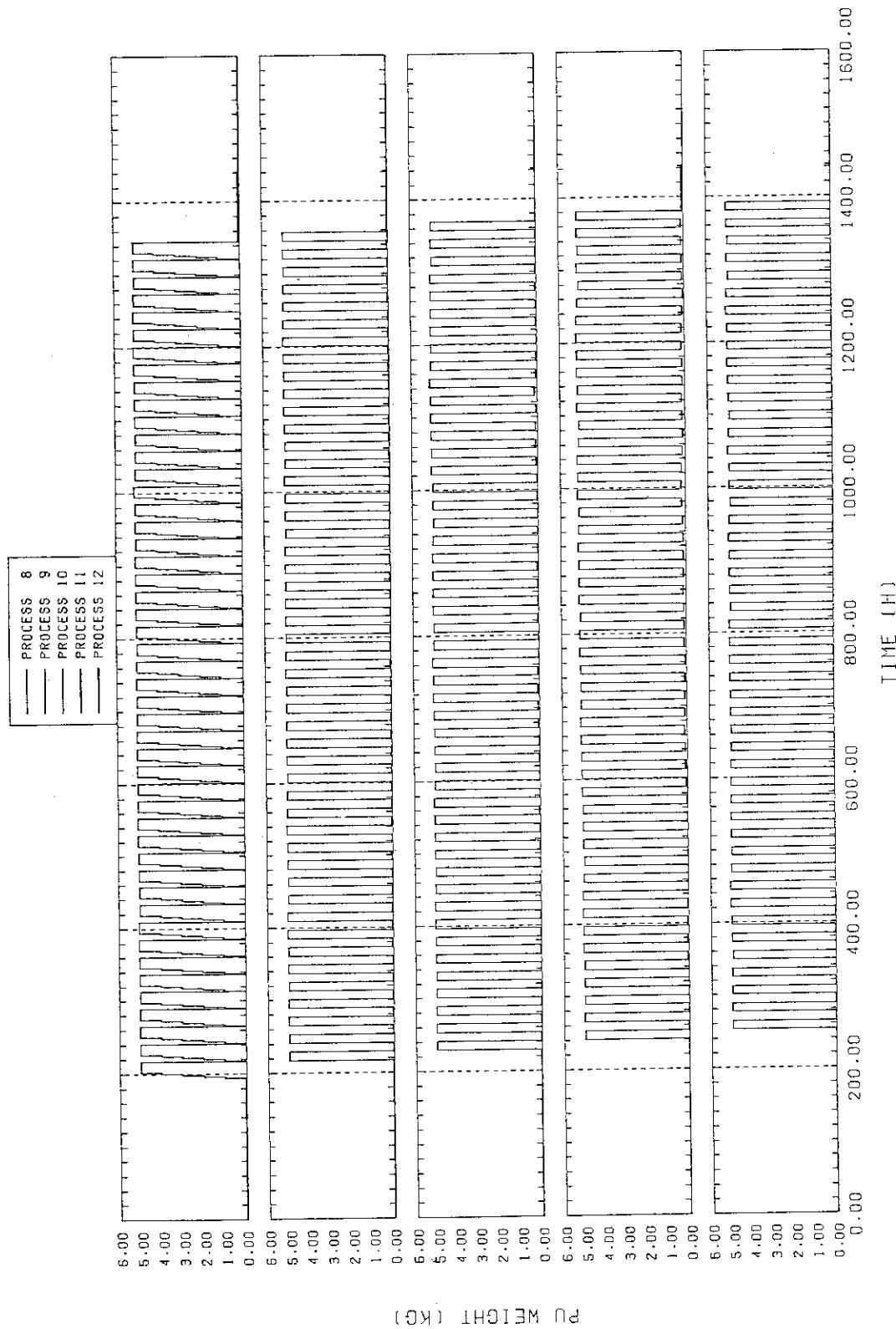


Fig. 5.3 各工程内におけるPu Holdup量の変化

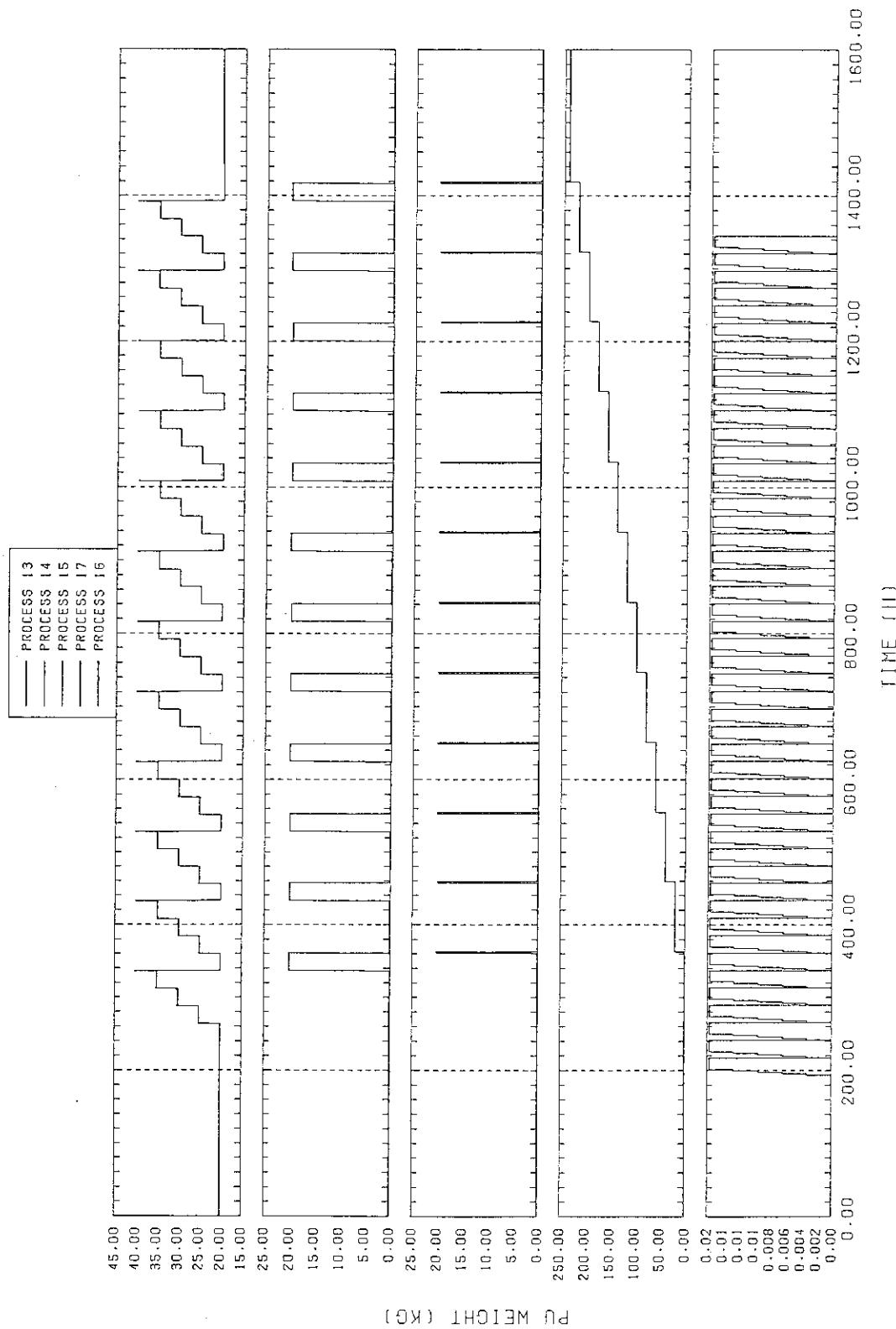


Fig. 5.4 各工程内におけるPu Holdup量の変化

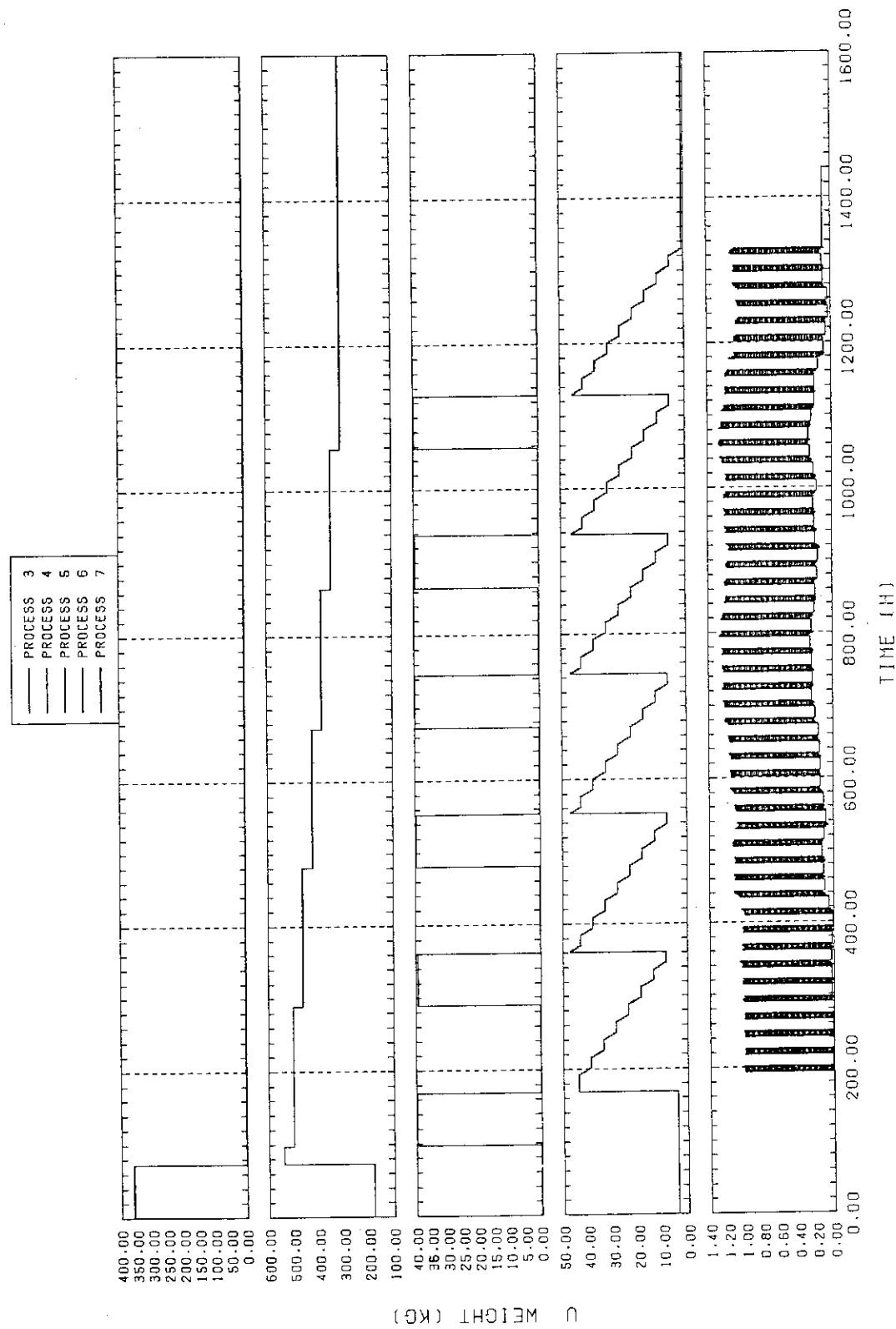


Fig. 5.5 各工程内における U Holdup 量の変化

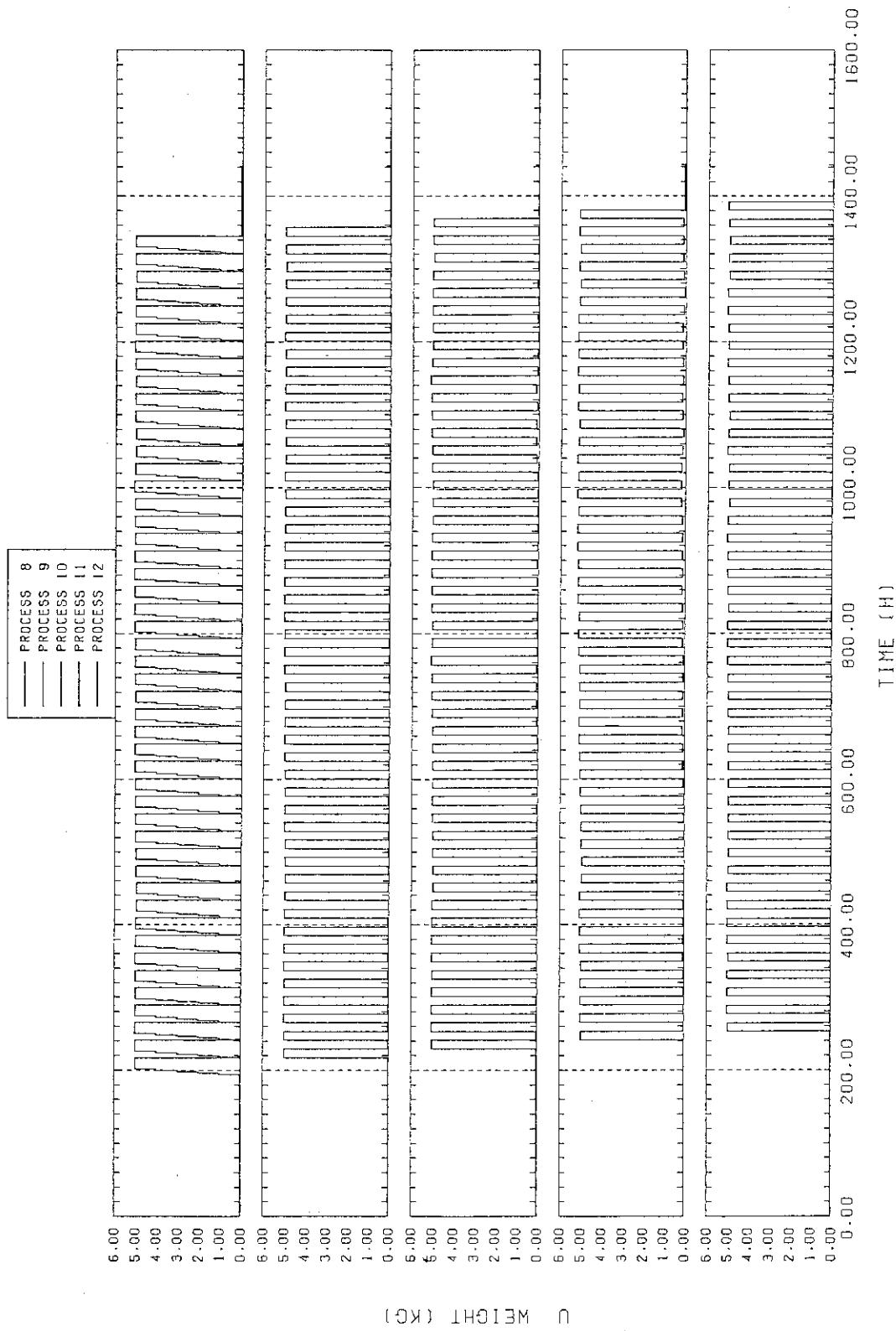


Fig. 5.6 各工程内における U Holdup 量の変化

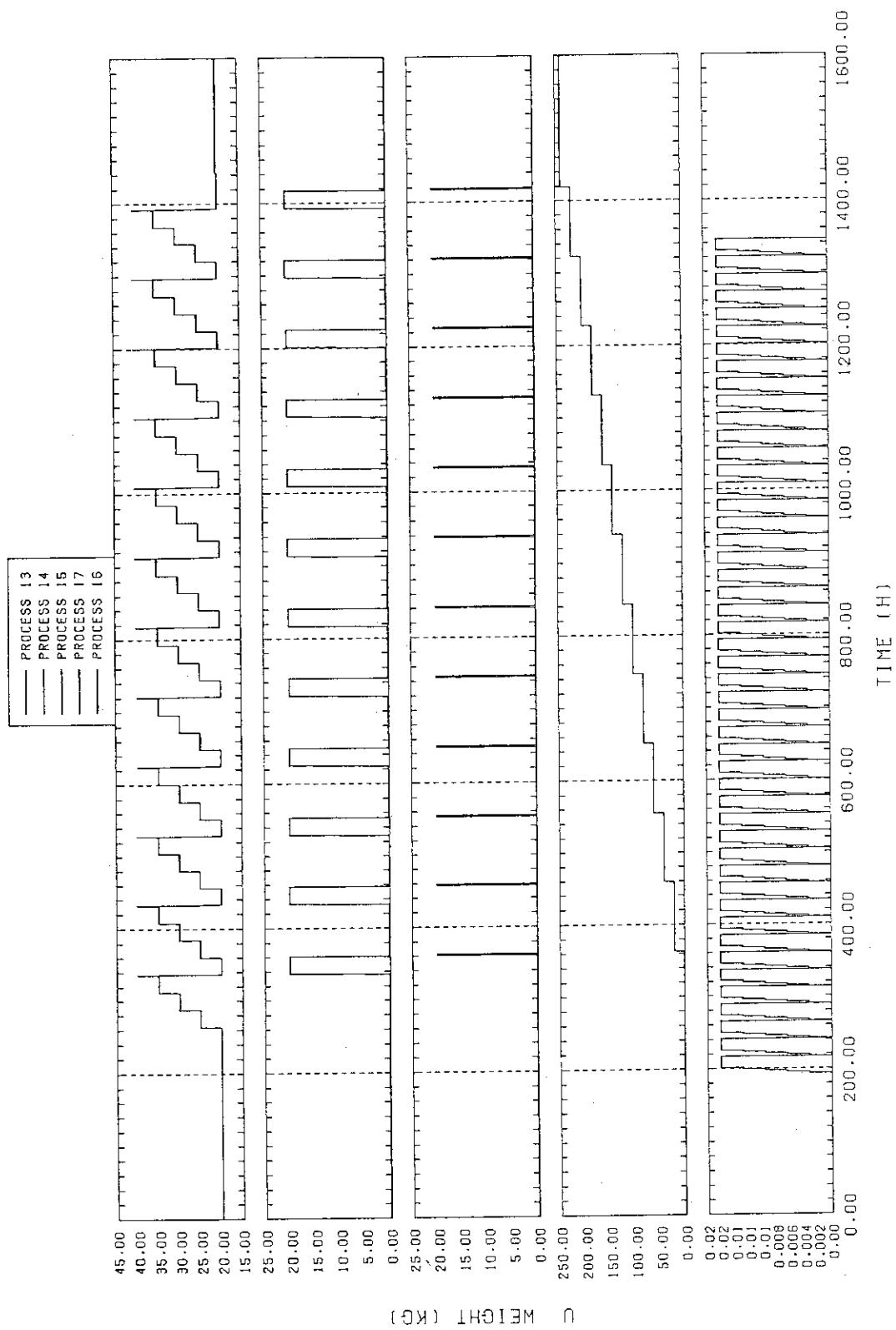


Fig. 5.7 各工程内における U Holdup 量の変化

5.1.2 測定シミュレーションにおける仮定

測定シミュレーション上の仮定は、既に第3章において詳述したとおりである。

前述の物質流シミュレーションでの結果として得られる物質の流れと Hold-up 量は、入力された指定時間間隔（今回のシミュレーションでは15分）毎に磁気ディスク上に保存されている。このデータは KMP に指定した工程におけるもののみならず、すべての工程におけるものとなっており、KMP の位置を変更する場合に対応出来るようにしている。この物質流シミュレーションで得られた値が、測定シミュレーションでは真値として利用される。

今、入量計量タンクを考えてみる。ここは KMP-1 として指定されていて、その体積測定の誤差の標準偏差（正確には変動係数）が δ であるとする。ある時刻 t に体積測定が為された場合、測定シミュレーターは前記の物質流シミュレーションの磁気ディスクをサーチして、KMP-1 のポイントのデータを見付け、 t に最も近い時刻におけるタンク内溶液の体積 $v(t)$ を選び出す。次に $v(t)$ を中心（平均値=真値）とし、 $v(t)\delta$ を標準偏差とする正規分布に従う乱数を発生させ、その中のひとつを取り出してそれを $v(t)$ の測定値 $v_0(t)$ とする。溶液の濃度についても同様の手続きで測定値がシミュレートされる。このようにして、原理的にはあらゆる点の測定値が作り出されることになる。

計量管理のシミュレーションは、上記の測定シミュレーションのデータを用いることにより容易に実施出来る。1 物質収支期間に対する MUF 計算のシミュレーションを測定誤差の値をパラメータとしたり、物質収支期間を変化させたり、あるいは物質収支区域を変えてみるなども容易である。MUF 計算の中で用いる誤差伝播モデルも測定シミュレーションでは入力により指定されるようにしている。

今回のシミュレーションでは第3章に述べた計量活動が実際に行なわれるものと想定して、そのようにシミュレートしている。

N.R.T. 計量管理は現在の施設原案の中には入っていないので、ここでは便宜上、N.R.T. 物質収支期間として4日と8日の2ケースを想定して、比較検討が出来るようにした。

5.1.3 シミュレーション・ケース

Table 5.4 は今回行なったシミュレーションのケースをまとめたものである。実施したケース数は全部で 56 ケースである。この内容は以下のとおり。

ケース名

正常運転 (No Diversion)	F N ××	8 ケース
Abrupt Diversion	F A ××	24 ケース
Protracted Diversion	F P ××	24 ケース

(註) サンプリングは 1 Sample/Batch, 1 analysis/Sample と仮定。

Table 5.4 シミュレーションケースの名称と特性

No.	Case name	プローチミュレーションケース No.	測定精度	動的物質収支期間 (day)	No.	Case name	プローチミュレーションケース No.	測定精度	動的物質収支期間 (day)	No.	Case name	プローチミュレーションケース No.	測定精度	動的物質収支期間 (day)
1	FN11	FFN1	1	—	21	FA314	FFA3	1	4	41	FP234	FFP2	3	4
2	FN12	"	2	—	22	FA324	"	2	"	42	FP218	"	1	8
3	FN114	"	1	4	23	FA334	"	3	"	43	FP228	"	2	"
4	FN124	"	2	"	24	FA318	"	1	8	44	FP238	"	3	"
5	FN134	"	3	"	25	FA328	"	2	"	45	FP314	FFP3	1	4
6	FN118	"	1	8	26	FA338	"	3	"	46	FP324	"	2	"
7	FN128	"	2	"	27	FA414	FFA4	1	4	47	FP334	"	3	"
8	FN138	"	3	"	28	FA424	"	2	"	48	FP318	"	1	8
9	FA114	FFA1	1	4	29	FA434	"	3	"	49	FP328	"	2	"
10	FA124	"	2	"	30	FA418	"	1	8	50	FP338	"	3	"
11	FA134	"	3	"	31	FA428	"	2	"	51	FP414	FFP4	1	4
12	FA118	"	1	8	32	FA438	"	3	"	52	FP424	"	2	"
13	FA128	"	2	"	33	FP114	FFP1	1	4	53	FP434	"	3	"
14	FA138	"	3	"	34	FP124	"	2	"	54	FP418	"	1	8
15	FA214	FFA2	1	4	35	FP134	"	3	"	55	FP428	"	2	"
16	FA224	"	2	"	36	FP118	"	1	8	56	FP438	"	3	"
17	FA234	"	3	"	37	FP128	"	2	"					
18	FA218	"	1	8	38	FP138	"	3	"					
19	FA228	"	2	"	39	FP214	FFP2	1	4					
20	FA238	"	3	"	40	FP224	"	2	"					

5.2 在来型計量管理の特性と評価

5.2.1 特性

計量管理の特性をプルトニウムについて MUF の分散の大きさで表現したのが Table 5.6 及び 5.7 である。前者は測定精度としてケース 1 (Table 3.5) を採り、後者はケース 2(Table 3.6) を採用したものである。ケース 3 (Table 3.7) はケース 1 と大差はないので、ここでは省略した。

これらの表に示した MUF の分散は、プラント・スタート・アップ後第 1 回目の PIT が行われるまでの 50 日間の物質収支期間に対応するものである。それらの値を標準偏差に直してみると以下のようになっている。

Table 5.5 在来計量管理における標準偏差

	$\sigma_{MUF, R}^*$	$\sigma_{MUF, S}^*$	σ_{MUF}	$\sigma_{MUF} / \text{受入}$
ケース 1	1.78 Kg	1.45 Kg	2.29 Kg	0.9 %
ケース 2	1.04 Kg	1.65 Kg	1.95 Kg	0.8 %

