

JAERI-M
86-167

燃料サイクル安全工学研究施設核燃料
処理工程に対する MUF 予備解析

1986年11月

井原 均・西村 秀夫・猪川 浩次*・市橋 芳徳
山本 徹**・久松 義徳**・館盛 勝一・小林 岩夫

日本原子力研究所
Japan Atomic Energy Research Institute

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）で複写による実費領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

燃料サイクル安全工学研究施設核燃料処理工程に対する MUF 予備解析

日本原子力研究所東海研究所燃料安全工学部

井原 均・西村 秀夫・猪川 浩次^{*}・市橋 芳徳[†]
山本 徹^{**}・久松 義徳^{**}・館盛 勝一・小林 岩夫

(1986年10月15日)

現在設計中の燃料サイクル安全工学研究施設 (NUCEF: Nuclear Fuel Cycle Safety Engineering Research Facility) は、我国の核燃料サイクルバックエンドの自主技術の確立に寄与することを目的として、核燃料施設の臨界安全性研究、再処理プロセス安全性研究、ならびに TRU 廃棄物安全管理システムに関する研究を総合的に行うための施設である。この施設の A 棟部分の保障措置上の特徴は、大量のウランおよびプルトニウムを取り扱い、施設に燃料溶解、抽出精製、蒸発濃縮、転換等の諸工程、臨界実験装置、燃料貯蔵設備等を含み、さながら小規模核燃料サイクルを構成していることである。したがって、保障措置上の枢要施設として位置づけられる。このため、この施設に対しては、国内保障措置制度はもとより、国際保障措置のガイドラインをも十分に満足する核物質管理システムを開発する必要がある。本報告書は、NUCEF の核物質計量管理システムを開発する前段階として、この施設の計量管理上の特性を把握する事を目的に、施設の主工程である核燃料処理工程を対象に実施した不明物質量 (MUF) 解析の結果を取りまとめたものである。

東海研究所：〒319-11 茨城県那珂郡東海村白方字白根 2-4

† (現) 大洗研究所材料試験炉部

* 非常勤職員 ((財)核物質管理センター出向中)

** センチュリ・リサーチ・センター (株)

Preliminary MUF Analysis for a Chemical Process in the Nuclear Fuel Cycle Safety Engineering Research Facility

Hitoshi IHARA, Hideo NISHIMURA, Koji IKAWA^{*}, Yoshinori ICHIHASHI⁺,
Tooru YAMAMOTO^{**}, Yoshinori HISAMATSU^{**}, Shoichi TACHIMORI and
Iwao KOBAYASHI

Department of Fuel Safety Research,
Tokai Research Establishment
Japan Atomic Energy Research Institute
Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken

(Received October 15, 1986)

The Nuclear Fuel Cycle Safety Engineering Research Facility (NUCEF), which is at the design stage, was planned for researches on the criticality safety at a nuclear facility, the safety at a reprocessing process, and the safety control system for TRU wastes with the aim of helping establish the self-sustaining technologies for the nuclear fuel cycle backend in Japan. In the A-building of this facility, a lot of nuclear materials, uranium and plutonium, is handled and there are such important processes as fuel dissolution, extraction, purification and evaporation as well as the criticality experimental device and the fuel storage equipment. Because of these characteristics, the facility will attract much concern in the field of safeguards, which necessitates to develop a nuclear material accountancy system so as to satisfy the goals of international safeguards as well as the requirements of SSAC.

This report describes the results of MUF analysis for the chemical processes in the facility. The purpose of the analysis is to have a bird's-eye view on characteristics of the material accounting and control as a basis of the development of NUCEF material accountancy system.

Keywords: NUCEF, MUF, σ_{MUF} , Safeguards, N.R.T.MA, Nuclear Fuel Cycle, TASTEX, Simulation, CSEF

+ at present, Department of JMTR Project

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

** Century Research Center Corp.

目 次

1. 序 論	1
2. 施設の概要	3
3. 核物質計量管理の基本的概念	6
3.1 概 念	6
3.2 NUCEFの核物質計量管理システム	9
4. 評価手法	15
4.1 施設内核物質フローシミュレーション	15
4.2 測定シミュレーション	16
4.3 核物質計量管理データの統計解析	21
5. NUCEFに対するMUF予備解析	30
5.1 シミュレーションの仮定と条件	30
5.2 工程シミュレーションおよび施設運転モード	31
5.3 測定機器とその精度	37
5.4 物質収支期間と在庫測定	37
5.5 計量管理上の特性解析	38
6. NUCEFを用いた保障措置技術の開発研究	74
7. 結 言	77
謝 辞	77
参考文献	78

CONTENTS

1. Introduction	1
2. General Description of NUCEF	3
3. Basic Concept of Nuclear Material Accountancy and Control	6
3.1 Basic Concept	6
3.2 Nuclear Material Accountancy and Control System of NUCEF	9
4. Evaluation Method	15
4.1 Flow Simulation	15
4.2 Measurement Simulation	16
4.3 Statistical Analyses for Nuclear Material Accountancy	21
5. Preliminary MUF Analyses for NUCEF	30
5.1 Assumptions and Conditions in Simulation Studies	30
5.2 Process Simulation and NUCEF Operation Mode	31
5.3 Measurement Devices and Accuracies	37
5.4 Material Balance Period and Inventory Measurement	37
5.5 Analyses of Nuclear Materials Accountancy Characteristics.....	38
6. Research and Development of Potential Safeguards Technologies at NUCEF	74
7. Conclusions	77
Acknowledgements	77
References	78

1. 序論

核燃料サイクルの確立をめざす我が国では、特にバックエンド分野の自主技術の確立と安全性の確保を図ることが急務となっている。

原研では、かかる現状により、核燃料サイクルバックエンドに関する安全研究として、①臨界安全性に関する研究、②高度化再処理プロセスの開発、③ TRU廃棄物安全管理システムに関する研究の3つの大きな研究を行うため燃料サイクル安全工学施設（NUCEF：Nuclear Fuel Cycle Safety Engineering Research Facility）の建設計画を進めている。この計画の一部は、はじめ CSEF（Criticality Safety Experimental Facility）として予備概念設計（昭和56年）、概念設計（昭和57年）、詳細設計（昭和58年）、詳細設計Ⅱ⁽¹⁾（昭和59年）と進捗し、現在は、TRUST（Transuranium Elements Engineering System Test Facility）を含めた形で計画が進められている。

NUCEFの現設計では、実験建家は、臨界実験装置、溶液燃料の調整試験設備およびプロセス臨界安全性実験設備等比較的大量のウラン、プルトニウムを取り扱うA棟と、少量の使用済み燃料を用いて小規模の再処理、群分離技術の開発研究ならびにTRU廃棄物の実験を行うB棟に分かれているが、本研究でモデルとして用いたのはCSEF詳細設計Ⅱであり、進行中のNUCEF設計とは異なる点がある。

一方、この施設を保障措置との関連において、核物質計量管理の観点からみると、その特徴は次のように要約できる。核燃料物質の定常的な受払いはほとんどないが、施設内には大量のウラン、プルトニウムが滞留し、しかも、核燃料物質は、施設内を複雑、多岐に移動する。施設には、MOX燃料加工工程（NUCEFではこの工程は無い）、再処理工程、転換工程、実験炉（臨界実験系）、燃料貯蔵区域が存在し、あたかも小規模核燃料サイクルを形成している。また、施設内で取り扱う核燃料物質の形態も、ウラン粉末、MOX粉末、UO₂ペレット、硝酸ウラニル、硝酸ウラニル・プルトニウム混合溶液、硝酸プルトニウム溶液など多様であり、さまざまな濃度の溶液が施設内に滞留する事となる。

これらのことから本施設は保障措置上の枢要施設として位置づけられる。したがって、施設者は、核物質計量管理に関する国内保障措置制度はもとより IAEA の保障措置に関するガイドラインをも十分に満足する保障措置システム（核物質計量管理システムとその検認システム）を開発する必要がある。このためには、施設の設計段階から保障措置の適用を考慮して、そのシステムが効率的に実施できるように配慮すべきである。

本報告書は、まだ設計段階にある施設に対して核物質計量管理システムの設計と定量的な評価の方法をCSEFの詳細設計Ⅱをモデルに解説し、さらに NUCEFの核物質計量管理システムを開発する前段階として、この施設に対する保障措置上の計量管理特性を把握することを目的に、この手法に基づいて実施したMUF予備解析の結果をまとめたものである。

この解析で用いた保障措置評価手法は、シミュレーション技術を用いた保障措置有効性評価法であり、TASTEXプロジェクト⁽²⁾（Tokai Advanced Safeguards Technology Exercise）の

中で開発し、動力炉核燃料開発事業団の東海再処理工場に適用し、現在も継続して評価解析に用いているものである。この方法は、NUCEF施設のモデルを計算機上に作成し、各工程内核物質の流れを、施設の運転計画に従ってシミュレートし、この結果得られたデータと各測定点における計量誤差から測定値を模擬する。模擬された測定値と計量誤差から不明物質量(MUF)およびその標準偏差(σ_{MUF})を導出し、核物質の各ストラータ別、計量誤差要素別の分散および寄与率を計算し、この施設の計量管理に関する特性を定量的に評価するものである。この方法をNUCEFに適用するため、大型再処理用に開発された“DYSAS-R・Ⅱ”⁽³⁾(Dynamic Safeguards Simulation Code for Reprocessing Facility)にMOX燃料処理工程が取扱えるような機能を追加し、かつ、NUCEF施設の主要工程の模擬がすべてできるように改良した。

今回の解析では、保障措置上最も重要度の高いプルトニウムに限定して検討を行っている。また、各測定点(KMP: Key Measurement Point)の測定機器、測定方法、測定誤差、サンプル数および分析回数などはCSEFの詳細設計Ⅱで用いられたものを使用した。施設の運転モードとしては、代表的な運転モード5つを選んで実施した。それらは、

- ① MOX貯蔵庫→前処理工程→精製工程→調整工程→溶液貯槽
- ② 溶液受け入れ槽→精製工程→調整工程→溶液貯槽
- ③ プルトニウム溶液濃縮操作
- ④ 毒物除去操作
- ⑤ Am除去操作

である。さらに、本施設の主要工程等に適用する計量管理法としては、将来施設に対する適用化が真剣に検討されているニア・リアル・タイム計量管理(N. R. T. MA: Near-Real-Time Materials Accountancy, 準動的計量管理とも言われる)とした。

今回の解析で、設定した物質収支区域(MBA)および補助物質収支区域(SUB・MBA:施設計量管理用)において、MUFの分散(σ_{MUF})に大きな影響を持つ工程は、プルトニウム溶液貯槽と調整工程であることが分かった。しかも、この貯槽を含むより大きな区域を設定するとIAEAのガイドラインを満足させることができなくなることも判明した。したがって貯槽については、これを一つのSUB・MBAとして取扱うこととした。また、調整工程内のプルトニウム濃縮缶の在庫測定は、測定に関する誤差が大きく、 σ_{MUF} への影響も大きいことが分かり。N.R.T.MAの在庫測定時間を特定すること、すなわち、濃縮缶が空になった時に在庫KMPの測定を実施するような改善を行った。この結果、各工程への供給流量、濃度などに変動のないような定常運転では、N.R.T.MAの1物質収支期間(6~12日:運転モードにより異なる)での σ_{MUFd} は、100gPu前後であり、シミュレーション期間(8~172日)における σ_{MUF} は、最大で1500gPuとなり、IAEAのガイドラインを満足することが分かった。なお、精製・調整工程内の在庫KMPでないベッセルや抽出器等に滞留する未測定在庫量は、約1500gPuであり、これは工程内在庫量の約25%にあたる。これらの詳細について次章以下で述べる。

今回の解析結果は、定常運転下でしかも各工程への供給流量、濃度などを一定と仮定した解析である。今後これらパラメータの変動による未測定在庫量、MUFおよび σ_{MUF} への影響についての検討、ならびに核物質の抜き取りを想定した転用分析を実施する事により、国内保障措置制度および国際保障措置ガイドラインを満足するNUCEF保障措置計量管理システムの構築とこのシステムの定量的評価を成し得るものと考える。

2. 施設の概要

NUCEF燃料調整試験設備は、臨界安全性に係わる各種処理工程のプロセス特性を解明するための設備であると同時に、定常、過度両臨界実験装置およびパルスカラム特性試験設備にたいして、その使用目的に応じたウラン、プルトニウム溶液を供給することも出来るように設計されている。本研究でモデルとして用いたのは CSEF 詳細設計Ⅱであり、進行中の NUCEF 設計とは異なる点がある。この工程は詳細設計Ⅱによると、次の 6 つの工程から成り立っている。

(1) 前処理工程（公称能力：5 kg U／日，2.5 kg Pu+U／日）

粉末の核燃料を粉碎混合、成形、焼結し、ペレットに加工する（NUCEFでは無い）さらに、これを溶解し溶液とする。

(2) 精製工程（公称能力：10 kg U／日，1 kg Pu／日）

燃料溶液の抽出、U、Pu およびその他の物質の分離を行う。

(3) 調整工程（公称能力：10 kg U／日，5 kg Pu+U／日）

燃料溶液について、濃縮、混合、希釀を行う。

(4) 液体燃料貯蔵設備

精製および調整工程からの燃料溶液を貯える。

(5) 後処理工程

燃料溶液を脱硝、環元し、粉末状の燃料とする（建設当初は設置されない）。

(6) その他の工程

溶媒回収、オフガス処理、試薬調整工程がある。

Fig. 2.1 は、上記工程ならびに関連設備間の核燃料物質の流れを示したものである。受け入れられた粉末の核物質は、粉末貯蔵施設で一時保管される。粉末の核物質は、容易に溶解できるようにペレットに加工される。PuO₂ 粉末およびUO₃ 粉末で流動性の良い場合は、そのまま溶解する事ができる。UO₂、UO₃ ペレットおよびMOXペレットは、硝酸を溶解液として用い、溶解槽で溶解される。硝酸ウラニル、硝酸プルトニウムおよびそれらの混合溶液は、ミキサ・セトラ型の溶媒抽出器により不純物および単体の硝酸ウラニルおよび硝酸プルトニウム溶液に分離される。さらに、これらの溶液は濃縮、希釀、混合などの濃度調整が行われ、所定の濃度に調整された溶液は、臨界実験装置や燃料溶液貯槽に供給・貯蔵される。実験後の溶液は、必要に応じ精製工程で不純物が除去され、ウランとプルトニウムに分離された後、再度溶液貯槽に貯蔵される。一連の実験が終了すると、後処理工程で転換、脱硝加工され、粉末の燃料として貯蔵庫に保管される。このように、NUCEFは、前処理工程（MOX燃料加工）、精製及び調整工程（再処理）、転換、臨界実験設備、各種燃料貯蔵設備を含み、小規模ながら核燃料サイクルを形成している。しかも、実施する実験研究も定常臨界実験、過度臨界実験あるいはプロセス臨界実験と多様である。このため、核燃料は、施設内を複雑多岐に移動し、各工程に滞留する事となる。この施設で保有される核物質量は、天然ウラン：150 kg (0.015)，4 %濃縮ウラン：450 kg (0.72)，6 %濃縮ウラン：500 kg (1.80)，10 %濃縮ウラン：150 kg (1.50)，

プルトニウム：100 kg (100.0) である。（ ）内は IAEA の基準に基づいて算出した核物質実効キログラムである。このほかに、アイテム管理の PWR 燃料棒 500 本を保有する。尚、NUCEF の現設計では、プルトニウムの保有量は 60 kg となっている。この量は、IAEA 保障措置下のバルク取扱い施設と解釈した場合、5 段階分類の最重要度 V (20 実効キログラム以上) に属し、日本では、動力炉核燃料開発事業団のプルトニウム燃料施設と再処理工場の 2 施設と同レベルの適用をうけることになる。この施設の運転は、直運転を避けるため原則として 1 日 8 時間運転である。(NUCEF では連続運転)

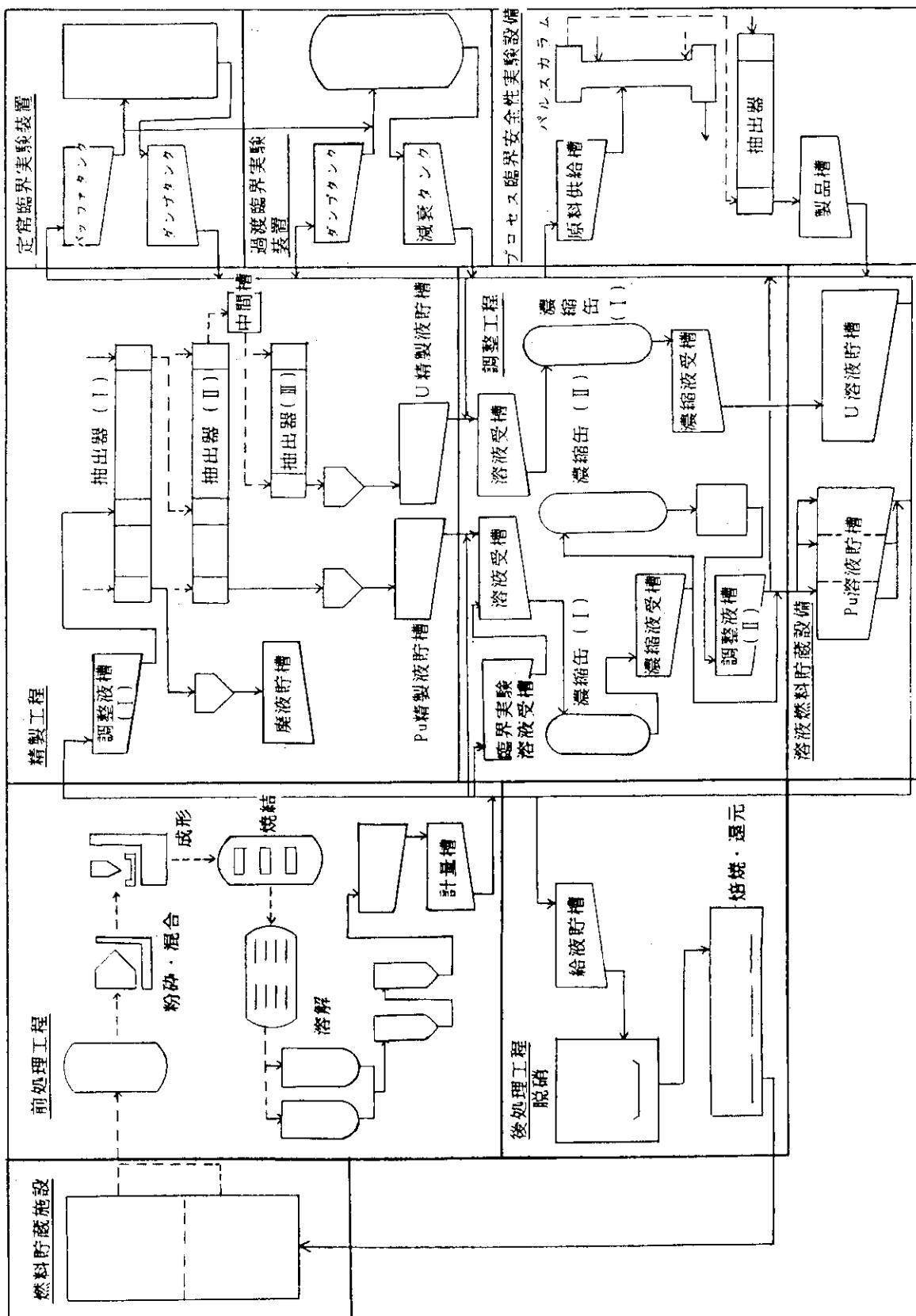


Fig. 2.1 Schematic Flow Sheet of the Model NUCEF

3. 核物質計量管理の基本的概念

3.1 概 念

INFCIRC/153⁽⁴⁾では保障措置手続きの目的は、『有意量の核物質が平和的な原子力活動から核兵器、その他の核爆発の製造のため、または不明な目的のために転用される事を適時に探知することおよび早期探知の危惧を与えることにより、このような転用を抑止すること』と規定されている。ここで下線を付けた部分に相当する有意量、探知時間、探知確率については、IAEAにより定量化がなされている。これらは、保障措置手法の設計および査察目標の設定に際して指針として用いられている。この有意量の値をTable 3.1に示す。また、転換時間（核物質を核爆発装置の金属構成部分に転換するのに要する時間）に対応して決められた探知時間をTable 3.2に示す。これは、査察および実在庫の確認の頻度に影響する一つの因子となっている。さらに、探知確率については90～95%とされている。

この定量化された目的を達成するための保障措置手法は、INFCIRC/153によれば『核物質の計量を、基本的に重要な保障措置の手段として、重要な補助手段としての封じ込めおよび監視とともに用いる。』ものであり、保障措置適用上の基本的概念は、国内計量管理制度とIAEAによるその検証、検認である。これは、INFCIRC/153では、『核物質が平和的利用から核兵器その他の核爆発装置に転用されていないことを確認するに当り、IAEAは国内制度による認定を検認することが可能となるような方法でIAEAの保障措置を適用する。IAEAの検認には、特に、IAEAがこの協定に規定する手続に従って行う独立の測定および観察を含む。』と規定されている。基本的に重要な保障措置手段としての核物質の計量に関して、IAEAは、各種の原子力施設において実際上達成し得ると見なされる物質収支を閉じる際に期待される測定の不確かさの値として計量の国際基準を示している。これをTable 3.3に示す。また、核物質の計量活動は、IAEAと当事国との間の協定に定められた義務に基づき、SSAC (State System of Accounting for and Control of Nuclear Material) の要件に応じて施設者またはこれに代わるものにより行われるものであり、核物質の測定、記録の保持、計量報告の作成および提出、そして計量データの正確さ、MUFの正確さとMUFの原因を評価するためのデータの解析と検認などをその基本的要素としており、定められた区域に存在する核物質の量および定められた期間内に生じるこれらの量の変化を確定する活動であると定義されている。従って、施設者は、これらのこと考慮して計量管理システムを開発し、計量活動を行って核物質の所在と量を把握し管理するとともに、保障措置当局 (SSAC, IAEA) によるシステムの検認と評価を受ける必要がある。一方、IAEAは施設の行う計量活動およびこれに対応して生じる計量情報を独立した査察により検認する。当然のことながらこの査察活動は、査察の結果を評価することにより、探しし、また、早期探しの危惧により転用を抑止する手段の一つとなっている。

施設レベルにおける計量活動を要約すると以下の通りである。

1. 施設を必要に応じて複数の物質収支区域 (MBA) に分ける。

2. 各 MBA 毎に保持されている核物質の量を記した記録を保管する。
3. MBA 間の核物質の移転（国際間、国内）を含むすべての核物質の受渡しあるいは核的生成または消耗による核物質の存在量の変化を測定し、かつ記録する。
4. 実在庫確認の実施により各 MBA に存在する核物質の量を定期的に確定する。
5. 実在庫確認から次の実在庫確認までの期間について物質収支を閉じ、その期間の MUF を計算する。
6. 探知されなかった核物質の損失があるかどうかを調べるため、MUF が誤差限界の範囲内にあるかどうかを検定する。
7. 記録の誤り、測定されなかった損失、事故損失、及び未測定在庫（付着物、滞留物）の原因と大きさを決めるために計量データを分析する。
8. 測定および較正の正確さ、並びにソース・データおよびバッチ・データの記録の正しさを判定するために測定管理計画を定める。

尚、新規施設の場合には操業開始に先立って、施設者及び国は、設計情報質問表（DIQ：Design Information Questionnaire）を IAEA に提出し IAEA の検認を受けなければならない。また、国は IAEA との間で、施設付属書（Facility Attachment）について交渉し合意する。この際、設計情報が用いられる。IAEA は、施設付属書に基づいて独立検認を含む査察を実施する。また、施設の計量管理を評価するため設計情報を用いる。

現在、核物質取扱い施設では、遠心分離濃縮施設の場合を除き周期的に施設の運転を停止し、工程内をクリーンアウトすることにより、核物質を計量可能な場所に集め、実在庫測定を実施し、物質収支をとるという手順に従って計量管理が行われている。この在来型計量管理方法は、以下に示す MUF 方程式を解くことを基本にしている。

$$MUF = BI + R - S - EI$$

ここで、

BI：初期在庫量

R：在庫の増加量（受入れ、核的生成、その他）

S：在庫の減少量（払出し、核的損耗、その他）

EI：期末在庫量

である。これらの値は、3～12ヶ月毎に測定され、上記方程式に基づいて MUF が計算される。しかし、これだと、適時の探知を満足することが難しく、また、物質収支の期間が長い場合には異常状態（Anomaly）が生じた場合の追跡調査も難しいことが指摘されている。この問題を解決する方法として、期間を短くし、さらに、クリーンアウトをしないで運転中に主要工程の核物質を測定し MUF 計算を実施するという N.R.T. MA : Near Real Time Material Accountancy の概念が考案され、この適用研究が進められている。これは、物質収支を計算する期間を短くし、計算された MUF を厳密な物質収支を示す量より、むしろ、物質収支上の異常を示す値と見なし、この時系列データを統計解析する事により、転用を検知するものである。この場合には、BI と EI に最初から測定されない部分（小さなポットやパイプ内の在庫量など）が含まれている。しかし、これは、施設の運転が平衡である時には、相殺され問題にな

らないが、不安定な運転をしている場合には、その差が MUF の中に含まれてしまう。ただ、測定しない部分の在庫の絶対量が小さい場合、その差は更に小さくなり、MUF の妥当性への影響も小さくなることから、MUF の大きさと、測定しない部分の変動量との定量的な比較を行い、この手法の適用限界を見極める必要がある。尚、この N.R.T.MA は、現在フィールドテストの段階であり、日本、英国、西ドイツ、米国等で適用研究が進められている。施設の核物質管理に N.R.T.MA を適用する場合には、以下に示すことを考慮する必要がある。

- (1) 施設運転中の在庫測定場所の設定
- (2) 測定しない部分の変動による MUF への影響
- (3) 物質収支期間の短い場合には測定分析の迅速化を計るための NDA 機器の検討
- (4) 工程管理データの利用
- (5) データ処理手順の明確化（測定データ収集の迅速化）
- (6) データ処理システムの開発（ハード及びソフト）

ハードウェア

- 処理能力、記憶容量、周辺機器
- データ容量
- システム故障時のバックアップ体制

ソフトウェア

- データ収集システム
- 物質収支計算、誤差評価システム
- 分散分析、決定分析システム
- 図形処理、報告書作成システム
- Authorization and Verification システム

- (7) 開発および試験期間、運用スケジュールの明確化

- (8) IAEA、STA によるシステムの評価、検認

保障措置の有効性を評価する場合は、二つの場合がある。それは、設計段階での評価と実施段階での評価である。設計段階での評価では、有意量の核物質の転用は必ず探知できる事が必要となる。探知のクライテリアが満足できない場合には、設計のやり直しか、または、クライテリアの引き下げを IAEA、STA と交渉し、満足させる必要がある。いずれにしてもこの結果は、FA 交渉の過程において使われ、明記される事になる。一方、実施段階の評価は、現在および将来の保障措置の実施ならびに手法を改善することを念頭において過去の経験に基づいて、保障措置活動の妥当性、有効性および影響をその目的に照らして系統的かつ客観的に判定するものである。主に、3 つの評価が行われる。

- (1) IAEA による個々の査察結果の評価

この結果は、当事国に対して、IAEA の見解を要約した文章が作成される。

- (2) IAEA 保障措置目的の達成度ならびに施設および国のレベルにおいて IAEA 保障措置が適度に有効であるかどうかの確認を行うための査察当局全般の活動の評価

この結果は、保障措置実施報告書に記載される。

- (3) 資源利用度の評価

利用可能な人的資源、機器および財源の使用を最適化するために査察当局にフィードバックされる。

現在、この評価に対する定量化の研究が IAEA および各国で進められている。IAEA では、SEAM⁽⁵⁾ : Safeguards Effectiveness Assessment Methodology [保障措置の有効性評価手法]を開発し、西独では SPESY⁽⁶⁾ : Safeguards Performance Evaluation System [保障措置性能評価システム] の開発が行われている。しかし、いずれもまだ研究開発の域を出ていず、実用化は先になるであろう。NUCEF 施設の様に、現在設計段階の施設や今後開発計画のある施設では、これらの開発の動向をよく考慮して進める必要があると考える。

3.2 NUCEF の核物質計量管理システム

大量のウラン及びプルトニウム燃料を施設内に持つことになるこの施設の核物質管理システムは、施設がその目的に応じて採取、保有する計量管理データ、工程管理データ、臨界管理データ、分析データ、封じ込め／監視（C/S）情報などを最大限に利用することにより、施設の核物質の利用状況を示す情報に対する透明度上げる事を基本構想にして、構築するのが最良であると考える。このためには、独自に採取されるこれらのデータを統一的に処理、評価する施設データベースシステムの開発が必要となる。この施設を保障措置の観点から見ると、施設内に大量のプルトニウムが常駐し、かつ、施設内で実施する実験により核物質は施設内を複雑に移動するという特殊な施設であり、保障措置上再処理の処理工程と貯蔵施設を一つの MBA にした様な最も困難な施設となろう。すなわち、再処理施設の様に工程内在庫が少なく、核物質の移動がワンスルーでない。また、再処理施設の貯蔵施設のように、貯槽に貯えられた核物質は長期間保持されるのでなく、この施設では、貯槽においても一時貯槽と同様に、核物質の移動が頻繁に行われる。したがって、再処理施設の貯蔵施設の様な C/S をベースにした管理も難しい事が予測できる。この施設の保障措置手法としては、TASTEX で開発した東海再処理施設の保障措置技術を改良あるいは拡張し、独自の保障措置手法を構築する事が必要である。一例としては、ニア・リアル・タイム（N.R.T.）計量管理の概念を貯槽にも拡張し、さらに、プロセスマニタリングあるいは C/S によりこれを補完すると言うようなシステムが考えられる。どのようなシステムを開発する場合でも、データ収集、処理、解析を行う際に計算機は必要不可欠のものであり、諸業務の省力化、MUF（不明物質量）の把握の即時性、核物質の管理および諸プロセスの運転上必要な記録および情報の適切な処理のできるソフトウェアおよびハードウェアの開発は施設の設計と並行して進め、運転する時に不都合が生じないようにするべきである。現在は、計算機の開発競争、技術革新が目ざましく、特にハードウェアにおいては一年もすると陳腐化する計算機もあり、ソフトウェアの開発が追従できないものも多いのが現状である。従って、ソフトウェアの開発においては、汎用性の高いシステムを開発する様に心がけるべきである。

この施設を IAEA の言う “バルク取り扱い施設” と解釈すると、動燃の再処理工場およびプルトニウム燃料加工施設と同様に最も重要度の高い施設に属する事になる。しかも、これらの施設は保障措置の適用前に建設が進められた施設であり、NUCEF の様に設計の段階から保障措置の適用が考慮された施設でない。いくつかの新しい施設においては IAEA との交渉が暗礁

に乗り上げていることもあり、国際社会の一員として核燃料サイクル確立を目指す日本の原子力研究所が建設する施設として、国内保障措置制度およびIAEAの保障措置上の諸要件を満たす模範施設となるように努力すべきである。このためには、施設の設計段階から保障措置の適用を考慮し、それが効率的に運用できる核物質管理システムを開発する事が必要である。

核物質管理システムは以下に示す6つの機能システムを統合するシステムとなろう。

- ・計量管理システム
- ・工程管理システム
- ・臨界管理システム
- ・分析データ処理システム
- ・C/S情報処理システム

この核物質管理システムは、各機能システムからのデータをそれぞれのファイルとしてデータベースに取り込み、管理する機能、施設内の核物質の量、場所に関する情報を適時提供できる機能、転用や喪失を迅速に探知あるいは転用や喪失が無いことの迅速な証明ができる事またこの様な事が起きた場合の追跡調査ができる機能などが要求される。このように幾つかの機能システムに分割することにより開発の効率化とシステムの単純化が図れる。核物質管理システムを保障措置の観点から考察すると、以下に示す機能が必要になる。

- ・施設設計情報処理
 - プロセス機器、配置データ
 - MBA、KMP設定データ
 - 運転モード、スケジュール
- ・測定データの管理
 - 移動および在庫KMPで測定された計測データ（計量管理データ）
 - 流量計、NDA機器、オンライン計測データ（工程管理データ）
 - C/S情報データ
- ・誤差データの管理
 - 標準試料、ワーキングスタンダードに基づく誤差データ管理
 - 較正データ、較正式の管理
- ・データ解析
 - バッチ、アイテムのSNM量の計算
 - MBA、SUBMBAの物質収支および標準偏差計算
 - S/RD、期首および期末在庫量の決定
 - 誤差伝播に基づくストラータ、誤差要素別の分散計算
 - 標準試料、ワーキングスタンダードの誤差評価
 - 較正曲線とその誤差計算
 - 統計処理による決定分析（転用、喪失の決定）
 - C/Sデータの統計処理
- ・報告書の作成
 - 施設の記録書、国への提出書類（ICR、PIL、MBR等）

その他、異常（転用等による）の原因追跡結果の出力

・その他

施設内の核物質利用状況表示機能

統計検定結果表示

未測定プロセス内在庫推定、予測機能

C/S 情報表示機能

システムの故障診断機能

IAEA、国への情報伝達機能

システム利用履歴、状況記録

シミュレーションによる運転予測

このシステムの機能の中でデータ管理機能は、市販されているデータベースシステムの管理機能を利用する事ができる。物質収支計算および誤差伝播による分散計算、誤差評価、統計分析などは保障措置技術研究室が開発した保障措置計量管理設計評価システムのプログラムを改良あるいは開発経験を生かすことにより開発が容易であると考える。また、IAEA や国への情報伝達は、当研究室で開発を行っている RECOVER および JAEMS システムを利用すれば開発にかかる時間と経費を節約することができる。

このシステムを稼働させる計算機構成としては、大きく分けて2種類が考えられる。一つは、複数の小型計算機あるいはワークステーションを利用する分散型の構成であり、もう一つは、汎用小型あるいはスーパーミニコンを核としてそれに複数の端末を接続させる中央集中型の構成である。分散型の場合、機能システム毎に作業が分散され故障により全体が停止すると言うような危険は減る反面、統合システムのソフトウェアが複雑になることが予想され、個々のシステム開発において整合性が採れるような配慮がいる。中央集中型の構成の場合には、核になる計算機で整合性のとれた、統一したソフトウェアの開発ができる反面、業務が集中しても処理できる能力を持たせる事が必要となり、余裕を持たせた機種の選択と故障時に施設の運転停止というような事態になる事が予測され、バックアップ体制が取れるような配慮がいる。一例として、Fig. 3.1 に分散型の計算機構成を、また、Fig. 3.2 に集中型の計算機構成を示す。

Table 3.1 Quantities of Safeguards Significance

	Material	Significant quantity	Safeguards apply to
Direct-use nuclear material	Pu*	8 kg	Total element
	U-233	8 kg	Total isotope
	U [$U-235 \geq 20\%$]	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.

Table 3.2 Estimated Material Conversion Times

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 [$(U-233 + U-235) \geq 20\%$]; 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.

Table 3.3 Expected Operator Measurement Uncertainty (Standard Deviation)

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.

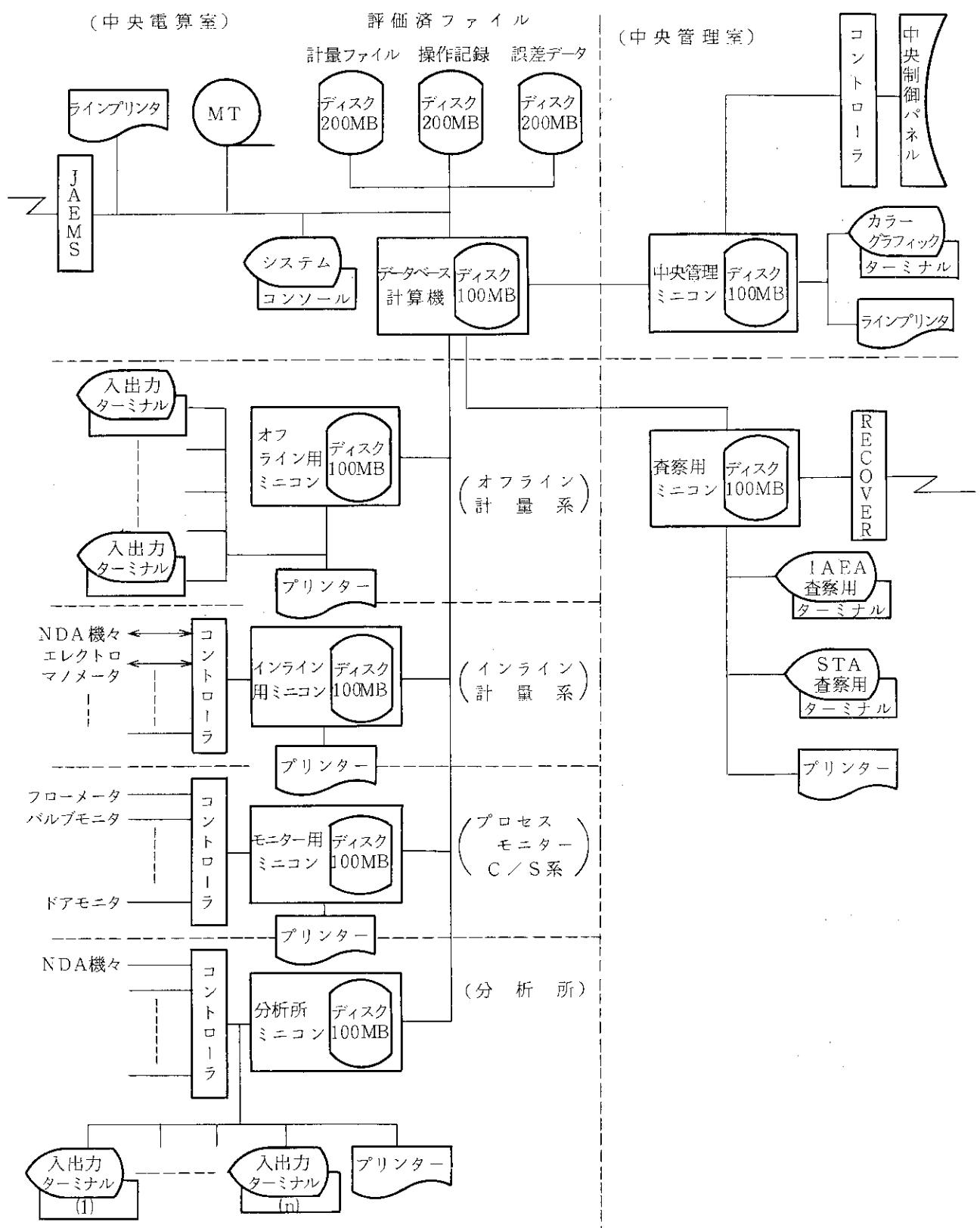


Fig. 3.1 Decentralized Data Processing Computer System

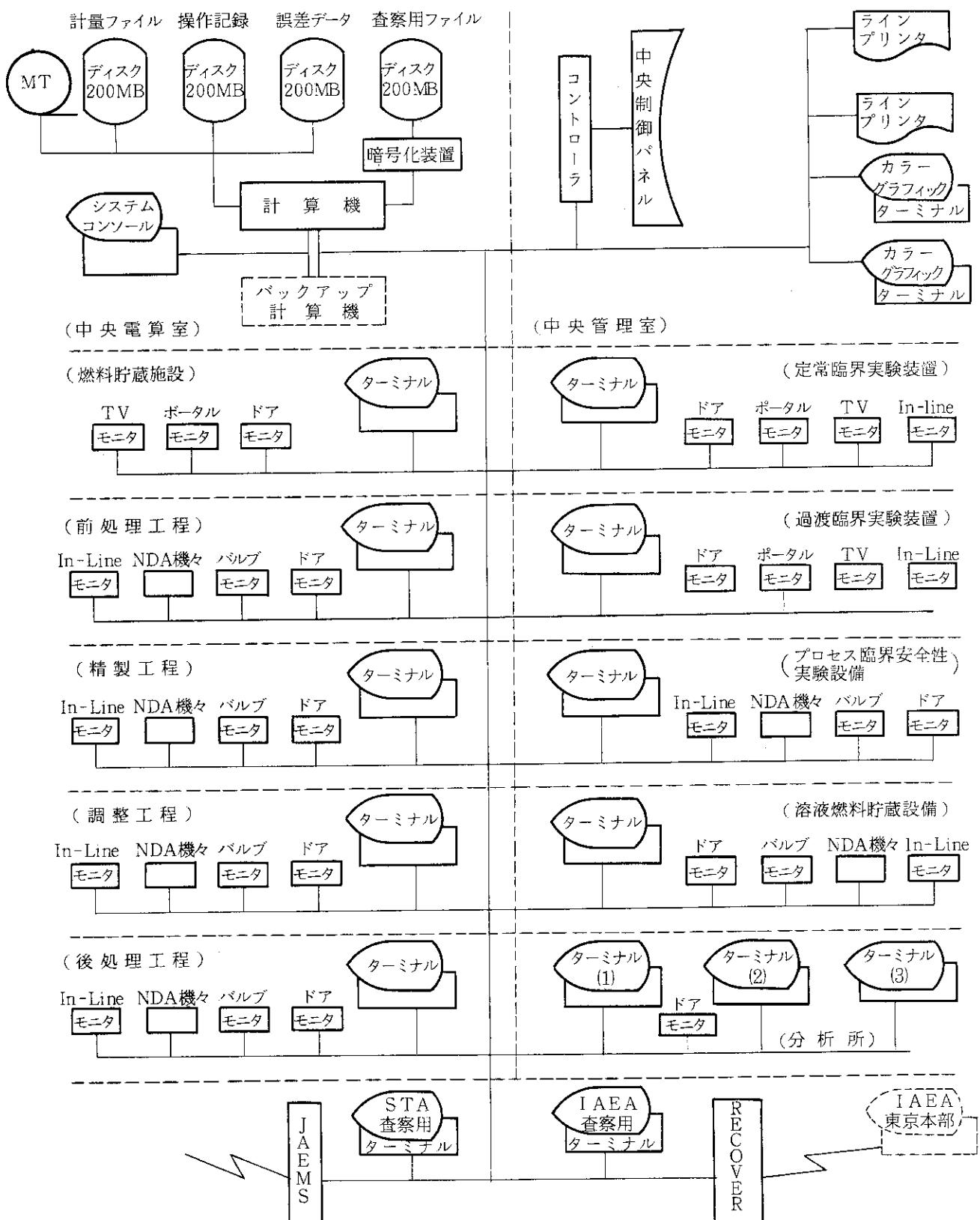


Fig. 3.2 Centralized Data Processing Computer System

4. 評価手法

設計段階における保障措置計量管理の有効性評価は、安全性評価と同様にシミュレーション技術に基づいた評価手法を探るのが一般的である。原研では、シミュレーションによる保障措置計量管理設計・評価システムの開発およびこのシステムを使用した核燃料サイクル諸施設（再処理施設、Pu転換施設、MOX燃料加工施設、濃縮施設等）の計量管理有効性評価解析を行ってきた。本報の解析も、このシステムの中の大型再処理用核物質フローシミュレーションコード〔DYSAS-R・II〕にMOX燃料処理工程が取り扱えるような機能を追加して改良型のDYSAS-R・IIを作成して、これを用いて施設の工程内核物質の流れを模擬した。この他に、各測定点の計量誤差等を用いて計量活動を模擬する測定シミュレーションコード〔SIMAC〕⁽⁷⁾、時系列MUFデータの統計解析コード〔SADAC〕⁽⁷⁾などを用いた。Fig. 4.1に設計評価の手順を示す。

以下に、この解析で用いた手法の説明を行う。

4.1 施設内核物質フローシミュレーション

一般に、ある原子力施設用に設計した計量管理システムの有効性を評価するには、核物質の転用を発生させてみて、計量管理システムの転用検知能力を試験したり、あるいは転用を隠蔽するための種々の運転を模擬したりする必要があることから、施設を実際に運転してデータを収集することは必ずしも現実的ではなく、また、種々の運転条件、転用を考慮した操業を実際に行うのは不可能である。まして、設計段階では運転データは皆無であり、核物質の滞留量、移動量などが運転の条件によりどの様に変化するかなどを正確に把握する事は難しい。従って、施設におけるプロセス機器配置、これら機器の性能情報、各工程の運転条件および運転スケジュールなどをベースにして、施設の核物質処理工程をモデル化し、これを計算機上に作成し、また種々の運転を計算機によって模擬し、さらに、得られたデータを用いて計量管理システムの評価を行う手法が開発されている。本研究でもこの手法を用いることとした。

施設内を時間とともに移動する核物質を模擬するためには、施設の設計を基に、各処理工程の機能を検討し、その機能を持つコンピュータモデルを作り、機能モジュールとしてコード化する必要がある。NUCEFの施設内核物質フローシミュレーションコードは大型再処理施設の運転に伴う核物質の流れを模擬するDYSAS-R・IIを改良して作った。DYSAS-R・IIには、大型再処理施設を構成する各処理工程の機能をモデル化した機能モジュールが組み込まれている。これらは、機能の異なる数種類のタンク（連続モデルタンク、バッチモデルタンク、複数入出口モデルタンク、これらの組合せモデルなど）、ミキサセトラ溶媒抽出器、パルスカラム溶媒抽出器、蒸発缶などである。この機能モジュールを施設のプロセス機器配置に基づいて組合せ、運転スケジュールに従って、核物質及びその他の移動する物質について移動および滞留量を模擬することができる。時間と共に変化する流量および物質の濃度はランダム・ウォ

ークモデルによって模擬されている。また、核物質の抜取りは、任意の工程で、任意の方法（連続、バッチおよびこの組合せ）により行うことができる。各工程において、時間ステップ毎あるいはバッチ移動が起きる毎に以下に示すような物質収支式が解かれ、工程状態データが作られる。なお、これらのデータは次項で説明する測定シミュレーションの際に、真値データとして測定値のシミュレーションに使用される。

$$\frac{\Delta V}{\Delta t} = F_f + F_e - F_p - F_w - \frac{V_s}{\Delta t} - F_d - \frac{V_d}{\Delta t}$$

$$\frac{\Delta H}{\Delta t} = S_f + S_e - S_p - S_w - \frac{C_s V_s}{\Delta t} - S_d - \frac{C_d V_d}{\Delta t}$$

ここで、

F : 流量	V : 容量	Δt : 時間ステップ	H : 滞留量
f : feed	c : other feed	p : product	w : waste
s : samples	d : continuous diversion		d : batch diversion

施設の主要工程である溶媒抽出工程のシミュレーションについては、ORNLで開発された SEPHIS⁽⁸⁾ (Solvent Extraction Processes Having Interacting Solutes) コードが組込まれ、同工程が模擬できるようになっている。なお、運転スケジュールの時間に関する制御は、これらの機能モジュール全体を管理する GASP IV⁽⁹⁾ シミュレーションパッケージが制御する。

一例として、Fig. 4.2 にタンクモデルを示す。また、抽出工程のモデル及び単位工程のモデルを Fig. 4.3 に示す。

4.2 測定シミュレーション

測定シミュレーションは、物質の分析測定と計量操作を Monte Carlo 法によって模擬し、測定値およびその誤差を誤差伝播モデルを用いて作るものである。すなわち、上記施設内核物質フローシミュレーションコードにより模擬された各工程の状態データ（真値）と測定操作に基づく測定誤差、サンプル数、分析回数などの計測情報から測定値とその分散を導出する。またこの測定シミュレーションでは、J. Jaech によって導出された誤差伝播モデルを基本にして、各ストラータ、測定方法、誤差要素別の分散を求めその代数和で MUF および累積 MUF の分散を計算している。誤差は相対誤差モデル (Multiplicative model) で記述されている。

測定の操作として、容器内の溶液中の元素の重量およびその同位体の各重量を決定するため以下に示す五つの操作を考慮している。

- (1) バルク測定（容器内の溶液の容積あるいは重量の測定）
- (2) エレメント・ファクター（元素濃度あるいは重量比）決定のためのサンプリング
- (3) エレメント・ファクター（元素濃度あるいは重量比）決定のための分析
- (4) アイソトープ・ファクター（同位体重量比）決定のためのサンプリング
- (5) アイソトープ・ファクター（同位体重量比）決定のための分析

尚、(4), (5)は、同位体分析が行われない場合には除かれる。

核物質計量の測定点においては、常に上記、五つの測定操作があり各々の操作には以下に示す三つの誤差要素があるものと仮定して測定値を模擬している。

(1) Random Error

与えられたデータ・セットの単一のメンバーに影響する誤差

(2) Short-term Systematic Error

与えられたデータ・セットの全メンバーではないが、一部のメンバーに影響する誤差

(3) Long-term Systematic Error

与えられたデータセットの全メンバーに影響する誤差

サンプル数、分析回数は、入力データで自由に選択できるようになっている。また、システムティック誤差のメンバーの集まり、または期間の数も（較正期間の数）自由に選べるようになっている。

測定手法 (K) の誤差成分とそれに関する測定の回数を Table 4.1 のように定義すると、

Table 4.1 Definition of Standard Deviation of Error Component

operation	Random error	Short-term systematic	Long-term systematic	Number of operation
Bulk measurement	ε_{BK}	η_{BK}	ω_{BK}	n_{BK}
Sampling, element	ε_{SK}	η_{SK}	ω_{SK}	n_{SK}
Analysis, element	ε_{AK}	η_{AK}	ω_{AK}	n_{AK}
Sampling, isotope	ε_{sK}	η_{sK}	ω_{sK}	n_{sK}
Analysis, isotope	ε_{aK}	η_{aK}	ω_{aK}	n_{aK}

核物質の 1 アイテムの同位体重量は、

$$w = W (1 + \varepsilon_{BK} (n_{BK}) + \eta_{BK} (n_{BK}) + \omega_{BK})$$

$$p = P (1 + \varepsilon_{SK} (n_{SK}) + \eta_{SK} (n_{SK}) + \omega_{SK} + \varepsilon_{AK} (n_{AK}) + \eta_{AK} (n_{AK}) + \omega_{AK})$$

$$t = T (1 + \varepsilon_{sK} (n_{sK}) + \eta_{sK} (n_{sK}) + \omega_{sK} + \varepsilon_{aK} (n_{aK}) + \eta_{aK} (n_{aK}) + \omega_{aK})$$

$$SNM = wpt$$

ここで、

W : 容量または重量 (真値)

P : エレメント・ファクター (真値)

T : アイソトープ・ファクター (真値)

w : 測定された容器内物質の全重量 (または容量)

p : エレメント・ファクター (測定値)

t : アイソトープ・ファクター (測定値)

SNM : 同位体重量 (測定値)

測定のシミュレーションでは、Random error は測定毎に正規分布乱数を発生し、Short-term Systematic error は測定条件が同じ場合にはすでに発生させたものと同一の正規分布乱数を使用し、測定条件が異なる場合（例えば再較正が行われた場合）には新たに正規分布乱数を発生させる、Long-term Systematic errorについては set of condition が変わるもの（例えば標準試料を取替えるまで）同一の正規分布乱数を使用する。尚、正規分布乱数の発生範囲は、 $3 \cdot \sigma$ である。発生させた乱数がこの範囲を越えた場合には、再度乱数を発生させている。

同位体重量の分散 (σ_{SNM}^2) は次の誤差伝播式で計算される。

$$\begin{aligned}\sigma_{SNM}^2 = & (WPT)^2 \cdot \left(\frac{\varepsilon_{BK}^2}{n_{BK}} + \eta_{BK}^2 + \omega_{BK}^2 + \frac{\varepsilon_{SK}^2}{n_{SK}} + \eta_{SK}^2 + \omega_{SK}^2 + \frac{\varepsilon_{AK}^2}{n_{AK}} \right. \\ & \left. + \eta_{AK}^2 + \omega_{AK}^2 + \frac{\varepsilon_{SK}^2}{n_{SK}} + \eta_{SK}^2 + \omega_{SK}^2 + \frac{\varepsilon_{AK}^2}{n_{AK}} + \eta_{AK}^2 + \omega_{AK}^2 \right)\end{aligned}$$

本シミュレーションコードでは、離散型と連続型の両方の工程の運転を模擬することができる。したがって、移動量の測定も離散型では、Full と Heel の 2 回の容量測定を行って、この差から移動量を導出するように作られている。また、連続型の工程の移動量については、計量時間内における容量および濃度が線形に変化するものと仮定してその積分により計算される。以下にこれらについて説明する。

(1) 離散型工程の移動量の測定

入出力 KMP における移動量は、Fig. 4.4 に示す t_1 と t_2 で容積測定およびサンプルの採取が行われたとする。

$$\text{入量 (出量)} = V(t_1) \cdot C(t_1) - V(t_2) \cdot C(t_2)$$

となるが、実際には、 t の時刻にはサンプル採取が行われず Heel の容積のみが測定されている。本コードでは、このような測定手順を仮定して移動量は、

$$\text{入量 (出量)} = (V(t_1) - V(t_2)) \cdot C(t_1)$$

で計算している。

solution volume

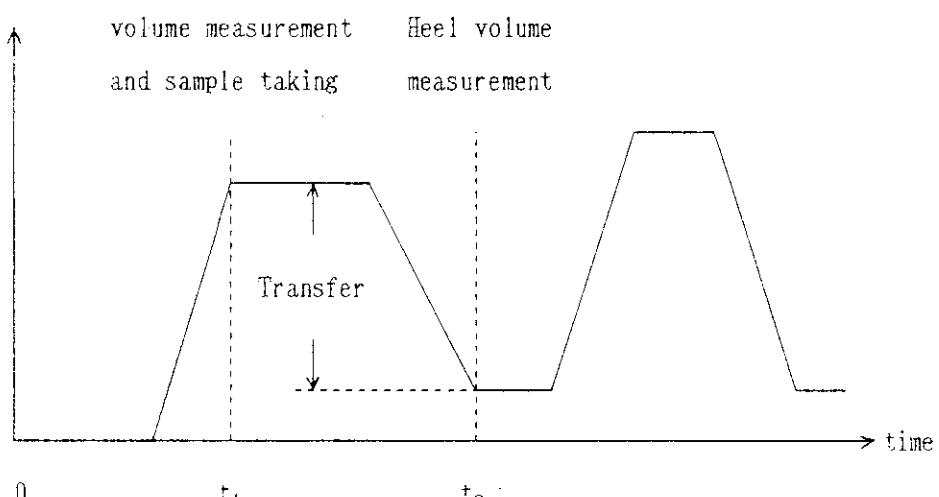


Fig. 4.4 Design of Measurement Time Points for Batch Transfer

(2) 連続型工程の移動量の測定

容積が Fig. 4.5 のように連続的に変化する連続型工程においては、移動量はその期間の積分量で表わしている。

すなわち、期間 ($t_1 \sim t_2$) において n 回流量及び濃度が測定されたとすると、

$$\text{入量 (出量)} = \int_{t_1}^{t_2} F \cdot C dt = \sum_{i=1}^{n-1} \frac{F_i \cdot C_i + F_{i+1} \cdot C_{i+1}}{2} \Delta t_i$$