上の表にみられるように、50 日の物質収支期間の受け入れプルトニウム量 (250 Kg) に対する σ_{MUF} の割合は 0.8~0.9 % であり、Table 2.3 に示される IAEA のクライテリア 0.5 % を越えるものとなっている。これでは IAEA を納得させることは難しい。従って、 σ_{MUF} を小さくすることを考えなくてはならないが、その努力目標を見つけるために、 σ_{MUF} の構成要素を検討してみる。

前の表に見られるように、ケース 1 ではランダム成分はシステムティック成分より大きいのに対し、ケース 2 ではこれが逆転している。このプラントでは受払いの量は在庫の量より遙かに大きいが、1 回毎の受払い量が大きくて、受払いの回数は少ない。このため、システムティック成分の累積は大きくなく、ランダム成分と大差ない大きさとなっている。これは、再処理施設などでシステムティック成分の方が圧倒的に大きいのに比べると際立った違いであり、当然、計量管理の方法も再処理施設とは違う方法が要求されることになる。即ち、再処理施設ではランダム・エラーは重要ではなく、システムティック・エラーの伝播を如何にコントロールするかが重要な計量管理の目標となる。従って、較正を如何に適正に行い、かつ、如何に的確に検認するかが重要である。一方、本研究で対象としたようなプルトニウム転換施設ではランダム・エラーもシステムティック・エラーも同程度の重みを持つことになり、かつ、1 回の測定量が大きいために、この場合には 1 回毎の測定を如何に正確に行うかが重要となってくる。

さて、モデルプラントの測定誤差の限界は、有意水準 α を 5 % とした場合、約 2 σ で表されるが、その大きさは物質収支期間 (50 日) に対して以下のようなになる。

$$LEMUF = 2 \sigma_{MUF}$$

ケース 1	4.58 Kg
ケース 2	3.90 Kg

(*) $\sigma_{MUF, R}$: Random成分, $\sigma_{MUF, S}$: Systematic成分

この数値の意味するところは、施設者が核物質のロスを検出しようとするときに達成しうる検出限界が、ケース1の場合 4.58 Kg 以上、ケース2では 3.90 Kg 以上であるということである。

一方、査察側の立場からすると、施設者の計量の検認目標量は(2.2)式で与えられるから、このプラントでは、

$G = M_I = 5 \cdot \sigma_{MUF}$		
ケース 1	11.45 Kg
ケース 2	9.75 Kg

ということになる。この数値から以下の事がいえる。即ち、施設内で核物質のロスないし転用があった場合、査察者が在来計量管理の検認のみで検知出来るのはその量がケース1の場合 11.45 Kg 以上のとき、ケース2では 9.75 Kg 以上のときに限られる。また、検知出来るのは PIT 終了後に物質収支をとったときになるから、検知時間は 50 日以下にはならない。

次に、測定の 3 要素(バルク測定、サンプリング、分析)が MUF 分散の中で占める割合をみてみると以下のようになっている。

	バルク測定	サンプリング	分析
ケース 1	13.4 %	20.6 %	66.1 %
ケース 2	11.6 %	15.3 %	73.1 %

上の表から、誤差の大半は分析誤差に起因するものであることが判る。

5.2.2 評価

以上の解析結果からこのモデル・プラントにおける在来型計量管理について以下のことが云える。

- 1) σ_{MUF} を小さくし、0.5 % 以下にするように測定系を改善する必要がある。
- 2) ランダム・エラー及びシステムティック・エラーの両方共小さくするように努力する必要がある。
- 3) そのためには、特に化学分析の誤差を小さくするのが効果的である。
- 4) 査察による在来型計量管理における検認目標量(G)は 1SQ より遥かに大きいので、Near-Real-Time 計量管理のような補完的手段を探る必要がある。
- 5) 検知のタイムリネス・クライテリアの要請からも、N.R.T. 計量管理のような補完手段は欠かせない。

Table. 5.6 在来計量管理下で測定精度ケース1を使用した場合のMUFの分散と構成各要素

MUF VARIANCE

OPERATION	TYPE OF ERROR COMPONENTS	INPUT (KG*KG)	PRODUCT (KG*KG)	WASTE (KG*KG)	BEGINNING INVENTORY (KG*KG)		ENDING INVENTORY (KG*KG)		TOTAL (KG*KG) (%)
					(%)	(%)	(%)	(%)	
BULK MEASUREMENT	RANDOM	0.142	2.71	0.043	0.81	0.00	0.010	0.19	0.212 4.04
	SYSTEMATIC	0.250	4.77	0.228	4.34	0.00	0.004	0.09	0.490 9.34
	TOTAL	0.392	7.47	0.270	5.15	0.00	0.015	0.28	0.703 13.38
SAMPLING	RANDOM	0.395	7.52	0.119	2.26	0.00	0.028	0.53	0.590 11.23
	SYSTEMATIC	0.250	4.77	0.228	4.34	0.00	0.004	0.09	0.490 9.34
	TOTAL	0.645	12.28	0.346	6.60	0.00	0.032	0.62	1.07 20.57
ANALYSIS	RANDOM	1.579	30.07	0.474	9.04	0.00	0.112	2.13	3.70 2.360 44.93
	SYSTEMATIC	0.563	10.72	0.512	9.76	0.006	0.11	0.010	0.33 1.109 21.11
	TOTAL	2.142	40.80	0.987	18.79	0.006	0.11	0.122	4.03 3.468 66.05
TOTAL		34.180	60.55	1.604	30.54	0.006	0.12	0.169	3.21 0.293 5.59 5.251 100.00
MEASUREMENT RATIO	(CPU)	250.135 41.067	238.595 39.172		0.758 0.124	55.686 9.142	63.916 10.494	609.089 100.000	
MEASUREMENT RATIO									
VARIANCE RATIO	INPUT PRODUCT WASTE B. INV. E. INV.	I***** I***** I* I* +-----+	BULK SAMPLING ANALYSIS	I*** I*** I***	RANDOM SYSTEM.	I*** I***	I*** I***	I*** I***	
MUF					BULK SAMPLING ANALYSIS	I*** I*** I***	+-----+	+-----+	

Table. 5.7 在来計量管理下で測定精度ケース2を使用した場合のMUFの分散と構成各要素

MUF VARIANCE									
OPERATION	TYPE OF ERROR COMPONENTS	INPUT (KG*KG)	PRODUCT (KG*KG)	WASTE (KG*KG)	BEGINNING INVENTORY (KG*KG) (%)		ENDING INVENTORY (KG*KG) (%)		TOTAL (KG*KG) (%)
					BEG.	END.	BEG.	END.	
BULK MEASUREMENT	RANDOM	0.142	3.75	0.03	0.00	0.009	0.24	0.017	0.44
	SYSTEMATIC	0.250	6.60	0.009	0.24	0.01	0.11	0.007	0.19
	TOTAL	0.392	10.35	0.010	0.27	0.000	0.01	0.013	0.63
SAMPLING	RANDOM	0.036	0.94	0.043	1.13	0.000	0.005	0.13	0.007
	SYSTEMATIC	0.250	6.60	0.229	6.03	0.000	0.004	0.12	0.008
	TOTAL	0.286	7.54	0.272	7.17	0.000	0.009	0.24	0.014
ANALYSIS	RANDOM	0.395	10.42	0.119	3.14	0.000	0.112	2.95	0.194
	SYSTEMATIC	1.001	26.41	0.915	24.14	0.006	0.15	0.010	0.27
	TOTAL	1.396	36.83	1.034	27.28	0.006	0.15	0.122	3.21
TOTAL		2.074	54.73	1.316	34.72	0.006	0.16	0.144	3.81
MEASUREMENT RATIO	(GPU)	250.120 41.031	239.099 39.223	0.758 0.124	55.676 9.133	63.931 10.488	609.584 100.000		
MEASUREMENT RATIO	INPUT PRODUCT WASTE B-INV. E-INV.	I***** I***** I I* I**							
VARIANCE E RATIO	INPUT PRODUCT WASTE B-INV. E-INV.	I***** I***** I I* I*							
VARIANCE E RATIO	INPUT PRODUCT WASTE B-INV. E-INV.	I***** I***** I I* I*							
MUF	BULK SAMPLING ANALYSIS	I** I** I*****							

5.3 ニア・リアル・タイム計量管理の特性と評価

5.3.1 未測定在庫

N.R.T. 計量管理における最大の問題は未測定在庫の取扱である。この量が各N.R.T. 計量管理の物質収支期間毎に変動しなければ、MUF 方程式の中の初期在庫と末期在庫に同じ量の「測られない在庫」があることになるから、互いに相殺してしまい、何ら問題にならない。この量の変動が小さい場合も同様である。一方、これが期間毎に大きく変動すると云うことになると、初期と末期におけるそれらの差はそのまま MUF に入ってしまうことになるから、こうなると MUF の値が大きいからといって、核物質のロスがあったのか、それとも未測定在庫の変動なのか、全く区別することが出来なくなってしまうことになる。この様な場合には、未測定在庫の絶対量を減らすか、あるいは、未測定在庫の変動特性に着目して、未測定在庫が MUF に影響しないように何らかの工夫をする、などの対応策を立てる必要がある。

モデル・プラントでは、先に述べたように、焙焼還元炉などのような本来 in-process inventory の測り難いところまで、「測れる」と仮定して N.R.T. 計量管理モデルを考えている。従って、未測定在庫は小さな量となるように設定している。Fig.5.8 はその値の変化を示したものである。図に示されるようにこのモデルでは未測定在庫は非常にきれいな周期性をもって変化している。しかし、その絶対値は大きいところで約 30Kg であり、全在庫量のほぼ 17% に達しており、上記の仮定にもかかわらず、決して小さな量とは云えなくなっている。このままの状態では、N.R.T. 計量管理を行ってもその信頼性は低いものにならざるを得ないことになるので、未測定在庫を更に減らすことを考えなければならない。

このプラントの場合、未測定在庫を減らすのに 2 つの方法が可能性として考えられる。そのひとつは、Fig.5.8 の示す周期性を利用することである。つまり、未測定在庫の最小になるときにタイミングを合わせて in-process inventory を測るように N.R.T. 計量管理を設計するという方法である。未測定在庫の変動周期は、図から 4 日であるので、N.R.T. 計量管理の物質収支期間を 4 日の整数倍にしてやることで、未測定在庫変動の MUF への影響を最少にすることが原理的には可能であろう。実際のプラントでは、このようにきれいな周期性が現われるかどうか、必ずしも定かでないが、周期性があるならば、それを利用すべきであろう。

もう一つの方法は、N.R.T. 計量管理の物質収支のタイミングを、プロセス全体で同時とせず、未測定在庫にならざるを得ない部分に在る量に対する in-process inventory は、その部分から「測れるポイント」に出たときに測るようにする、つまり、物質収支のタイミングに幅をもたせるという方法である。

Fig.5.9 は未測定在庫の周期的変動状況と物質収支期間、つまり実在庫測定日との関係を示したものである。この図の上の図では、実在庫測定を 4 日毎に実施することを矢印で示しているが、図で判るように、未測定在庫が 15 Kg 程度の最小量になった時点で実在庫測定が出来る様にタイミングを選択することが出来る。また、この場合、各物質収支期間には 1 回だけ極大未測定在庫を含むことになるので、物質収支データの解析には都合がよいことにもなる。

一方、下の図では物質収支期間を 5 日としているが、この場合、図の 3 番目の物質収支は未測定在庫が極大になった時点にぶつかっており、この量（約 35 Kg）は MUF の中に入ってしま

うことになる。このような場合は、何らかの方法で未測定在庫を推定して物質収支方程式に含めるか、あるいは、前に述べたように、未測定在庫を大量に含む領域を封じ込めて、これを監視しておき、測定可能な状態になったところでこれを測定して、以前に行っていた物質収支計算をやり直す、などの方法をとらなくてはならないが、この例の場合、極大未測定在庫が物質収支期間の中に入ってくる様子が一定でないので、計算は非常に難しいことになる。

Fig. 5.10は、このような未測定在庫を大量に発生する可能性のある領域を示したものである。図の斜線の部分がそのような領域であるが、このようなところには、矢印で示すような測定ポイントを設定し、そこに物質が現れた時点で常にそれを測るようにし、測れた時点で直前に求めた物質収支計算を修正することにより、未測定在庫の問題を解決することが可能となるであろう。

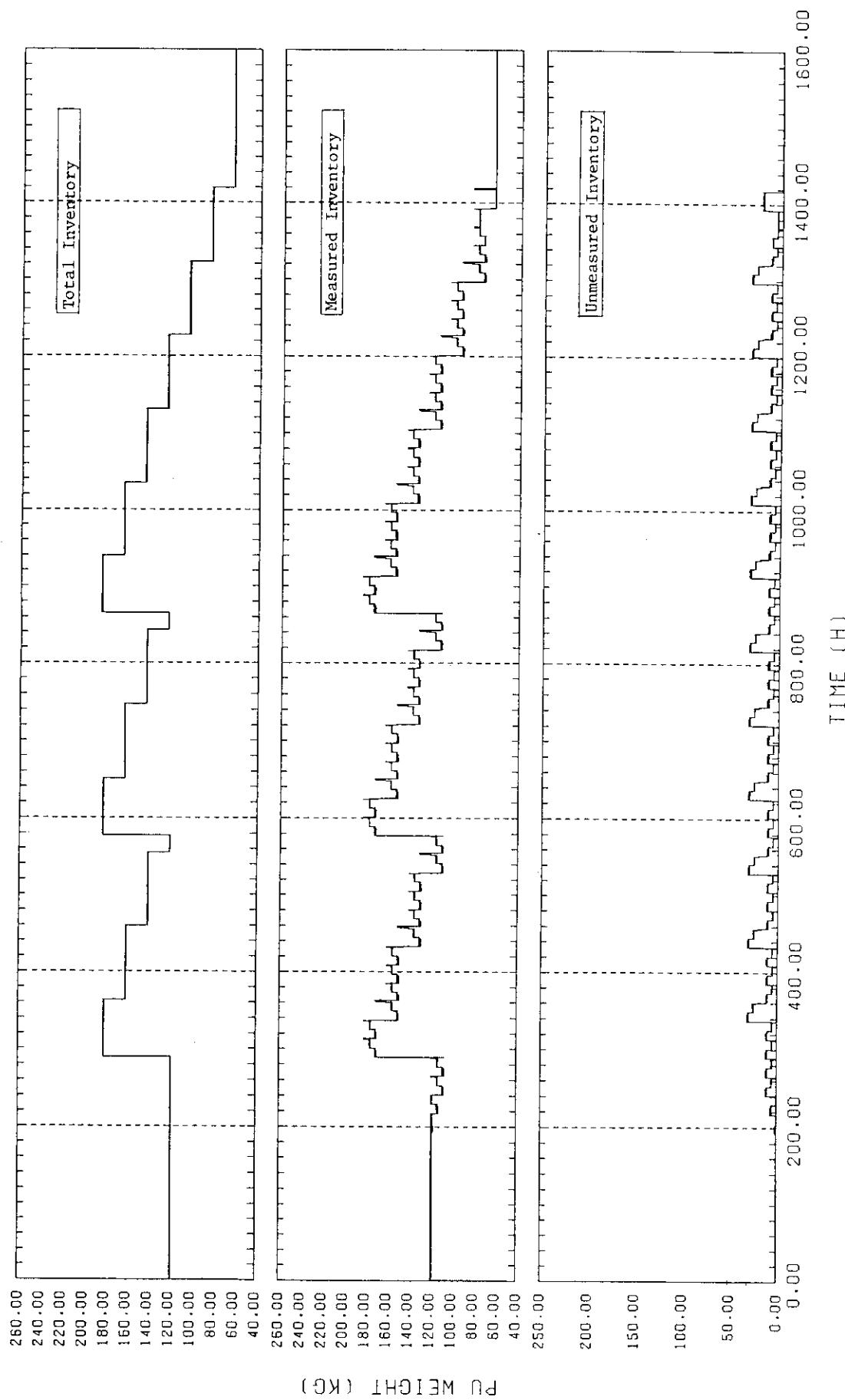


Fig. 5.8 MBA 1におけるN. R. T. 計量管理下での未測定在庫量 (Pu)

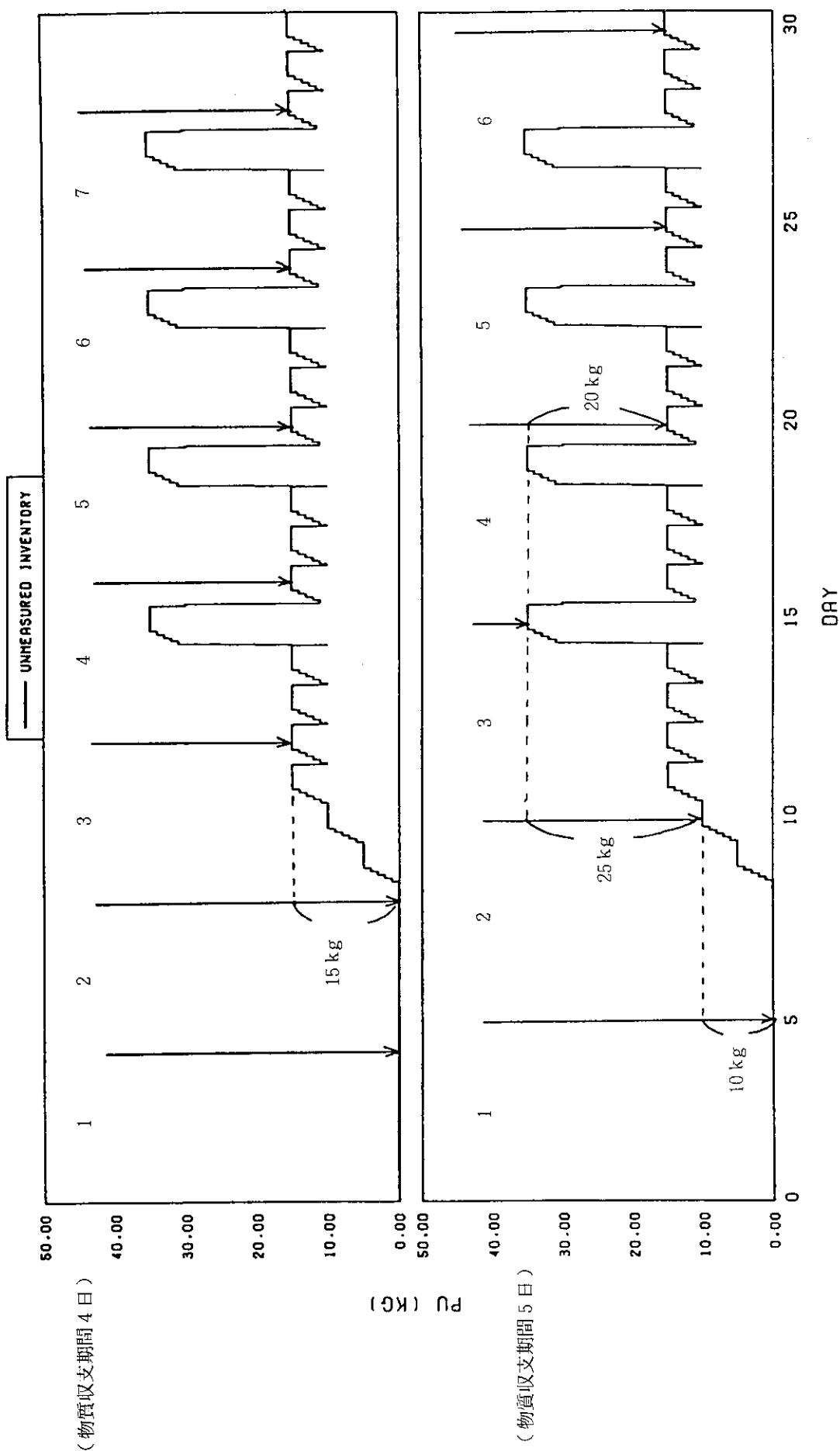


Fig. 5.9 未測定在庫の変動と N. R. T. 計量管理物質収支期間

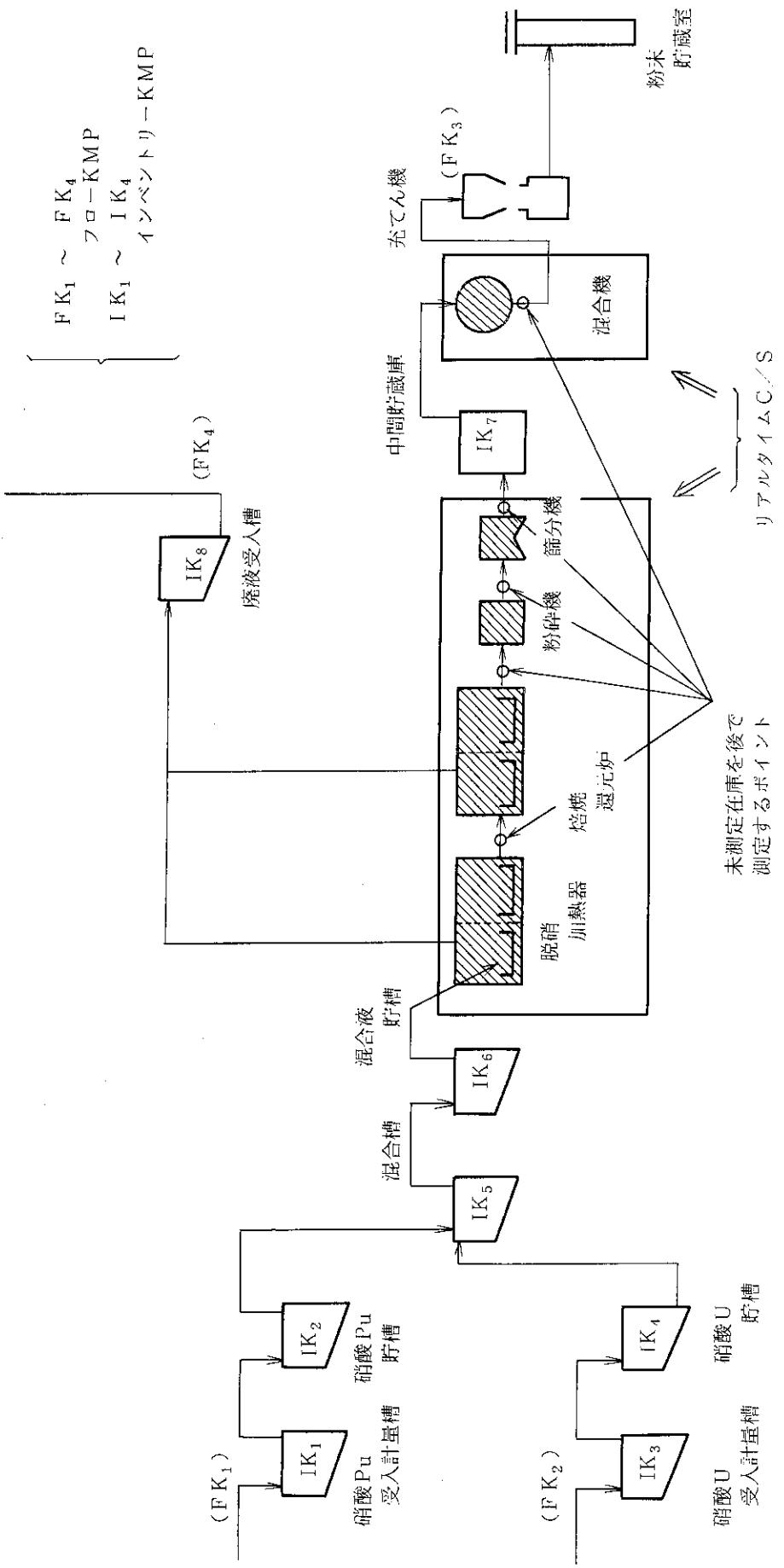


Fig. 5.10 PITT時に未測定在庫を大量に発生する可能性のある領域

5.3.2 物質収支の精度

既に述べたように、N.R.T. 計量管理を実施する目的は物質収支頻度を上げることにより、各物質収支（MUF）間の時系列傾向を分析し、効果的かつ効率的に出来るだけ高い信頼性でもって統計的「決定」を下すことにある。したがって、在来計量管理では σ_{MUF} を如何に小さくするかが最重要であったのに比べて、N.R.T. 計量管理では MUF の時系列的解析のために如何なる統計量を選択し、それに最も適した統計決定法を選ぶかが最重要となる。そのような選択の組合せについては現在も国際的に研究開発の段階にあり、必ずしも最適なものが見つけられた状態にないが、本研究では下記の 3 種類を採択している。