ここで、

F_i : 測定時刻 i における流量

C_i : 測定時刻 i における濃度

Δt_i : 時間間隔

i : 測定時刻 ($1 \sim n$)

である。

solution volume

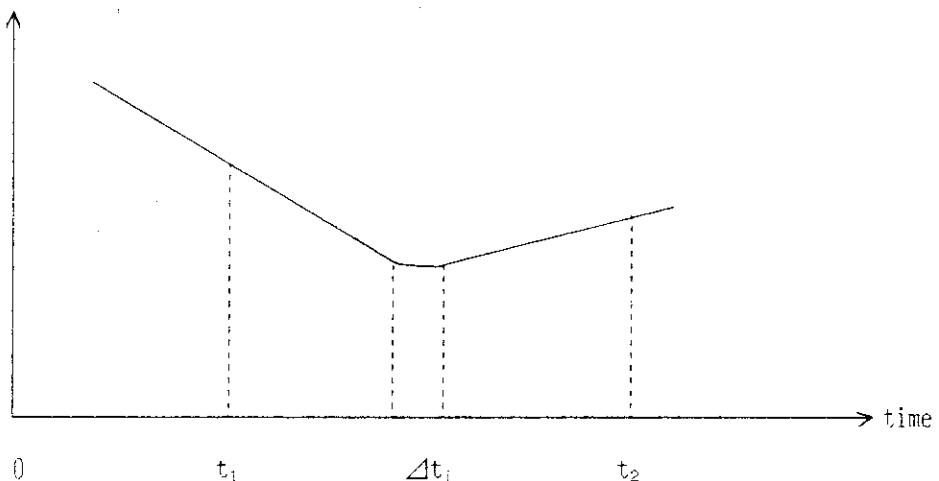


Fig. 4.5 Timing of Measurement for a Continuous Transfer

このように、核物質のアイテム一つに対しても計量の誤差計算は複雑なものとなる。このアイテム計量を基本にして、物質収支区域の核物質の収支計算および分散計算が行われる。

時刻 i, j で計量が行われたとしてその測定値を X_i, X_j とすると、この計量に関する分散および共分散は、測定操作別の共分散の代数和として表わすことができる。測定操作 (Z) の共分散は、

$$\text{Cov}_z (X_i, X_j) = C_1 \cdot (X_i * X_j) (C_2 \cdot (\varepsilon_z^2 / n_z) + C_3 \cdot \eta_z^2 + \omega_z^2)$$

ここで、

- $C_1 = 1$ 測定手法が同じ
- 0 測定手法が異なる
- $C_2 = 1$ $i = j$
- 0 $i \neq j$
- $C_3 = 1$ i, j 間で較正がない
- 0 i, j 間で較正がある

となる。従って X_i, X_j の共分散 ($\text{Cov}(X_i, X_j)$) は、

$$\begin{aligned}\text{Cov}(X_i, X_j) &= \text{Cov}_B(X_i, X_j) + \text{Cov}_S(X_i, X_j) + \text{Cov}_A(X_i, X_j) \\ &\quad + \text{Cov}_{s\cdot}(X_i, X_j) + \text{Cov}_{a\cdot}(X_i, X_j)\end{aligned}$$

となる。今、ある物質収支区域において、収支をとる期間の初期在庫、期末在庫、受け入れ、払い出しおよび測定条件を以下のように定義すると、

- M_B : 容量（重量）測定手法の数
- M_S : エレメント・ファクター決定のためのサンプリング手法数
- M_A : エレメント・ファクター決定のための分析手法数
- $M_{s\cdot}$: アイソトープ・ファクター決定のためのサンプリング手法数
- $M_{a\cdot}$: アイソトープ・ファクター決定のための分析手法数

操作別の共分散は、

$$\begin{aligned}\text{COV}_B(X_i, X_j) &= \sum_m \text{Cov}_{B.m}(X_i, X_j) \\ \text{COV}_S(X_i, X_j) &= \sum_m \text{Cov}_{S.m}(X_i, X_j) \\ \text{COV}_A(X_i, X_j) &= \sum_m \text{Cov}_{A.m}(X_i, X_j) \\ \text{COV}_{s\cdot}(X_i, X_j) &= \sum_m \text{Cov}_{s.m}(X_i, X_j) \\ \text{COV}_{a\cdot}(X_i, X_j) &= \sum_m \text{Cov}_{a.m}(X_i, X_j)\end{aligned}$$

となる。物質収支 (Z_i) は、

- I_i : 初期在庫
- I_{i+1} : 期末在庫
- R_i : 受け入れ
- S_i : 払い出し

と定義すると、

$$Z_i = I_i + R_i - S_i - I_{i+1}$$

となり、この共分散は、

$$\begin{aligned}
 \text{COV}(Z_i, Z_j) = & \sum_{k=B}^a (\text{COV}_k(I_i, I_j) + \text{COV}_k(I_i, R_j) + \text{COV}_k(I_i, S_j) \\
 & - \text{COV}_k(I_i, I_{j+1}) + \text{COV}_k(R_i, I_j) + \text{COV}_k(R_i, R_j) \\
 & - \text{COV}_k(R_i, S_j) - \text{COV}_k(R_i, I_{j+1}) - \text{COV}_k(S_i, I_j) \\
 & + \text{COV}_k(S_i, R_j) + \text{COV}_k(S_i, S_j) + \text{COV}_k(S_i, I_{j+1}) \\
 & - \text{COV}_k(I_{i+1}, I_j) - \text{COV}_k(I_{i+1}, R_j) + \text{COV}_k(I_{i+1}, S_j) \\
 & + \text{COV}_k(I_{i+1}, I_{j+1}))
 \end{aligned}$$

と計算できる。物質収支 (Z) の分散は、この共分散マトリックスの対角行列 ($i = j$) の要素に表示される。さらに、物質収支期間 i から j における累積 MUF (CUMUF) は、

$$\text{CUMUF}_{ij} = I_i + \sum_m R_m - \sum_n S_n - I_{j+1}$$

となり、その分散は、

$$\begin{aligned}
 \text{VAR}(\text{CUMUF}_{ij}) = & \sum_{k=B}^a (\text{COV}_k(I_i, I_i) + \sum_m \sum_m \text{COV}_k(R_m, R_m) \\
 & + \sum_n \sum_n \text{COV}_k(S_n, S_n) + \text{COV}_k(I_{j+1}, I_{j+1}) \\
 & + 2(\sum_m \text{COV}_k(I_i, R_m) - \sum_n \text{COV}_k(I_i, S_n) \\
 & - \text{COV}_k(I_i, I_{j+1}) - \sum_m \sum_n \text{COV}_k(R_m, S_n) \\
 & - \sum_m \text{COV}_k(R_m, I_{j+1}) + \sum_n \text{COV}_k(S_n, I_{j+1})))
 \end{aligned}$$

と計算できる。さらに、この MUF および CUMUF の分散を用いて、操作別、誤差要素別、ストラータ別の寄与率が計算され、解析が容易に出来るように工夫されている。

4.3 核物質計量管理データの統計解析

施設の計量管理において重要な事は、施設の操業に関して採取されたデータを統一的に利用して運転状態を正確に把握し、かつ、十二分なデータ活用と解析から今後の運転に役立つ情報を得ることである。したがって、施設の計量管理が正確に行われている場合には、保障措置のガイドラインも満足される性質のものである。保障措置における核物質計量データの解析は、核物質が盗取されていないと言う保証を得るものである。言い替えれば、もし核物質の盗取が行われた場合に、種々の統計解析を駆使して盗取を検知し、さらに、盗取された量および期間の推定が出来ることが必要となる。在来計量管理では、実在庫測定が行われた場合に物質収支を計算する。この場合には、この誤差限界を 2σ として観測値がこの範囲にあるかどうかで判定を行う。しかし、N.R.T.MAの場合には、物質収支および在庫、移動の計量データは時間に連続にあらわれる。このため、データ解析の対象となる観測データは、各物質収支期間に行われた在庫と移動の測定値と各々の測定値の誤差分散に関する情報である。また、盗取の開始および終わりを推定するため、観測された全ての時系列データの組み合わせについて、それぞ

れが一つの母集団と見なした解析が必要となる。統計上このような検定は、逐次確率比検定(SRPT: Sequential Probability Ratio Tests)と呼ばれている。このような観測データに対して評価および分析を行い盗取の有無の決定を下す代表的な手法は、

1. 観測データが少ない場合
 - LEMUF 法 (在来の手法)
2. 観測データが多数の場合
 - (1) 観測データの確率密度関数が不明
 - Wilcoxon Rank Sum Test
 - (2) 観測データの確率密度関数が正規分布をしている
 - CUMUF 法
 - Kalman Filter 法

である。このほかにも Sequential Variance Test Smoothed Material Balance Test, MUF 残差法等が開発されているが全ての転用に対して有効であるというような手法はなく、改良および新手法の開発研究が進められている。

観測データが時系列データである場合には、逐次確率比検定により判定が行われる。この判定では、棄却と採択域の他に不確定の第三の領域をもうけ、この領域に落ちれば、決定をせずに観測を続ける。この判定に用いられる境界(壁)は、第一種、第二種の過誤確率、 α 、 β により計算される。近似的には、

$$T_0 \approx \frac{\beta}{1 - \alpha}$$

$$T_1 \approx \frac{1 - \beta}{\alpha}$$

となる。そして、対立仮設(H_1)と帰無仮設(H_0)の尤度関数の比を求め、これと上記の境界により決定を下すものである。すなわち、観測データ($Z(n)$)に対する尤度比を($L(Z(n))$)とすると、

$< T_0$ ならば H_0 を採択

$L(Z(n)) :$

$\geq T_1$ ならば H_1 を採択

その他の場合には、さらに観測を続ける。

となり、観測データの全ての可能な開始データに対してこの検定が繰り返し実施される。以下に、上記の手法について簡単に説明をする。

1) LEMUF 法

物質収支(MUF)の標準偏差は、測定に関する誤差を正規分布に従うと仮定すると、その代数和で表わされることから正規分布すると考えることができる。この標準偏差の2倍($\pm 2\sigma$)を誤差限界として判定をするものである。即ち、真の MUF の期待値(MUF_T)は、MUF の観測値(MUF_0)、とその標準偏差(σ)から、

$$MUF_T = MUF_0 \pm 2\sigma$$

と計算される。この時の有意水準は約 5 % (4.55 %) となる。これは、MUF の期待値が誤差限界の中にあると判定した場合の誤りである確率が 5 % であることを意味する。また、計量管理が完全であり、盗取がない場合にはこの MUF_T は零となる。この MUF_T の範囲内に 0 が入った場合には、真の MUF は 0 に比較して有意差がないと判定する。これに対して、この範囲の外に 0 がある場合には盗取があったと判定され、その誤報率は 5 % であるといえる。

2) Wilcoxon Rank Sum Test

観測データは多数であるがその確率密度関数が不明の場合に適用するものである。これは、観測データを絶対値の小さい順に並べ替え、並べ替えた観測データが 0 の場合には 0 を、正負の場合にはその順位に符号をつけたデータセットをつくる。このデータセットの和（順位和： W）を計算し、検定を行う。この場合、観測データが多い場合には順位和は、平均 0 、分散 ($\sigma^2 = n^2(n+1)/12$, n : データ数) となり、近似的には正規分布となる。この場合検定は、

$$\frac{W}{\sigma} : \begin{cases} \leq -\sqrt{2|T_0|} & \text{ならば } H_0 \text{ を採択} \\ \geq +\sqrt{2|T_1|} & \text{ならば } H_1 \text{ を採択} \end{cases}$$

その他のときは、観測を続ける。

と行われる。

3) CUMUF 法

物質収支期間 i から j における累積 MUF (CUMUF) およびその分散は、

I_i : 初期在庫

I_{j+1} : 期末在庫

R_i : 受け入れ

S_i : 払い出し

とすると、

$$CUMUF_{ij} = I_i + \sum_m R_m - \sum_n S_n - I_{j+1}$$

$$\begin{aligned} VAR(CUMUF_{ij}) &= \sum_{K=B}^a (COV_K(I_i, I_i) + \sum_m \sum_n COV_K(R_m, R_m) \\ &\quad + \sum_n \sum_n COV_K(S_n, S_n) + COV_K(I_{j+1}, I_{j+1})) \\ &\quad + 2(\sum_m COV_K(I_i, R_m) - \sum_n COV_K(I_i, S_n)) \\ &\quad - COV_K(I_i, I_{j+1}) - \sum_m \sum_n COV_K(R_m, S_n) \\ &\quad - \sum_m COV_K(R_m, I_{j+1}) + \sum_n COV_K(S_n, I_{j+1})) \end{aligned}$$

と計算される。この場合の検定は、

$$\frac{\text{CUMUF}_{ij}}{\sqrt{\text{VAR}(\text{CUMUF}_{ij})}} : \begin{cases} \leq -\sqrt{2|T_0|} & \text{ならば } H_0 \text{を採択} \\ \geq -\sqrt{2|T_1|} & \text{ならば } H_1 \text{を採択} \\ \text{その他の場合は, 観測を続ける。} \end{cases}$$

となり， H_1 が採択された場合には，この期間に行方不明になった核物質の推定量になる。

4) Kalman Filter 法

Kalman Filter 法には，物質収支のみを状態変数とする One - State Kalman Filter と物質収支と在庫量の両方を状態変数とする Two - State Kalman Filter および初期在庫を推定するための Forward Filter と期末在庫を推定するための Backward Filter の 2 つの Kalman Filter を使用する Smoothed Material Balance Test が開発されている。ここでは，在庫測定誤差が移動量測定誤差よりも小さいという仮定が成立する時に，推定値が最小分散の不偏推定値になる One - State Kalman Filter について説明する。

全ての測定誤差は正規分布をし，加算可能であり， k 個の観測データ ($M(1), M(2), \dots, M(k)$) とその分散 ($V(1), V(2), \dots, V(k)$) 得られたと仮定すると， k 番目の物質収支に対する One - State Kalman Filter 推定値（最尤推定量）は，測定値 $M(k)$ とその一つ前の推定値 $M(k-1)$ から，

$$M(k) = M(k-1) + B(k)(M(k) - M(k-1))$$

となる。ここで， $B(k)$ はフィルター利得と呼ばれるもので，

$$B(k) = \frac{V(k-1)}{V(k-1) + V(k)}$$

である。推定量 $M(k)$ の分散 $V(k)$ は，

$$V(k) = (1 - B(k))V(k-1)$$

と計算できる。したがって，

$$\frac{M(k)}{\sqrt{V(k)}} : \begin{cases} \leq -\sqrt{2|T_0|} & \text{ならば } H_0 \text{を採択} \\ \geq -\sqrt{2|T_1|} & \text{ならば } H_1 \text{を採択} \\ \text{その他の場合は, 観測を続ける。} \end{cases}$$

となり， H_1 が採択された場合には，この期間に行方不明になった核物質の物質収支ありの推定量（平均量）になる。

これらの検定の結果は，Alarm Sequence Chart と呼ばれる図形で表わされる。この図は，通常，第二種過誤 β を 5 % とした場合に，誤警報の確率を物質収支データの時系列の組み合わせに対して求め，それをクラス分けした記号で見やすい形に表示したものである。10個の物質収支データが得られた場合の例を Fig. 4.6 に載せる。この β および誤警報の確率の境界は入力データで替えることが出来る。よく用いられるデータを以下に示す。

Table 4.2 Alarm Classification for the Alarm Sequence Chart

Classification Symbol		False Alarm Probability		
Loss	Gain	(%)		
A	1	5.0	~	1.0
B	2	1.0	~	0.5
C	3	0.5	~	0.1
D	4	0.1	~	0.05
E	5	0.05	~	0.01
F	6		<	0.01
T			~	50

上記テーブルに示すように、盗取を含んだデータであると判断した場合、それが誤りである確率を A～F の記号で表わすことにより、統計の知識の無いものでも結果を判断する事ができる。例えば、Fig. 4.6 の (3 - 6) に B の表示があるのは、(3, 4, 5, 6) の物質収支の時系列データが一つの母集団に属するものと仮定して、盗取が含まれていると判断した時、それが誤りである確率が 1.0 ~ 0.5 % であることを示している。このほかに、データの解析を補助するものとして、物質収支の時系列データとその $1 \cdot \sigma$ 誤差バーをプロットする Shewart Chart および累積 MUF とその $1 \cdot \sigma$ 誤差バーをプロットする CUMUF Chart 等の図形処理プログラムが開発されていて、時系列データの解析、決定分析による検定結果の解析の手助けとして使用される。

これら一連のデータ解析手法を利用する事により、施設において、起きる可能性のある基本的な転用モードに対応出来ると考える。この基本的な転用モードとは、

- Abrupt Diversion : 一度に比較的大きな量の核物質を盗取する。
- Protracted Diversion : 1回の物質収支においては検知されない程少量の核物質を繰り返し盗取する。

である。これに対して、保障措置における決定分析の目的は、

- 核物質が盗取されたという事象の検知
- 盗取された量の推定
- 推定量の有意性の決定
- 盗取された期間、原因の解明
- 盗取がない場合には、ない事の保証

にある。

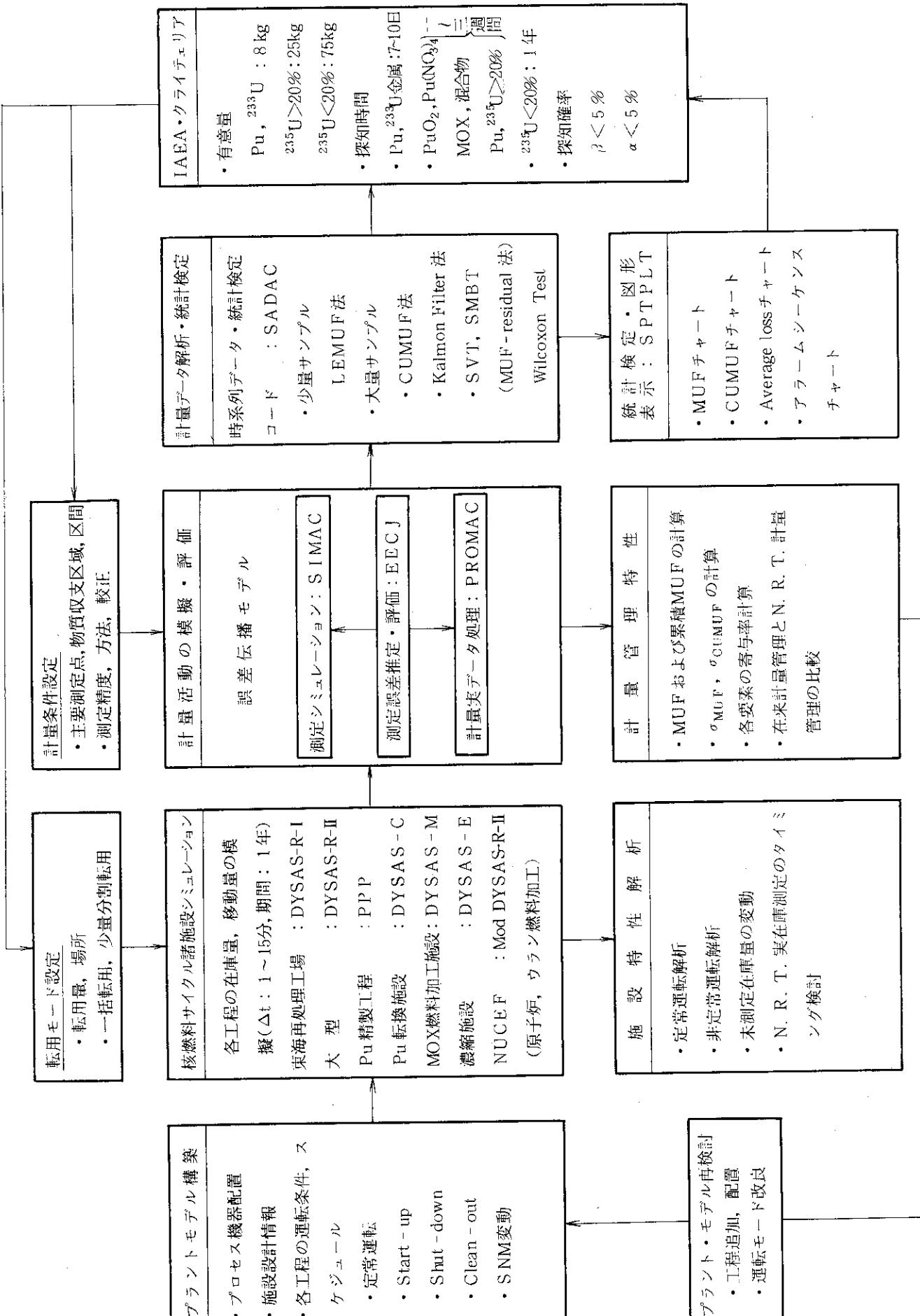
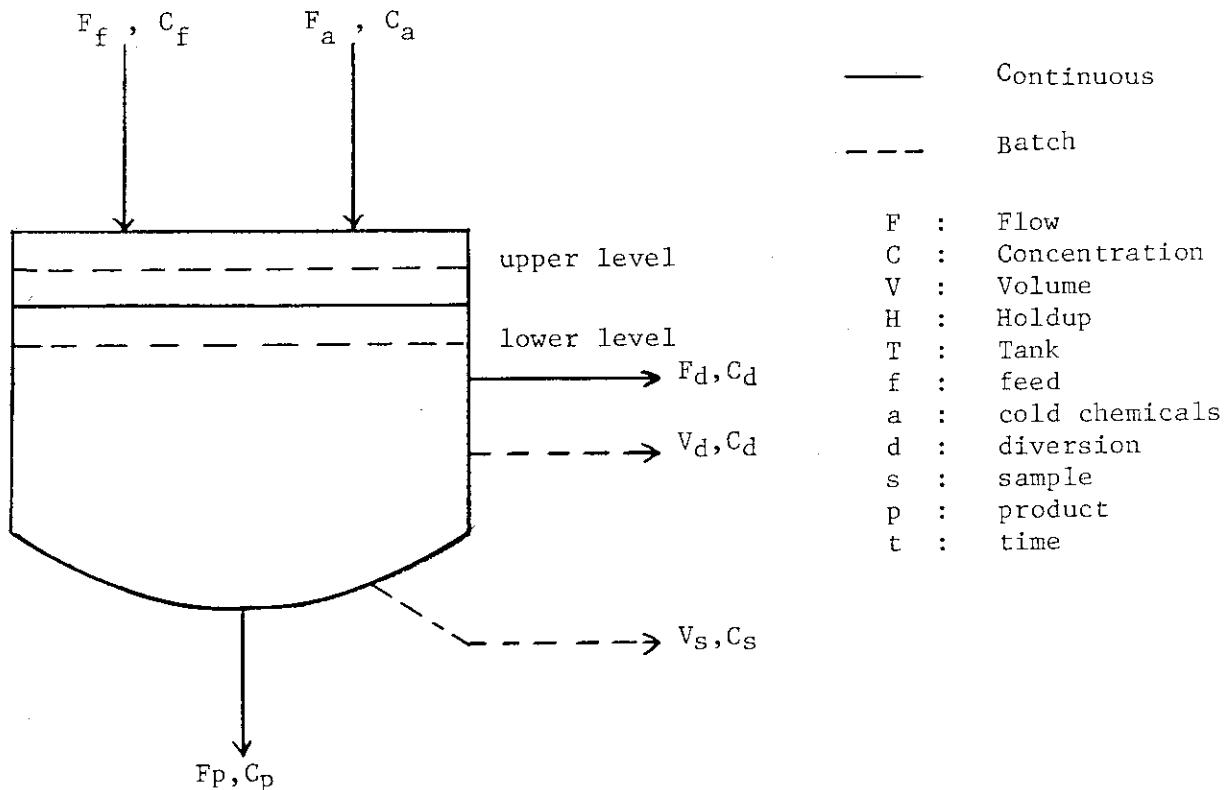


Fig. 4.1 Material Accountancy to Safeguards Design and Evaluation System



Tank Model

Note : Small interval of time $[t_1, t_2]$

$$F(t) = F(t_1) + \frac{\Delta F}{\Delta t} (t - t_1)$$

$$C(t) = C(t_1) + \frac{\Delta C}{\Delta t} (t - t_1)$$

where

$$\Delta F = F(t_2) - F(t_1)$$

$$\Delta C = C(t_2) - C(t_1)$$

$$\Delta t = t_2 - t_1$$

Continuity equation

$$\frac{\Delta V}{\Delta t} = F_f + F_a - F_p - F_d - \frac{V_s}{\Delta t} - \frac{V_d}{\Delta t}$$

$$\frac{\Delta H}{\Delta t} = S_f + S_p - S_d - \frac{C_s V_s}{\Delta t} - \frac{C_d V_d}{\Delta t}$$

where

$$S_x = \frac{1}{\Delta t} \int_{\Delta t} F_x \cdot C_x dt$$

Fig. 4.2 Tank Model

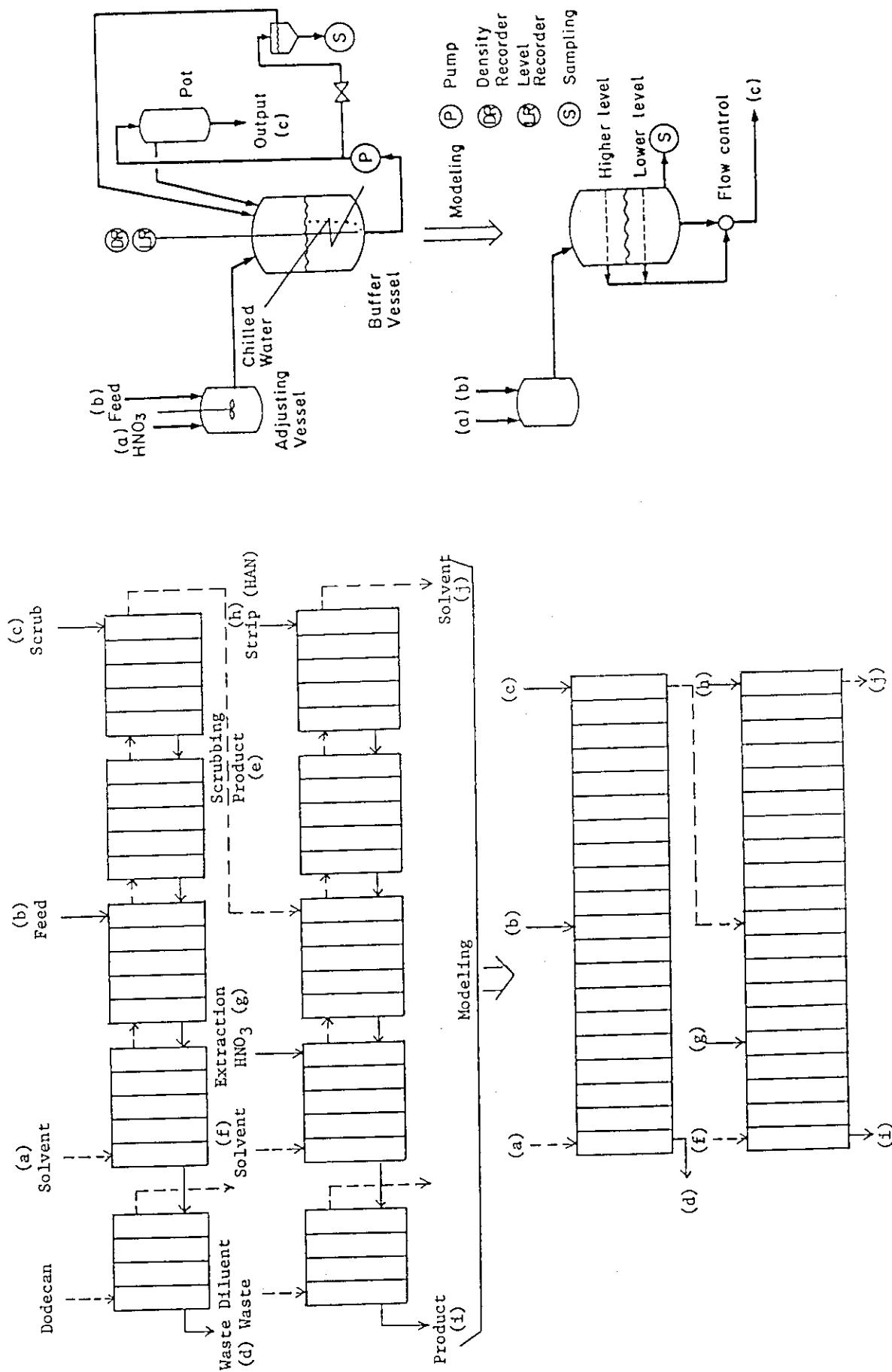


Fig. 4.3 Solvent Extraction and Unit Process Model

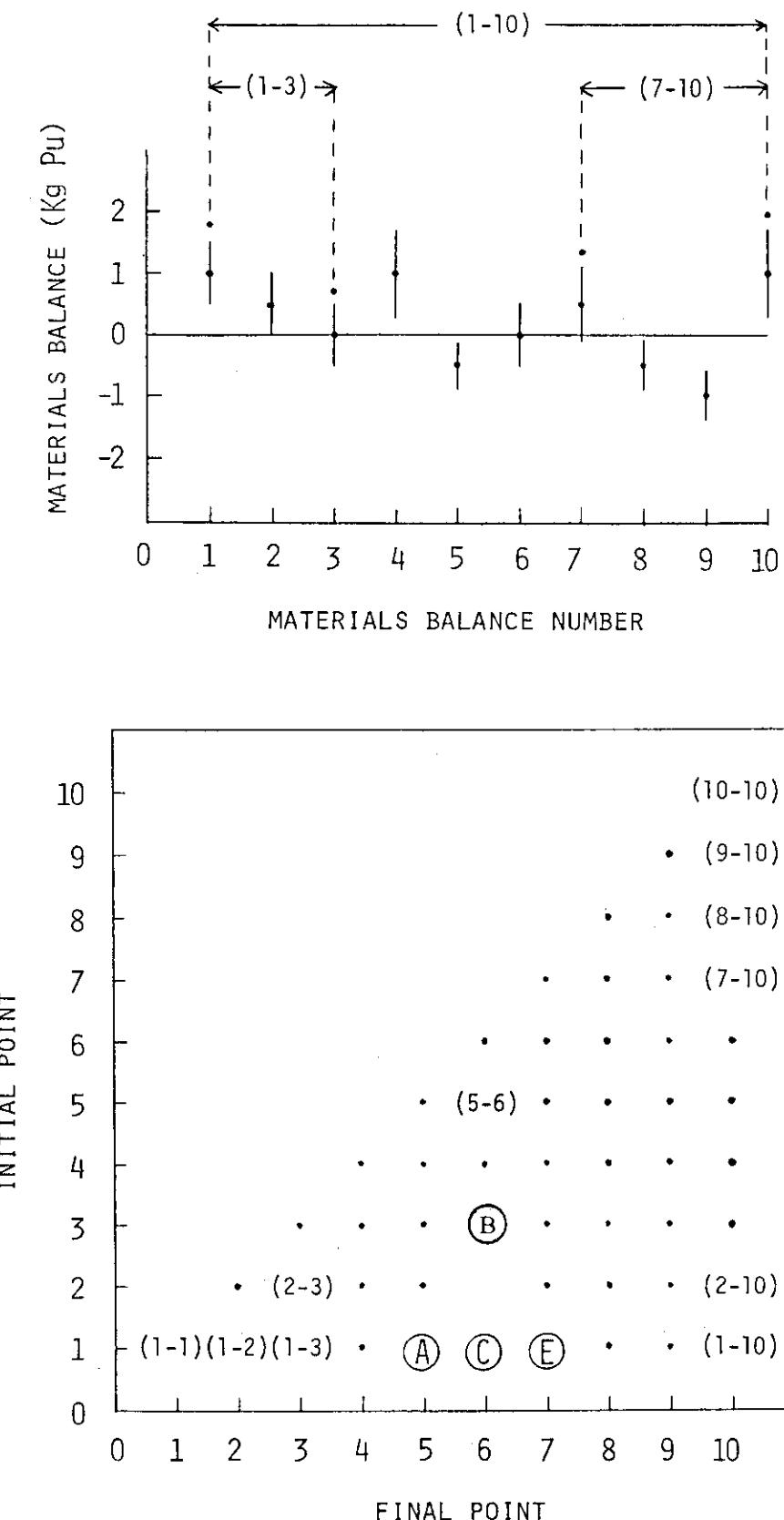


Fig. 4.6 Model Alarm Sequence Chart

5. NUCEFに対するMUF予備解析

5.1 シミュレーションの仮定と条件

核物質取り扱い施設は、施設を構成する工程機器、運転モードおよび測定方法により、施設に依存した特有の計量特性を持つことになる。この計量特性を把握する事を目的にNUCEFの詳細設計(II)を基本にして、プラントのモデルを構築し、代表的な運転モードについてシミュレーションスタディを実施した。今回は、予備解析であり、フルスケールでの解析を行う上の基礎データを得るため、いくつかの仮定と制約を設けている。たとえば、シミュレーションの対象となる工程は燃料処理工程(前処理、精製、調整)のみ、対象とした核物質は保障措置上もっとも重要度の高いプルトニウムに限定、運転は定常運転のみなど制約が大きい、今後これらの制約を外したシミュレーションによる解析を行い更に詳細な検討を行う必要がある。今回の解析におけるシミュレーション実施の仮定と条件をまとめて載せる。

1. 対象とした工程

燃料処理工程(前処理工程、精製工程、調整工程)のみで、溶液燃料貯蔵設備、臨界実験設備、後処理工程は除いている。このなかで溶液燃料貯蔵設備については、C/S機器の設置を考慮した解析が必要である。

2. 対象核物質

プルトニウムのみを対象に、ウラニウムについては一部フローシミュレーションのみ実施した。

3. 運転モード

代表的な5つの運転モードに限定してシミュレーションを行い、異なった運転モードの組み合わせについての解析が必要である。したがって、シミュレーション期間は、運転モードに依存して8~172日となっている。また、運転は各モードとも定常運転を想定した。これは、各工程への入力流量、濃度に変動がないシミュレーションである。普通、工程のシミュレーションは、これらの変数に変動幅をもたせ、この限られた範囲でのランダム・ウォークにより運転の変動を模擬している。

4. 計量管理

N.R.T計量管理に基づいて、物質収支区域、測定点が設定されデータの採取および処理が行われると仮定した。物質収支を計算する期間は約1週間としている。

5. 測定機器および精度

詳細設計(II)および施設に設置が検討されている測定機器について代表的なものを選び、その1セットの精度についてのみ解析を実施した。測定機器とその精度および設置する機器の組み合わせによる影響などを検討する事が必要である。

6. 溶媒抽出工程

この工程はSHPHISモデルにより模擬している。同種のプログラムによるこのモデル

の妥当性の検討が必要である。

7. 結果の判定基準

IAEA の保障措置に関するガイドラインに基づいた解析であり、この基準の見直し、海外および IAEA の動向も検討する必要がある。

5.2 工程シミュレーションおよび施設運転モード

NUCEF の施設工程シミュレーションは、大型再処理用に開発した施設シミュレーションコード (DYSAS-R・II) の工程モデルを NUCEF 用に改良し、これに MOX 粉末処理工程（前処理工程）のモデルを付加した改良型 DYSAS-R・II を用いて実施した。詳細設計 (II) を基本に解析のためにモデル化した NUCEF の主要工程と核物質の流れを Fig. 5.1, 5.2 に示す。また、この解析のために設定したモデル MBA, SUB・MBA および KMP を Fig. 5.2 に示す。今回は、保障措置上の計量特性を把握することが目的であり、施設で実施する実験研究によって核物質は施設内を複雑に循環する事になり、多数の運転モードが考えられるが、この中で代表的な 5 つの運転モードについて解析を行った。想定した運転モードは、

1. 溶液燃料準備 (1)

期間：172 日

処理量：117 kg Pu

工程：燃料貯蔵施設 → 前処理 → 精製 → 調整 → 溶液貯蔵

シミュレーションモデル図を Fig. 5.3 に示す。運転モード図を Fig. 5.4 に示す。運転開始時には、各工程の核物質の在庫量を零として始めた。運転は、Fig. 5.4 に示すように 11 日サイクルで操業され、各工程は 1 日 8 時間運転としている。受け入れる核物質は MOX 粉末で、2.5 kg/バッチ (Pu : 1 kg) である。連続工程は 15 分間隔で、バッチ処理工程は移動が起きる毎に工程データを模擬している。以下に、各工程の概要を記述する。

(1) 原料受入れグローボックス (GB 2101 A)

11 日間に 4 回、隔日に 2 バッチ (Pu : 2 kg) を受入れ、受入れた日に 1 バッチを、翌日残りの 1 バッチを次工程に払い出す。受入れの時間を 8 時、払い出し時間は 9 時 30 分とした。このグローボックスおよび工程内に付着する核物質はないものと仮定した。

(2) 粉末前処理工程 (粉末・混合・成形) (GB 2101 B)

9 時 30 分に受入れ、加工処理をした後、翌日 9 時に払い出す。加工処理による核物質の損失および付着は無いものと仮定した。

(3) 焼結工程 (GB 2101 C)

9 時に受入れたグリーンペレットを焼結で焼き、翌日 8 時 30 分に一時保管工程に払い出す。この工程も、核物質の損失および付着は無いものと仮定した。

(4) ペレット一時保管工程 (GB 2101 D)

焼結工程で作られたペレットを受け入れ翌日、8 時に払い出す。2 槽の溶解槽に交互に払い出しを行う。核物質の損失および付着は無いものと仮定した。

(5) 溶解槽〔E 2201 A〕, (6) 溶解槽〔E 2201 B〕

各溶解槽は8時にペレットを受け入れ、硝酸で溶解し、翌日11時に払い出しを行う。したがって、8時から11時の間にはAおよびBの2つの溶解槽に1バッチづつ滞留することになる。濃度調整はプルトニウムで行い、その濃度は、 $100\text{ g}/\ell$ である。再処理施設では、溶解後硝酸でハルの洗浄を行い、この洗浄液で濃度の調整をしているが、ここでは、溶解と濃度調整を同時に行うとした。溶解槽に払い出した後、ヒール量(0.15リットル)のみ残ることになる。尚、10日目には、8時と12時の2回、受け入れが行われ、11日目には、11時と15時の2回払い出しが行われるものと仮定している。

(7) 溶解液ろ過器〔Z 2202〕, (8) 後備ろ過器〔Z 2203〕

受け入れと同時に払い出される工程として模擬した。ろ過器に核物質は付着しないと仮定した。ヒールとして0.1リットルの溶液が残るとしている。

(9) 溶解液供給槽〔VE 2203〕

ろ過器より受け入れた硝酸溶液をこの工程に1時間滞留させた後、次の工程に払い出す。受け入れは13時、払い出しは14時として模擬した。

(10) 溶解液計量槽〔VE 2202〕

供給槽より受け入れた溶液に、 0.5 N の硝酸溶液を付加し、プルトニウム濃度($50\text{ g}/\ell$)で濃度調整を行い約20リットルの溶液とした後、次工程に払い出す。

払い出し時間は17時としている。ここで、サンプルの採取、測溶が行われ溶解液の核物質量の確定を行う。1リットルの溶液がヒールとして残る。

(11) 調整液槽〔VE 2401〕

受け入れた溶液をさらに 3 N の硝酸溶液で希釈し、 $15\text{ g}/\ell$ のプルトニウム濃度の溶液(66.7リットル)にする。一晩滞留させたのち、翌日9時30分から流量 $9.51/\text{hr}$ で抽出工程に払い出す。抽出工程への供給溶液は、U濃度： $15\text{ g}/\ell$, Pu濃度： $15\text{ g}/\ell$, 3 N の硝酸溶液である。このヒール量は4リットルと大きい。1日7時間の運転で処理できる様に作られている。

(12) 溶媒抽出器(I)〔Z 2401〕

ミキサ・セトラ型の溶媒抽出器 有機相と水相溶液が水平に並んだ槽内(ステージ)で繰り返し混合、分離されるものである。20ステージからなる抽出器の各ステージにおけるミキサ部を0.6リットル、セトラ部を3.4リットルとしてモデル化した。この工程は、SEPHISモデルで模擬している。初期に、この工程には 3 N の硝酸溶液が全ステージにわたり満たされていると仮定した。調整液槽から供給されるPu, U混合溶液($9.51/\text{hr}$)が第9ステージから、30%TBPを含む有機洋媒($9.51/\text{hr}$)が第1ステージより、スクラブ溶液として第20ステージから 3 N の硝酸溶液($3.01/\text{hr}$)が供給される。これらの供給は、混合溶液の供給に連動すると仮定し、流入が停止すれば、溶媒およびスクラブ溶液も止まると仮定している。このモデルでは、水相の核物質が有機相に抽出される過程の化学反応式が各段の水相、有機相のPu, U, HNO_3 濃度、在庫量および流量が求められる。さらに、第1段から出力

される廃液，第20段から出力される抽出有機相の核物質， HNO_3 濃度，流量も計算される。また，計算時間ステップにおける抽出器内の核物質在庫量，平衡度も計算される。調整液槽からの供給が終った時の状態が翌日の9時30分まで持続しているものと仮定しているが，実際にこの様な状態が16時間も続く事になると溶媒が放射線により損傷され，抽出能力が落ち，翌日の立ち上がりで大きな影響を受けることになるが，今回のシミュレーションでは，この影響は考慮していない。

(13) 希釀剤洗浄器 [Z 2404]

抽出工程から払い出される廃液の洗浄を行い，抽残液槽に払い出す。4ステージからなる抽出器であるが，核物質については影響がないものとして，連続的に押し出されるタンクとしてモデル化した。

(14) 抽残液槽 [VE 2402]

実際の工程では，不純物を取り除いたのち再利用されるが，このモデルでは，溶液は全てこの工程にとどまるものとしている。

(15) 溶媒抽出器 (Ⅱ) [Z 2402]

上記抽出器と形状，仕様は同じであり，20ステージで構成される各ステージは4リットルの容積を持っている。初期状態は0.15Nの硝酸溶液で満たされているとしている。抽出器(Ⅰ)で抽出され，核物質を含んだ有機相溶液は，この抽出器の第9段に供給される。この他に抽出器には，第1ステージから有機溶媒(3.01/hr, 30% TBPを含む)，第4ステージから硝酸溶液(1.01/hr, 5N)そして第20ステージからストリップ溶液(9.61/hr, 0.15N, 5g/ℓ HANを含む)が供給される。この抽出器でPu, Uが分離され，Puは水相に逆抽出され第1ステージから出力される。一方，ウランは有機相として第20ステージから払い出される。この分離に伴う化学反応式もSEPHISモデルで計算され，抽出器(Ⅰ)と同様に，流量，核物質濃度，在庫量，平衡度などが計算される。

(16) 中間槽 [VE 2406]

抽出器(Ⅱ)の第20ステージから払い出されるウランを含んだ有機相溶液を抽出器(Ⅲ)に供給するための中間貯槽である。連続的に押し出されるタンクとしてモデル化した。

(17) 溶媒抽出器 (Ⅲ) [Z 2403]

有機相に含まれているウランを水相に逆抽出する工程で，15ステージからなるミキサセトラ型抽出器である。各ステージの仕様は抽出器(Ⅰ), (Ⅱ)と同じである。初期状態として0.02Nの硝酸溶液が満たされていると仮定した。ストリップ溶液が第15ステージより151/hrで供給される。他の抽出器と同様SEPHISモデルで計算させている。払い出しは，第1ステージの濃度，流量，在庫量，出力流量および濃度，抽出器全体の在庫量，平衡度が計算される。

(18) 希釀剤洗浄器 [Z 2406]

抽出工程から払い出されるウランを含んだ硝酸溶液には，抽出の過程において用いられた試薬が含まれている。この工程は4ステージからなるミキサセトラ型の抽

出器で、それらの試薬を洗浄している。核物質については影響がないものとして、連続的に押し出されるタンクとしてモデル化した。

(19) U精製液槽〔VE 2404〕

抽出、分離、逆抽出により精製されたウランを含んだ硝酸溶液を一時的に貯蔵する。実プラントでは、調整工程で濃縮され溶液燃料貯蔵設備のウラン溶液貯槽に貯えられる。

(20) 希釀剤洗浄器〔Z 2405〕

抽出工程から払い出されるPuを含んだ硝酸溶液には、抽出および分離の過程で使われた試薬が含まれている。この工程はそれらの試薬を洗浄するために設けられたものである。4ステージからなるミキサセトラ型の抽出器であるが、核分質については影響がないものとして、連続的に押し出されるタンクとしてモデル化した。

(21) Pu精製液槽〔VE 2403〕

抽出器(I)、(II)の運転中(9時30分～16時30分)は連続的に溶液を受け入れ、貯める。翌朝、8時から9時30分の間(その日の処理溶液が流入するまで)に次工程に払い出す。ヒールとして4.5リットルが残ると仮定している。

(22) 溶液受槽〔VE 2301〕

Pu精製液槽から払い出される溶液を受け、その後、濃縮缶に151/l hrの流量で払い出す。ヒールとして6.5リットルが残ると仮定している。

(23) 濃縮缶〔E 2301〕

溶液受槽からの溶液を受け、Pu濃度で250g/lに濃縮した後、次工程に払い出す。初期状態として31.8リットルの硝酸溶液が満たされ、供給溶液と等量の液が蒸発し、濃縮されるとしてモデル化している。立ち上がりを除けば、8バッチの処理で条件を満たし払い出しが行われる。立ち上がりにおいては、各工程に滞留するため10バッチの処理が必要となる。溶液が払い出された後に硝酸溶液を満たすものとしてモデル化した。払い出された後、ヒールとして0.2リットルが残ると仮定した。

(24) 濃縮溶液〔VE 2303〕

精製、濃縮されたPu溶液を受け入れ、濃度および不純物の測定を行ったのち溶液燃料貯蔵設備のPu溶液貯槽に払い出される。ヒールとして3リットルが残ると仮定した。

(25) Pu溶液貯槽〔VE 3203〕

貯槽は3槽あるが、モデルでは1個の貯槽としている。12日に1回約8kgのPu溶液を受ける。

Fig.5.5, Fig.5.6にこの運転モードにおける、プルトニウム在庫量の0～600時間に対する変動を示す。

2. 溶液燃料準備(2)

期日：172日

処理量：176kg Pu

工程：溶液受入 → 精製 → 調整 → 溶液貯蔵

このモデルは、施設の受け入れをMOX粉末でなく、Pu溶液にした場合のシミュレーションである。工程のモデルは、溶液燃料準備(1)の⑩～工程と同じである。運転は、11日周期でなく、1日8時間連続運転である。Fig. 5.7にこの運転モードにおけるプルトニウム在庫量の0～600時間に対する変動を示す。

3. プルトニウム濃縮

期間：8日

処理量：56kg Pu

工程：臨界実験溶液貯槽 → 調整 → 臨界実験溶液貯槽

シミュレーションモデル図をFig. 5.8に示す。この運転モードでは、臨界実験で用いる高濃度のPu溶液(400gPu/l)を供給するためのものである。以下に、各工程の概要を記述する。

(1) 臨界実験ダンプ槽(VE 1101)

実験に使用したPu溶液(125gPu/l)の貯蔵タンクである。毎朝8時に、約63リットルを払い出す。初期状態として480リットルが貯蔵されていると仮定した。また、ヒールとして払い出しが終了すると25リットルが残るとした。第1回の払い出しにおいては、各工程のヒール量を補うため74.7リットルを払い出している。

(2) 臨界実験溶液受槽(VE 2307)

ダンプ槽からの溶液を受け入れ、10時に溶液受槽に払い出す。ヒールとして5リットルが残ると仮定している。

(3) 溶液受槽(VE 2301)

臨界実験溶液受槽からの溶液を受け、その後、濃縮缶(I)に151/l/hrの流量で払い出す。ヒールとして6.5リットルが残ると仮定している。

(4) 濃縮缶(I)

運転モード1の工程23と同じ。

(5) 濃縮液受槽(VE 2303)

運転モード1の工程24と同じ。毎朝10時頃濃縮缶(II)に払い出す。

(6) 濃縮缶(II)

濃縮液受槽からの溶液を受け、Pu濃度で400g/lに濃縮した後、次工程に払い出す。モデルでは、初期状態として20リットルの硝酸溶液が満たされ、供給溶液と等量の液が蒸発することにより核物質が濃縮されるとモデルしている。

(7) 混合槽(VE 2305)

容量4.2リットルのオーバフロータンクとしてモデル化した。

(8) 調整液槽(VE 2306)

濃縮缶(II)で濃縮された溶液5パッチ分を受け入れた後、次工程へ払い出す。ヒールとして6.5リットルが残ると仮定している。

(9) バッファ槽(VE 1102)

規定の濃度に濃縮された溶液を処理を開始してから6日目に受け入れる。

Fig. 5.9にこの運転モードにおけるプルトニウム在庫量の0～192時間に対する変動

を示す。

4. 毒物除去

期 日 : 60 日

処理量 : 60 kg Pu

工 程 : 臨界実験溶液貯槽 → 調整 → 精製 → 調整 → 溶液貯槽

臨界実験により生じた毒物をミキサセトラ型溶媒抽出器で除去する事が目的の運転モードである。このシミュレーションモデル図を Fig. 5.10 に示す。以下に、各工程の概要を記述する。

(1) 臨界実験ダンプ槽 (VE 1101)

実験に使用したPu溶液 ($250 \text{ g Pu}/\ell$) の貯蔵タンクである。20日に1回、朝8時に、約80リットル払い出す。初期状態として280リットルが貯蔵されていると仮定した。また、ヒールとして払い出しが終了すると25リットルが残るとした。

(2) 臨界実験溶液受槽 (VE 2307)

ダンプ槽からの溶液を受け入れ、毎日、10時に4リットルを真空ポットを経由して調整液槽に払い出す。ヒールとして5リットルが残ると仮定した。

(3) 真空ポット (VE 2311)

1バッチ分の容量をもち、満たされると払い出すバッチ型のタンクとしてモデル化した。

(4) 調整液槽 (VE 2306)

受け入れた溶液を3Nの硝酸で希釈し、 $30 \text{ g Pu}/\ell$ の濃度にする。払い出しは、次工程が空になった時に行う。ヒールとして6.5リットルが残ると仮定した。

(5) 調整液槽 (VE 2401)

受け入れた溶液をさらに3Nの硝酸で希釈し、 $15 \text{ g Pu}/\ell$ の濃度にする。翌日、9時から9.51/hrで払い出す。ヒールとして4リットルが残ると仮定した。

以下、(6)～(19)は、運転モード1の工程(12)～(25)と同じである。Fig. 5.11, 5.12にこの運転モードにおけるプルトニウム在庫量の0～800時間に対する変動を示す。

5. Am除去

期 日 : 60 日

処理量 : 60 kg Pu

工 程 : 溶液貯槽 → 調整 → 精製 → 調整 → 溶液貯槽

長期にわたる臨界実験により生じるAmをミキサセトラ型溶媒抽出器除去する事が目的の運転モードであり、5年に1度の割合で行われる。毒物除去の運転モードとの違いは、処理溶液が溶液燃料貯蔵設備の予備槽に存在し、調整工程で抽出可能な濃度に調整したのち精製工程で処理が行われ、再び別の溶液貯槽に戻ることである。このシミュレーションモデル図を Fig. 5.13 に示す。以下に、各工程の概要を記述する。

(1) Pu溶液予備槽 (VE 3202)

Pu溶液貯槽は3槽あるが、そのうちの1槽に $250 \text{ g Pu}/\ell$ の濃度のPu溶液が270リットル存在し、これを処理する。5日に1回、20リットルを払い出す。ヒールと

して20リットルが残ると仮定した。

(2) 濃縮液受槽 (VE 2303)

予備槽より受け入れた溶液を全量払い出す。

(3) 混合槽 (VE 2305)

濃縮液受槽からの溶液を連続的に受け、3Nの硝酸溶液で希釈しながら、連続的に払い出す。希釈後の濃度は約 $50\text{g Pu}/\ell$ である。

(4) 調整液槽 (VE 2306)

希釈された溶液を受け、毎日20リットルを払い出す。ヒールとして6.5リットルが残ると仮定した。

(5) 調整液槽 (VE 2401)

受け入れた溶液をさらに3Nの硝酸で希釈混合し、 $15\text{g Pu}/\ell$ の濃度にする。翌日、9時から9.51 hrで払い出す。ヒールとして4リットルが残ると仮定した。

以下、(6)~(19)は、運転モード1の工程(12)~(25)と同じである。Fig. 5.14, 5.15にこの運転モードにおけるプルトニウム在庫量の0~800時間に対する変動を示す。

5.3 測定機器とその精度

各運転モードにおける主要測定点 (KMP) および N.R.T. MA 測定点の測定機器とその精度、計量条件について、詳細設計 (II) を基準に検討し、設定を行った。運転モード別に Table 5.1, 5.2, 5.3 に示す。この解析では、Long term systematic error 成分は零と仮定した。また、測定計器の較正は、運転モードによらず行わないと仮定した。

5.4 物質収支期間と在庫測定

N.R.T. MA は、施設の運転が行われている中で工程内在庫の多いところの在庫量を計量し、その期間の移動量とで物質収支を探る事が基本となっている。そのため、工程内在庫測定を行う工程とその測定のタイミングによっては、大きなMUFを生じる可能性があり、このようにして得られた時系列MUFに対して統計解析を行うと盗取がないにも係わらず警報が発せられることになりシステムの信頼性を損なう事となる。しかしながら、この施設においては運転モードにより核物質の流れおよび濃度が大きく変化するので、各運転モードに応じた物質収支期間の設定および在庫測定を実施することが必要となる。以下に、今回設定した運転モードに対する物質収支期間を示す。