統計量	統計決定分析
MUF	Shewhart Chart
CUMUF ($\sum_i MUF_i$)	Cumuf Chart
Average Loss	Kalman Filter

海外でよく検討されているものとして、統計量としては ITMUF, SITMUF, MUF-residual など、統計決定分析法としては Page Test, Power One Test などがある。

尚、本報告書の中で後に示す図 (Fig. 5.12~5.18) で CUSUM の表記を行っているが、これは上記の CUMUF と同じものである。CUSUM は元来、CUSUM Test と呼ばれるテストの中で定義された統計量であって、単なる MUF の累積値では無いが、N.R.T. 計量管理を始めた日、米、IAEA がこれまで慣習的に MUF の累積値を CUSUM と定義して使って来たために、本報告の中でも、図の中ではそれをまだ使っている。しかし、その後、混乱を避けるために、日本と IAEA は CUSUM の代わりに CUMUF の用語を用いるようにしている。同時に、CUSUM Test の名は、開発者の Page の名をとって Page's テストと呼ぶようになった。本報告の図は、その過度的段階で作成したものなので CUSUM の名称を残している。

さて、本論に戻り、N.R.T. 計量管理では、 σ_{MUF} のみが関心の的では無いが、しかし、重要な関心の的であることも事実であるので、それを以下にまとめておく。

Table 5.8 及び 5.9 は N.R.T. 計量管理下での物質収支期間が 8 日であり、測定精度がケース 1 (Table 3.5) の場合の 5 番目と 6 番目の物収期間における MUF_d とその分散の構成要素を示したものである。5 番目と 6 番目を選んだ理由は次の通り。

在来型計量管理で行う 1 つの物質収支期間の中には N.R.T. 計量管理の物質収支期間は 8 回あるが、定常運転状態にはいるのが 3 回目から 7 回目までであり、このうち入力は 12 日に 1 回なので期間中に入力のある場合とそうでない場合がある。ここでは、入力のある場合として 5 番目を、ない場合として 6 番目を選んだ。 MUF_d の構成要素毎の測定値をみてみると、両者とも在庫の占める割合がかなり大きくなる。5 番目の MUF_d の標準偏差は 1.65 Kg, 6 番目では 1.38 Kg である。各ケースとも、初期在庫と期末在庫の影響が大きく、測定方法別では分析時の影響がかなり大きい。また、ランダム・エラーとシステムティック・エラーをみるとシステムティック・エラーの影響はほとんどなくなる。これは MUF_d の分散に占める在庫の影響が大きいた

めに起きたことである。

Table 5.10 から 5.13 は、N. R. T. 計量管理の物質収支期間を 4 日、測定精度としてケース 1 (Table 3.5) を使用した場合の 9 番目から 12 番目の物質収支期間における MUF_d とその分散を構成する各要素毎の寄与率を示したものである。これは、物質収支期間 8 日の場合の 5 番目と 6 番目に対応するものである。 MUF_d の分散に対する各要素毎の寄与率をみてみると、各ケースとも、初期在庫および期末在庫の影響が大きく、測定方法別では、分析時の影響が大きい。また、システムティック・エラーの影響はほとんどない。これらは、物質収支期間 8 日の場合の構成の特徴と変わらない。

5.3.3 N. R. T. 計量管理の有効性

N. R. T. 計量管理が核物質のロスや転用を如何に有效地に検知出来るか否かを見るために、Table 5.4 に示したような 54 ケースのシミュレーション・スタディを実施した。Fig. 5.11 は、このシミュレーションで行ったプロセス内の核物質の動きを図示したものであるが、これは、N. R. T. 計量管理の検知感度をみると参考になるものである。特に、シミュレーションで仮定した Abrupt 及び Protracted 転用 (ロス) の時期は、この後の転用検知感度解析の図 (Alarm Sequence Chart) をみると役立つので、特に以下に示しておく。

	転用	物質収支期間	
		4 日の場合	8 日の場合
Abrupt 転用	30 日目	8 番目	4 番目
Protracted 転用	17 日から 59 日まで	5 番目から 15 番目まで	3 番目から 8 番目まで

Table. 5.8

N. R. T. 計量管理の物質収支期間 8 日, 測定精度ケース 1 を使用した場合の 5 番目の

物質収支期間における MUF_d とその分散を構成する各要素ごとの寄与状態

MUF VARIANCE LISTING NO.: 5

OPERATION	TYPE OF ERROR COMPONENTS	INPUT		PRODUCT		WASTE		BEGINNING INVENTORY (KG*KG) (%)		ENDING INVENTORY (KG*KG) (%)		TOTAL		MUF (KG*KG) (%)
		(KG*KG)	(%)	(KG*KG)	(%)	(KG*KG)	(%)	(KG*KG)	(%)	(KG*KG)	(%)	(KG*KG)	(%)	
BULK MEASUREMENT	RANDOM	0.035	1.10	0.007	0.23	0.000	0.00	0.050	1.56	0.081	2.52	0.173	5.41	0.173
	SYSTEMATIC	0.015	0.48	0.006	0.20	0.000	0.00	0.022	0.69	0.036	1.12	0.080	2.50	0.024
	TOTAL	0.051	1.58	0.014	0.43	0.000	0.00	0.072	2.26	0.117	3.64	0.253	7.91	0.198
SAMPLING	RANDOM	0.098	3.05	0.020	0.63	0.000	0.00	0.139	4.34	0.224	7.00	0.482	15.03	0.482
	SYSTEMATIC	0.015	0.48	0.006	0.20	0.000	0.00	0.022	0.69	0.036	1.12	0.080	2.50	0.024
	TOTAL	0.113	3.53	0.027	0.83	0.000	0.00	0.161	5.04	0.260	8.12	0.562	17.53	0.506
ANALYSIS	RANDOM	0.391	12.21	0.081	2.53	0.000	0.00	0.572	17.86	0.912	28.46	1.957	61.06	1.957
	SYSTEMATIC	0.035	1.08	0.015	0.46	0.000	0.00	0.180	5.61	0.203	6.35	0.433	13.50	0.055
	TOTAL	0.426	13.29	0.096	2.98	0.000	0.01	0.752	23.47	1.115	34.81	2.389	74.56	2.012
TOTAL		0.590	18.41	0.136	4.25	0.000	0.01	0.986	30.77	1.492	46.57	3.204	100.00	2.716
MEASUREMENT VALUE	(KGPU) (%)	62.071 15.468	40.254 10.031	0.125 0.031	0.31	137.632 34.297	161.212 40.173	401.293 100.000				-1.888		

Table. 5.9 N. R. T. 計量管理の物質収支期間 8 日, 測定精度ケース 1 を使用した場合の 6 番目の
物質収支期間における MUF_d とその分散を構成する各要素ごとの寄与状態

MUF VARIANCE LISTING NO.: 6

OPERATION	TYPE OF ERROR COMPONENTS	INPUT		PRODUCT		WASTE		BEGINNING INVENTORY (KG*KG) (%)		ENDING INVENTORY (KG*KG) (%)		TOTAL		MUF (KG*KG) (%)
		(KG*KG)	(%)	(KG*KG)	(%)	(KG*KG)	(%)	(KG*KG)	(%)	(KG*KG)	(%)	(KG*KG)	(%)	
BULK MEASUREMENT	RANDOM	0.0	0.0	0.007	0.31	0.000	0.00	0.081	3.46	0.034	1.44	0.122	5.20	0.122
	SYSTEMATIC	0.0	0.0	0.006	0.28	0.000	0.00	0.036	1.54	0.015	0.64	0.057	2.45	0.013
	TOTAL	0.0	0.0	0.014	0.58	0.000	0.00	0.117	4.99	0.048	2.08	0.179	7.66	0.135
SAMPLING	RANDOM	0.0	0.0	0.020	0.86	0.000	0.00	0.224	9.61	0.093	3.99	0.338	14.46	0.338
	SYSTEMATIC	0.0	0.0	0.006	0.28	0.000	0.00	0.036	1.54	0.015	0.64	0.057	2.45	0.013
	TOTAL	0.0	0.0	0.027	1.14	0.000	0.00	0.260	11.14	0.108	4.63	0.395	16.91	0.351
ANALYSIS	RANDOM	0.0	0.0	0.080	3.44	0.000	0.00	0.912	39.05	0.388	16.64	1.381	59.13	1.381
	SYSTEMATIC	0.0	0.0	0.014	0.62	0.000	0.01	0.203	8.71	0.163	6.97	0.381	16.31	0.030
	TOTAL	0.0	0.0	0.095	4.06	0.000	0.01	1.115	47.76	0.551	23.60	1.762	75.44	1.411
TOTAL		0.0	0.0	0.135	5.78	0.000	0.01	1.492	63.90	0.708	30.31	2.335	100.00	1.896
MEASUREMENT VALUE	(KGPU) (%)	40.084 12.479	0.130 0.040	161.212 50.188	119.791 37.293	321.216 100.000							1.208	

Table. 5.10

N. R. T. 計量管理の物質収支期間 4 日、測定精度ケース 1 を使用した場合の 9 番目の

物質収支期間における MUF_d とその分散を構成する各要素ごとの寄与状態

MUF VARIANCE LISTING NO.: 9

OPERATION	TYPE OF ERROR COMPONENTS	INPUT		PRODUCT		WASTE		BEGINNING INVENTORY		ENDING INVENTORY		TOTAL		MUF	
		(KG*KG)	(%)	(KG*KG)	(%)	(KG*KG)	(%)	(KG*KG)	(%)	(KG*KG)	(%)	(KG*KG)	(%)		
BULK MEASUREMENT	RANDOM	0.0	0.0	0.004	0.20	0.000	0.00	0.050	2.72	0.039	2.11	0.093	5.03	0.093	6.49
	SYSTEMATIC	0.0	0.0	0.002	0.09	0.000	0.00	0.022	1.21	0.017	0.94	0.041	2.24	0.004	0.28
	TOTAL	0.0	0.0	0.005	0.29	0.000	0.00	0.072	3.93	0.056	3.05	0.134	7.27	0.097	6.77
SAMPLING	RANDOM	0.0	0.0	0.010	0.55	0.000	0.00	0.139	7.56	0.108	5.86	0.257	13.97	0.257	18.03
	SYSTEMATIC	0.0	0.0	0.002	0.09	0.000	0.00	0.022	1.21	0.017	0.94	0.041	2.24	0.004	0.28
	TOTAL	0.0	0.0	0.012	0.64	0.000	0.00	0.161	8.77	0.125	6.80	0.298	16.21	0.261	18.31
ANALYSIS	RANDOM	0.0	0.0	0.040	2.20	0.000	0.00	0.572	31.09	0.447	24.28	1.060	57.57	1.060	74.29
	SYSTEMATIC	0.0	0.0	0.004	0.20	0.000	0.00	0.180	9.77	0.165	8.99	0.349	18.96	0.009	0.63
	TOTAL	0.0	0.0	0.044	2.40	0.000	0.00	0.752	40.86	0.612	33.27	1.409	76.53	1.069	74.92
TOTAL		0.0	0.0	0.061	3.32	0.000	0.00	0.986	53.56	0.794	43.12	1.841	100.00	1.426	100.00
MEASUREMENT VALUE	(KGPU)	0.0	0.0	20.116	0.068	137.632	118.371	276.187	-0.923	49.833	42.859	100.000			
				7.284	0.025										

Table. 5.11
MUF VARIANCE LISTING NO.: 10N. R. T. 計量管理の物質収支期間 4 日、測定精度ケース 1 を使用した場合の 10 番目の
物質収支期間における MUF_d とその分散を構成する各要素ごとの寄与状態

OPERATION	TYPE OF ERROR COMPONENTS	INPUT		PRODUCT		WASTE		BEGINNING INVENTORY		ENDING INVENTORY		TOTAL		MUF	
		(KG*KG)	(%)	(KG*KG)	(%)	(KG*KG)	(%)	(KG*KG)	(%)	(KG*KG)	(%)	(KG*KG)	(%)		
BULK MEASUREMENT	RANDOM	0.035	1.20	0.004	0.12	0.000	0.00	0.039	1.32	0.081	2.75	0.158	5.40	0.158	6.39
	SYSTEMATIC	0.015	0.52	0.002	0.06	0.000	0.00	0.017	0.59	0.036	1.22	0.070	2.39	0.022	0.87
	TOTAL	0.051	1.72	0.005	0.18	0.000	0.00	0.056	1.91	0.117	3.97	0.229	7.79	0.180	7.26
SAMPLING	RANDOM	0.098	-3.33	0.010	0.35	0.000	0.00	0.108	3.67	0.224	7.64	0.440	14.99	0.440	17.74
	SYSTEMATIC	0.015	0.52	0.002	0.06	0.000	0.00	0.017	0.59	0.036	1.22	0.070	2.39	0.022	0.87
	TOTAL	0.113	3.86	0.012	0.40	0.000	0.00	0.125	4.26	0.260	8.86	0.510	17.38	0.462	18.61
ANALYSIS	RANDOM	0.391	13.32	0.041	1.38	0.000	0.00	0.447	15.21	0.912	31.05	1.791	60.97	1.791	72.16
	SYSTEMATIC	0.035	1.18	0.004	0.12	0.000	0.00	0.165	5.63	0.203	6.93	0.407	13.87	0.049	1.97
	TOTAL	0.426	14.50	0.044	1.51	0.000	0.00	0.612	20.85	1.115	37.98	2.198	74.84	1.840	74.13
TOTAL		0.590	20.08	0.061	2.08	0.000	0.00	0.794	27.02	1.492	50.81	2.937	100.00	2.482	100.00
MEASUREMENT VALUE	(KGPU)	62.071	20.138	0.057	118.371	161.212	361.849	-0.965	32.713	44.552	100.000				
		17.154	5.565	0.016											

Table. 5.12

N. R. T. 計量管理の物質収支期間 4 日、測定精度ケース 1 を使用した場合の 11 番目の
物質収支期間における MUF_d とその分散を構成する各要素ごとの寄与状態

MUF VARIANCE LISTING NO.: 12

OPERATION	TYPE OF ERROR COMPONENTS	INPUT (KG*KG)	PRODUCT (KG*KG)	WASTE (KG*KG)	BEGINNING INVENTORY (KG*KG)	ENDING INVENTORY (KG*KG)	TOTAL (KG*KG)	MUF (%)
BULK MEASUREMENT	RANDOM	0.0	0.0	0.004	0.17	0.000	0.070	5.35
	SYSTEMATIC	0.0	0.0	0.002	0.08	0.000	0.031	1.49
	TOTAL	0.0	0.0	0.005	0.25	0.000	0.101	4.83
SAMPLING	RANDOM	0.0	0.0	0.010	0.47	0.000	0.194	9.30
	SYSTEMATIC	0.0	0.0	0.002	0.08	0.000	0.031	1.49
	TOTAL	0.0	0.0	0.012	0.55	0.000	0.226	10.78
ANALYSIS	RANDOM	0.0	0.0	0.040	1.90	0.000	0.794	37.95
	SYSTEMATIC	0.0	0.0	0.004	0.17	0.000	0.203	9.71
	TOTAL	0.0	0.0	0.043	2.07	0.000	0.997	47.66
TOTAL		0.0	0.0	0.060	2.87	0.000	0.00	1.323
MEASUREMENT VALUE (KGPU) (%)		0.0	19.933 7.088	0.063 0.022	141.423 50.291	0.708	33.85 119.791 42.598	1.672 100.00 100.00

Table. 5.13 N. R. T. 計量管理の物質収支期間 4 日、測定精度ケース 1 を使用した場合の 12 番目の
物質収支期間における MUF_d とその分散を構成する各要素ごとの寄与状態

OPERATION	TYPE OF ERROR COMPONENTS	INPUT (KG*KG)	PRODUCT (KG*KG)	WASTE (KG*KG)	BEGINNING INVENTORY (KG*KG)	ENDING INVENTORY (KG*KG)	TOTAL (KG*KG)	MUF (%)
BULK MEASUREMENT	RANDOM	0.0	0.0	0.004	0.13	0.000	0.081	2.81
	SYSTEMATIC	0.0	0.0	0.002	0.06	0.000	0.036	1.25
	TOTAL	0.0	0.0	0.005	0.18	0.000	0.117	4.05
SAMPLING	RANDOM	0.0	0.0	0.010	0.35	0.000	0.224	7.80
	SYSTEMATIC	0.0	0.0	0.002	0.06	0.000	0.036	1.25
	TOTAL	0.0	0.0	0.012	0.41	0.000	0.260	9.04
ANALYSIS	RANDOM	0.0	0.0	0.041	1.41	0.000	0.912	31.70
	SYSTEMATIC	0.0	0.0	0.004	0.13	0.000	0.203	7.07
	TOTAL	0.0	0.0	0.044	1.54	0.000	0.00	1.115
MEASUREMENT VALUE (KGPU) (%)		0.0	20.151 6.242	0.067 0.021	161.212 49.934	0.498	1.323 51.87 7.06	2.877 100.00 100.00

5. 3. 3. 1 計量管理評価法

プルトニウム転換工程に関して、前記のケースに対して、決定分析の手法を適用することにより、N.R.T. 計量管理の転用検出能力の評価解析を実施した。使用したテストは、

- Shewhart (物質収支) chart
- CUMUF chart とその alarm-sequence chart
- Kalman filter chart とその alarm-sequence chart

である。

Shewhart chart は工程管理用に昔から用いられているものであり、これを保障措置に適用している。これは物質収支データ点を時系列的にプロットしたもので、各点には 1σ の誤差棒を付けている。

CUMUF chart は英国で開発され、1950 年代の初期の改良工程管理ということで利用されたものである。これは Shewhart chart とは違ってプロセス・パラメータの僅かな変動に対しても敏感であるために広く産業界で利用されることになったものである。CUMUF chart は cusum の時系列的プロットである。

Kalman filter は通信や制御システムで信号の統計的処理に広く利用されているものであり、雑音の中に埋没している弱い信号を取り出すのに適した強力な道具である。保障措置への適用は比較的新しいが、N.R.T. 計量管理システムでは、繰り返し行なわれた僅かの転用によって作り出された「弱い信号」を含む可能性のある大量のデータを急速に溜めて行くことになることから、その適用が考えられたものである。

Shewhart chart, CUMUF 及び Kalman filter のアルゴリズムは、相関しているデータを正しく解釈出来るように構築されている。従って、これらの決定テストのそれぞれに対して正しい分散を計算するということが基本となっている。

CUMUF と Kalman filter は相補的なものである。CUMUF はその時点において行方不明となつた核物質の 全量 を推定するものであり、CUMUF の標準偏差は、その推定した全量の推定誤差の 1σ が採られている。一方、Kalman filter では各々の物質収支から行方不明となって失なわれた核物質の 平均量 を推定するものであり、Kalman filter の標準偏差はその平均量の推定誤差の 1σ が採られている。

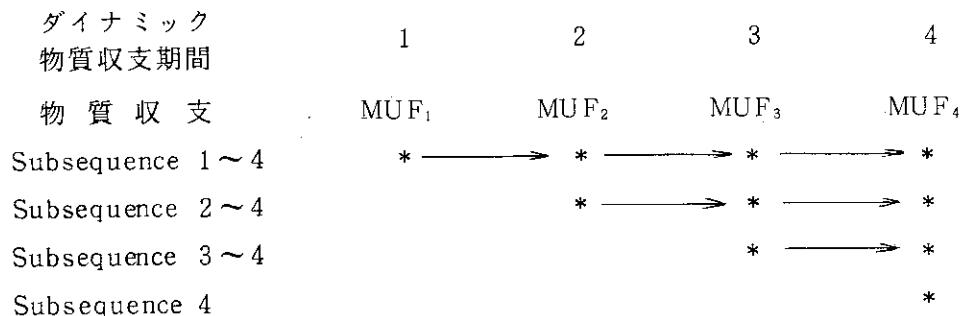
保障措置の目的からは行方不明の全量が知りたいところであるが、しかし Kalman filter は CUMUF には無い 2 つの利点をもっている。ひとつは、Kalman filter では情報をより有効に利用するために、核物質の不明量をより明確に示すことが出来ることであり、もうひとつの利点は、Kalman filter のある形式を用いることによって工程内在庫の改良推定法として使えるという点である。欠点はそれが比較的複雑であって、その適用にあたっては充分な注意を必要とする点である。

N.R.T. 計量管理における物質収支データは (3.6) 式の MUF_d の時系列として得られるが、その解析は

- (1) 核物質の損失を検出し、
- (2) 損失量を推定し、
- (3) その推定損失量の有意性を決定する

という順序で実施される。 MUF_d は逐次的に現われて来るものであるから、上記の(1)～(3)は、

MUF_d が新たに加わるたびに実施される。又、核物質の損失はどの MUF_d から含まれるのかは事前に判らないから、n 個のデータの Sequence があれば [$\frac{1}{2}n(n+1)$] 個の Subsequence について(1)～(3)を実施する。n = 4 の場合を図に示すと以下のようになる。(d は省略する)



各 Subsequence で(1)～(3)を実行するが、(3)の有意性の決定は帰無仮説 (H_0)：核物質の損失なし、と、対立仮説 (H_1)：核物質の損失あり、のいづれを採択するか、を問う仮説検定により行う。 H_0 が採択された時は * 印をブランクにし、 H_1 が採択されたときはその時の Type I error の大きさに応じたシンボルで * 印を置き換えて行く。但し、この場合、Type II error (β) はあらかじめセットして置く。通常 $\beta = 0.05$ とし、Type I error (α) に応じたシンボルを以下のように採っている。

シ ン ボ ル		Type I error (α)
MUF ≥ 0	MUF ≤ 0	
A	1	$10^{-2} \sim 5 \times 10^{-3}$
B	2	$5 \times 10^{-3} \sim 10^{-3}$
C	3	$10^{-3} \sim 5 \times 10^{-4}$
D	4	$5 \times 10^{-4} \sim 10^{-4}$
E	5	$10^{-4} \sim 10^{-5}$
F	6	$10^{-5} \sim 10^{-8}$
G	7	< 10^{-8}
T		≈ 0.5

5.3.3.2 評価結果

結果を Fig.5.12～Fig.5.18 に示す。各図は物質収支期間の長さに応じ、4 日の場合は -1, 8 日の場合は -2 をつけて区別している。各図の特徴は以下のとおり。

Fig. 5.12 一転用（損失）なし

- 5.13 — Abtupt 転用 ; 測定精度はケース 1.
- 5.14 — " ; " 2.
- 5.15 — Protracted 転用 ; " 3.
- 5.16 — " ; " 1.
- 5.17 — " ; " 2.

Fig. 5.18 – Protracted 転用 ; 測定精度はケース 3.