1. 溶液燃料準備 (1) : 12日 (工程が12日周期に運転されている。但し、立ち上がり時には17日となる。濃縮缶 (I) が空)
2. 溶液燃料準備 (2) : 7日
: 濃縮缶 (I) が空になった時
3. プルトニウム濃縮 : 8日 (シミュレーション期間)

4. 毒物除去 : 濃縮缶が空になった時

5. Am除去 : 濃縮缶が空になった時

東海再処理工場の解析経験から、この施設でも、濃縮缶についての計量誤差が大きく、この影響が誤警報となって現われることが予測されたので、運転モード2でこの検討を実施した。また、溶媒抽出器については、測定が行われないものとしているが抽出器内の全核物質量は1.5 kg Pu程度と推測され、運転条件によっては在庫量が数倍にもなることがあるとの指摘もあり、測定方法あるいは在庫量推定手法を検討する必要がある。また、二つの濃縮缶が同時に運転されている場合には、在庫測定のタイミングがより難かしくなる事が予測される。このような場合、前後の工程による推定あるいはC/S機器による検認など他の技術によるこのシステムの補完が必要となる。

5.5 計量管理上の特性解析

今回の解析は、施設の複雑な操業形態から考えると、限られた範囲での解析に過ぎない。その理由を以下に記述する。

1. 定常運転のみ(Start-upを含む)であり、Shut-down, Clean-out, 運転モードの異なった接続運転がない。
2. 各工程への入力流量、濃度が一定で実際の運転における変動による影響が考慮されていない。
3. 物質収支区域、期間が一種類で、区域および期間を変えた解析を実施していない。
4. 測定誤差が一種類であり、測定機器、誤差精度の違いによる影響が解析されていない。
5. 測定機器の較正による影響が解析されていない。
6. 核物質の抜取りなどを想定した転用分析によるシステム解析が実施されていない。
7. 未測定在庫量の変動が計量管理におよぼす影響の解析

この様に限られた解析ではあるが、この施設の計量管理システムを設計する上で基本となる情報を得ることができた。以下にそれらを記述する。

- Table 5.4に各運転モードにおけるシミュレーション期間での物質収支、MUFの標準偏差を示す。

これから、在来計量管理における σ_{MUF} が最大でも1524 g Puであり、IAEAのガイドラインを量の上からは満足できることが判る。(但し、Pu溶液貯槽は別のMBAとし、プロセスMBAに含まない)

- Pu溶液貯槽プロセスMBA(SUB・MBA)に含めた場合、運転モード2の運転で在庫測定を濃縮缶が空になった時実施すると仮定したときの物質収支をTable 5.5に、その時のMUFおよび累積MUF、アラームチャートをプロセスMBA内にPu溶液貯槽を含めない場合と比較してFig. 5.16に示す。

貯槽に液が溜るに従い σ_{MUF_d} (N.R.T. MAにおけるMUFの標準偏差)が増加し、シミュレーション期間の終わりには1350 g Puになり、MUFの変動も大きくなって誤警報も出やすくなってくることが判る。第1回目の σ_{MUF_d} からプロセス内の未測定在庫とな

る量が約 1400 g Pu であることが判る。

- 運転モード 2 における N.R.T. MA 物質収支を濃縮缶測定の場合を Table 5.6 に、また濃縮缶が空になった場合に在庫測定を実施すると仮定した場合を Table 5.7 に載せる。これらの物質収支、累積 MUF、アラームチャートを Fig. 5.17 に示す。

濃縮缶の在庫測定を実施すると、濃縮缶の在庫変動（0 ~ 8000 g Pu）と測定誤差の大きさから誤警報が出ることになり、何等かの対策が必要となる。

- 運転モード 2 について、Pu 溶液貯槽をプロセス MBA 内に含まなく、且つ、在庫測定を濃縮缶が空になった時（ほぼ 6 日毎）に実施するとした場合の 15 回目（中間）の物質収支における σ_{MUF_d} の全体に対する各測定操作、誤差要素、ストレータの割合を Table 5.8 に、また、シミュレーション期間（29 回目）における累積 MUF (σ_{CUMUF}) の全体に対する割合を Table 5.9 に示す。

Table 5.8 の σ_{MUF_d} への寄与率から、

- (1) ストレータ別では、各測定量に大きな差がないにもかかわらず在庫、出力、入力測定の順に 46, 37, 16 % と寄与率が変化する。これは入力計測が計量管理の精度で行われるのに比較して在庫および出力計測が工程管理をベースにして行われ、且つ、在庫は初期と末期の 2 回計量されるためである。また、在庫測定において系統誤差は初期と末期に同一計器を使用することにより小さくなるが、偶然誤差は各々の分散の和となり、寄与率が高くなる。
- (2) 誤差要素別では、偶然誤差が全体の 70 % を占め、分析、サンプリングの寄与が大きい。これは、N.R.T. MA では、操業中に濃度測定のためにサンプルを採取することから、溶液の不均質などによる誤差が大きいためである。
- (3) 測定操作では、サンプリングと分析の誤差がそれぞれ 33, 49 % を占める寄与が大きい。サンプリングの 90 % が偶然誤差であるのに比較して分析誤差は系統誤差が 40 % を占めている。これは、入出力測定にかかる系統誤差が平均して大きいためである。

が判る。全体の σ_{MUF_d} は、97 g Pu と小さい事から未測定在庫（溶媒抽出工程内在庫など）の変動によって誤警報ができる可能性が大きいと思われる。

次に、Table 5.9 の σ_{MUF_d} への寄与率から、

- (1) ストレータ別には、入力および出力の核物質累積量に誤差分散は比例する事から、この入出力測定に関する寄与が大きい。入力、出力の移動量がほぼ同じであるので寄与率も同程度である。また、累積 MUF の分散には、在庫測定の誤差は大きな影響を与える事がなく、この測定に精度の悪い工程管理用の機器を用いても保障措置の観点からは問題がない事を示している。
- (2) 誤差要素では、 σ_{MUF_d} と異なり、圧倒的に系統誤差の寄与（97 % を占める）が大きいことが判る。この施設のように移動量に比べて在庫量の少ない施設での累積 MUF あるいは在来計量管理における MUF の分散の大部分は系統誤差によるものであり、これを正確に把握することが計量管理を行う上でのポイントとなる。系統誤差は、機器校正を実施しない場合には、ロスあるいはゲインの元となり、保

障措置上、Protracted 転用とみなされる場合もある。溶液貯槽を物質収支区域内に含めた場合には、これに、在庫測定の偶然誤差が付加されることになる。

- (3) 測定操作別では、分析による誤差の寄与が 65 % と大きく、容量測定、サンプリングの順に小さくなる。分析の誤差のうち入出力計量に関する系統誤差の寄与が各々 3 割と大きく、計量管理を実施する上でのキーポイントになると思われる。

が言える。この場合の累積 MUF の標準偏差は 1500 g Pu となり、IAEA のガイドラインは満足することがわかる。

- 上記と同様に、運転モード 2 について、MUF および累積 MUF の分散に対して偶然誤差と系統誤差が時間と共にどの様に変化するかを図示したものが Fig. 5.18 である。同様にストラータ別の寄与率の時間変化を示したのが Fig. 5.19 である。

誤差要素では、定常運転であることから、立ち上がりを除いては MUF への寄与が偶然誤差で 70 %、系統誤差で 30 % と一定である。累積 MUF では、系統誤差の寄与が増加するのに伴って偶然誤差の寄与が時間と共に減少する傾向がみられる。ストラータ別の MUF の分散では、在庫量の変動による多少のバラツキが在庫の寄与にみられるものの、在庫測定の寄与率が 45 %、出力計量が 40 %、入力計量が 15 % 程度と比率は時間に依存しないことがわかる。また、累積 MUF では、出力計量の誤差の寄与率が増加するに伴い在庫測定の寄与率が減少し、入力計量の寄与率も時間と共に増加するが、第 3 回の物質収支（20 日）以降はほぼ一定となる。

- 同様に、運転モード 1 の寄与率について、Table 5.10 および Table 5.11 に示す。

運転モード 1 との大きな違いは、MUF の分散はほぼ等しいにも係わらずストラータ別の寄与率が大きく異なることである。これは、運転モード 1 における在庫測定が濃縮液槽から P 溶液貯槽に移動した後で行われている事による。運転モード 2 では濃縮液槽に約 6kg のプルトニウムが在庫測定時に常に存在し、この測定による誤差分散が在庫の寄与率を高くしたもので、運転モード 2 での分散は、出力測定に含まれている。累積 MUF の寄与率は、運転モード 2 と同じ傾向を示している。

- 運転モード 3 は運転期間が 8 日であるため 1 物質収支しか採っていない、この累積 MUF (MUF) の寄与率を、Table 5.12 に示す。

この場合、ストラータ別では、在庫の寄与は少なく、入力計量と出力計量による寄与のみが影響している。また、誤差要素では、8 割が系統誤差によるものであり、分析の系統誤差が 4 割を占めている。

- 運転モード 4 の寄与率を Table 5.13、Table 5.14 に載せる。

この場合、4 番目の物質収支では、入力量がないことから MUF に対する在庫測定の寄与が 80 % にもなっている。この運転モードでは、奇数番の物質収支期間に 20 kg Pu が入力される。この場合には、MUF の分散で約 2 倍になり、寄与率も入力、出力、在庫の順に 50, 7.5, 42.5 % となる。この様に、MUF の分散が大きく変動することから誤警報が発生しやすいモードであるといえる。

- 運転モード 5 を Table 5.15、Table 5.16 にそれぞれ記載する。

この運転モードでは、入出力計量が同一ベッセルで行われることから、これを分離する

事は出来ない。また、同一測定器を使用することから、MUF および累積 MUF の分散が小さくなる。同一計器を使い、比較正をしないと仮定している事から系統誤差の寄与率も小さくなる。

- ・運転モード 1, 運転モード 4, 5 の物質収支表を Table 5.17 に載せる。

Table 5.1 Measurement Methods and Relative Percent Standard Deviation of Single Measurement for Operation Mode-1 and 2

工 程 番 号	測 定 点 名 称			重 量 / 容 量			サ ン プ リ ン グ			分 析			サンプ リング 回 数	分析 回数
	受人	Pu原料受入秤量器 (Z-2151A)	電子天秤	0.05	0.05	機 械 式	0.5	0.2	電 位 差 滴 定	0.5	0.5	3	3	
1	2 在庫(受入)	溶解液計量槽 (VE-2202)	デイップチクタ式 エマノメータ方式	0.3	0.3	循 環 式	0.5	0.2	電 位 差 滴 定	0.5	0.5	2	3	
10	3 在庫	調 整 液 槽 (VE-2401)	"	0.3	0.3	循 環 式	0.5	0.2	電 位 差 滴 定	0.5	0.5	1	1	
11	9 在庫	Pu精製液槽 (VE-2403)	"	0.3	0.3	循 環 式	0.5	0.2	電 位 差 滴 定	0.5	0.5	1	1	
21	在庫	中 間 槽 (VE-2406)	デイップチクタ 差圧測定器方式	2.0	3.0	循 環 式 等	6.0	6.0	α 計 測 等	6.0	10.0	1	1	
16	16 在庫	U精製液槽 (VE-2404)	"	2.0	3.0	循 環 式 等	6.0	6.0	α 計 測 等	6.0	10.0	1	1	
19	14 押出	抽 残 液 槽 (VE-2402)	"	2.0	3.0	循 環 式 等	6.0	6.0	α 計 測 等	6.0	10.0	1	1	
22	10 在庫	溶 液 受 槽 (VE-2301)	デイップチクタ式 エマノメータ方式	0.3	0.3	循 環 式	0.5	0.2	電 位 差 滴 定	0.5	0.5	1	1	
11	11 在庫	濃 缩 液 槽 (VE-2303)	デイップチクタ式 エマノメータ方式	0.3	0.3	循 環 式	5.0	5.0	10.0	10.0	5.0	1	1	
24	12 押出	濃 缩 液 槽 (VE-2303)	デイップチクタ式 エマノメータ方式	0.3	0.3	循 環 式	0.5	0.2	電 位 差 滴 定	0.5	0.5	1	1	

R : Random Error , S : Systematic Error

Table 5.2 Measurement Methods and Relative Percent Standard Deviation
of Single Measurement for Operation Mode-3 and 4

工程番号	測定点名称	重量 / 容量		サンプリング		分析	
		測定方法	誤差(R)	測定方法	誤差(S)	測定方法	誤差(R)
モード3	2 受入 溶液受槽(VE-2307)	デイジプローブ式 マノメータ方式	0.3	0.3 循環式	0.5	0.2 電位差滴定	0.5
	3 在庫 溶液受槽A(VE-2301A)	"	0.3	0.3 循環式	0.5	0.2 電位差滴定	0.5
	5 在庫 濃縮液(I)槽A(VE-2303A)	"	0.3	0.3 循環式	0.5	0.2 電位差滴定	0.5
	8 扱出 調整液槽(VE-2306)	"	0.3	0.3 循環式	0.5	0.2 電位差滴定	0.5
モード4	2 受入 溶液受槽(VE-2307)	デイジプローブ式 マノメータ方式	0.3	0.3 循環式	0.5	0.2 電位差滴定	0.5
	4 在庫 調整液槽(VE-2306)	"	0.3	0.3 循環式	0.5	0.2 電位差滴定	0.5
	5 在庫 調整液槽(VE-2401)	"	0.3	0.3 循環式	0.5	0.2 電位差滴定	0.5
	9 在庫 Pu精製液槽(VE-2403)	"	0.3	0.3 循環式	0.5	0.2 電位差滴定	0.5
	10 在庫 溶液受槽A(VE-2301A)	"	0.3	0.3 循環式	0.5	0.2 電位差滴定	0.5
	12 扱出 濃縮液槽(VE-2303A)	"	0.3	0.3 循環式	0.5	0.2 電位差滴定	0.5
	15 扱出 抽残液槽(VE-2402)	"	0.3	0.3 循環式	0.5	0.2 電位差滴定	0.5
	16 扱出 廃溶液槽(VE-2501)	"	0.3	0.3 循環式	0.5	0.2 電位差滴定	0.5

R : Random Error, S : Systematic Error

Table 5.3 Measurement Methods and Relative Percent Standard Deviation
of Single Measurement for Operation Mode-5

工程番号	測定点名称	重量／容量		サンプリング		分析		サンプル数回数
		測定方法	誤差(R)	測定方法	誤差(S)	測定方法	誤差(R)	
2	受入 濃縮液槽 A (VE-2303A)	ディップチート方式	0.3	0.3	循環式	0.5	0.2	電位差滴定 0.5
4	在庫 調整液槽 (VE-2306)	"	0.3	0.3	循環式	0.5	0.2	電位差滴定 0.5
5	在庫 調整液槽 (VE-2401)	"	0.3	0.3	循環式	0.5	0.2	電位差滴定 0.5
9	在庫 Pu精製液槽 (VE-2403)	"	0.3	0.3	循環式	0.5	0.2	電位差滴定 0.5
10	在庫 溶液受槽 A (VE-2301A)	"	0.3	0.3	循環式	0.5	0.2	電位差滴定 0.5
モード5	2 抽出 濃縮液槽 A (VE-2303A)	"	0.3	0.3	循環式	0.5	0.2	電位差滴定 0.5
14	14 抽出 残液槽 (VE-2402)	"	0.3	0.3	循環式	0.5	0.2	電位差滴定 0.5
15	15 抽出 廃液槽 (VE-2501)	"	0.3	0.3	循環式	0.5	0.2	電位差滴定 0.5

R : Random Error, S : Systematic Error

Table 5.4 Material Balance and σ_{MUF} for Each Operation Mode of NUCEF

運転モード	期間	期首在庫受け入量				Waste	期末在庫	σ_{MUF}
		シミヨニ	レ	シヨニ	レ			
1	6ヶ月	0	117.000	111.487			3. 960	966
2	6ヶ月	0	176.418	167.560			7. 100	1.523
3	8日	0	56.050	52.165			4. 190	604
4	2ヶ月	0	60.667	55.016	3.9×10^{-4}		4. 582	592
5	2ヶ月	0	59.792	55.827	5.0×10^{-4}		3. 240	236

Table 5.5 Material Balance Table of SUB-MBA1 Included Pu Solution Vessel for Operation Mode-2

***** MUF AND CUMUF TABLE LIST (UNIT:G) *****								
MBP NO.	TIME (HOUR)	INVENTORY INVENT.	TRANSFER TRANS.	MUF MUF STD.MUF	CUMUF	STD. CUMUF		
1	0.	0.	8917.	57.	1432.	86.	1432.	86.
2	231.	7485.	64.	5958.	39.	69.	1501.	128.
3	375.	13373.	86.	5988.	39.	101.	1602.	188.
4	519.	19260.	134.	6001.	39.	-37.	1565.	253.
5	663.	25298.	189.	5957.	39.	502.	2066.	316.
6	807.	30754.	241.	6004.	39.	-532.	1534.	388.
7	951.	37289.	303.	5998.	39.	486.	2020.	452.
8	1095.	42802.	356.	5942.	39.	-279.	1741.	523.
9	1239.	49023.	417.	6005.	39.	83.	1824.	591.
10	1383.	54945.	474.	6012.	39.	572.	2396.	656.
11	1527.	60385.	528.	5987.	39.	-11.	2386.	725.
12	1671.	66383.	587.	5987.	39.	623.	3009.	790.
13	1815.	71747.	640.	5965.	39.	-1266.	1742.	868.
14	1959.	78978.	710.	5965.	39.	547.	2289.	933.
15	2103.	84396.	763.	6002.	39.	101.	2390.	1002.
16	2247.	90298.	821.	5990.	39.	703.	3092.	1066.
17	2391.	95585.	873.	5971.	39.	-849.	2243.	1142.
18	2535.	102406.	941.	6016.	40.	36.	1072.	1211.
19	2679.	108386.	999.	5995.	39.	-895.	1141.	1288.
20	2823.	115276.	1067.	5962.	39.	1041.	1205.	1349.
21	2967.	120197.	1116.	5990.	39.	34.	1264.	1418.
22	3111.	126153.	1174.	5993.	39.	246.	1327.	1485.
23	3255.	131900.	1230.	5962.	39.	771.	1387.	1549.
24	3399.	137091.	1282.	6014.	40.	948.	1443.	1611.
25	3543.	142157.	1332.	6014.	40.	-271.	1504.	4153.
26	3687.	148441.	1393.	5951.	39.	-4088.	1594.	1682.
27	3831.	158480.	1492.	6003.	39.	3568.	1659.	1825.
28	3975.	160915.	1516.	5984.	39.	678.	1702.	4311.
29	4119.	166221.	1569.	5976.	39.	-912.	1768.	3399.
	4263.	173108.	1636.					1966.
AVERAGE		939.		40.	117.	1028.		

Table 5.6 Material Balance Table of SUB.MBAL Measuring
Evaporator(I) for Operation Mode-2

***** MUF AND CUMUF TABLE LIST (UNIT:G) *****								
MBP NO.	TIME (HOUR)	INVENTORY INVENT.	TRANSFER TRANS.	MUF MUF	STD. STD.MUF	CUMUF	STD. CUMUF	
	0.	0.						
1	168.	4607.	503.	6919.	45.	2312.	505.	
2	336.	5675.	689.	635.	78.	-433.	676.	
3	504.	6607.	870.	1044.	75.	111.	870.	
4	672.	2143.	15.	-4925.	109.	-461.	874.	
5	840.	2576.	90.	941.	75.	508.	116.	
6	1008.	3701.	295.	1071.	75.	-53.	283.	
7	1176.	4722.	504.	1021.	75.	0.	477.	
8	1344.	4565.	463.	1100.	74.	1257.	536.	
9	1512.	6954.	934.	1000.	75.	-1388.	864.	
10	1680.	2146.	15.	-5043.	109.	-236.	939.	
11	1848.	2932.	158.	965.	75.	179.	173.	
12	2016.	3432.	249.	1026.	75.	526.	247.	
13	2184.	4348.	438.	970.	74.	55.	415.	
14	2352.	5407.	641.	1040.	75.	-20.	619.	
15	2520.	6279.	809.	1015.	75.	143.	810.	
16	2688.	2141.	15.	-5068.	109.	-930.	815.	
17	2856.	2874.	148.	1023.	75.	290.	164.	
18	3024.	3319.	230.	1019.	75.	575.	230.	
19	3192.	3814.	332.	1060.	75.	565.	328.	
20	3360.	5665.	681.	1045.	75.	-806.	631.	
21	3528.	6499.	844.	1007.	75.	173.	850.	
22	3696.	2173.	15.	-4864.	108.	-538.	850.	
23	3864.	2754.	119.	968.	75.	387.	139.	
24	4032.	3360.	240.	900.	76.	294.	234.	
25	4200.	4446.	454.	1022.	74.	-64.	427.	
AVERAGE				477.	80.	98.	591.	

Table 5.7 Material Balance Table of SUB-MBAL Scheduled PIT by
Discharge the Evaporator for Operation Mode-2

***** MUF AND CUMUF TABLE LIST (UNIT:G) *****									
MBP NO.	TIME (HOUR)	INVENTORY		TRANSFER		MUF		STD. CUMUF	
		INVENT.	STD. INV	TRANS.	STD. TRS	MUF	STD. MUF		
0.	0.	0.							
1	230.	7464.	64.	8914.	57.	1451.	86.	1451.	86.
2	374.	6984.	59.	-403.	74.	77.	101.	1528.	128.
3	518.	7050.	60.	102.	70.	36.	96.	1563.	176.
4	662.	7123.	60.	52.	71.	-21.	97.	1542.	226.
5	806.	7141.	61.	-29.	71.	-47.	98.	1495.	277.
6	950.	7080.	60.	-44.	72.	17.	98.	1512.	328.
7	1094.	7077.	60.	26.	71.	29.	97.	1541.	380.
8	1238.	7049.	60.	9.	71.	36.	97.	1577.	431.
9	1382.	7160.	61.	104.	71.	-7.	97.	1571.	483.
10	1526.	7065.	60.	-50.	72.	46.	98.	1617.	535.
11	1670.	7060.	60.	48.	71.	52.	97.	1669.	587.
12	1814.	7045.	60.	12.	71.	27.	97.	1696.	639.
13	1958.	7103.	60.	19.	71.	-39.	97.	1658.	690.
14	2102.	7028.	60.	-18.	71.	57.	97.	1715.	742.
15	2246.	7069.	60.	86.	71.	45.	97.	1759.	794.
16	2390.	7115.	60.	45.	71.	-1.	97.	1758.	846.
17	2534.	7053.	60.	16.	71.	77.	97.	1835.	898.
18	2678.	7082.	60.	70.	71.	42.	97.	1878.	950.
19	2822.	7042.	59.	31.	71.	71.	97.	1948.	1002.
20	2966.	7062.	60.	54.	71.	34.	96.	1982.	1054.
21	3110.	7126.	60.	59.	71.	-5.	97.	1976.	1106.
22	3254.	7141.	60.	-8.	72.	-23.	98.	1954.	1158.
23	3398.	7146.	61.	-18.	71.	-24.	98.	1930.	1210.
24	3542.	7043.	60.	-40.	72.	62.	98.	1993.	1262.
25	3686.	7127.	60.	85.	71.	2.	97.	1994.	1314.
26	3830.	7151.	61.	-36.	71.	-59.	97.	1935.	1366.
27	3974.	7163.	61.	-27.	72.	-39.	98.	1895.	1419.
28	4118.	7047.	59.	-76.	72.	41.	98.	1936.	1471.
29	4262.	7095.	60.	56.	70.	7.	96.	1943.	1523.
AVERAGE			59.		71.	67.	97.		

Table 5.8 Components of MUF Variance at 15th Material Balance Period for Operation Mode-2

Operation	Error Components	Stratum			Total
		Input	Product	In-process Inventory	
Bulk	Random	0.58	3.51	7.08	11.17
	System	3.39	3.40	0.0	6.79
	Total	3.97	6.91	7.08	17.96
Sampling	Random	0.81	9.74	19.65	30.20
	System	1.51	1.52	0.0	3.03
	Total	2.32	11.26	19.65	33.23
Analysis	Random	0.54	9.74	19.65	29.93
	System	9.41	9.47	0.0	18.88
	Total	9.95	19.21	19.65	48.81
Total		16.24	37.38	46.38	100.0
Measurement Value (kg)		6.015	5.930	7.028 ~ 7.069	

Table 5.9 Components of CUMUF Variance at 29th Material Balance Period for Operation Mode-2

Operation	Error Components	Stratum				Total
		Input	Product	Beginning Inventory	Ending Inventory	
Bulk	Random	0.07	0.40	0.0	0.015	0.485
	System	12.09	10.88	0.0	0.015	22.985
	Total	12.16	11.28	0.0	0.03	23.47
Sampling	Random	0.10	1.11	0.0	0.04	1.25
	System	5.37	4.84	0.0	0.0	10.21
	Total	5.47	5.95	0.0	0.04	11.46
Analysis	Random	0.07	1.11	0.0	0.04	1.22
	System	33.58	30.23	0.0	0.04	63.85
	Total	33.65	31.34	0.0	0.08	65.07
Total		51.28	48.57	0.0	0.15	100.0
Measurement value (kg)		176.493	167.327	0.0	7.095	

Table 5.10 Components of MUF Variance at 7th Material Balance Period for Operation Mode-1

Operation	Error Components	Stratum			Total
		Input	Product	In-process Inventory	
Bulk	Random	0.06	7.18	0.63	7.87
	System	0.17	6.00	0.01	6.18
	Total	0.23	13.18	0.64	14.05
Sampling	Random	2.12	19.95	1.47	23.54
	System	2.71	2.67	0.0	5.38
	Total	4.83	22.62	1.47	28.92
Analysis	Random	2.12	19.95	1.37	23.44
	System	16.93	16.66	0.0	33.59
	Total	19.05	36.61	1.37	57.03
Total		24.11	72.41	3.48	100.0
Measurement Value (kg)		8.009	7.892	3.921 ~ 3.967	

Table 5.11 Components of CUMUF Variance at 14th Balance Period for Operation Mode-1

Operation	Error Components	Stratum				Total
		Input	Product	Beginning Inventory	Ending Inventory	
Bulk	Random	0.01	1.01	0.0	0.0	1.02
	System	0.37	11.76	0.0	0.0	12.13
	Total	0.38	12.77	0.0	0.0	13.15
Sampling	Random	0.31	2.79	0.0	0.0	3.10
	System	5.89	5.23	0.0	0.0	11.12
	Total	6.20	8.02	0.0	0.0	14.22
Analysis	Random	0.31	2.79	0.0	0.01	3.11
	System	36.80	32.71	0.0	0.01	69.52
	Total	37.11	35.50	0.0	0.02	72.63
Total		43.69	56.29	0.0	0.02	100.0
Measurement value (kg)		109.227	102.647	0.0	3.934	

Table 5.12 Components of MUF(CUMUF) Variance for Operation Mode-3

Operation	Error Components	Stratum				Total
		Input	Product	Beginning Inventory	Ending Inventory	
Bulk	Random	1.29	4.64	0.0	0.0	5.93
	System	7.74	6.73	0.0	0.0	14.47
	Total	9.03	11.37	0.0	0.0	20.40
Sampling	Random	3.58	12.89	0.0	0.01	16.48
	System	3.44	2.99	0.0	0.0	6.43
	Total	7.02	15.88	0.0	0.01	22.91
Analysis	Random	3.58	12.89	0.0	0.01	16.48
	System	21.52	18.68	0.0	0.01	40.21
	Total	25.10	31.57	0.0	0.02	56.69
Total		41.15	58.82	0.0	0.03	100.0
Measurement value (kg)		56.050	52.165	0.0	4.190	

Table 5.13 Components of MUF Variance at 4th Material Balance Period for Operation Mode-4

Operation	Error Components	Stratum			Total
		Input	Product	In-process Inventory	
Bulk	Random	0.0	1.85	10.96	12.81
	System	0.0	1.85	1.94	3.79
	Total	0.0	3.70	12.90	16.60
Sampling	Random	0.0	5.14	30.45	35.59
	System	0.0	0.82	0.87	1.69
	Total	0.0	5.96	31.31	37.27
Analysis	Random	0.0	5.14	30.45	35.59
	System	0.0	5.14	5.39	10.53
	Total	0.0	10.28	35.84	46.12
Total		0.0	19.94	80.05	100.0
Measurement Value(kg)		0.0	7.921	24.564~16.543	

Table 5.14 Components of MUF Variance at 7th Material Balance Period for Operation Mode-4

Operation	Error Components	Stratum				Total
		Input	Product	Beginning Inventory	Ending Inventory	
Bulk	Random	3.41	1.01	0.0	0.21	4.63
	System	10.22	6.05	0.0	0.22	16.49
	Total	13.63	7.06	0.0	0.43	21.12
Sampling	Random	9.47	2.80	0.0	0.60	12.87
	System	4.54	2.69	0.0	0.10	7.33
	Total	14.01	5.49	0.0	0.70	20.20
Analysis	Random	9.47	2.80	0.0	0.60	12.87
	System	28.40	16.80	0.0	0.61	45.81
	Total	37.87	19.60	0.0	1.21	58.68
Total		65.51	32.15	0.0	2.34	100.0
Measurement value(kg)		60.667	47.103	0.0	12.495	

Table 5.15 Components of MUF Variance at 4th Material Balance Period for Operation Mode-5

Operation	Error Components	Stratum			Total
		Input	Product	In-process Inventory	
Bulk	Random	12.18		2.58	14.76
	System	0.40		0.37	0.77
	Total	12.58		2.95	15.53
Sampling	Random	33.82		6.35	40.17
	System	0.17		1.01	1.18
	Total	33.99		7.36	41.35
Analysis	Random	33.82		7.2	41.02
	System	1.09		1.01	2.10
	Total	34.91		8.21	43.12
Total		81.48		18.52	100.0
Measurement Value (kg)		9.979	7.846	5.228 ~ 7.294	

Table 5.16 Components of MUF Variance at 7th Material Balance Period for Operation Mode-5

Operation	Error Components	Stratum				Total
		Input	Product	Beginning Inventory	Ending Inventory	
Bulk	Random	15.00		0.0	0.05	15.05
	System	0.26		0.0	0.05	0.31
	Total	15.26		0.0	0.10	15.36
Sampling	Random	41.71		0.0	0.13	41.84
	System	0.11		0.0	0.02	0.13
	Total	41.82		0.0	0.15	41.97
Analysis	Random	41.71		0.0	0.13	41.84
	System	0.7		0.0	0.13	0.83
	Total	42.41		0.0	0.26	42.67
Total		99.49		0.0	0.51	100.0
Measurement value(kg)		59.792	55.827	0.0	3.240	

Table 5;17 Material Balance Table of SUB-MBAL for Operation Mode-1, 4 and 5

***** MUF AND CUMUF TABLE LIST (UNIT:G) *****

MBP NO.	TIME (HOUR)	INVENTORY		TRANSFER		MUF		STD.	
		INVENT.	STD. INV	TRANS.	STD. TRS	MUF	STD. MUF	CUMUF	CUMUF
1	0.	0.	0.	5592.	108.	1584.	112.	1584.	112.
1	396.	4008.	19.		118.	95.	220.	96.	1804.
2	684.	3907.	18.		29.	96.	38.	98.	1842.
3	972.	3898.	18.		238.	94.	186.	97.	2028.
4	1260.	3950.	18.		68.	95.	50.	97.	2078.
5	1548.	3968.	19.		-8.	96.	39.	98.	2117.
6	1836.	3921.	18.		117.	95.	71.	97.	2189.
7	2124.	3967.	19.		-23.	97.	24.	98.	2212.
8	2412.	3921.	18.		147.	95.	172.	97.	2385.
9	2700.	3895.	18.		112.	95.	52.	97.	2436.
10	2988.	3956.	18.		151.	95.	158.	97.	2595.
11	3276.	3949.	18.		-23.	96.	-26.	98.	2569.
12	3564.	3952.	18.		56.	96.	68.	97.	2636.
13	3852.	3940.	18.		152.	95.	158.	96.	2794.
14	4140.	3934.	18.						966.
AVERAGE				18.		96.	200.	98.	

***** MUF AND CUMUF TABLE LIST (UNIT:G) *****

MBP NO.	TIME (HOUR)	INVENTORY		TRANSFER		MUF		STD.	
		INVENT.	STD. INV	TRANS.	STD. TRS	MUF	STD. MUF	CUMUF	CUMUF
1	0.	0.	0.	20163.	199.	-2.	201.	-2.	201.
1	280.	20165.	125.	-7560.	74.	100.	149.	97.	235.
2	472.	12506.	87.	12368.	214.	310.	230.	408.	347.
3	664.	24564.	159.	-7921.	78.	99.	174.	507.	388.
4	856.	16543.	102.	12344.	214.	505.	248.	1013.	491.
5	1048.	28382.	191.	-7982.	79.	-13.	201.	1000.	536.
6	1240.	20413.	127.	-7848.	77.	69.	151.	1069.	592.
7	1432.	12495.	88.						
AVERAGE				122.		149.	153.	197.	

***** MUF AND CUMUF TABLE LIST (UNIT:G) *****

MBP NO.	TIME (HOUR)	INVENTORY		TRANSFER		MUF		STD.	
		INVENT.	STD. INV	TRANS.	STD. TRS	MUF	STD. MUF	CUMUF	CUMUF
1	0.	0.	0.	6912.	112.	637.	118.	637.	118.
1	285.	6275.	37.	-2944.	82.	94.	90.	731.	134.
2	477.	3237.	17.	2029.	93.	38.	97.	769.	166.
3	669.	5228.	28.	2133.	92.	67.	102.	835.	196.
4	861.	7294.	46.	-3146.	83.	-117.	94.	718.	204.
5	1053.	4265.	21.	1948.	92.	-123.	98.	595.	227.
6	1245.	6337.	37.	-2967.	82.	130.	90.	725.	236.
7	1437.	3240.	17.						
AVERAGE				29.		91.	104.	99.	

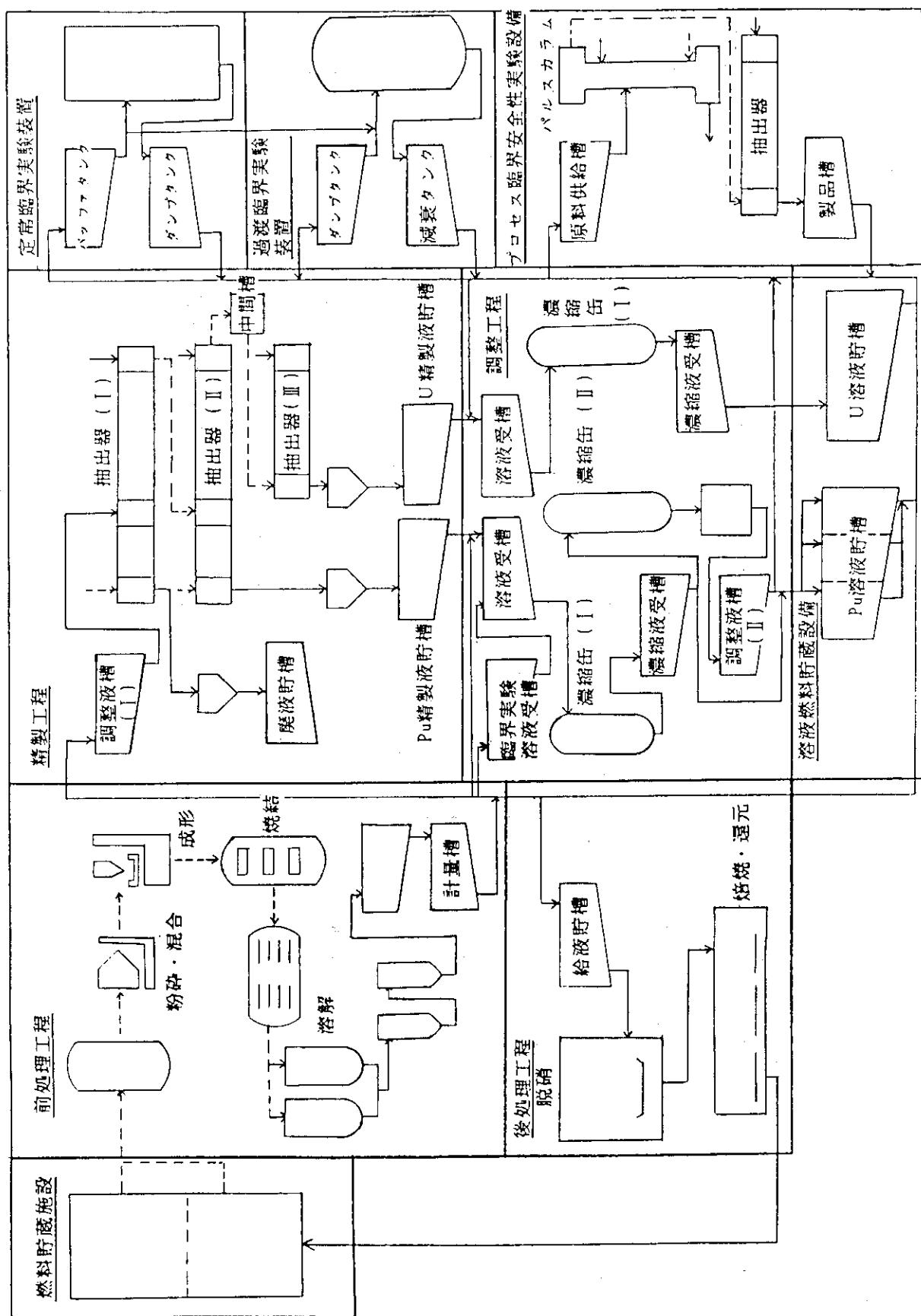


Fig. 5.1 Model NUCF Process Flow

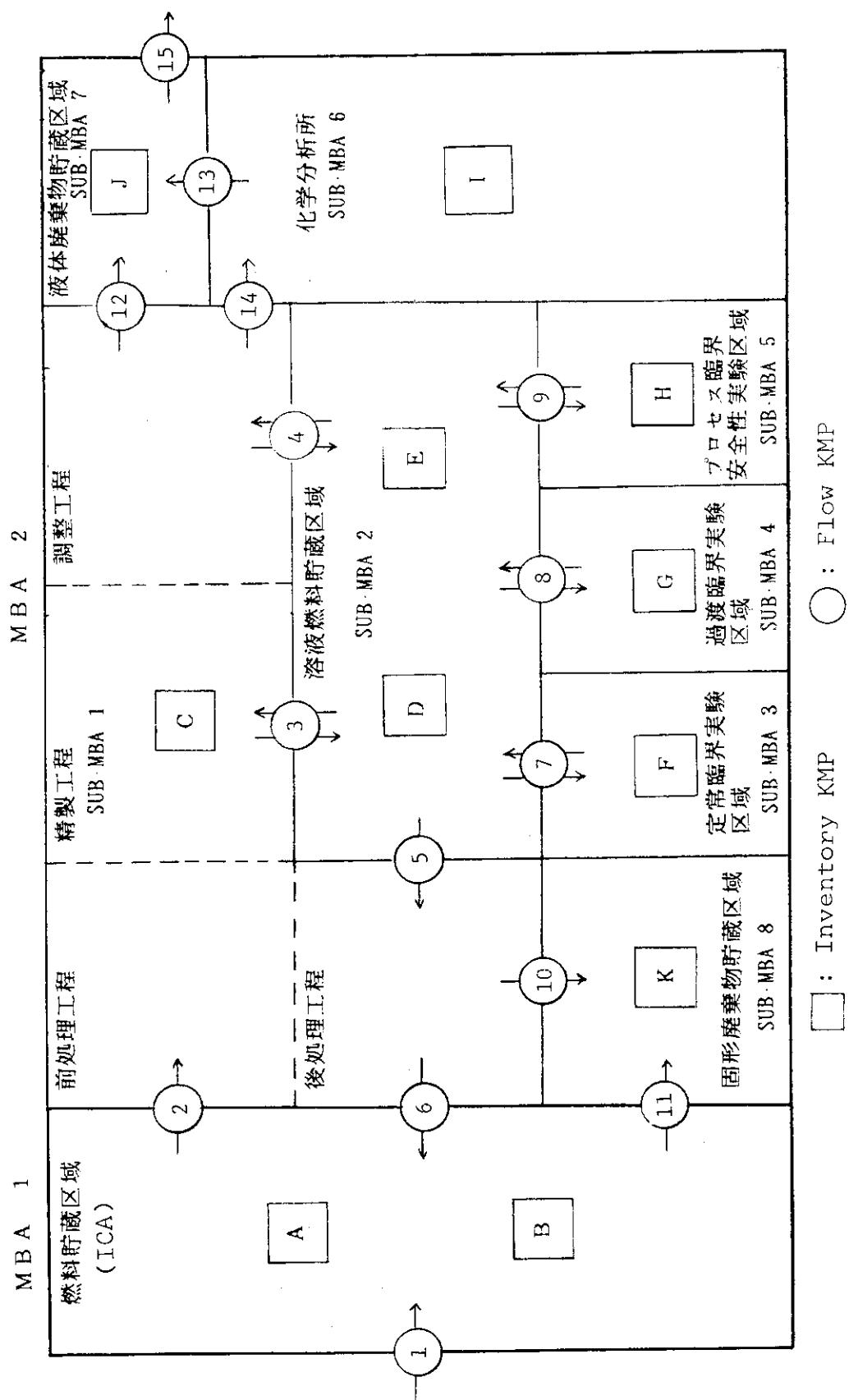


Fig. 5.2 Model MBA and SUB-MBA of NUCEF

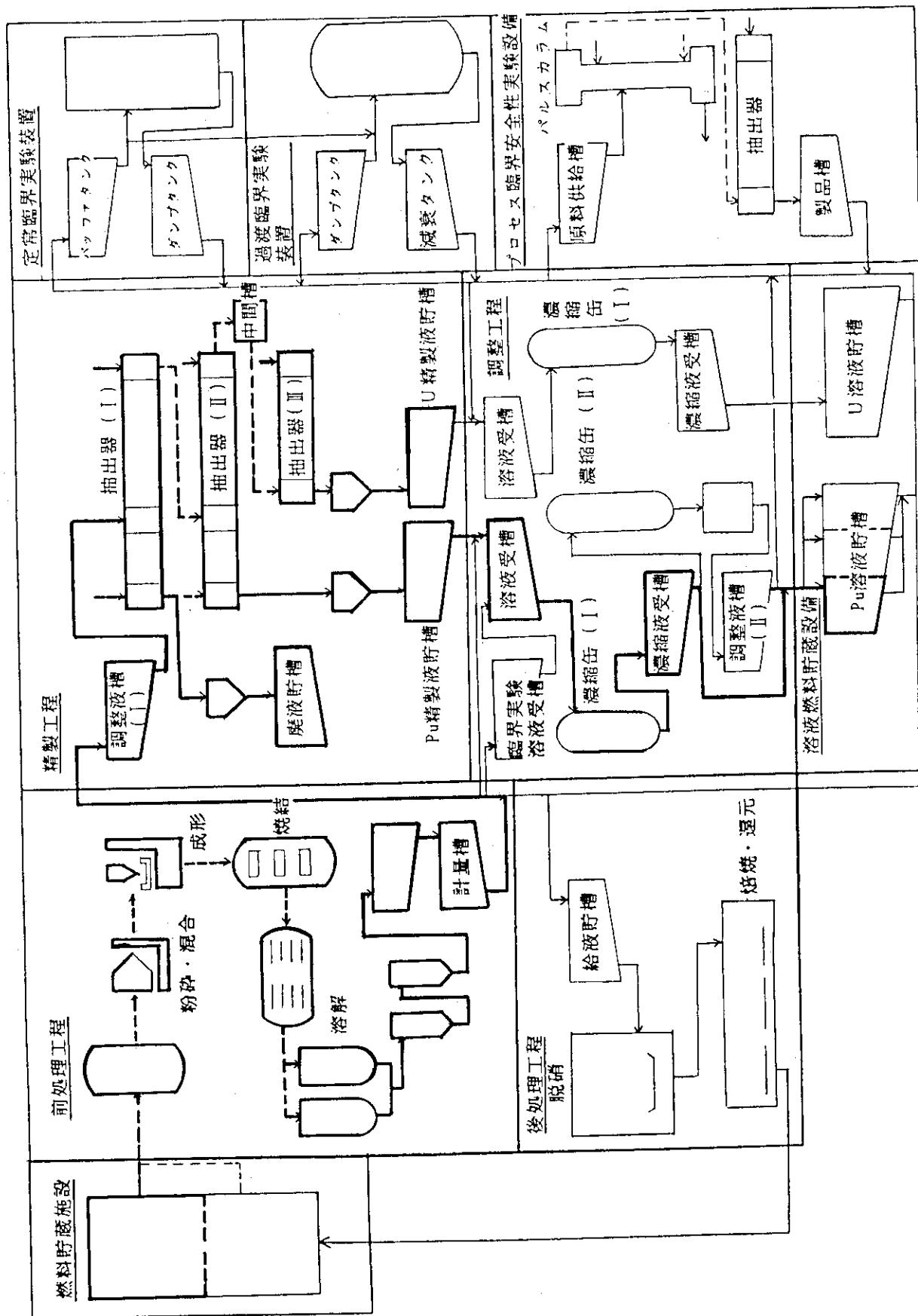


Fig. 5.3 Simulation Model of Operation Mode-1 for NUCEF

工程番号	工程の名称	日 時												
		1	2	---			11	12	13	14	15	16	17	
1	Pu原料受入G.B	1, 2		3, 5, 7, 9日に受入れる			11, 12		13					
2	粉末前処理	1	2				11	12	13					
3	焼結		1				10	11	12	13				
4	一時保管						9	10	11	12	13			
5	溶解槽A						8		10		12			
6	溶解槽B						9		11	13				
7	溶解液ろ過器						8	9	10	11	12, 13			
8	後備ろ過器						8	9	10	11	12, 13			
9	溶解液供給槽						8	9	10	11	12, 13			
10	溶解液計量槽						8	9	10	11	12, 13	→	13	
11	調整液槽						8	9	10	11	12	→	12	
12	抽出器(Ⅰ)						8	9	10	11				
15	抽出器(Ⅱ)						8	9	10	11				
20	希釈剤洗浄器						8	9	10	11				
21	Pu精製液槽						8	9	10	11	11	→	11	
22	溶液受槽							8	9	10				
23	濃縮缶								1-8	1-9	1-10			
24	濃縮液槽										1-10			
25	Pu溶液貯槽											1-10		

Fig. 5.4 Operation Schedule of Mode-2

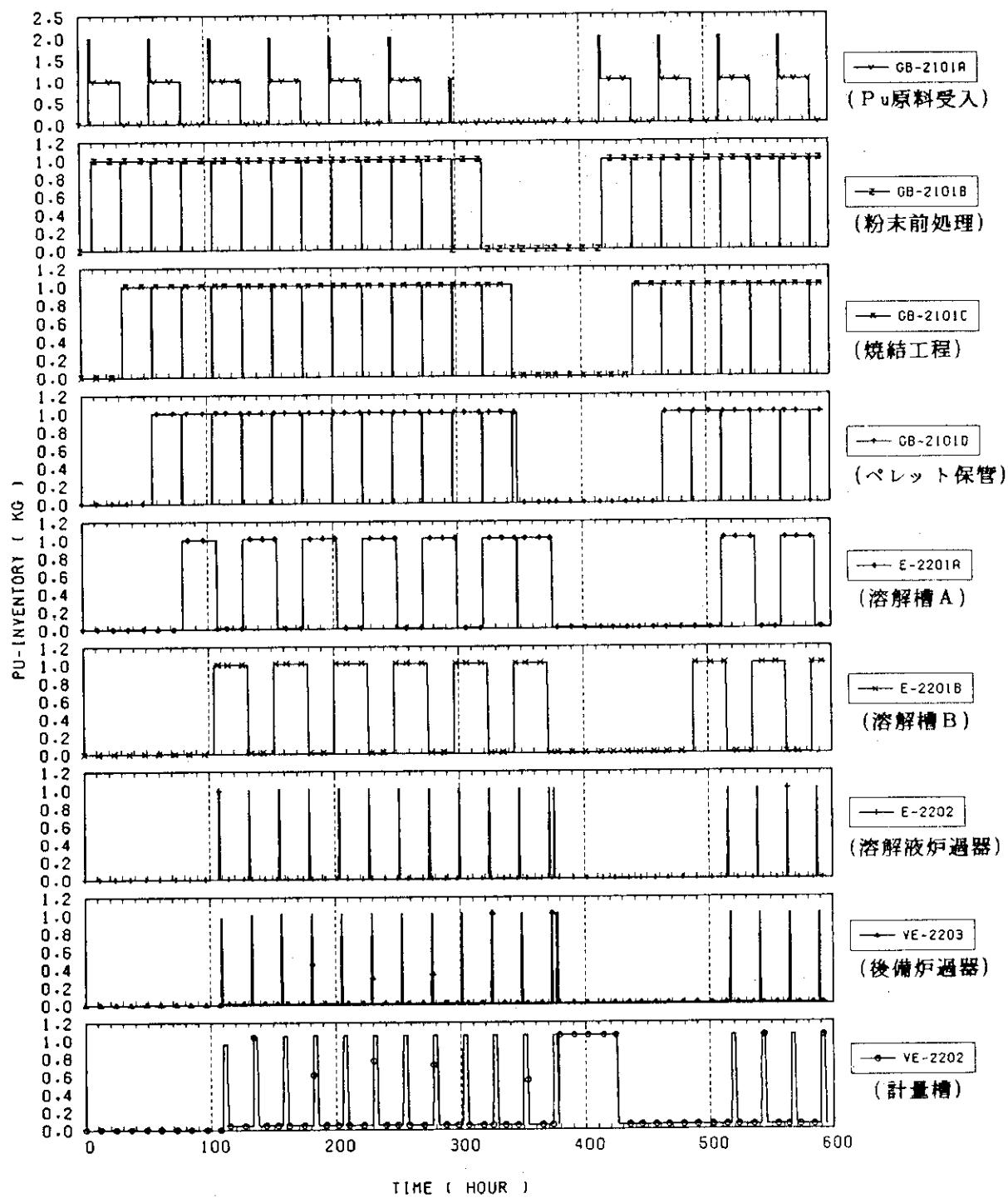


Fig. 5.5 In-process Inventory of Operation Mode-1 Simulated by Modified DYSAS-R·II(1)

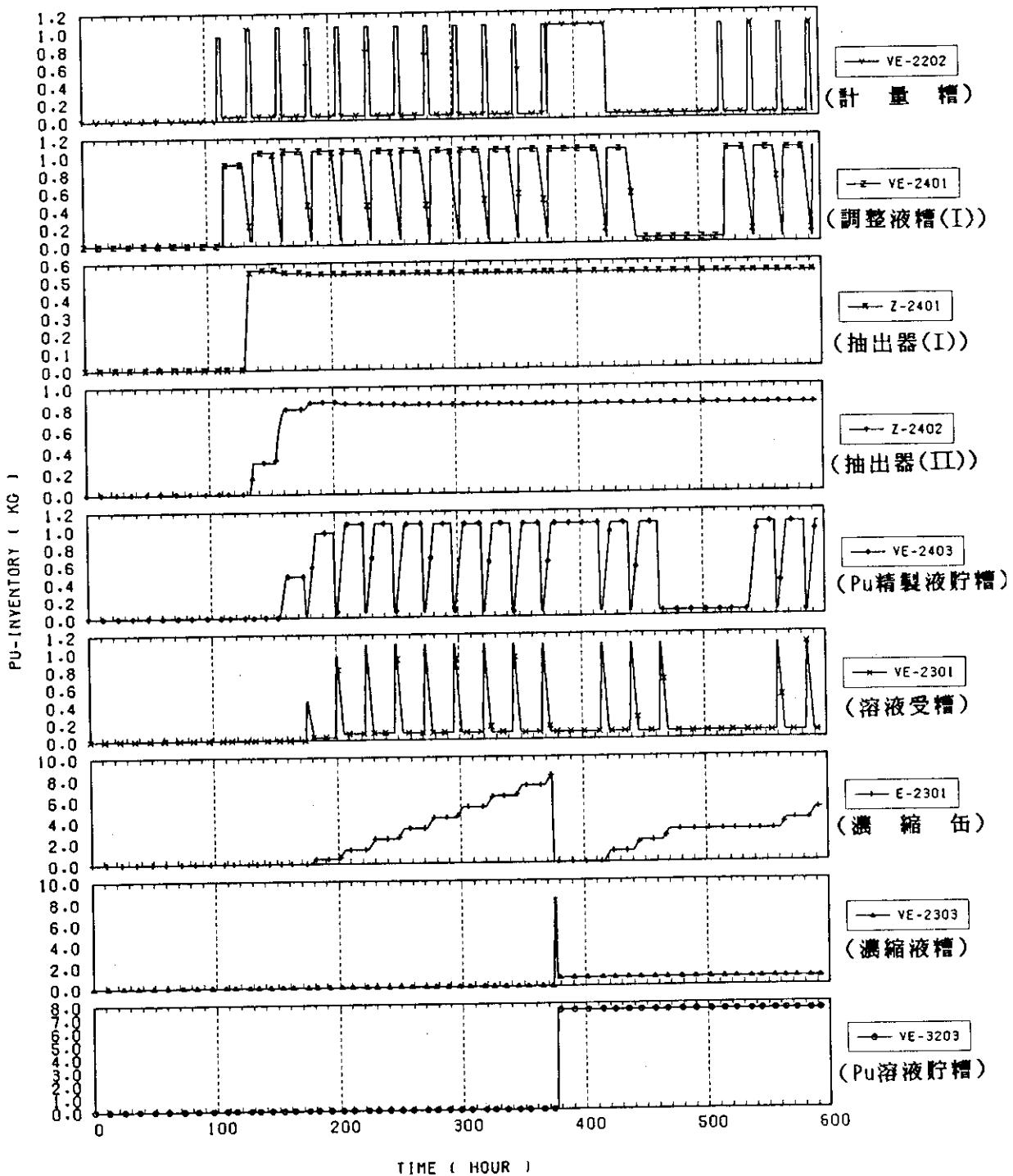


Fig. 5.6 In-process Inventory of Operation Mode-1 Simulated by Modified DYSAS-R·II(2)