(1) 「転用なし」のケースにおける誤警報

Fig. 5.12 – 1 の MUF について Alarm Sequence Chart は、本来、転用なしなのであるからどのような Alarm をも発してはならない筈であるのに、(3, 3) の座標に E ないし F のシンボルが現れ、核物質の転用（損失）が発生したと判定できると警報を発し、(15, 15) の座標では逆に '6' のシンボルが現れて、核物質が '出現' したと警報を発している。これは、粉碎機と篩分機に存在したために未測定在庫となった量が (3, 3) の点ではプラスの MUF となり、(15, 15) ではマイナスの MUF として出現したものである。これらは、データの解析者に対しては、まずは「警報」として理解されるが、プロセスの調査の結果、上記の場所に確かに核物質が存在していることが確認され、ないしは、そこから出現してきたものだという事が確認されると、警報は「誤警報」として解除されることになる。したがって、解析者にとっては、これらの警報も、プラントの運転をモニターする上では重要な情報となる。

(2) Abrupt 転用に対する検知力

Fig. 5.13 – 1 では 2 KgPu の転用は検知出来ないが 4 KgPu 以上は検知出来る事を示している。また、Shewhart Chart は明瞭にその発生を示しているが、CUMUF や Kalman Filter は必ずしも明瞭でない。このことは Fig. 5.14 及び 5.15 についても言えることである。即ち、これらのテストは Abrupt 転用に対しては有効性が劣ると判断される

(3) Protracted 転用に対する検知力を示したものである。転用率は Table 5.1 に示したような値であるが、図で TMBP = 50 日とおくことで、それらの値は得られる。

これらの図を比べてみると、アラームは出ているものの極めて不正確であり、かろうじて Fig. 5.17 – 1において、8 KgPu / 50 日の転用を CUMUF 法と Kalman Filter 法が検知しているといえそうである。このケースは物質収支期間として 4 日をとり、測定精度としても最もよいものが仮定されていることから、このプラントで仮定した N. R. T. 計量管理は Protracted 転用には相当弱い検知能力しか示し得ないことを意味しているといえそうである。

また、今回の解析では Protracted 転用に対する Alarm Sequence が異常に不鮮明なところがあることから、この辺の解析プロセスについて将来再検討を要するかも知れない。

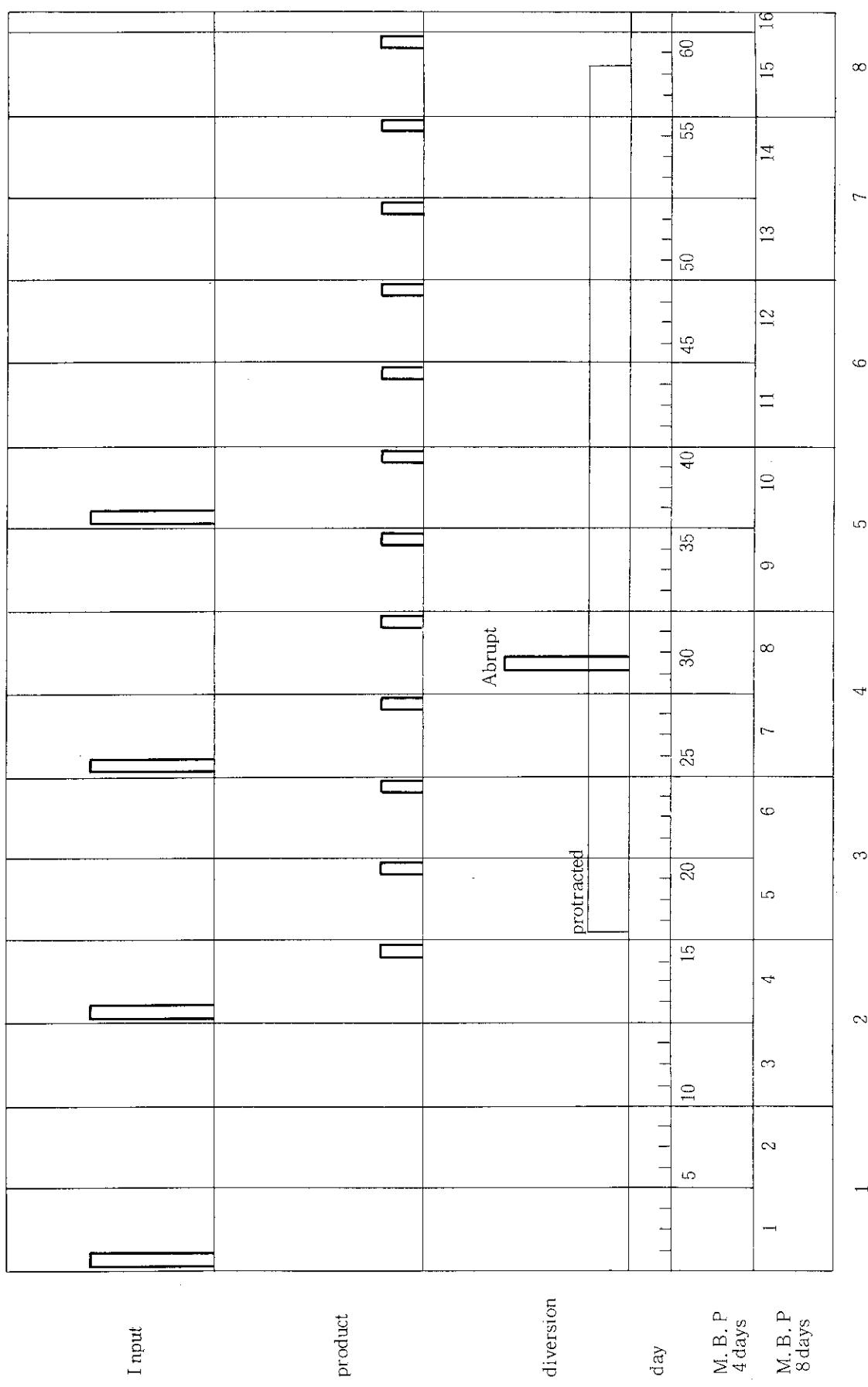


Fig. 5.11 インプット、プロダクト、転用と物質収支期間 (M.B.P.) の関係

NO DIVERSION DMBP(96H)

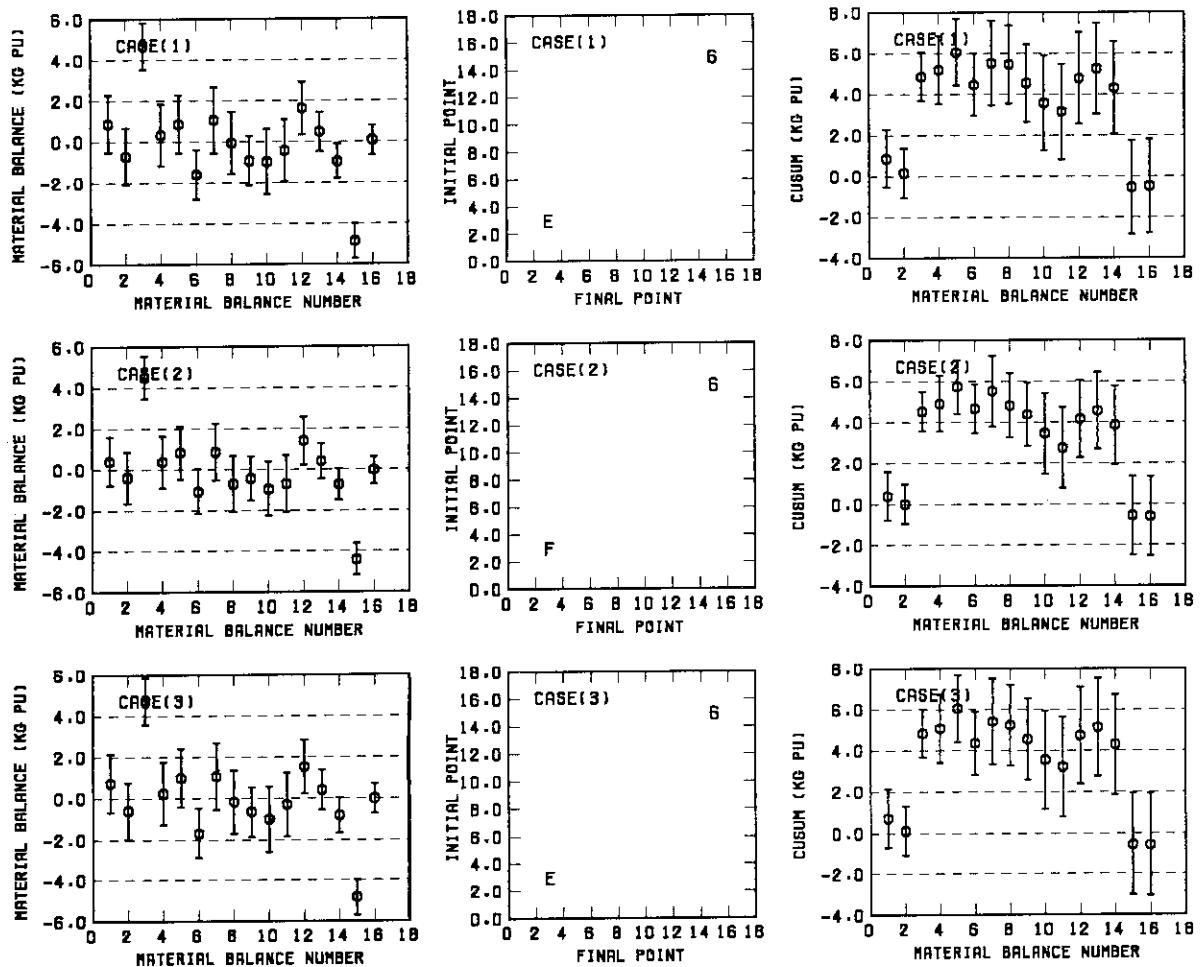
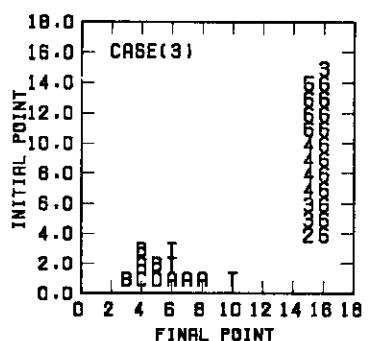
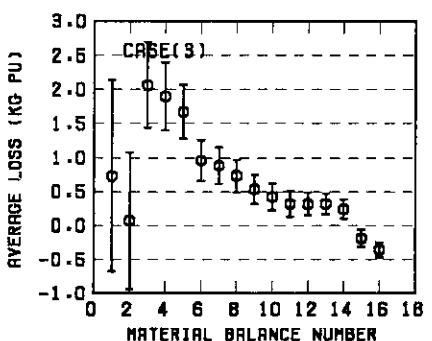
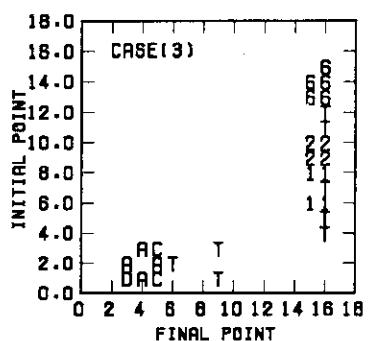
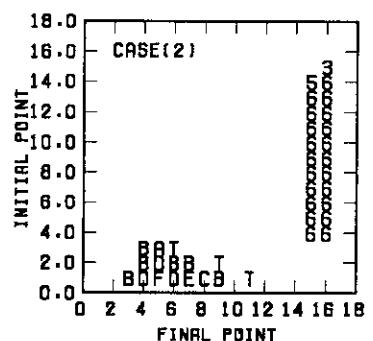
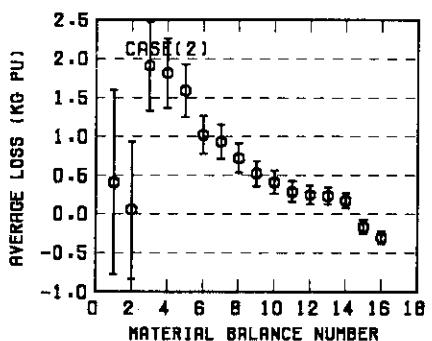
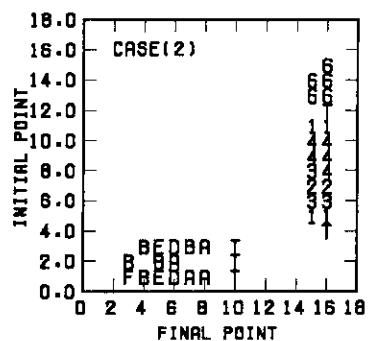
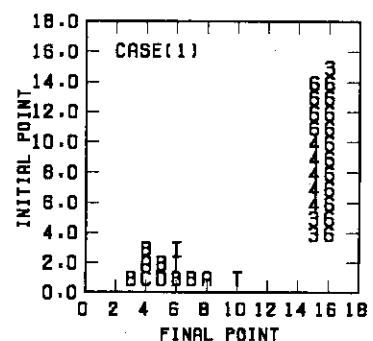
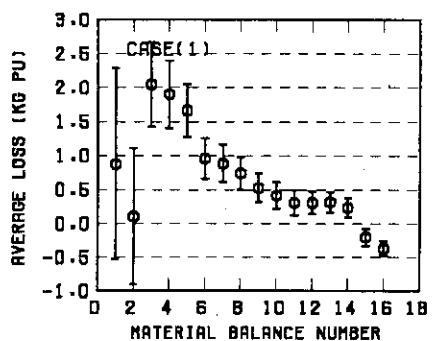
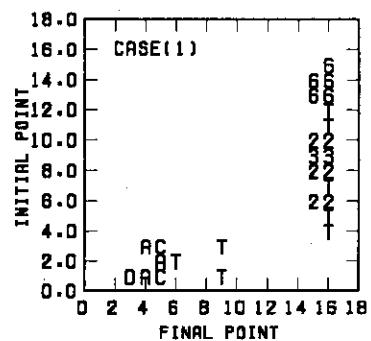


Fig. 5.12.1 No diversion N.R.T.物質収支期間4日の場合での測定精度別の比較



NO DIVERSION DMBP(192H)

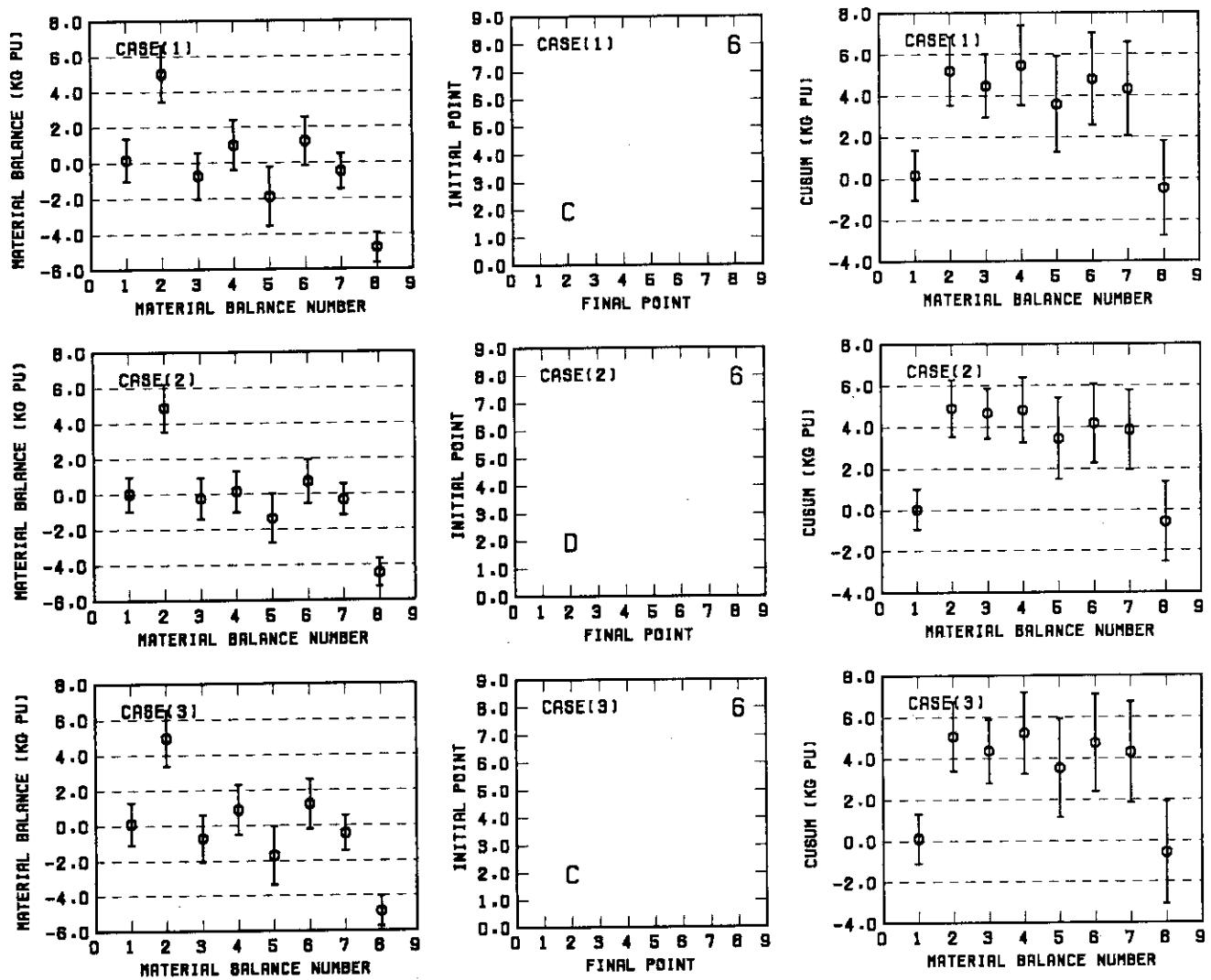
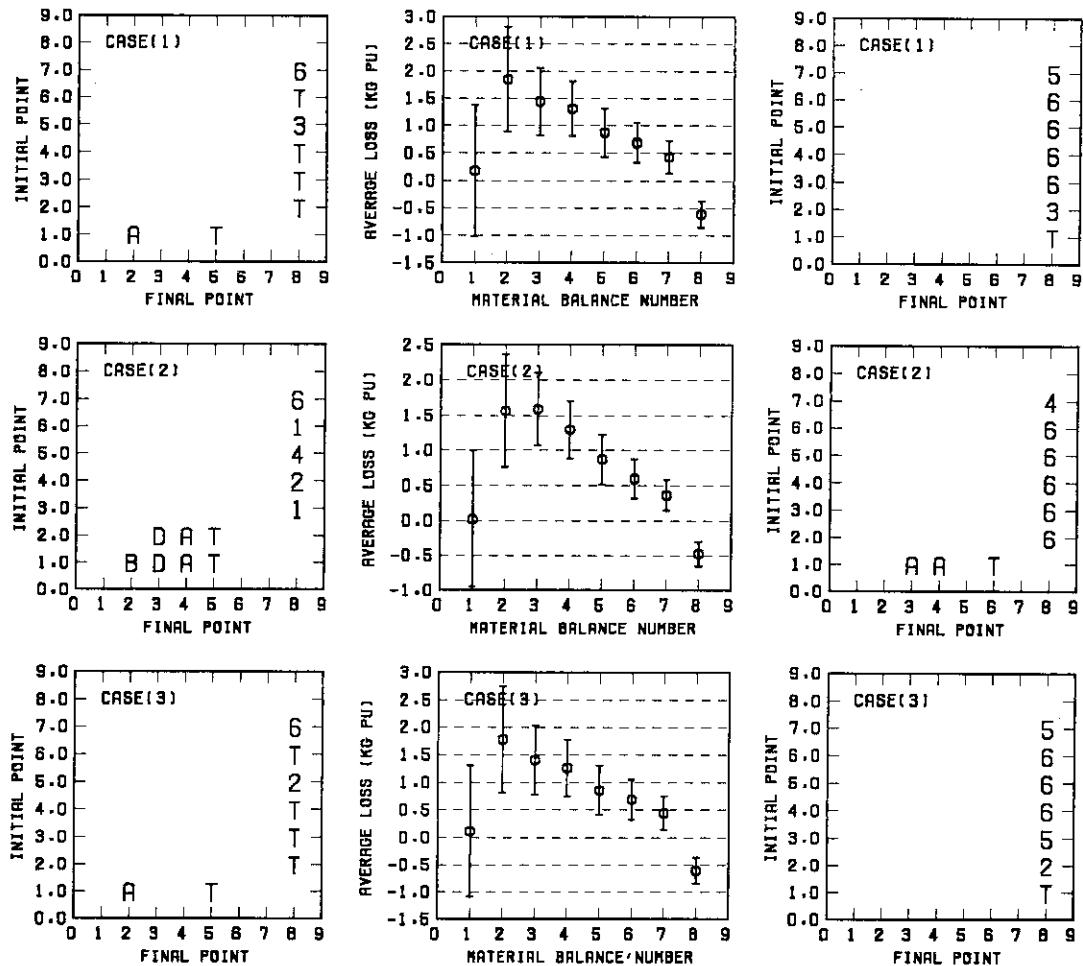


Fig. 5.12.2 No diversion N.R.T.物質収支期間8日の場合での測定精度別の比較

NO DIVERSION DMBP(192H)



ABRUPT DIV. (DMBP= 96H,CASE=1)

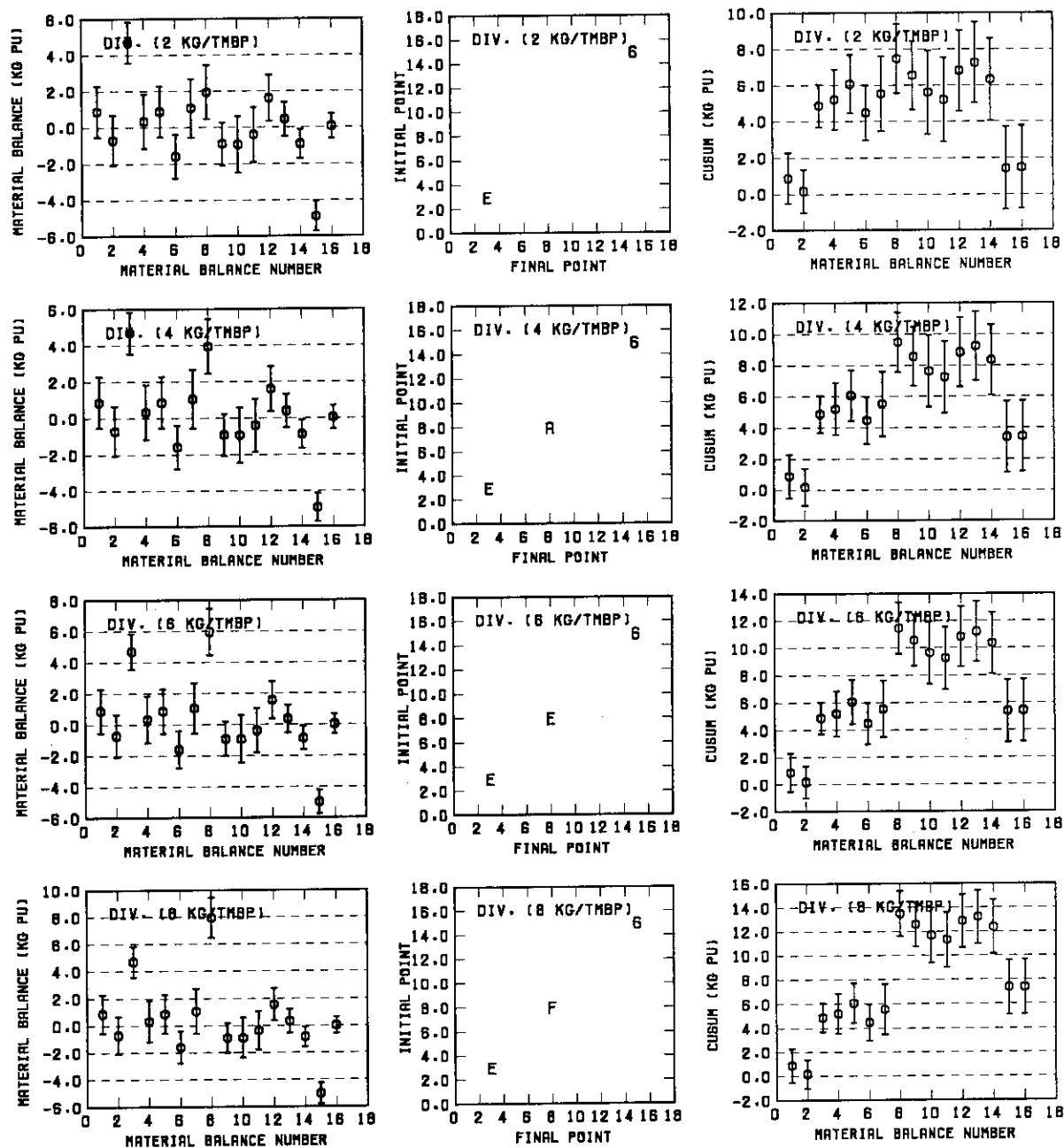
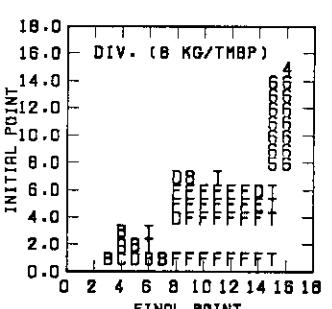
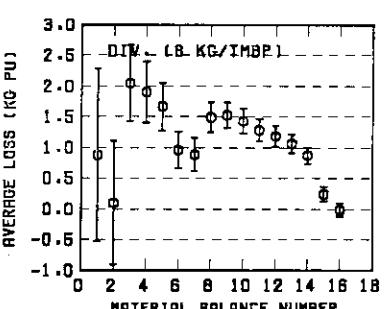
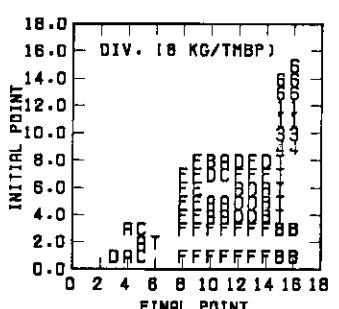
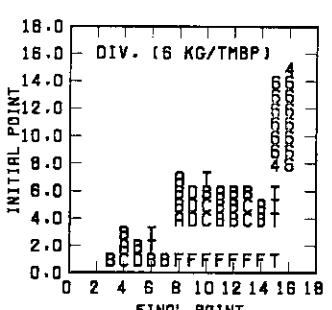
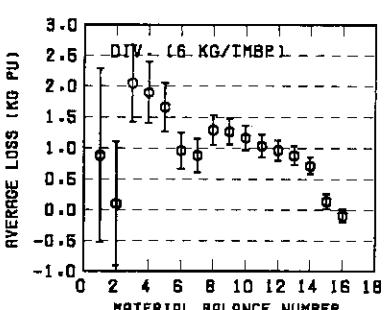
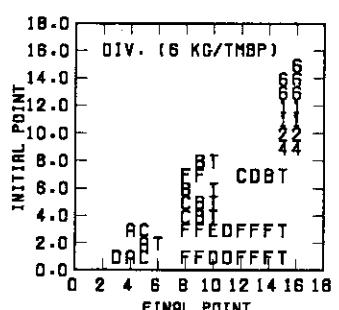
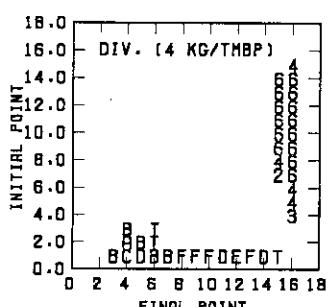
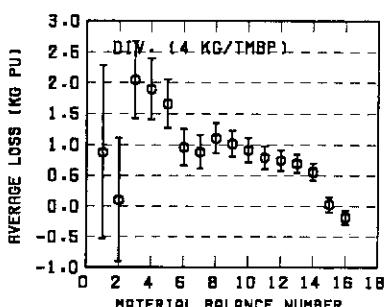
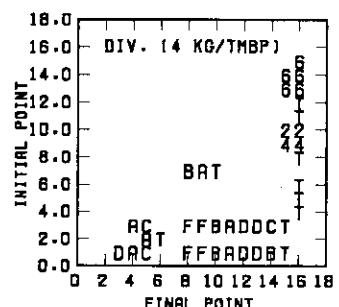
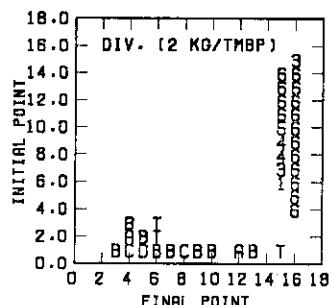
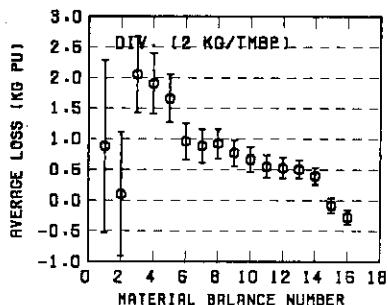
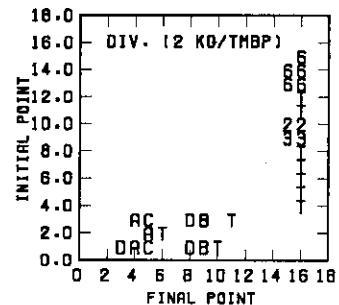


Fig. 5.13.1 Abrupt diversion N.R.T. 物質収支期間4日測定精度
ケース1の場合での転用量別の比較

ABRUPT DIV. (DMBP= 96H,CASE=1)



ABRUPT DIV. (DMBP=192H,CASE=1)

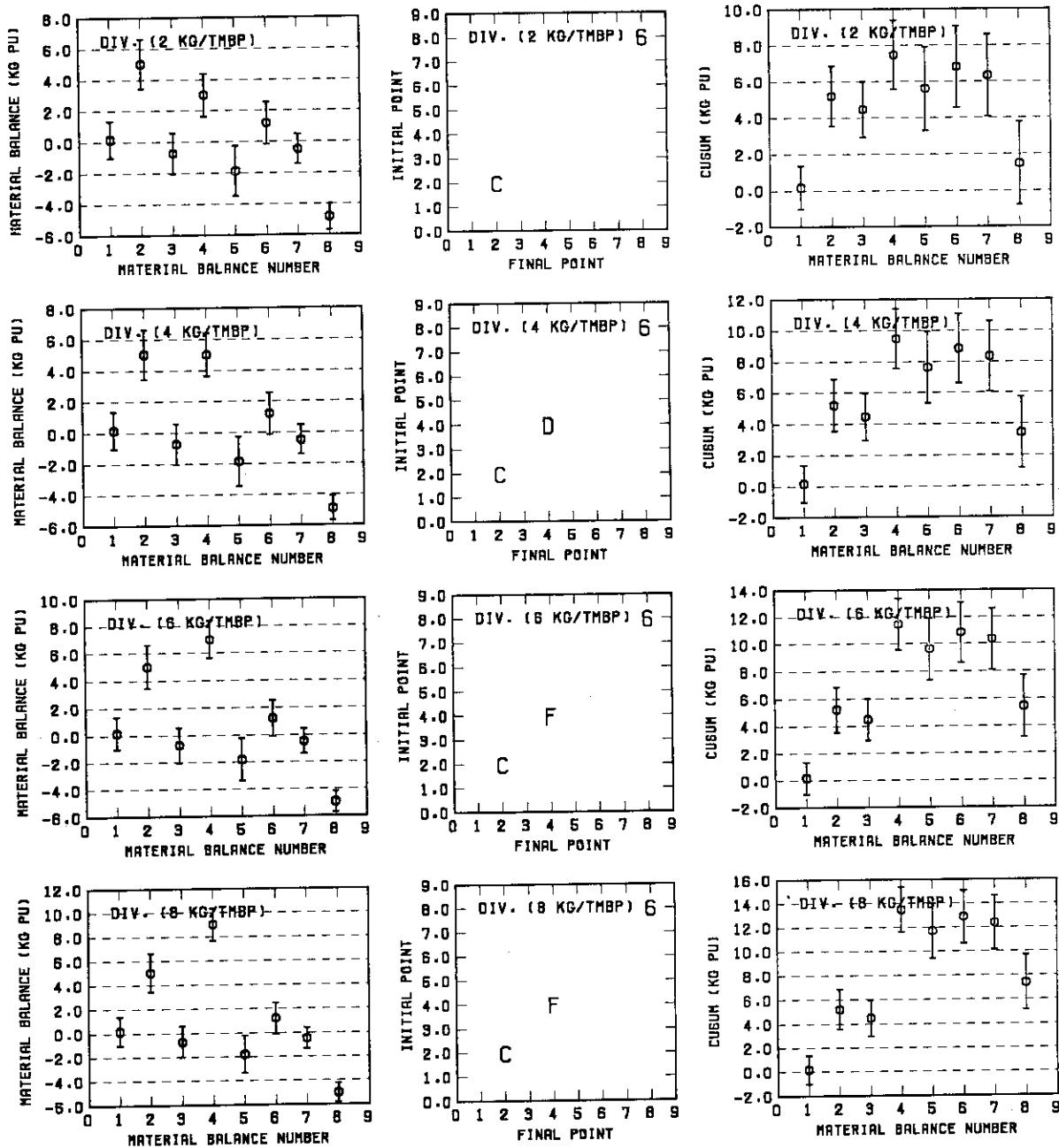
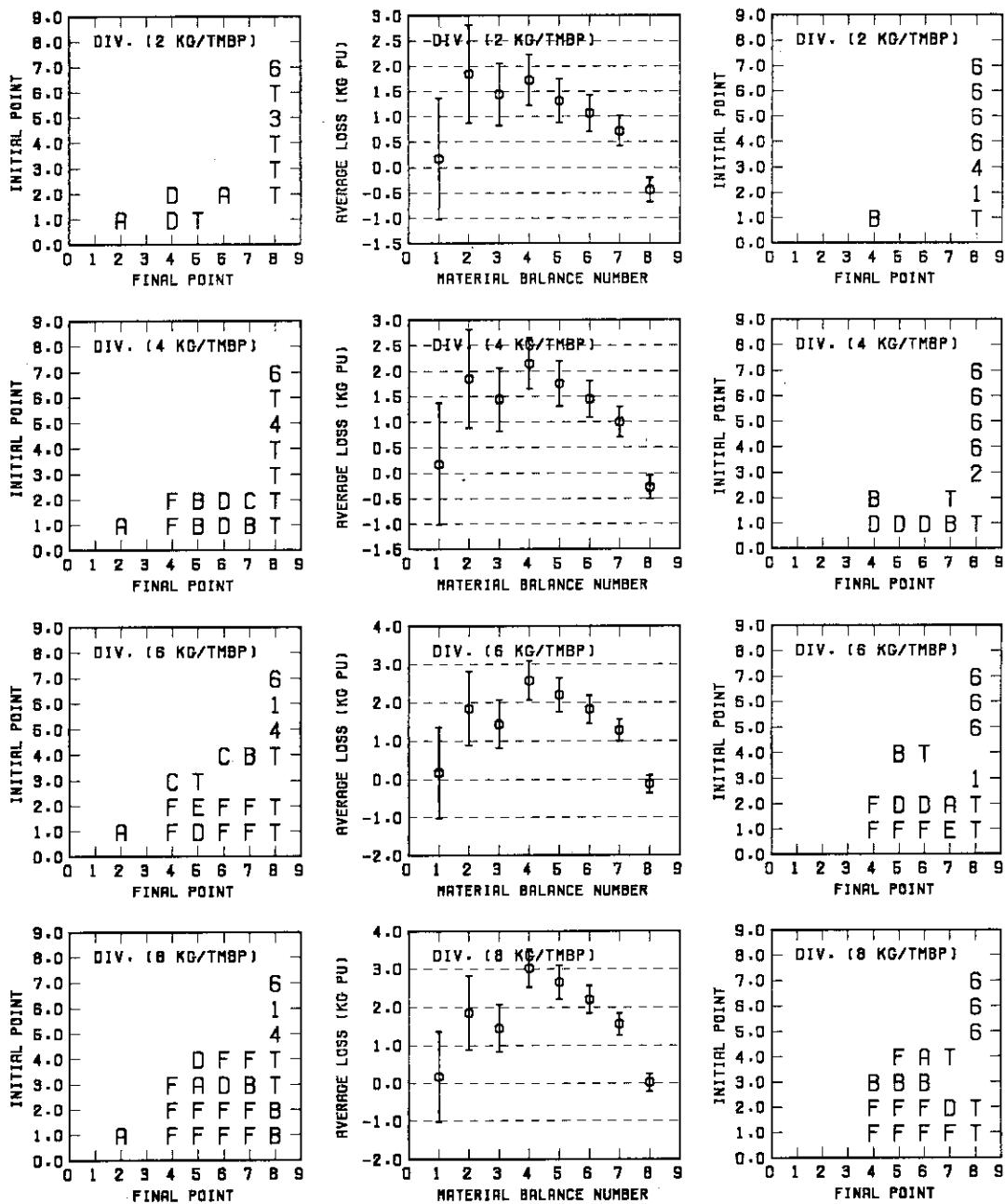


Fig. 5.13.2 Abrupt diversion N.R.T. 物質収支期間8日測定精度
ケース1の場合での転用量別の比較

ABRUPT DIV. (DMBP=192H,CASE=1)



ABRUP DIV. (DMBP= 96H,CASE=2)

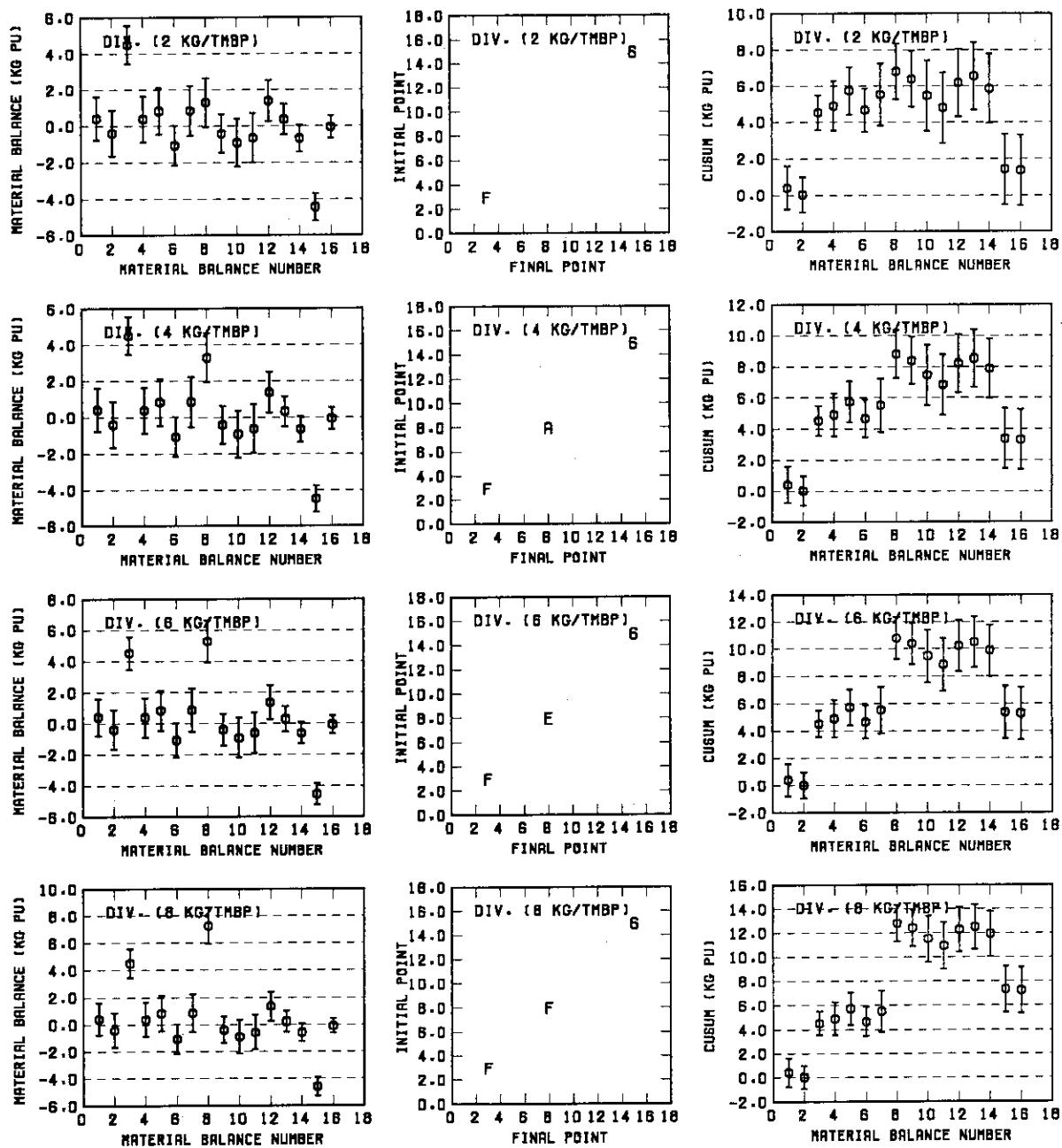
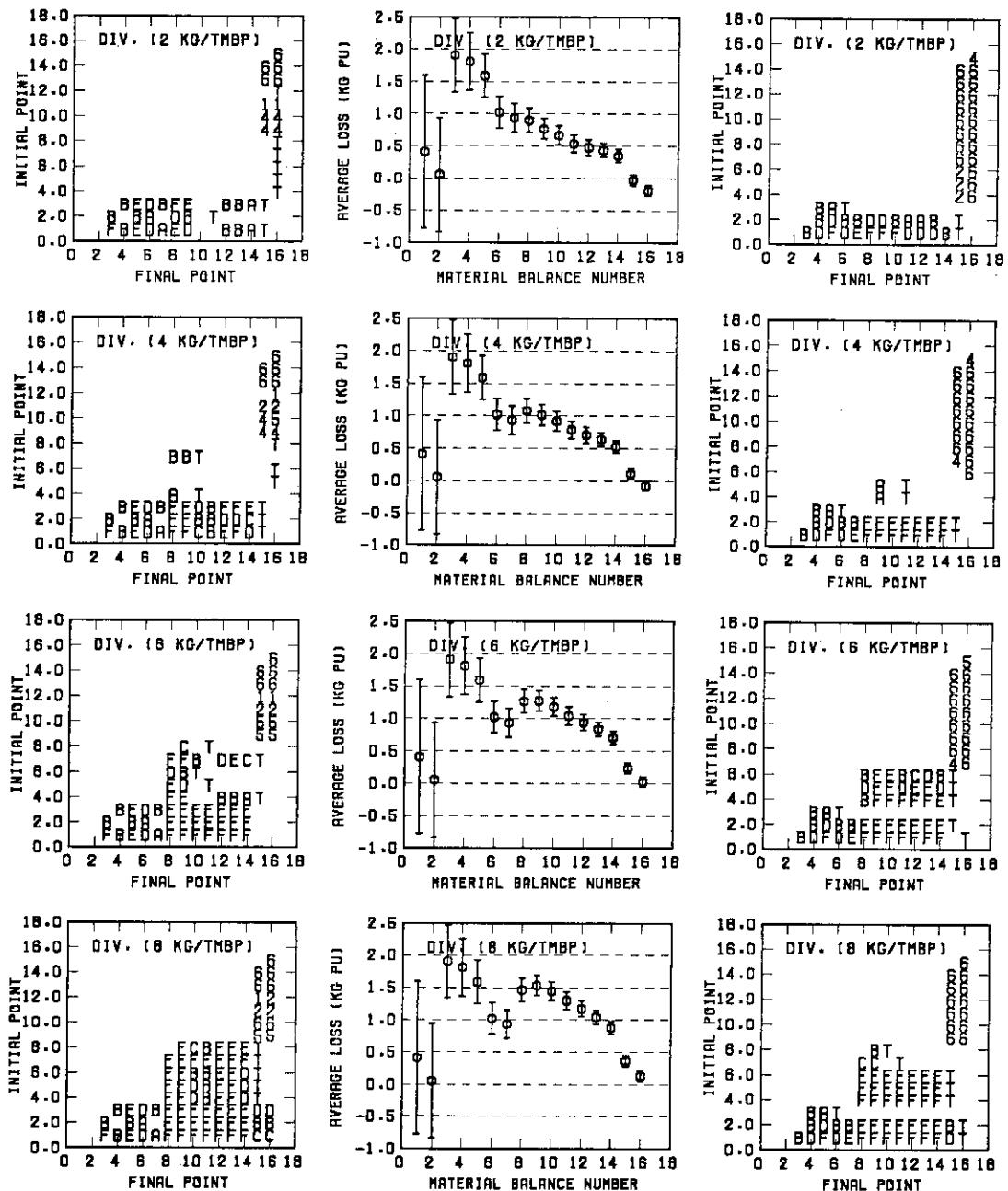


Fig. 5.14.1 Abrupt diversion N.R.T. 物質収支期間4日測定精度
ケース2の場合での転用量別の比較

ABRUPT DIV. (DMBP= 96H,CASE=2)



ABRUPT DIV. (DMBP=192H,CASE=2)

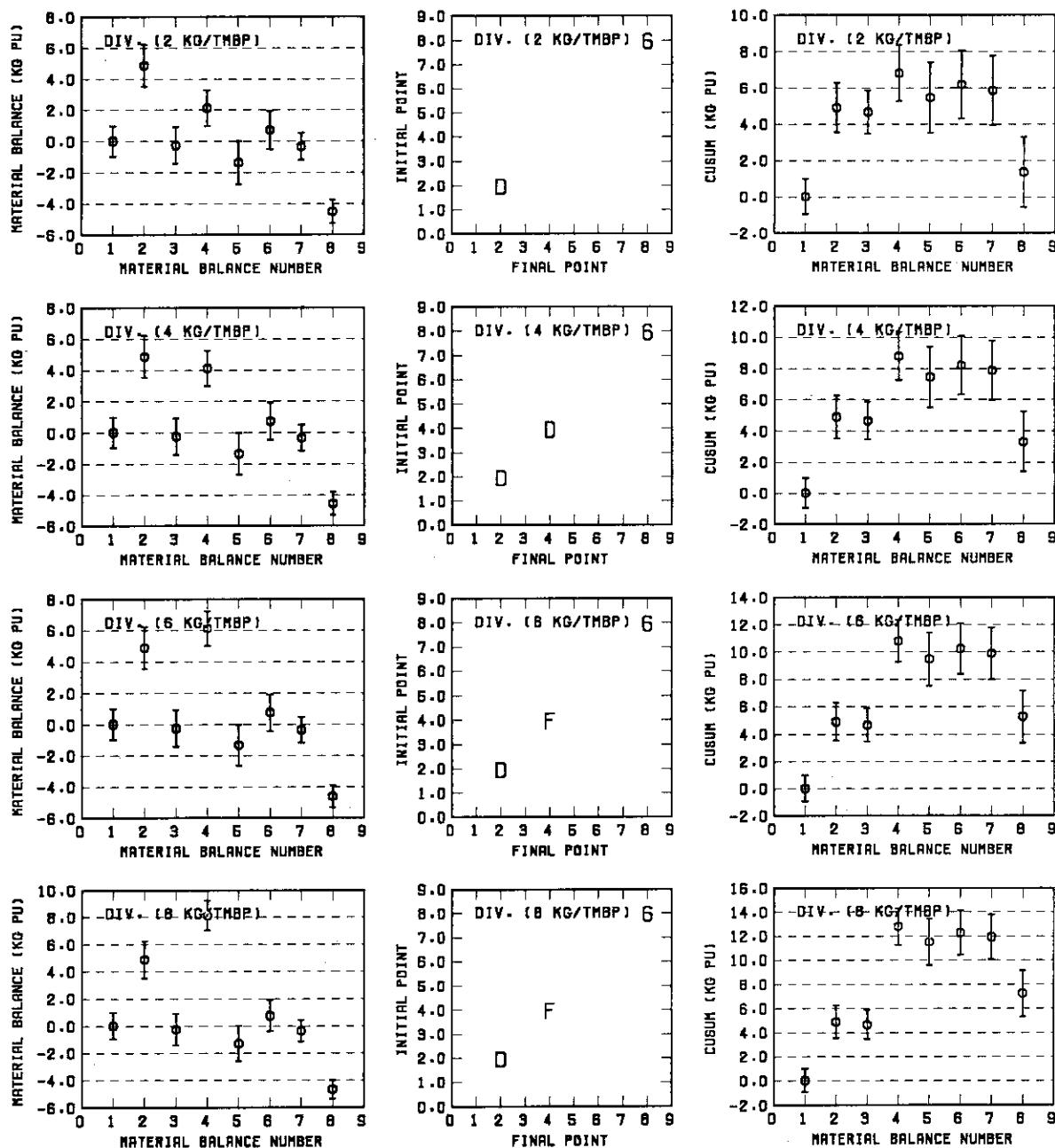
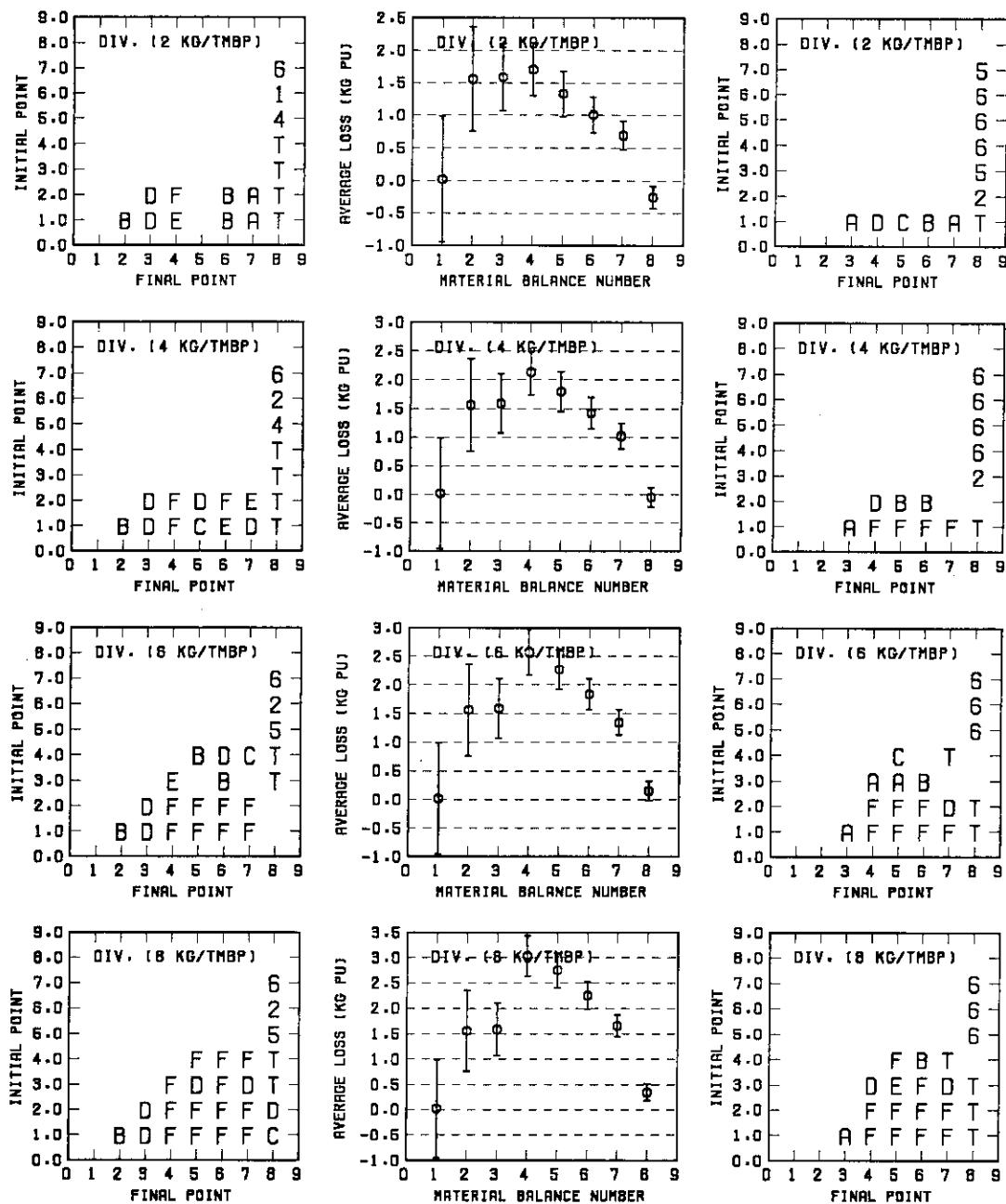