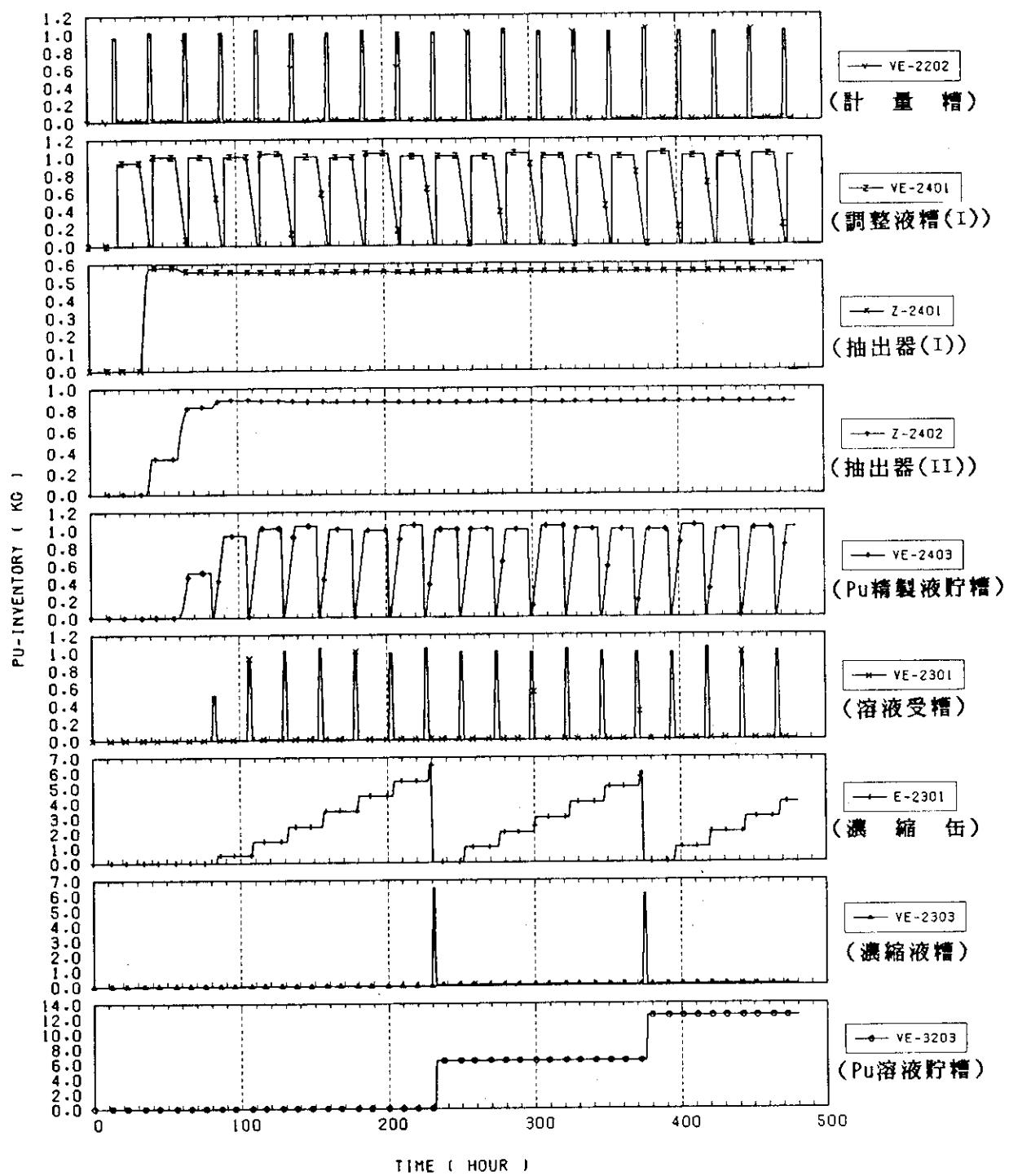


Fig. 5.7 In-process Inventory of Operation Mode-2 Simulated by Modified DYSAS-R.II

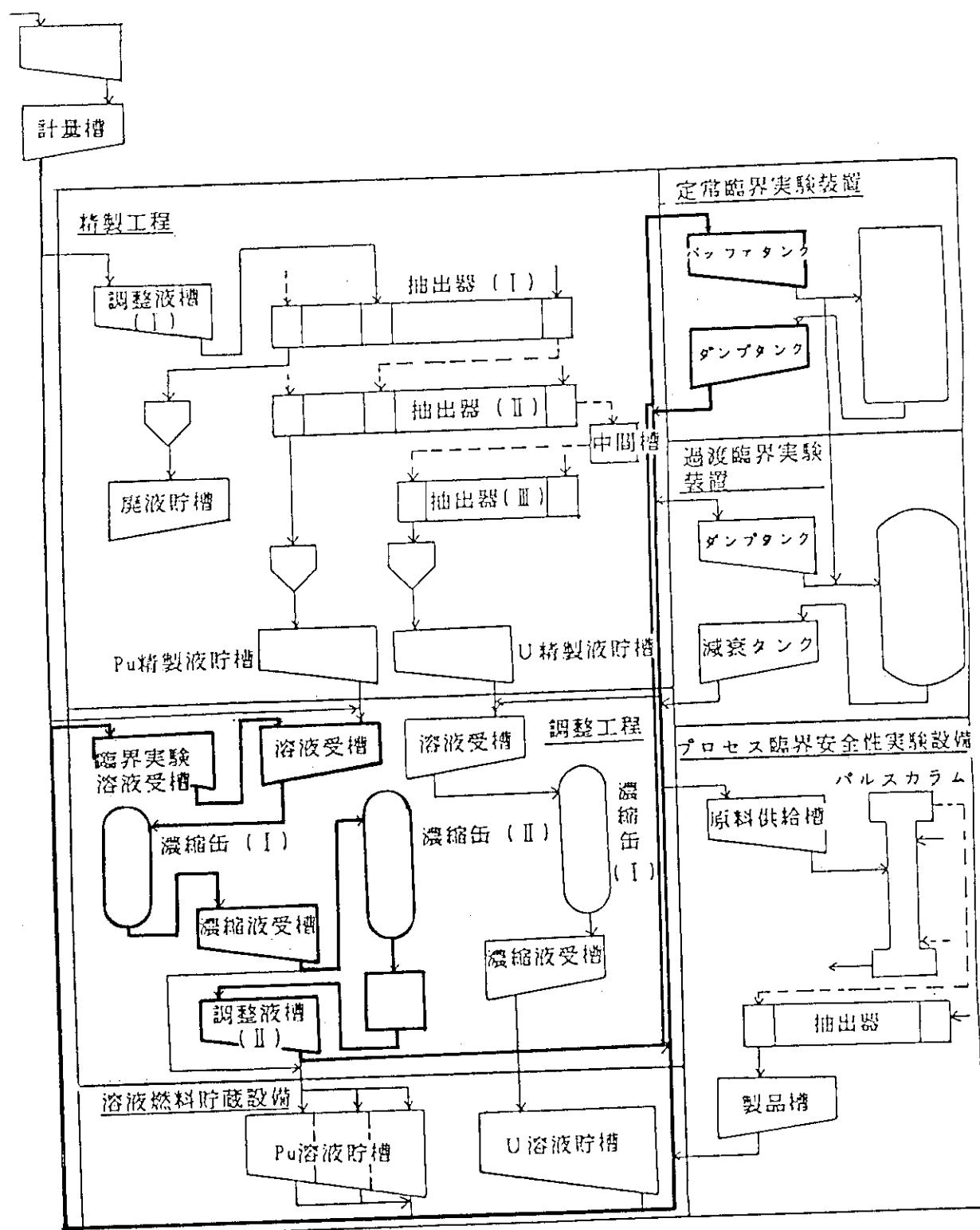


Fig. 5.8 Simulation Model of Operation Mode-3 for NUCEF

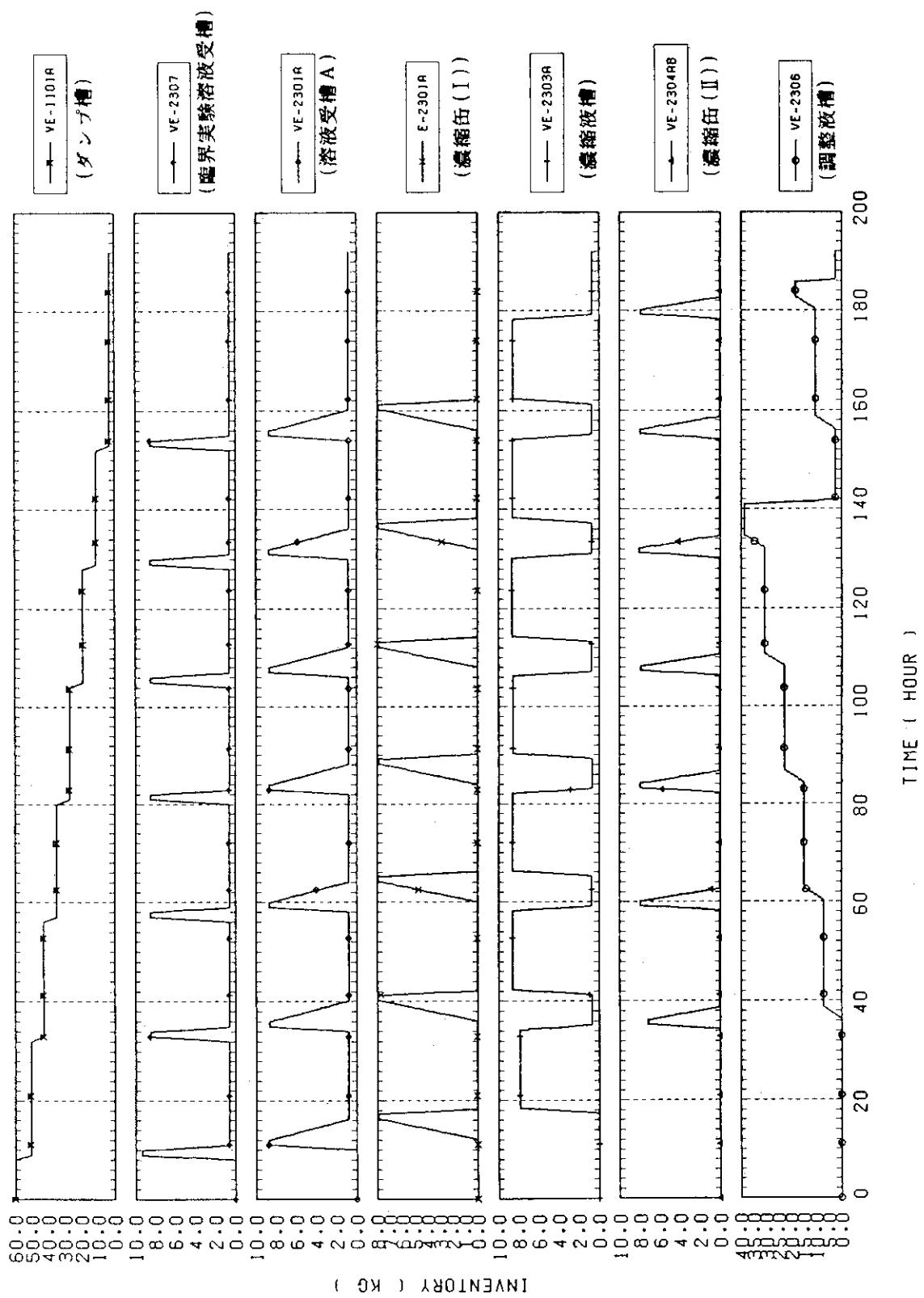


Fig. 5.9 In-process Inventory of Operation Mode-3 Simulated by Modified DYSAS-R.II

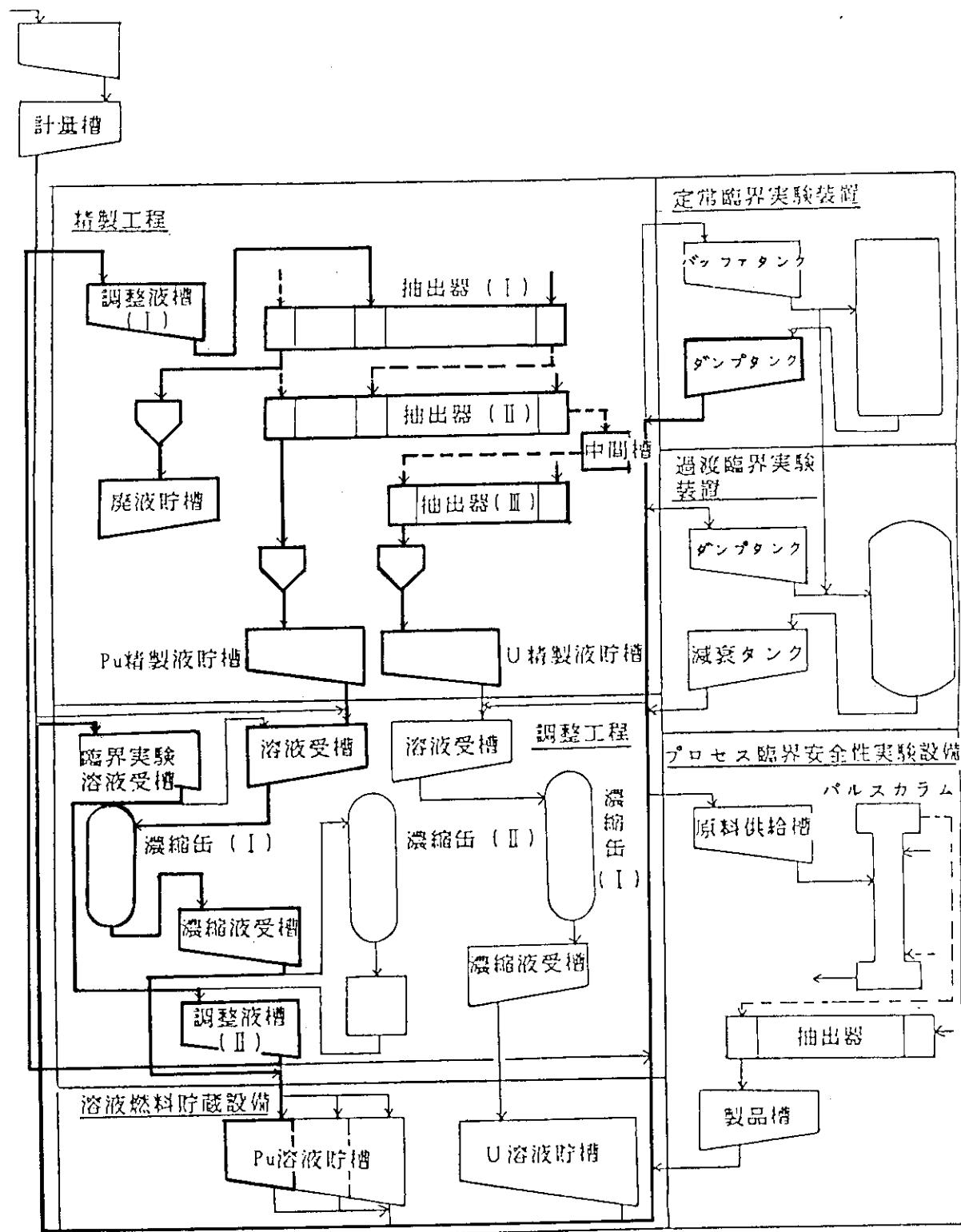


Fig. 5.10 Simulation Model of Operation Mode-4 for NUCEF

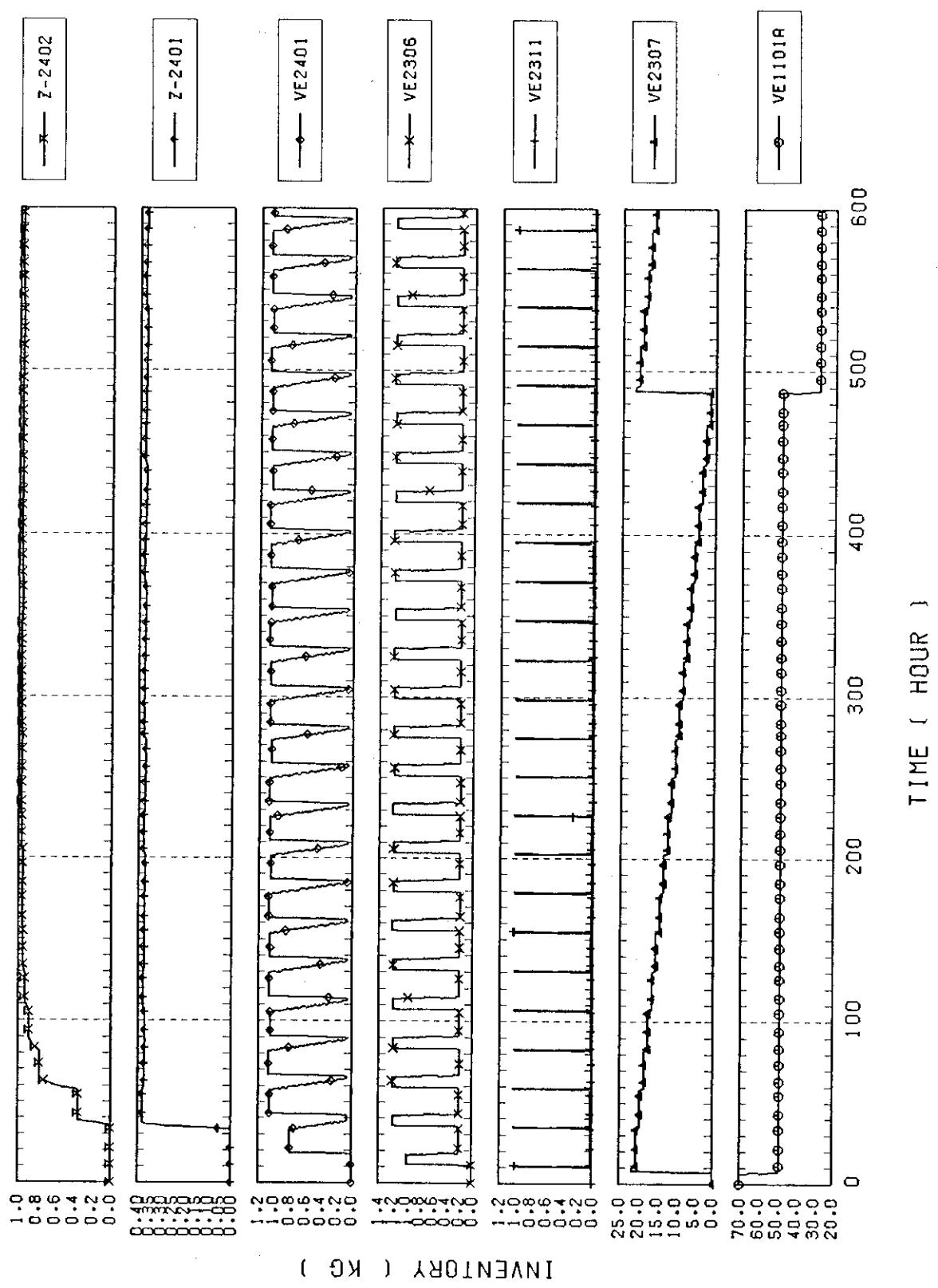


Fig. 5.11 In-process Inventory of Operation Mode-4 Simulated by Modified DYSAS-R-II(1)

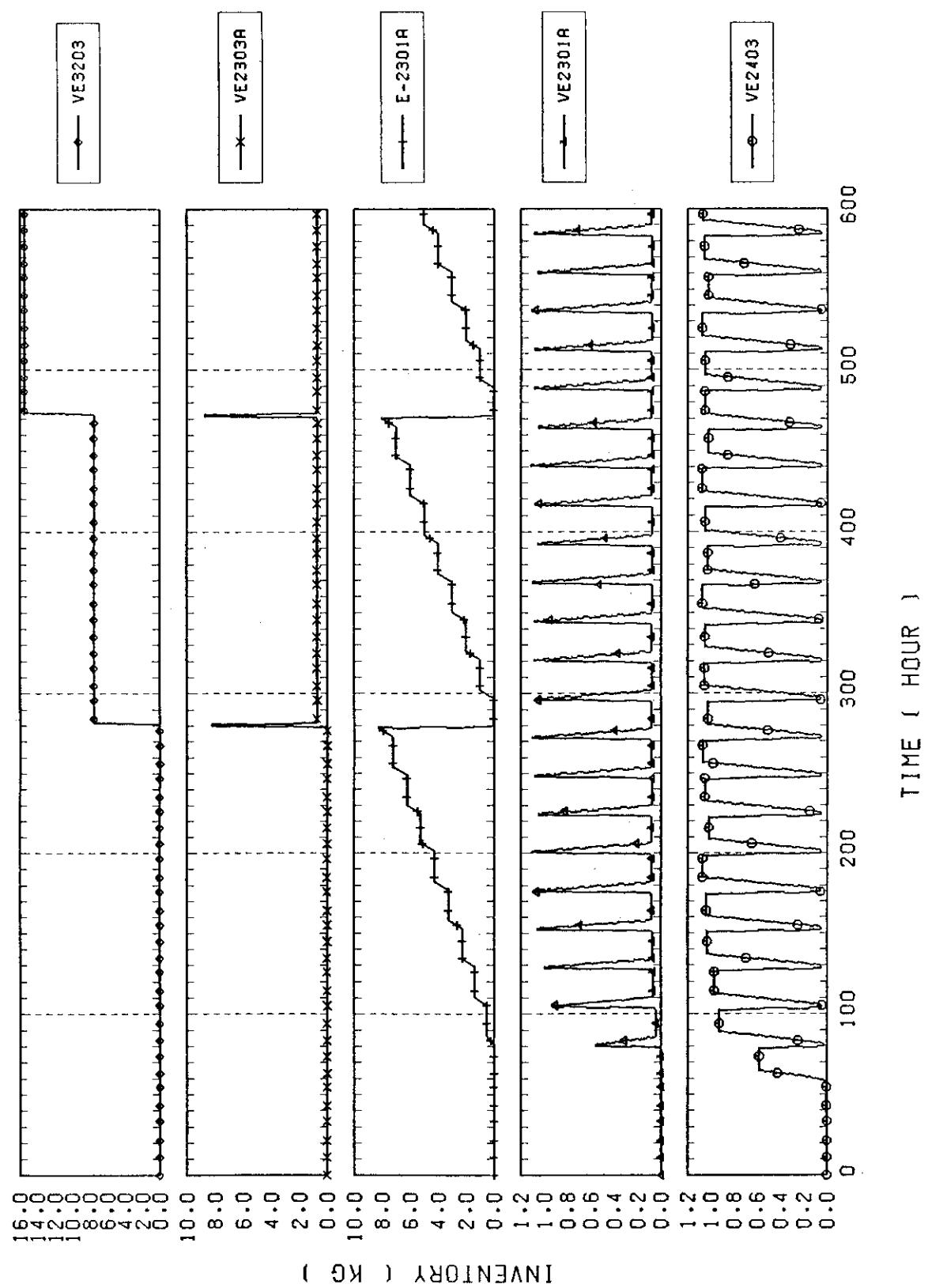


Fig. 5.12 In-process Inventory of Operation Mode-4 Simulated by Modified DYSAS-R.II(2)