Fig. 5.14.2 Abrupt diversion N.R.T. 物質収支期間8日測定精度
ケース2の場合での転用量別の比較

ABRUPT DIV. (DMBP=192H,CASE=2)



ABRUPT DIV. (DMBP= 96H,CASE=3)

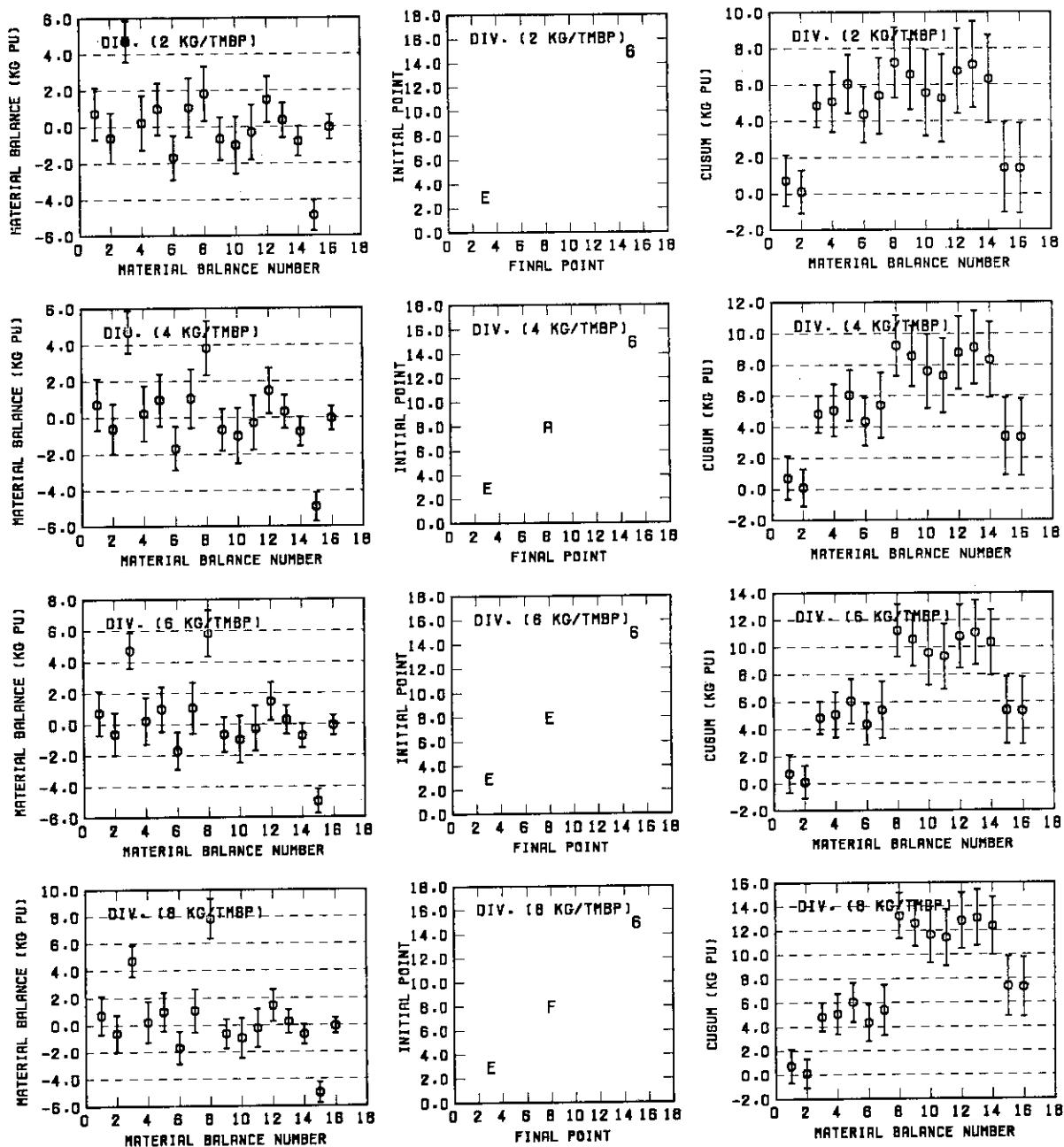
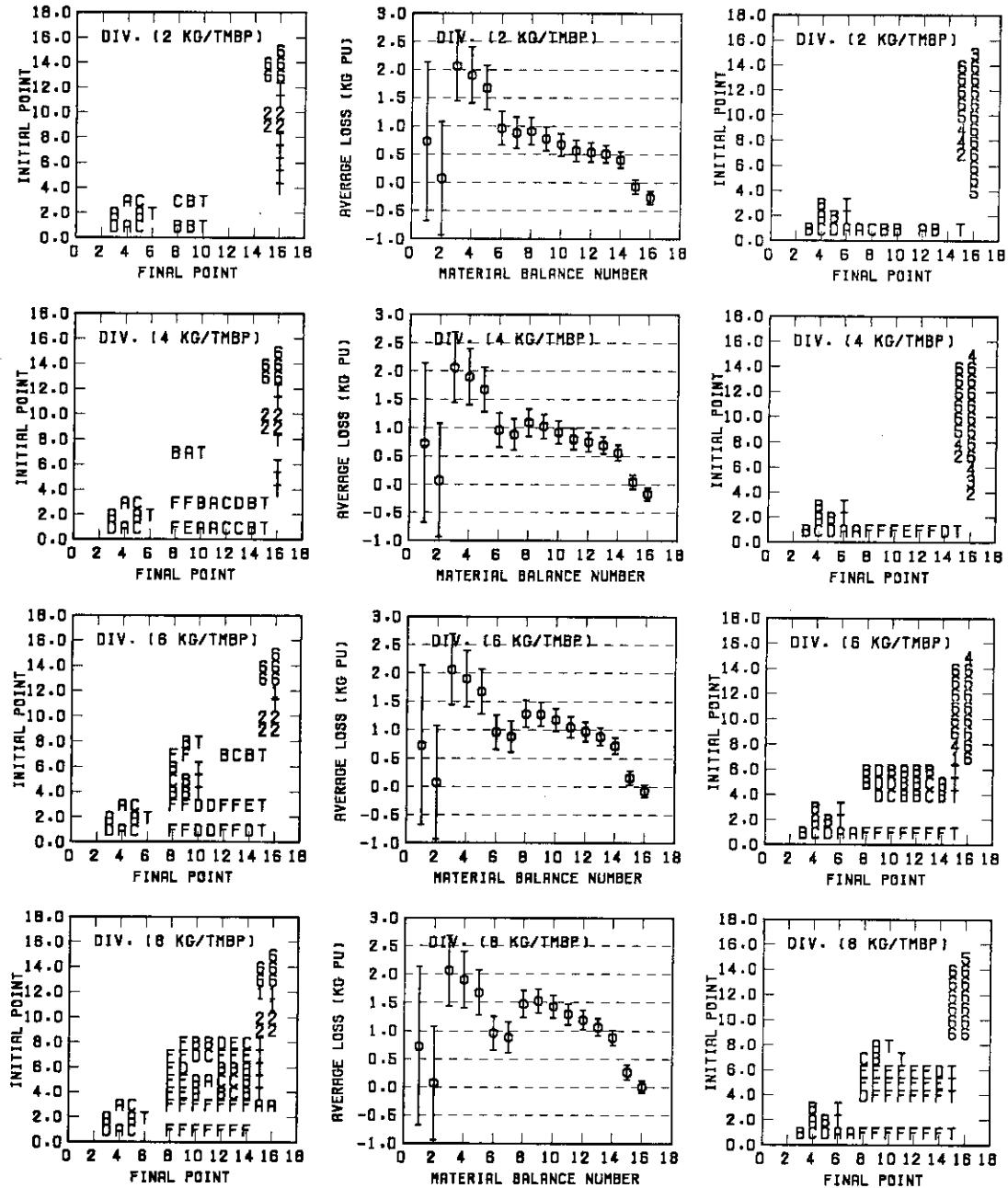


Fig. 5.15.1 Abrupt diversion N.R.T. 物質収支期間4日測定精度
ケース3の場合での転用量別の比較

ABRUPT DIV. (DMBP= 96H, CRSE=3)



ABRUPT DIV. (DMBP=192H,CASE=3)

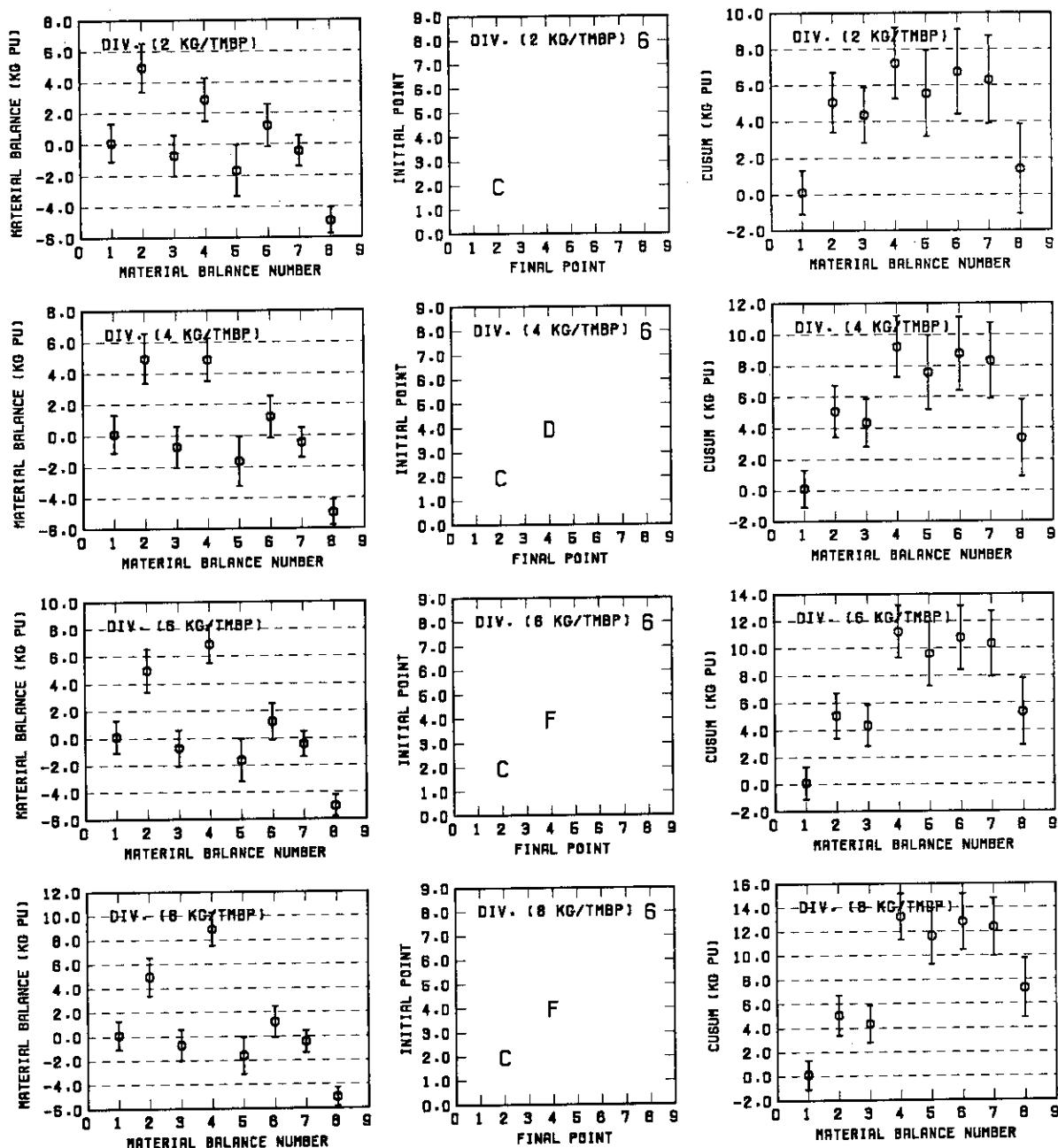
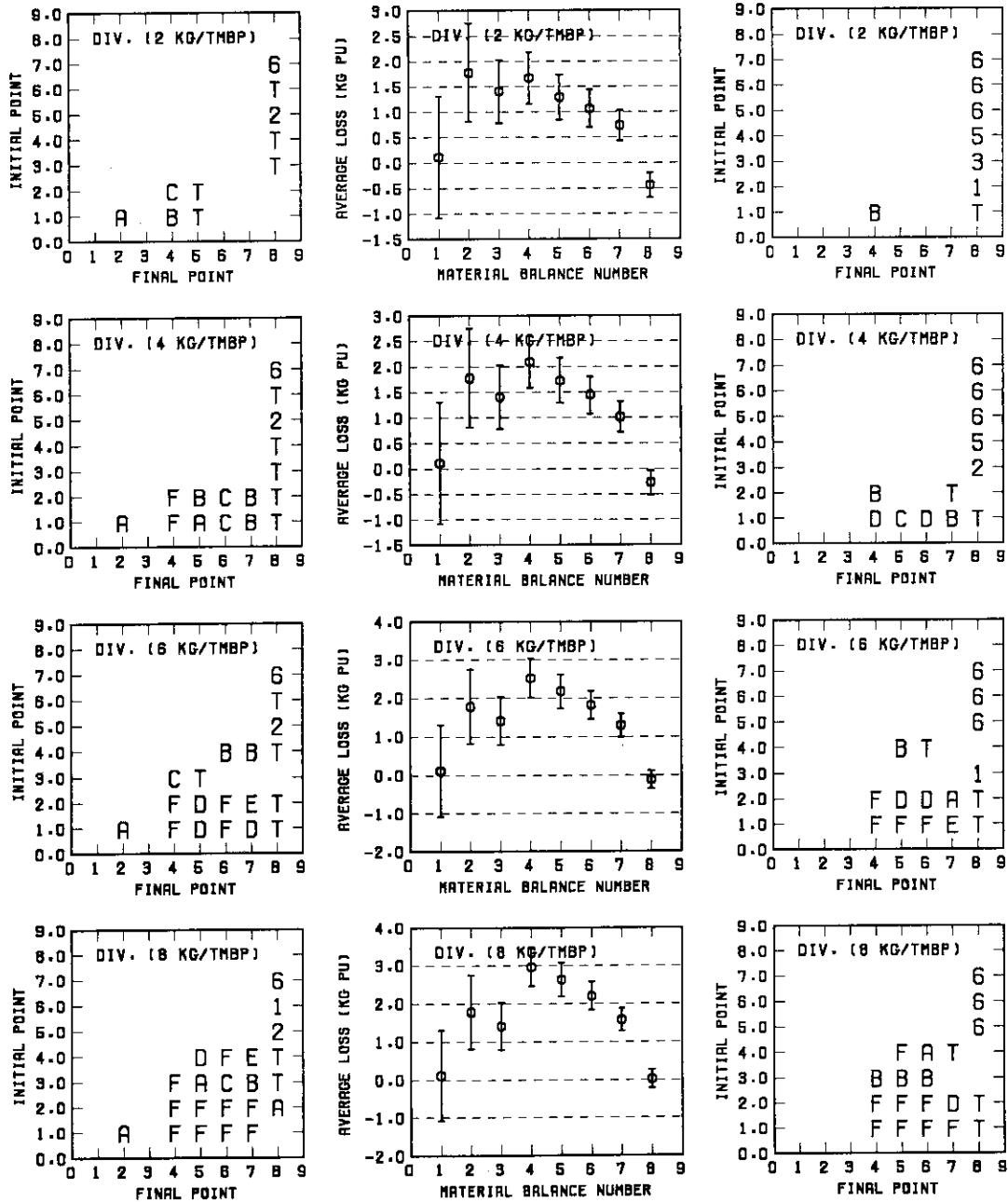


Fig. 5.15.2 Abrupt diversion N.R.T. 物質収支期間8日測定精度
ケース3の場合での転用量別の比較

ABRUPT DIV. (DMBP=192H,CASE=3)



PROTRACT DIV. (DMBP= 96H,CASE=1)

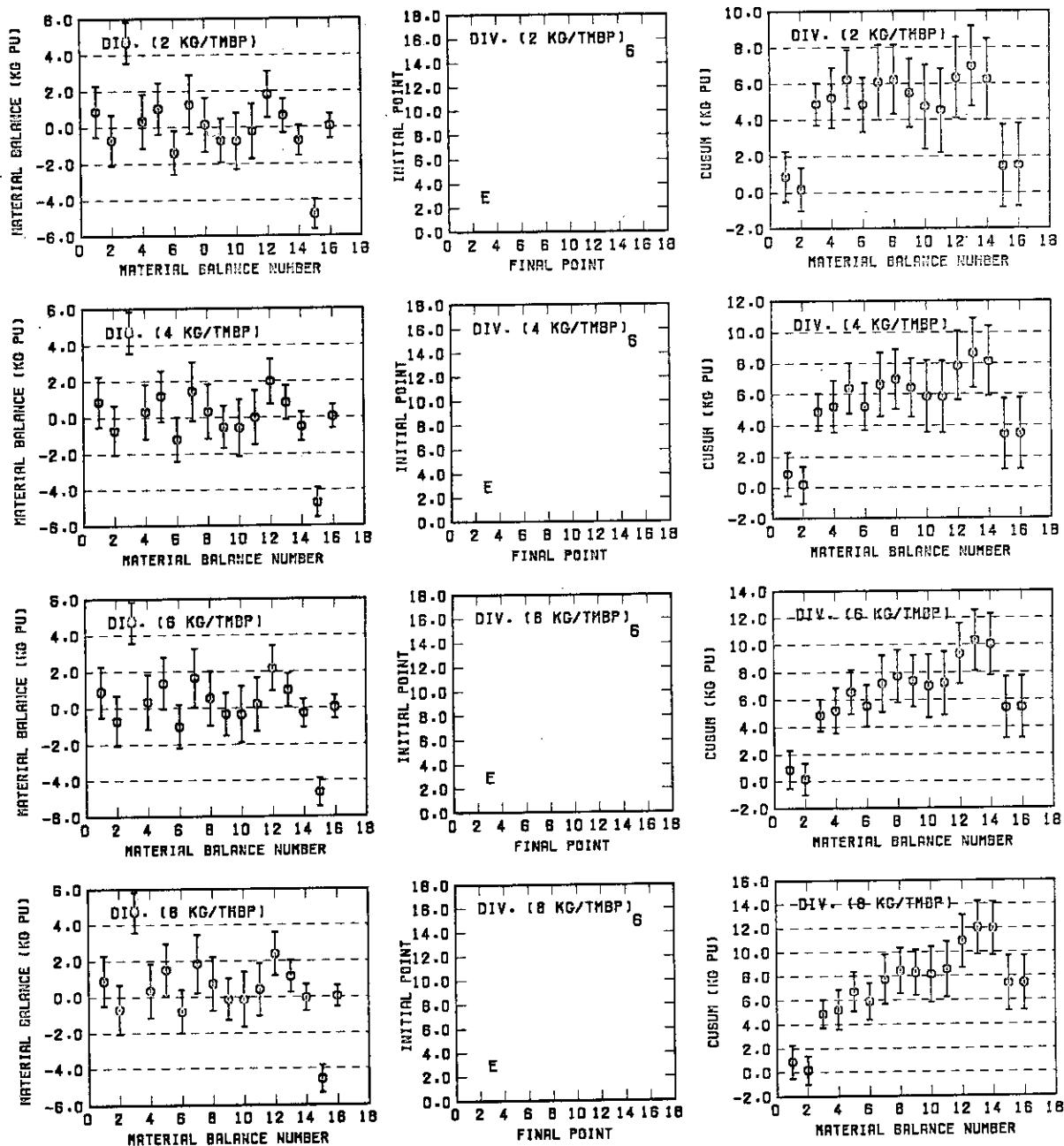
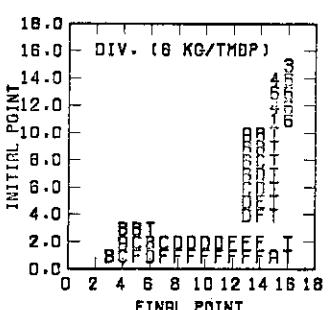
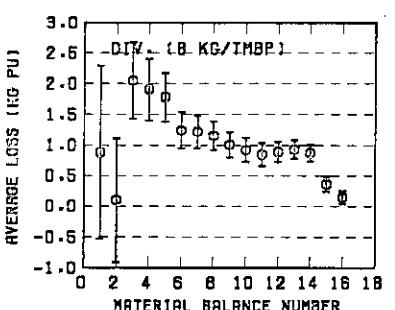
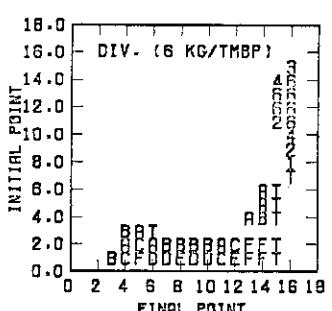
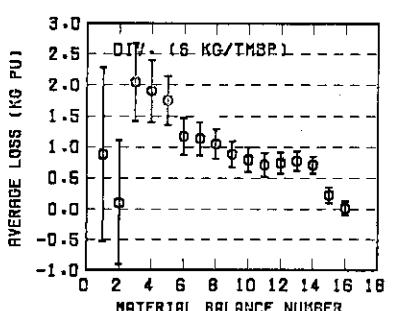
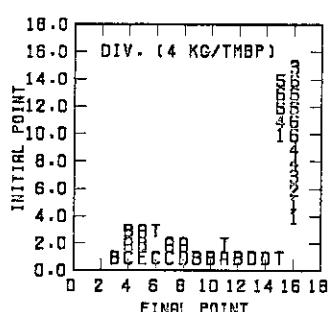
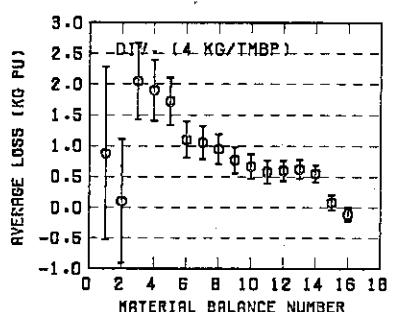
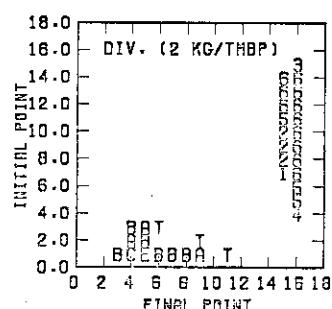
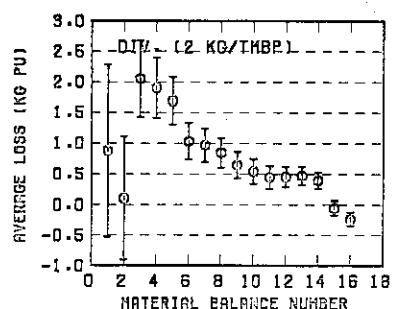
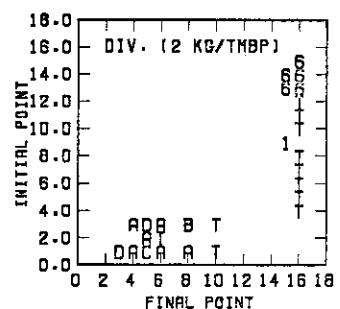


Fig. 5.16.1 Protract diversion N.R.T. 物質収支期間4日測定精度ケース1の
場合での転用量別の比較

PROTRACT DIV. (DMBP= 96H,CASE=1)



PROTRACT DIV. (DMBP=192H,CASE=1)

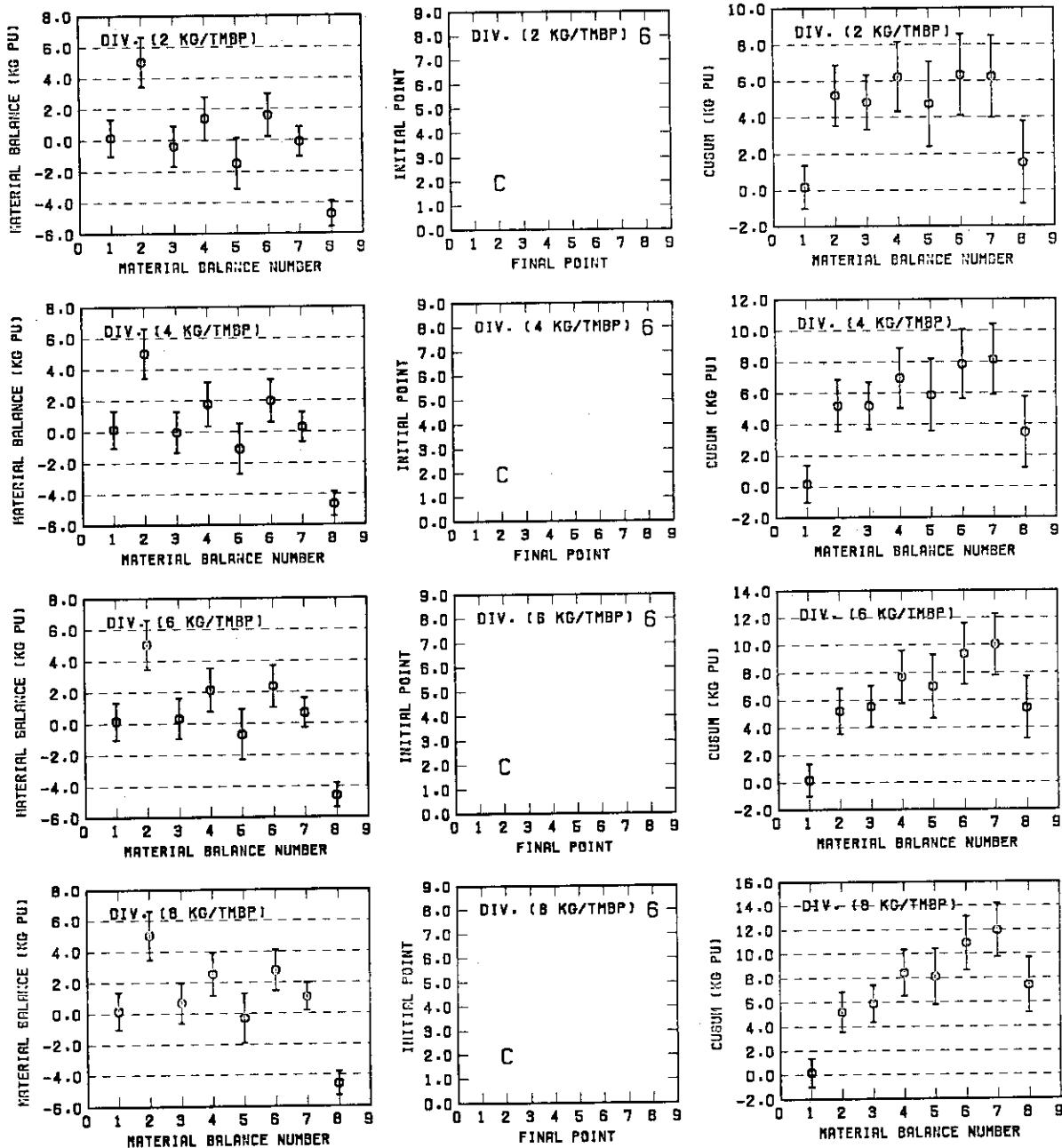
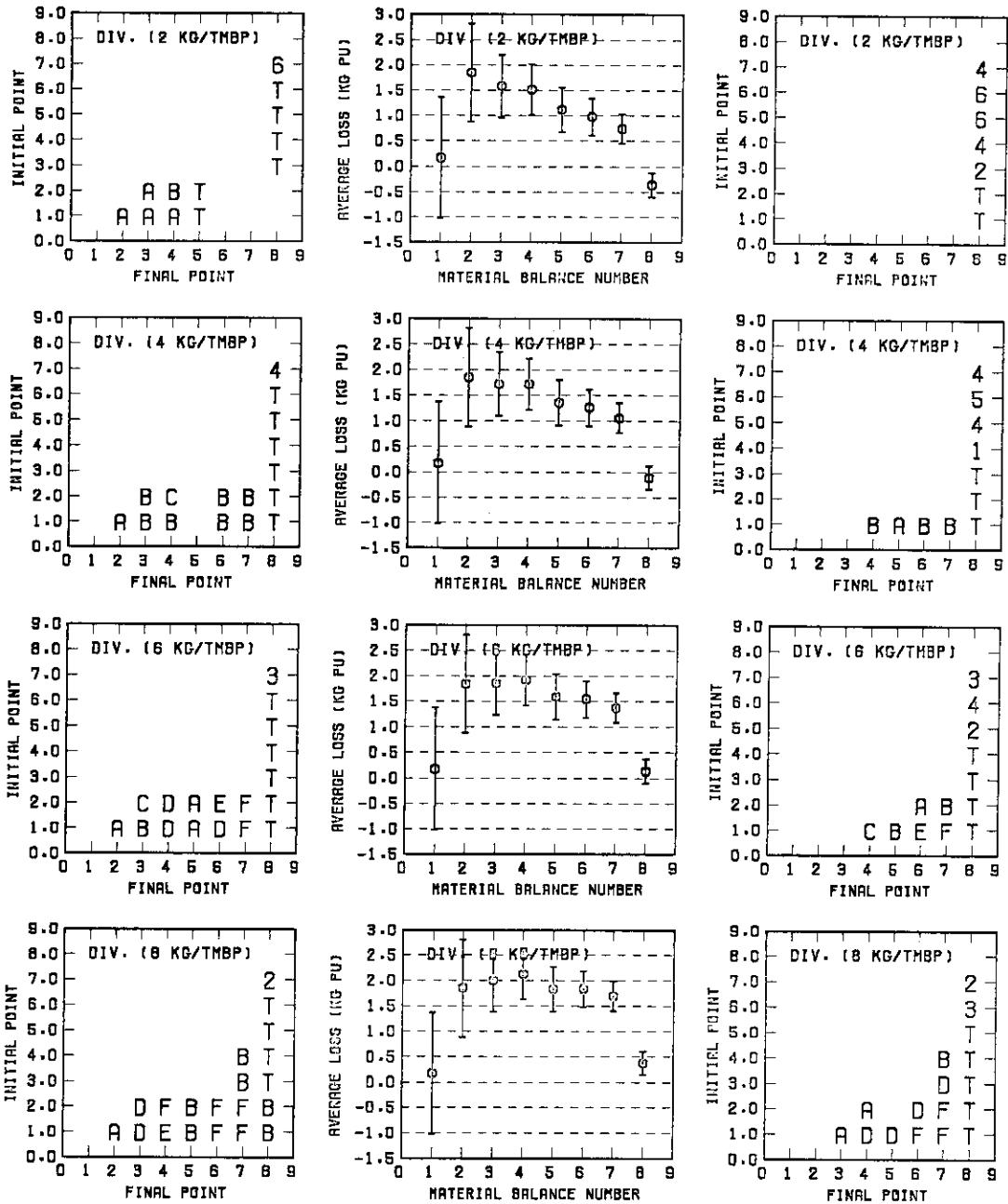


Fig. 5.16.2 Protract diversion N.R.T. 物質収支期間8日測定 精度ケース1の
場合での転用量別の比較

PROTRACT DIV. (DMBP=192H,CASE=1)



PROTRACT DIV. (DMBP= 96H,CASE=2)

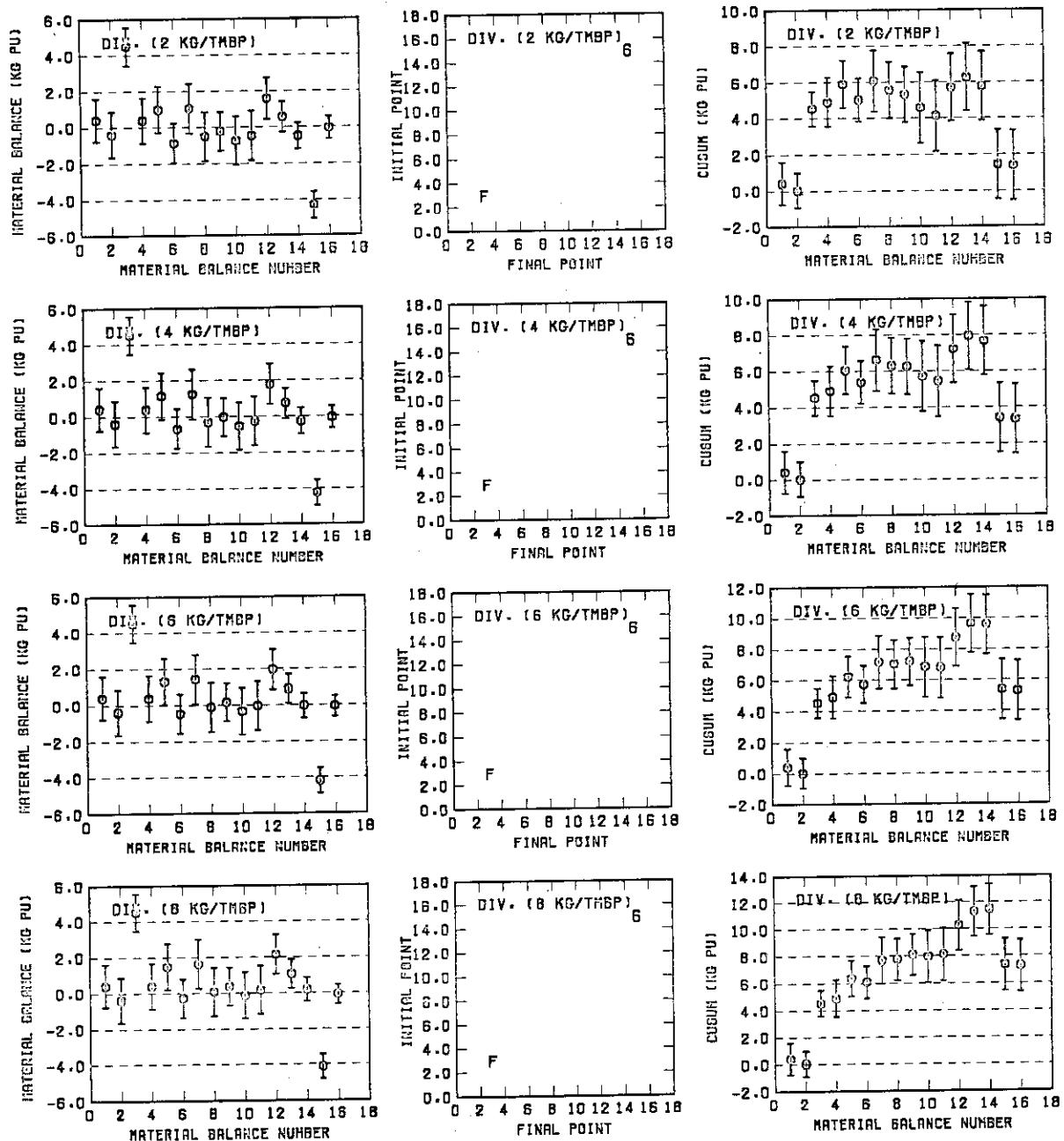
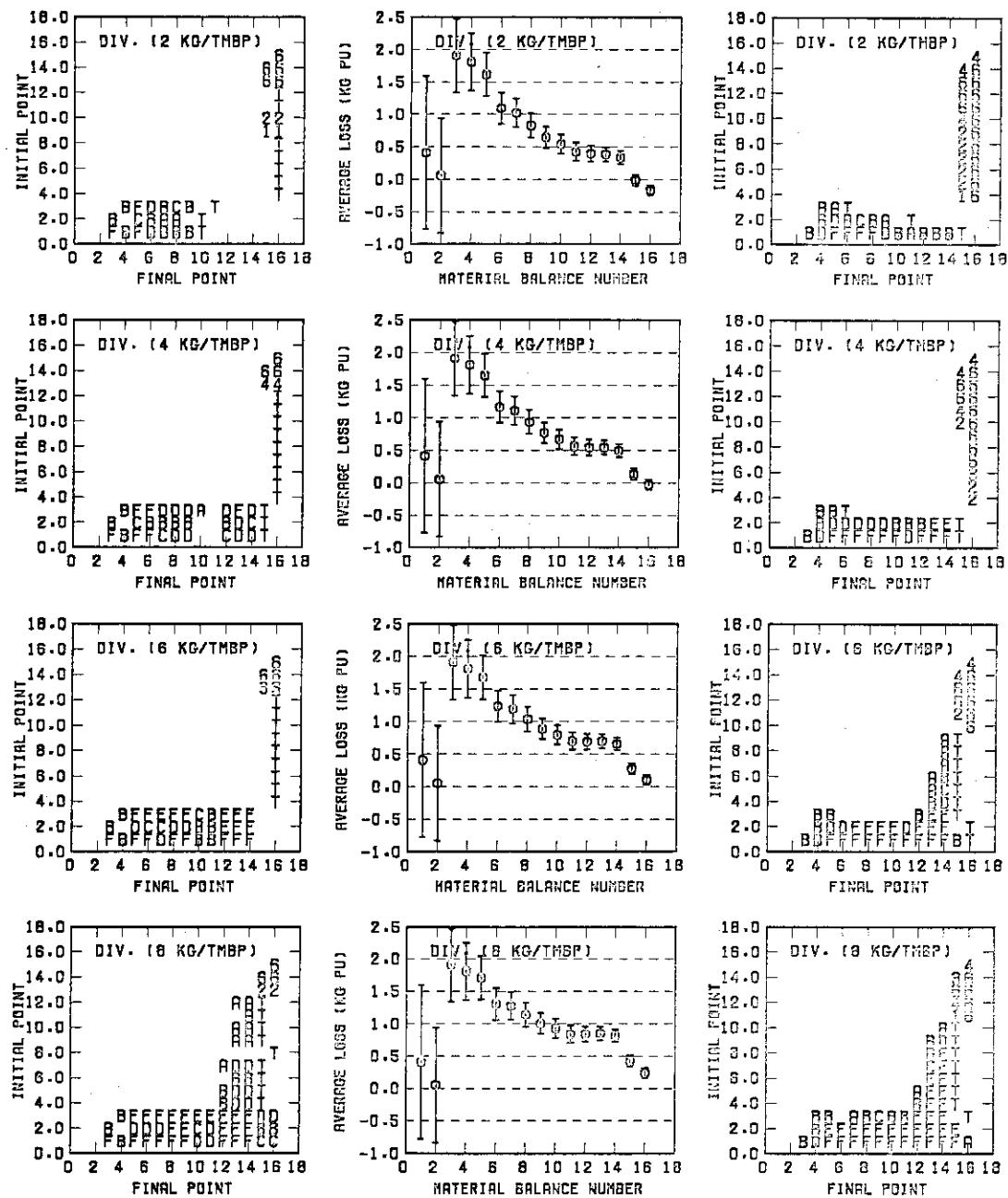


Fig. 5.17.1 Protract diversion N.R.T. 物質収支期間4日測定精度ケース2の
場合での転用量別の比較

PROTRACT DIV. (DMBP= 96H,CASE=2



PROTRACT DIV. (DMBP=192H,CASE=2)

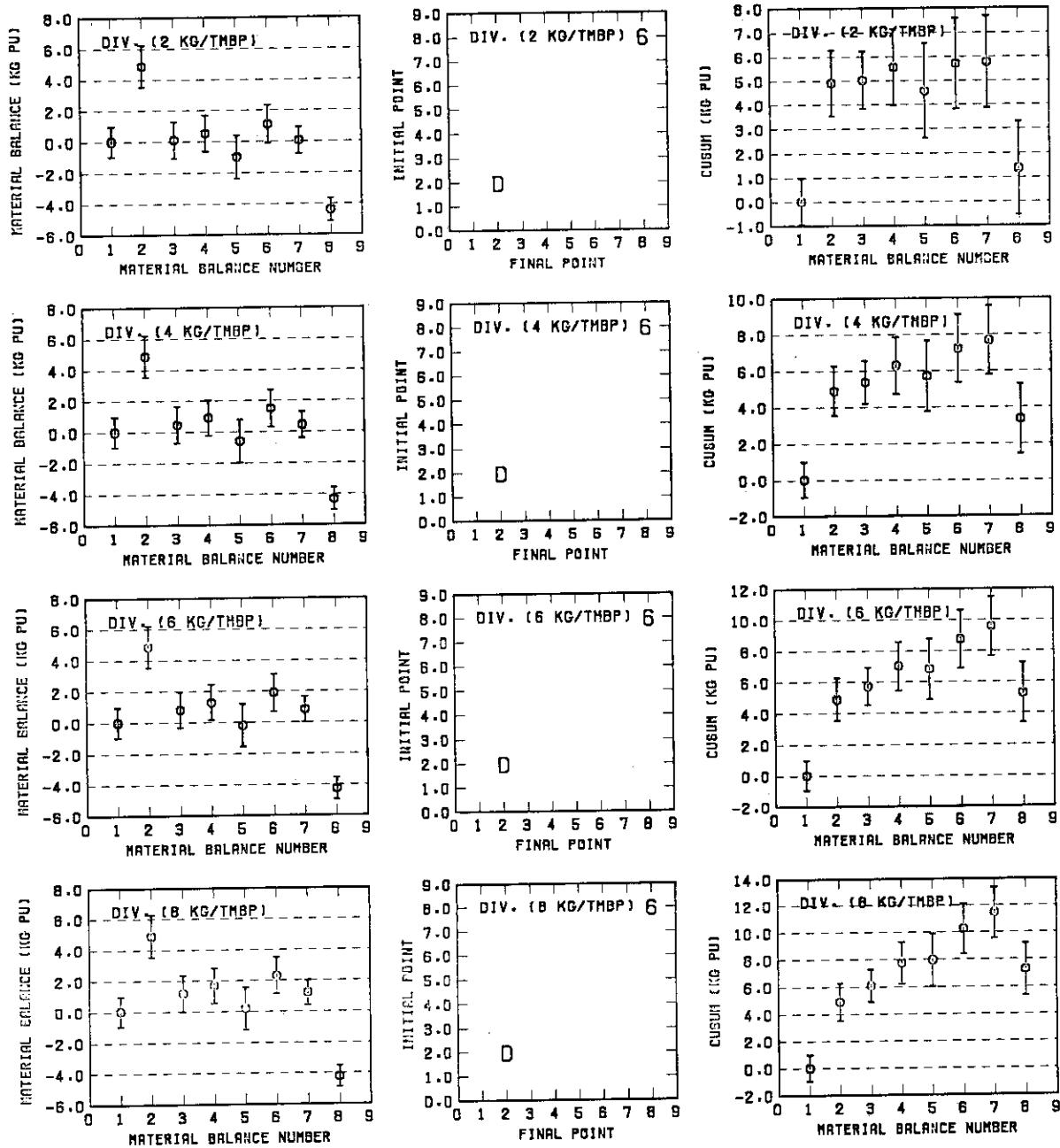
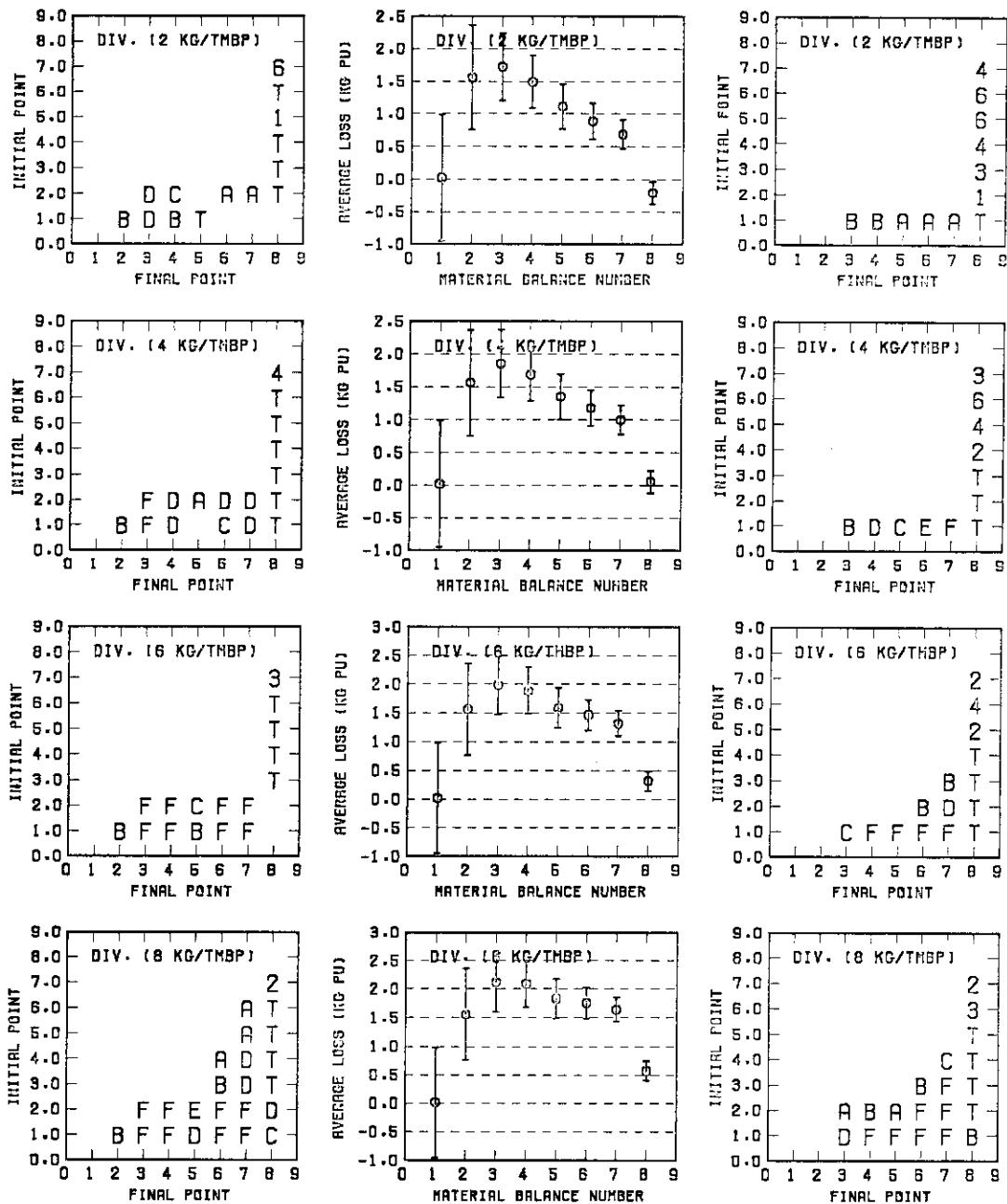


Fig. 5.17.2 Protract diversion N.R.T. 物質収支期間8日測定精度ケース2の場合での転用量別の比較

PROTRACT DIV. (DMBP=192H,CASE=2)



PROTRACT DIV. (DMBP= 96H,CASE=3)

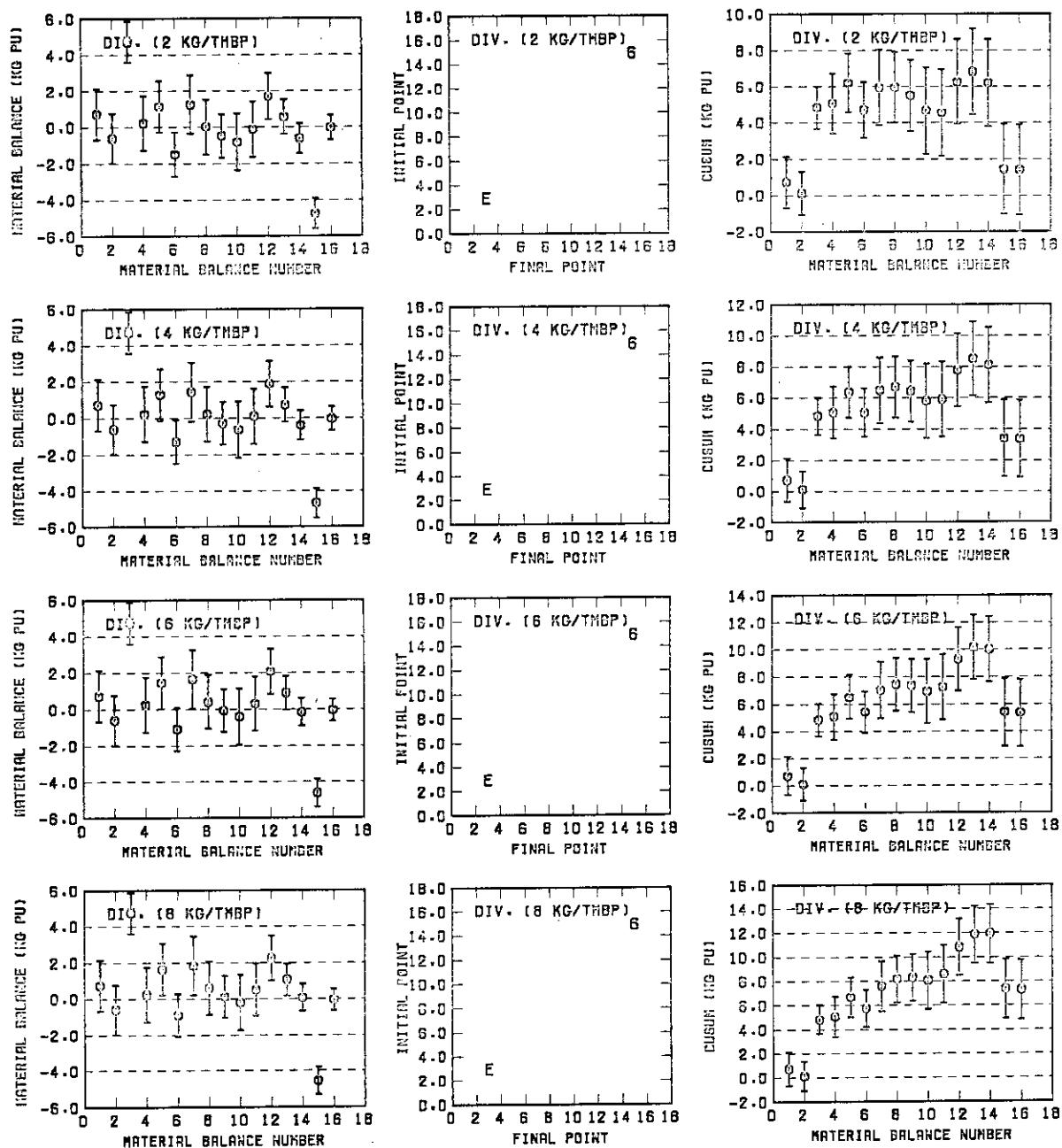
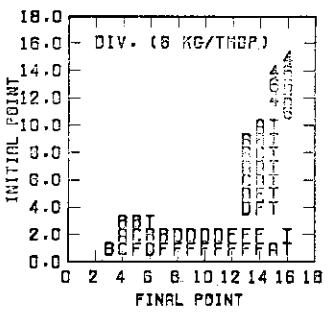
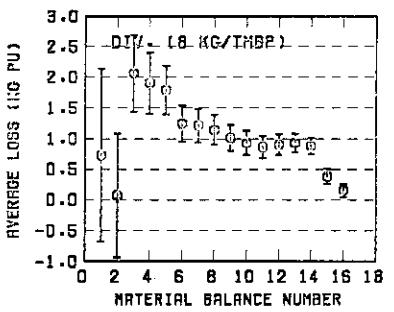
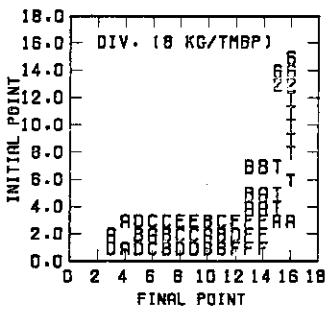
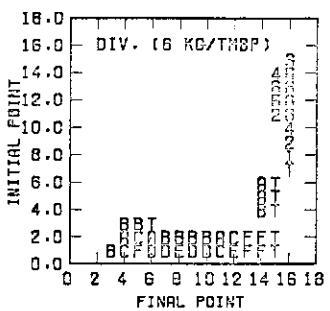
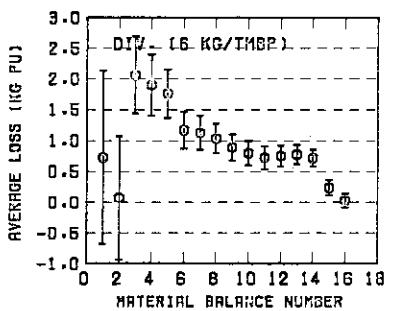
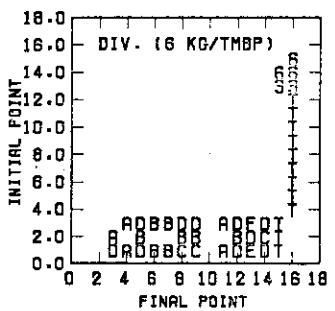
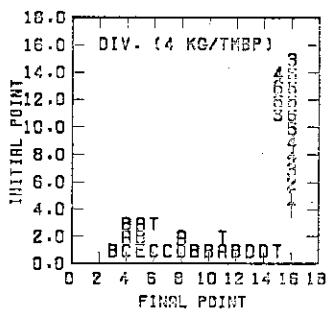
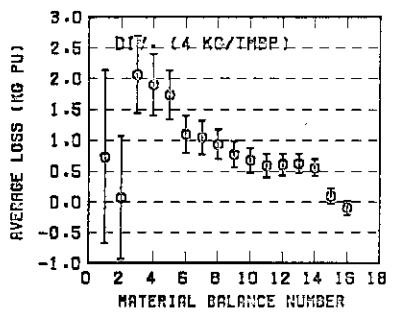
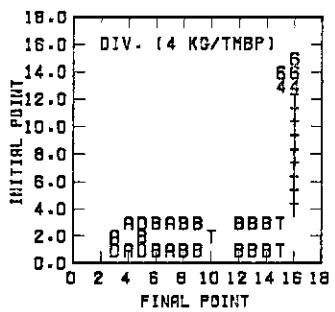
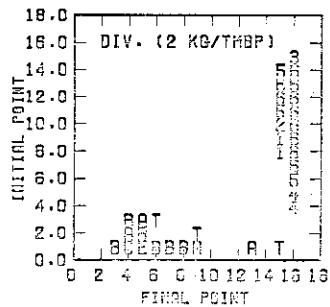
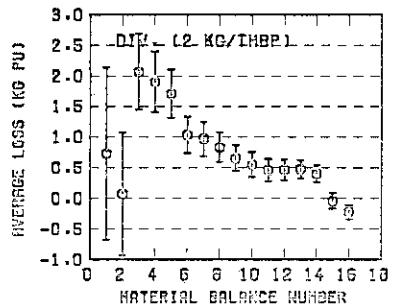
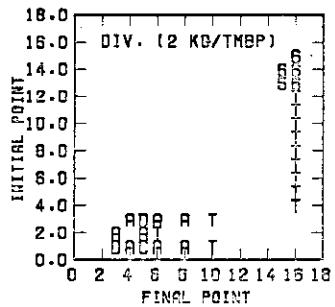


Fig. 5.18.1 Protract diversion N.R.T. 物質収支期間4日測定精度ケース3の場合での転用量別の比較

PROTRACT DIV. (DMBP= 96H,CASE=3)



PROTRACT DIV. (DMBP=192H,CASE=3)

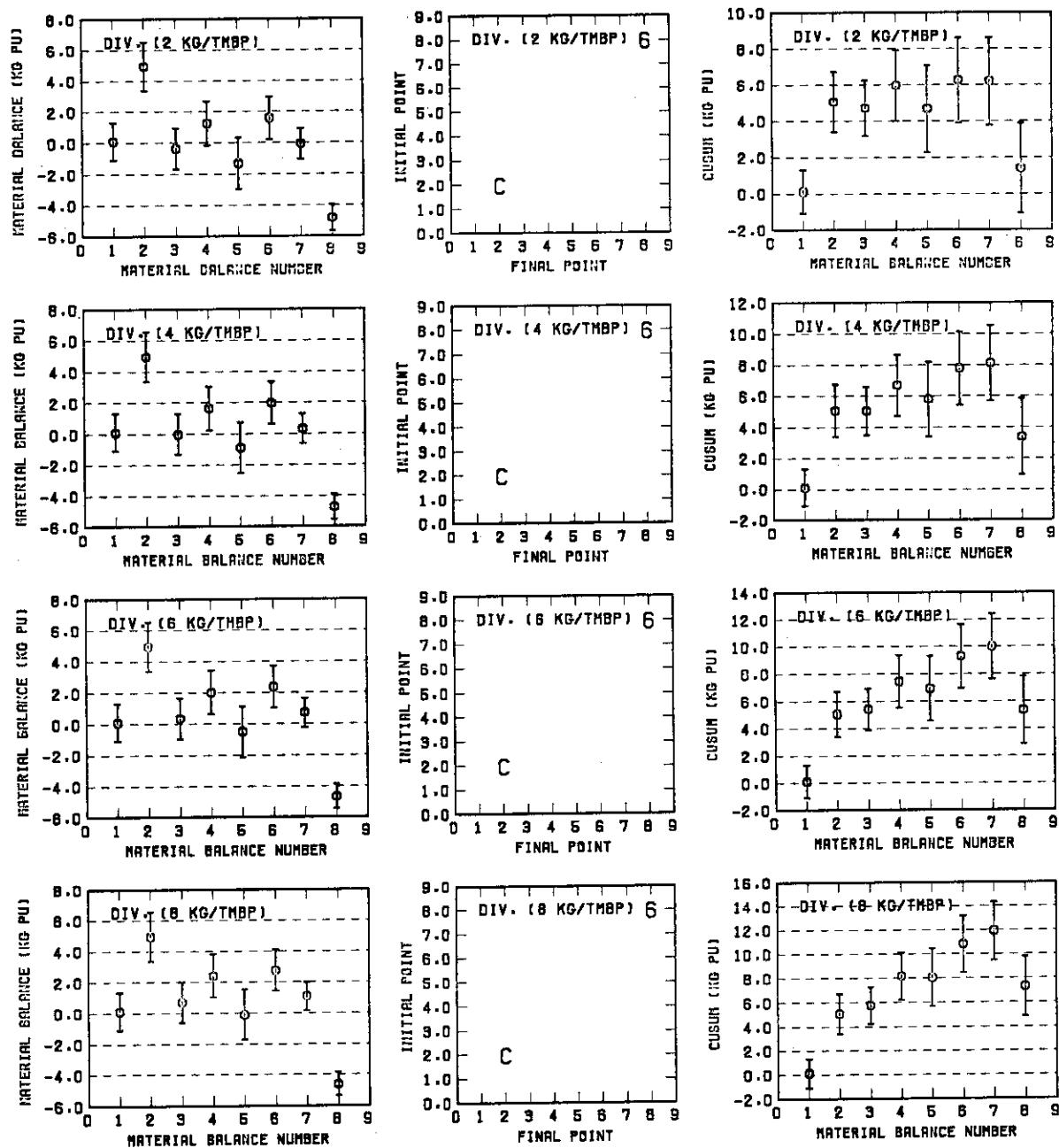
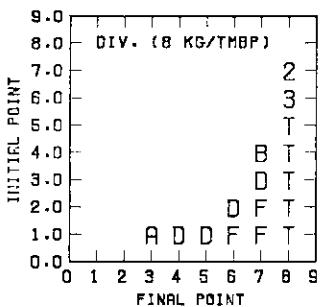
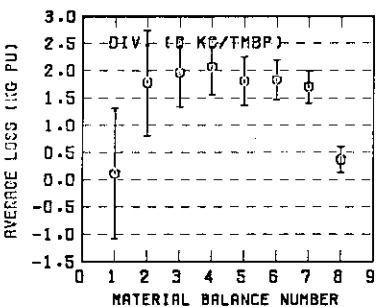
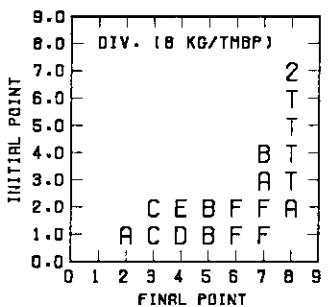
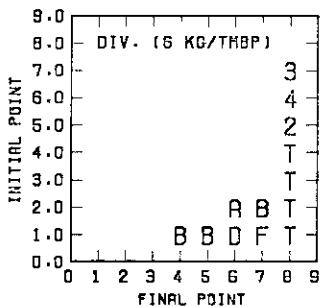
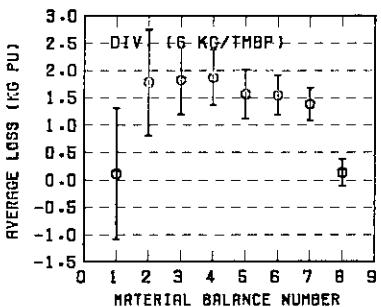
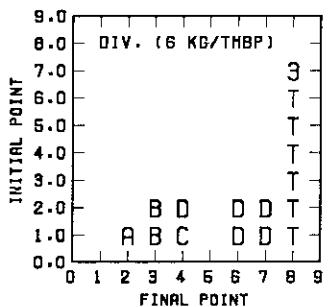
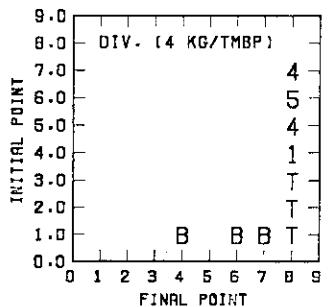
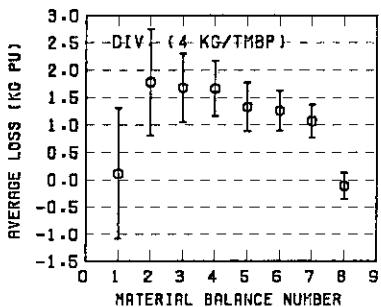
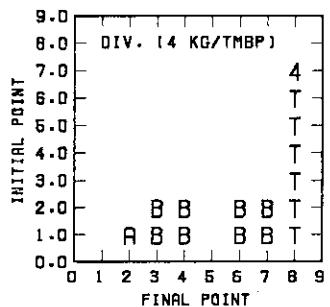
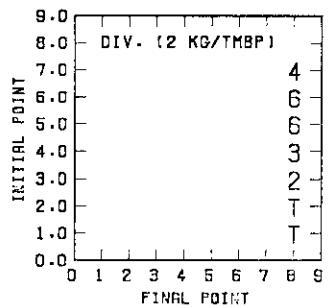
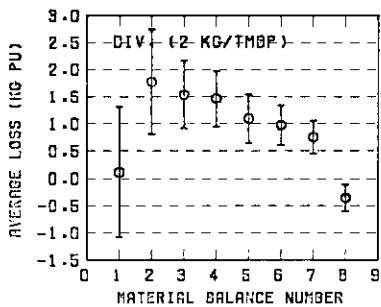
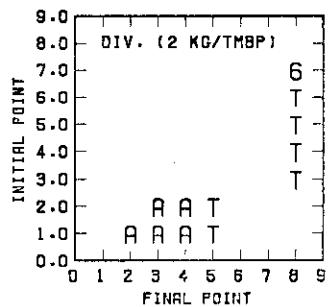


Fig. 5.18.2 Protract diversion N.R.T. 物質収支期間8日測定精度ケース3の場合での転用量別の比較

PROTRACT DIV. (DMBP=192H,CASE=3)



6. 結 言

本研究で明らかになったところを以下に列挙する。

- (1) このプラントにおける在来型計量管理では、現在想定されている測定精度の組合せでは50日の物質収支期間で得られる誤差の限界($2\sigma_{MUF}$)は約4.6 Kg Pu程度になる。現状で達成可能と考えられるより良い精度を想定すると、これは約3.9 Kg Puとなる。この場合、査察者の検認可能な量は前者の場合11.5 Kg Pu、後者の場合で9.8 Kg Puとなり、かなり大きい。タイムリネスとしても50日は長い。従って、このプラントは在来型計量管理のみではIAEAが現在想定している探知目標を達成することは困難であることが明らかになった。
- (2) 現プラントとモデルをベースとして想定したN.R.T. 計量管理によれば、物質収支期間が4日の場合で誤差限界($2\sigma_{MUF}$)は約2.8～3.3 Kg Puとなり、在来型の50日の物質収支期間に対する値と大差無い結果となっている。これは、3.3.5で述べた理由と、本プラントが在庫が非常に大きく、移動量が非常に小さいという2つの理由によるものである。物質収支の誤差限界は大差ないが、既に、5章でみたように少なくともAbrupt転用に対してはN.R.T. 計量管理は明瞭な検知能力があることが示された。しかも、タイムリネスは4日と短い。これはN.R.T. 計量管理で用いるSequential Analysisの威力である。
- (3) しかし、Protracted転用に対しては、このプラントで想定したN.R.T. 計量管理システムのシミュレーションは、3.3.5で述べた理由によって、理想的なものとは程遠いものとせざるを得なかつたこともあり、必ずしも明確な能力を確認しえなかった。今後は、より正確なシミュレーターを作成して、より現実的なシミュレーションに基づく評価をする必要がある。しかしながら、シミュレーションの評価結果を詳細に検討し、Alarm Sequence Chartのノイズを人工的に取り除いて再評価してみると、少なくとも8 Kg Pu/50日の転用は、本モデルのN.R.T. 計量管理でも検知出来るという見通しが立った。
- (4) 統計決定分析法としては、本研究で対象としなかったPage's Test, MUF Residual Test, ITMUF Test, SITMUF Testなど様々なものがあり、最近では、これらのテストの方がヨーロッパでは有力視されてきている。従って、今後は、N.R.T. 計量管理で用いるべき統計決定分析法の研究に力を傾けていく必要がある。

謝 辞

本研究で用いたシミュレーション・システムの作成、及びシミュレーション計算の実施に当たり、小山 隆氏（当時外来研究員）の協力を頂いた。ここで感謝の意を表したい。

6. 結 言

本研究で明らかになったところを以下に列挙する。

- (1) このプラントにおける在来型計量管理では、現在想定されている測定精度の組合せでは50日の物質収支期間で得られる誤差の限界($2\sigma_{MUF}$)は約4.6 KgPu程度になる。現状で達成可能と考えられるより良い精度を想定すると、これは約3.9 KgPuとなる。この場合、査察者の検認可能な量は前者の場合11.5 KgPu、後者の場合で9.8 KgPuとなり、かなり大きい。タイムリネスとしても50日は長い。従って、このプラントは在来型計量管理のみではIAEAが現在想定している探知目標を達成することは困難であることが明らかになった。
- (2) 現プラントとモデルをベースとして想定したN.R.T.計量管理によれば、物質収支期間が4日の場合で誤差限界($2\sigma_{MUF}$)は約2.8～3.3 KgPuとなり、在来型の50日の物質収支期間に対する値と大差無い結果となっている。これは、3.3.5で述べた理由と、本プラントが在庫が非常に大きく、移動量が非常に小さいという2つの理由によるものである。物質収支の誤差限界は大差ないが、既に、5章でみたように少なくともAbrupt転用に対してはN.R.T.計量管理は明瞭な検知能力があることが示された。しかも、タイムリネスは4日と短い。これはN.R.T.計量管理で用いるSequential Analysisの威力である。
- (3)しかし、Protracted転用に対しては、このプラントで想定したN.R.T.計量管理システムのシミュレーションは、3.3.5で述べた理由によって、理想的なものとは程遠いものとせざるを得なかつたこともあり、必ずしも明確な能力を確認しえなかった。今後は、より正確なシミュレーターを作成して、より現実的なシミュレーションに基づく評価をする必要がある。しかしながら、シミュレーションの評価結果を詳細に検討し、Alarm Sequence Chartのノイズを人工的に取り除いて再評価してみると、少なくとも8KgPu/50日の転用は、本モデルのN.R.T.計量管理でも検知出来るという見通しが立った。
- (4)統計決定分析法としては、本研究で対象としなかったPage's Test, MUF Residual Test, ITMUF Test, SITMUF Testなど様々なものがあり、最近では、これらのテストの方がヨーロッパでは有力視されてきている。従って、今後は、N.R.T.計量管理で用いるべき統計決定分析法の研究に力を傾けていく必要がある。

謝 辞

本研究で用いたシミュレーション・システムの作成、及びシミュレーション計算の実施に当たり、小山 隆氏（当時外来研究員）の協力を頂いた。ここで感謝の意を表したい。

References

- (1) R.Rometsch, G.Hough ; The Position of IAEA Safeguards Relative to Nuclear Material Control Accountancy By States, IAEA-CN-36/534, Proceedings of an International Conference on " Nuclear Power and its Fuel Cycle ", vol. 7, PP441-454, Salzburg, 2-13 May, 1977.
- (2) 'IAEA Safeguards, An Introduction'; IAEA/SG/INF/3 (1981)
- (3) 'IAEA Safeguards Glossary'; IAEA/SG/INF/1
- (4) (財)核物質管理センター; 'プルトニウム管理体制調査'; P.II-15~17 (1977)
- (5) M.Koizumi, et al. ; 'Development of a process for the Co-conversion of Pu-U nitrate mixed solutions to mixed-oxide power using a microwave heating method', Nucl. Technology vol.61, PP.55-70 (April 1983)
- (6) Hock, F.S. ; 'IAEA Safeguards from a United States Perspective', 1979 INMM Proceedings, PP.391-397
- (7) IAEA Advisory Group ; 'Nuclear Facility Design: Guide lines Assisting the Implementation of IAEA Safeguards', STR-144, (Sep. 1983)
- (8) J.L.Jaech ; 'Statistical Methods in Nuclear Material Control', TID-26298 (1973)
- (9) IAEA ; 'IAEA Safeguards Technical Manual, Part F, Statistical Concepts and Techniques', IAEA-TECDOC-227, (1980)
- (10) 猪川, 西村 ; '保障措置システムの解析(I)', JAERI-M 9197 (1980)
- (11) IAEA ; IAEA/PL-488 (1972)
- (12) IAEA ; TASTEX, Tokai Advanced Safeguards Technology Exercise , Technical Reports Series NO.213, IAEA (1982)
- (13) Ikawa, K., Ihara, H., Nishimura, H., Hirata, M., Sakuragi, H., Ido, M., Sawahata T., Tsutsumi, M., Iwanaga, M., Suyama, N., Lovett, J.E.; 'Study of Application of Near-Real-Time Materials Accountancy to Safeguards for Reprocessing Facilities', JAERI-M83-158, PNCT N841-33-26, (Sep. 1983)
- (14) 猪川 ; '遠心分離法による低濃縮施設に対するダイナミック計量管理の適用性の研究(I)', JAERI-M 9173 (1980年11月)
- (15) H.A.Dayem, et al. ; 'Coordinated Safeguards for Materials Management in a Uranium-Plutonium Nitrate-to-Oxide Co-conversion Facility: Coprecal', LA-7521 (1979)