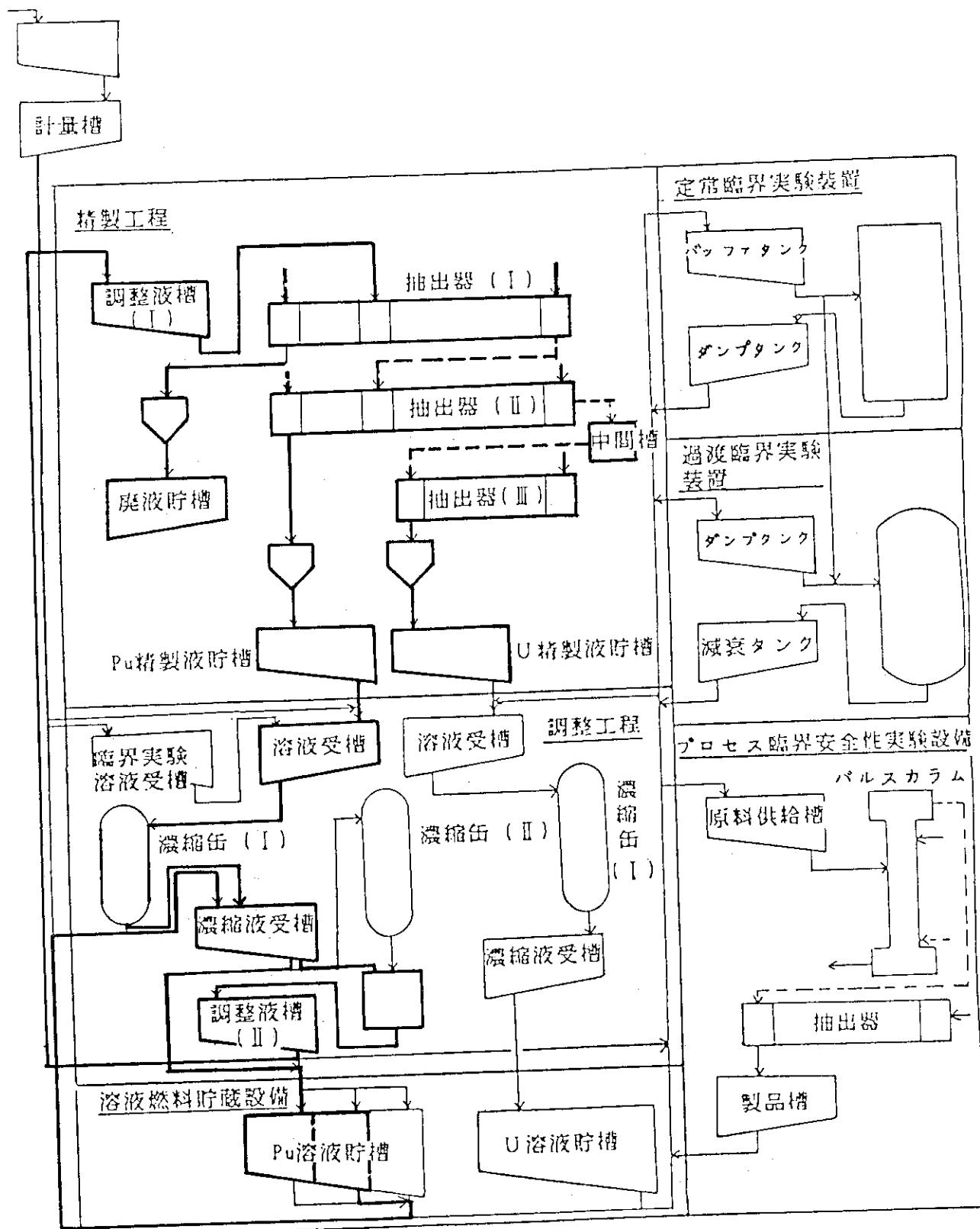


Fig. 5.13 Simulation Model of Operation Mode-5 for NUCEF

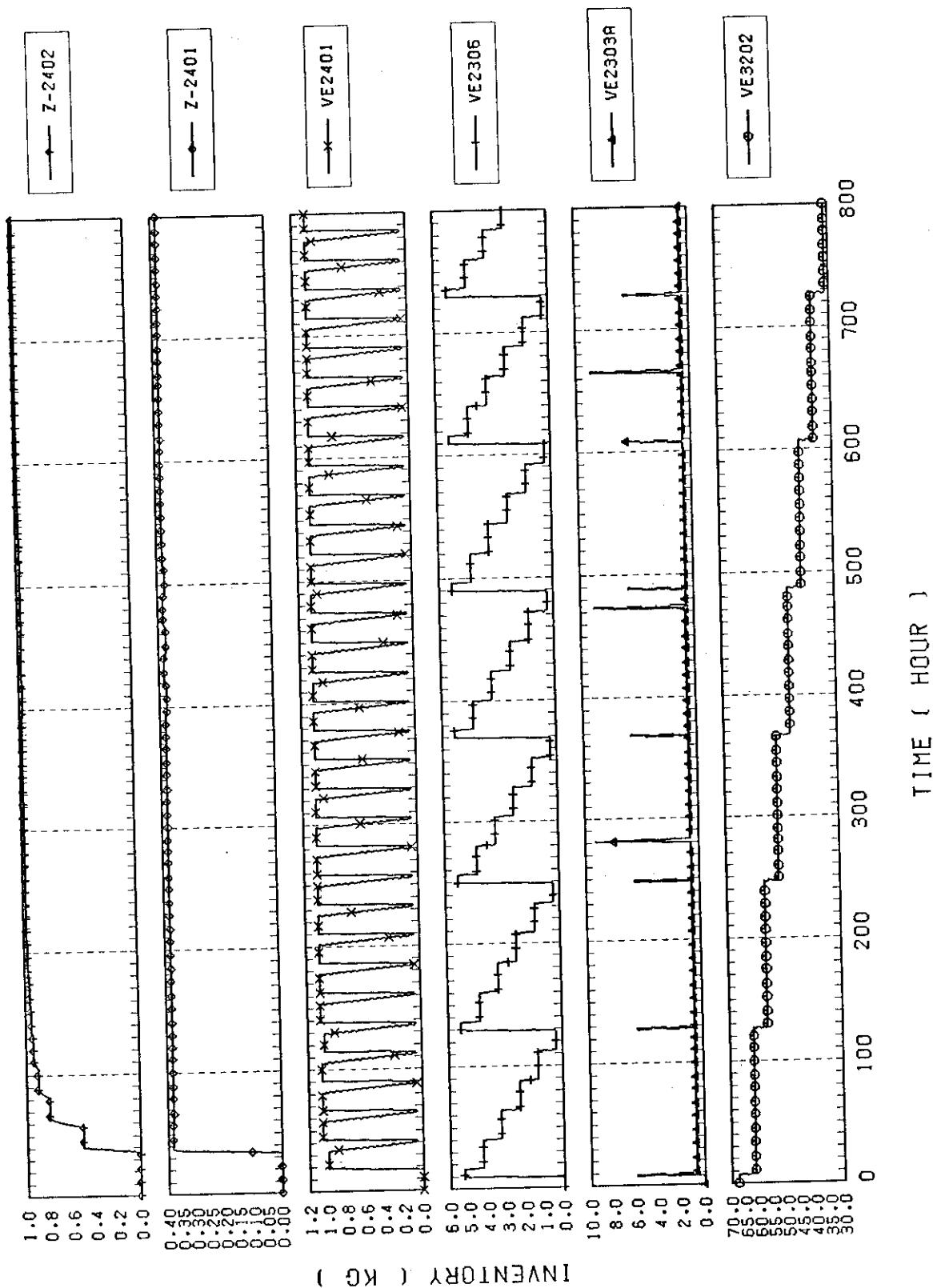


Fig. 5.14 In-process Inventory of Operation Mode-5 Simulated by Modified DYSAS-R.II(1)

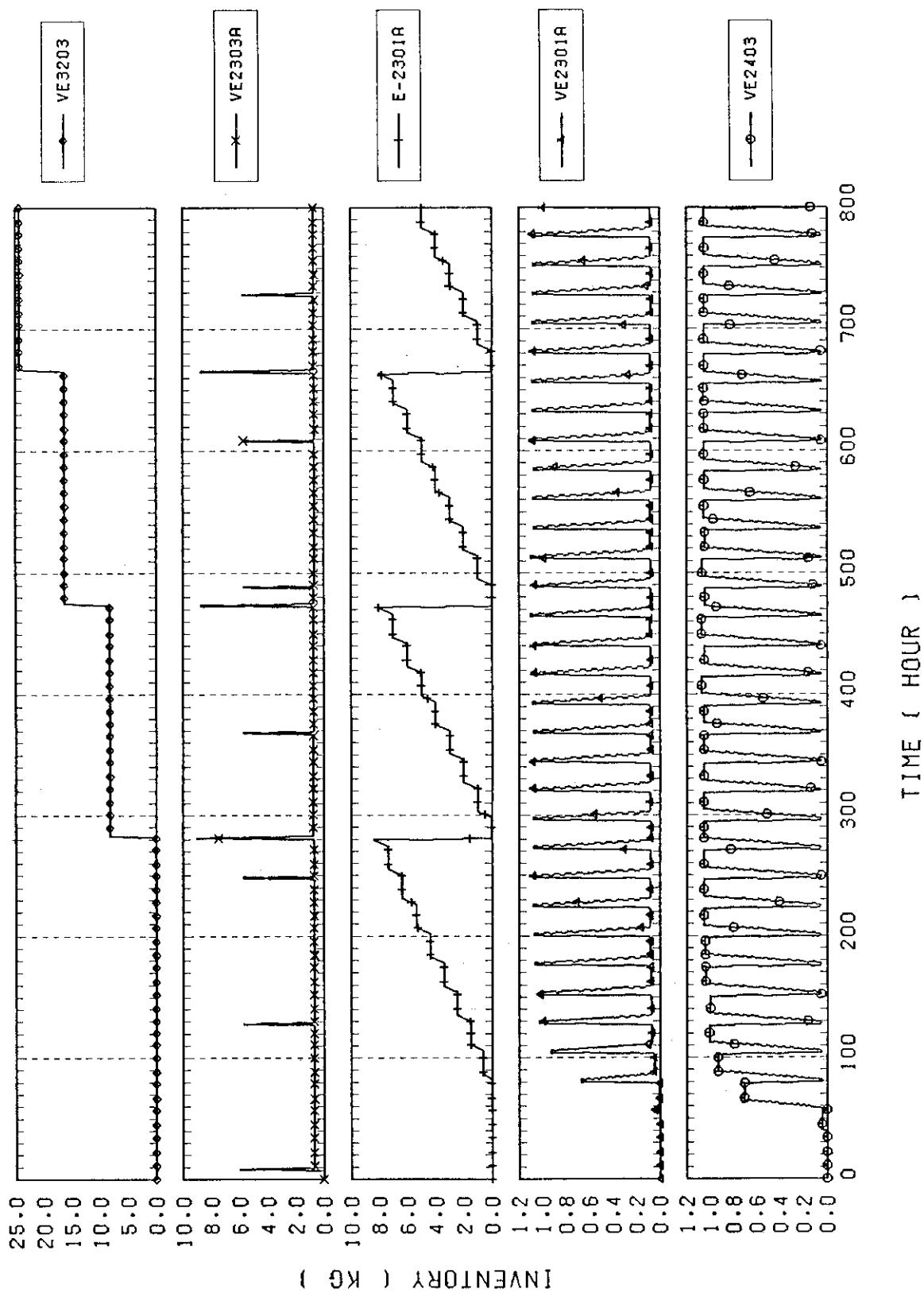


Fig. 5.15 In-process Inventory of Operation Mode-5 Simulated by Modified DYSAS-R.II(2)

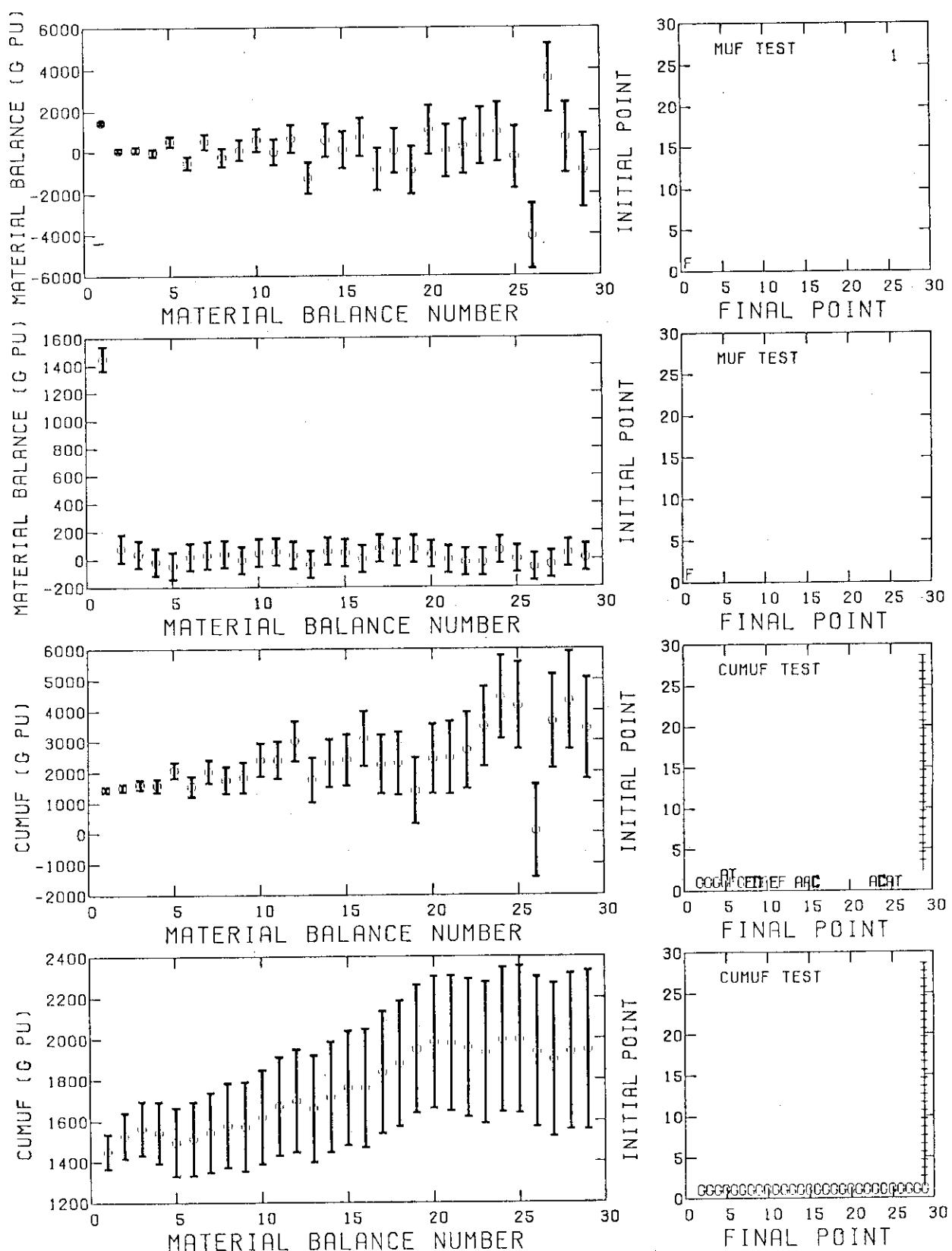


Fig. 5.16 MUF and CUMUF Chart Comparison between SUB-MBAL included Pu Solution Vessel and SUB-MBAL for Operation Mode-2

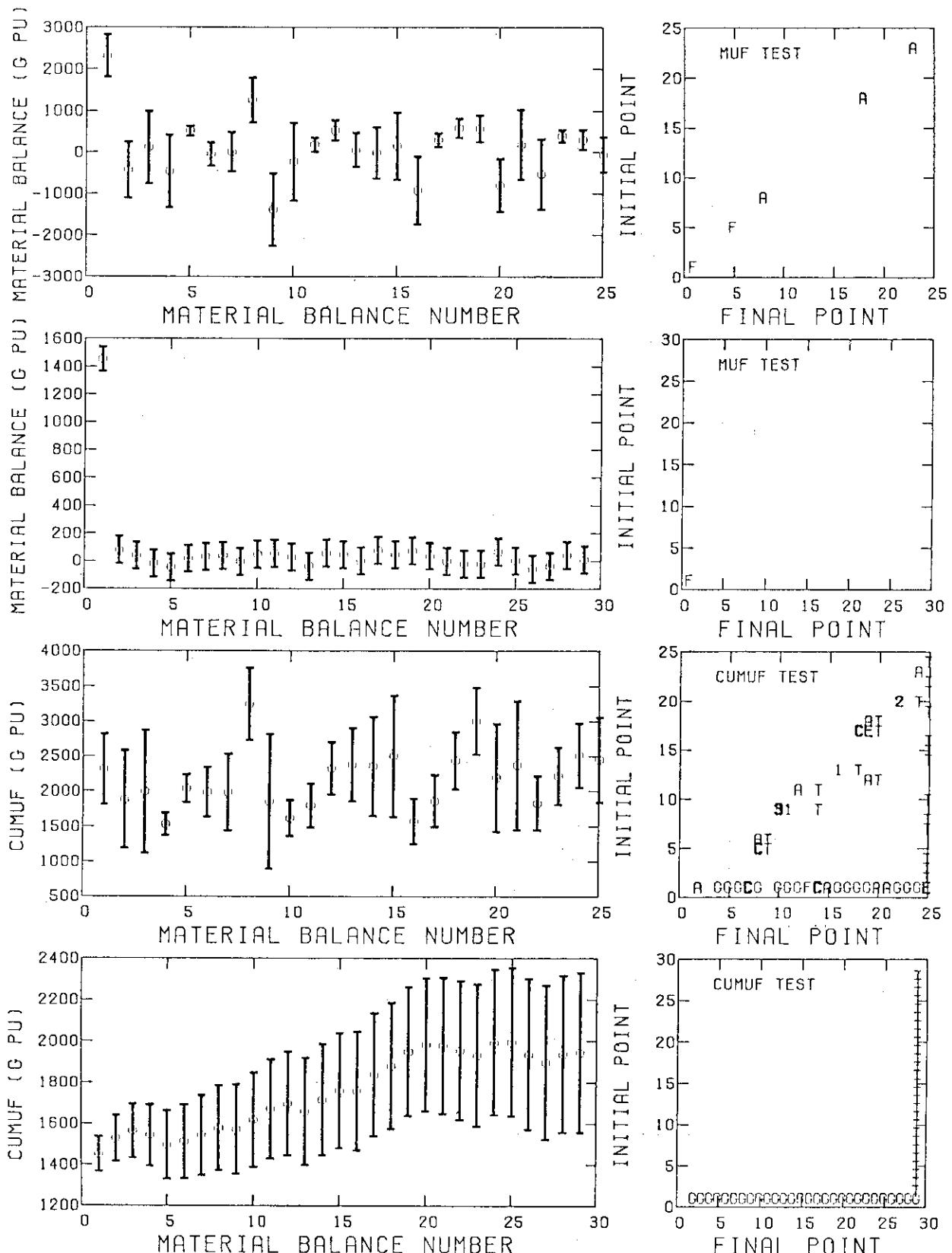


Fig. 5.17 MUF and CUMUF Chart of SUB-MBA1 Comparison between Measuring Evaporator and Measuring Time of Discharge the Evaporator for Operation Mode-2

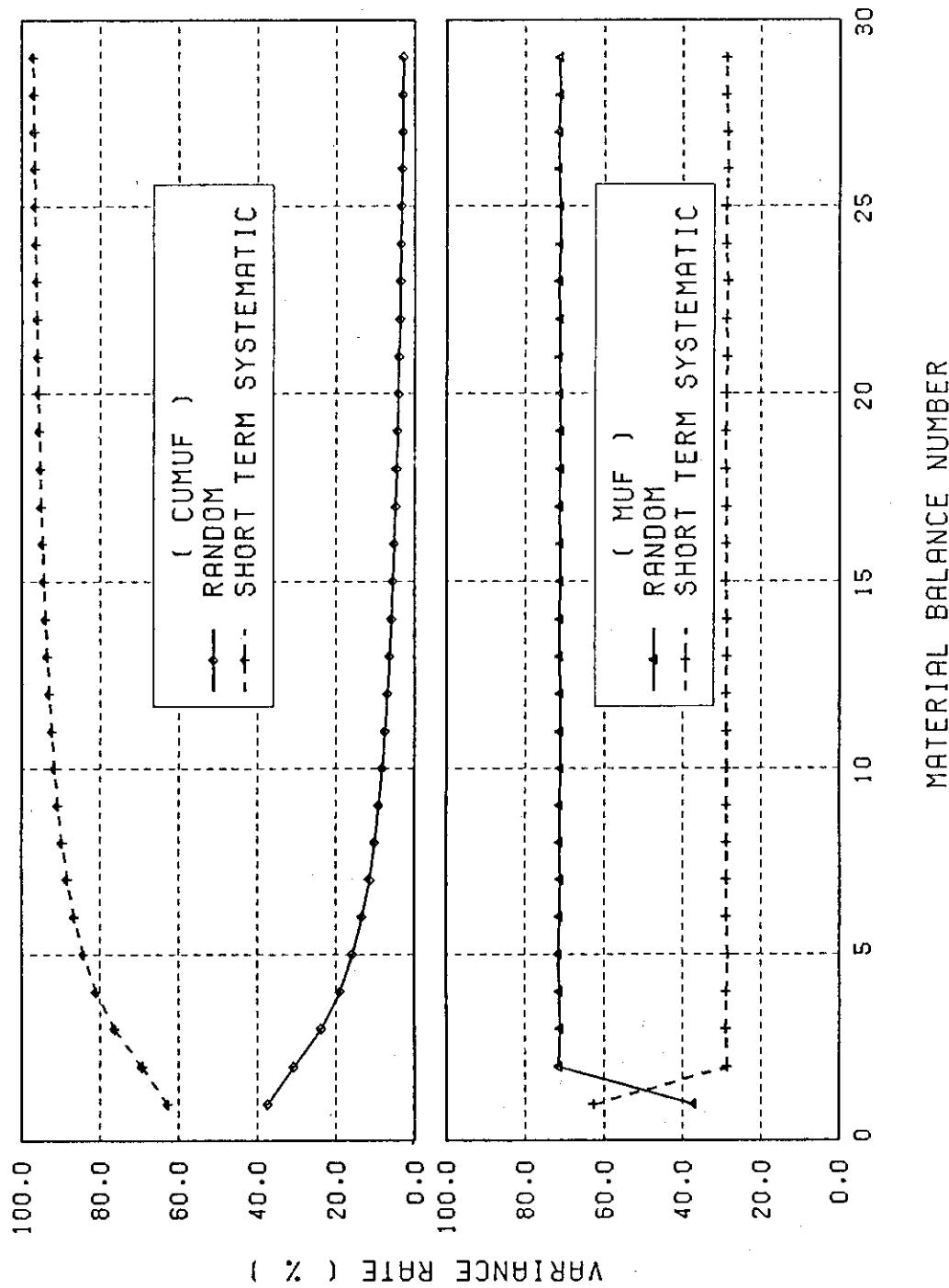


Fig. 5.18 Random and Systematic Error Variance Ratio of MUF and CUMUF Variance for Operation Mode-2

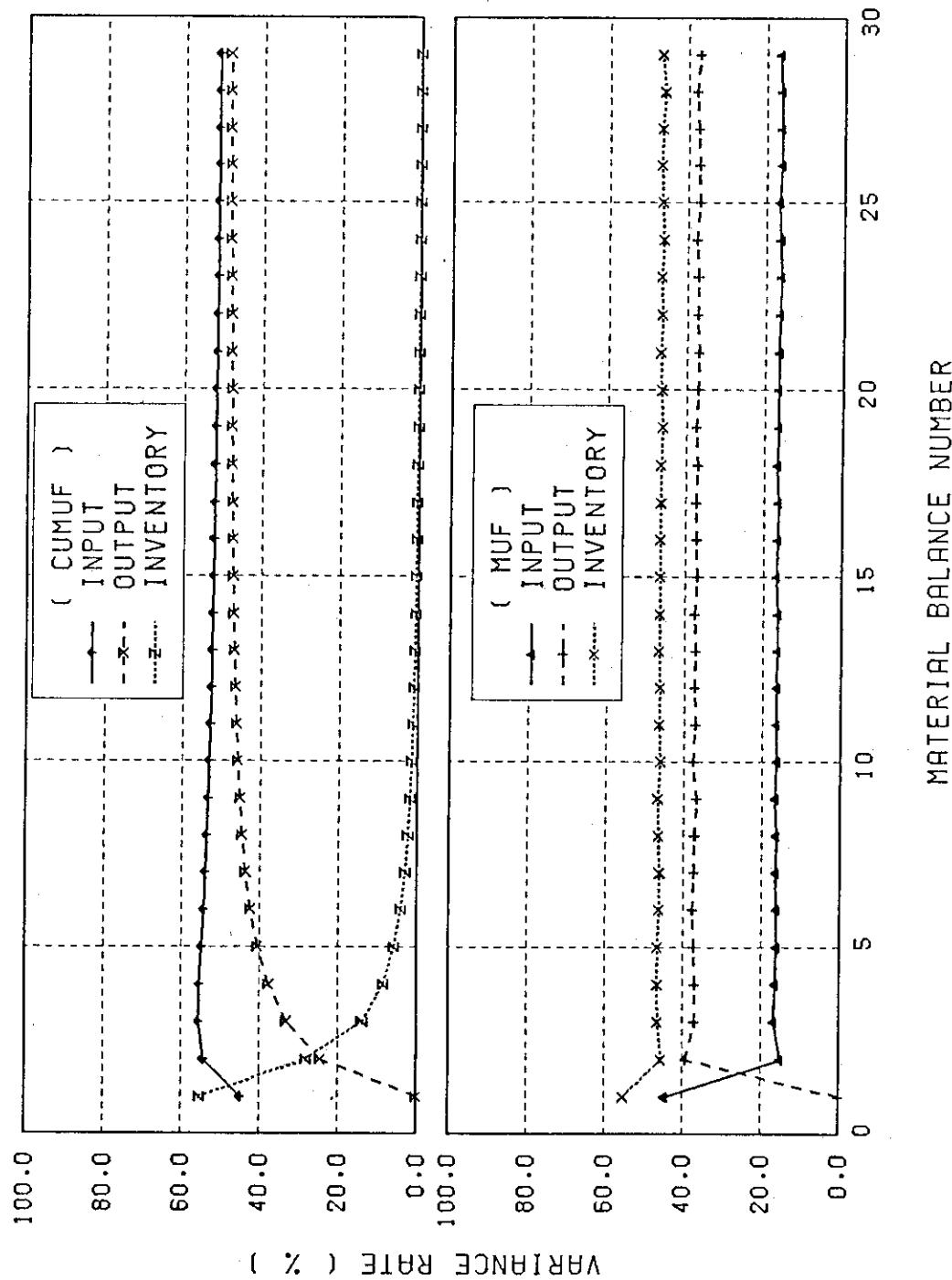


Fig. 5.19 Stratum Variance Ratio of MUF and CUMUF Variance for Operation Mode-2

6. NUCEF を用いた保障措置技術の開発研究

NUCEFを保障措置の観点から考えると、

1. 大量のプルトニウム（実効で約 60 kg）が常駐
2. 核物質が施設内を複雑に移動
3. 核物質が再処理施設のようにワンスルーでない
4. 核物質の形態、濃度が多様

乾式系……MOX粉末、プルトニウム粉末、ウラン粉末

湿式系……硝酸ウラニル、硝酸ウラニル・プルトニウム混合溶液、硝酸プルトニウム
溶液

濃 度 ……U : 1000 g / ℓ, Pu : 450 g / ℓ, Pu + U : 500 g / ℓ

5. 溶液貯槽は一時貯槽であり、核物質が長期間保存されないので、出入りは頻繁である
6. IAEAの言う“バルク取扱い施設”に含まれる
7. 施設内に MOX 燃料処理、再処理、転換、臨界実験系、燃料貯蔵を含み小規模ながら核燃料サイクルを構成する。

という特徴を有し、保障措置の適用条件の厳しい施設となる。しかし、逆の見方をすると、保障措置技術の開発において非常に有用な施設であると言える。この施設を用いて習得できる、臨界管理、工程管理、計量管理、運転経験および実験データ処理・解析技術の全てが、わが国が確立を目指す核燃料サイクルに対して必要不可欠の知識である。保障措置に限って考えても、単体技術として

1. 核物質取扱技術の習得
2. NDA機器の開発・検証・実用試験
3. 計測および運転操作の自動化研究
4. 各種測定機器、操作による誤差の把握と評価
5. 再処理で問題となっているミキサセトラ、パルスカラム溶媒抽出器内在庫量の推定、各種計算コードの検証
6. バルク施設に対するC/S機器の開発と適用研究
7. 米国NRCによる(10 CFR Part 70)の改正で義務づけられるIn-Process Monitoring機器の開発、実証試験および得られたプロセス情報の理用技術の開発研究

等がある。また、施設システムとして、

1. 計量管理、工程管理、N. R. T. MA技術の開発と実証試験
2. In-Process Monitoring システムの開発研究
3. N. R. T. MAの補助手段としてのC/SおよびIn-Process Monitoring データ利用システムの開発、試験
4. 核物質利用状況常時監視システムの開発と実証試験
5. 計測および測定操作による誤差データの連続的評価システムの開発

6. 核物質管理データベースシステムの開発研究
7. AI技術による異常検知システム、AIデータベースシステムの開発と実証試験
8. 核物質管理システムの有効性評価（実施設を用いた転用感度解析）
9. 核燃料サイクル保障措置システムの開発研究
10. その他、臨界、安全、運転管理、システムと連動した総合核物質管理システムの開発、実証試験および費用対効果の分析

等がある。対 IAEAにおいて、

1. パルク施設に対する査察者の計量手法の開発
2. 査察量の低減化、効率化の研究
3. 査察マンパワー、スケジュールの最適化研究
4. N、R、T、MAに対する査察手法の開発
5. データ迅速処理技術の開発およびデータ転送技術の確立、試験
6. 各種測定およびC/Sデータの検認技術の開発
7. 自動遠隔通信システムの実証試験
8. 査察費用対効果の分析

等、非常に有益、かつ必要な多くの技術開発と実証試験を行うことが出来る。この様な施設を保障措置の技術開発研究に各国、国際機関と協力して行うことは独自技術の開発、習得のみならず経済大国として核燃料の平和利用を推進するわが国が国際社会に貢献できる事であると同時に国際社会の一員としての義務であろう。また、この様にハードウェアとソフトウェアの結合した統一的なシステム開発および実証試験が出来る事から、原発事故にみられる巨大システムの信頼性回復に役立つ事にもなると考える。この様な観点から、また、この施設の有効利用と言う事からも保障措置技術の開発研究を一つの柱と考えるべきである。Fig. 6.1 はこのように考えた場合の保障措置技術開発研究の位置づけを示したものである。

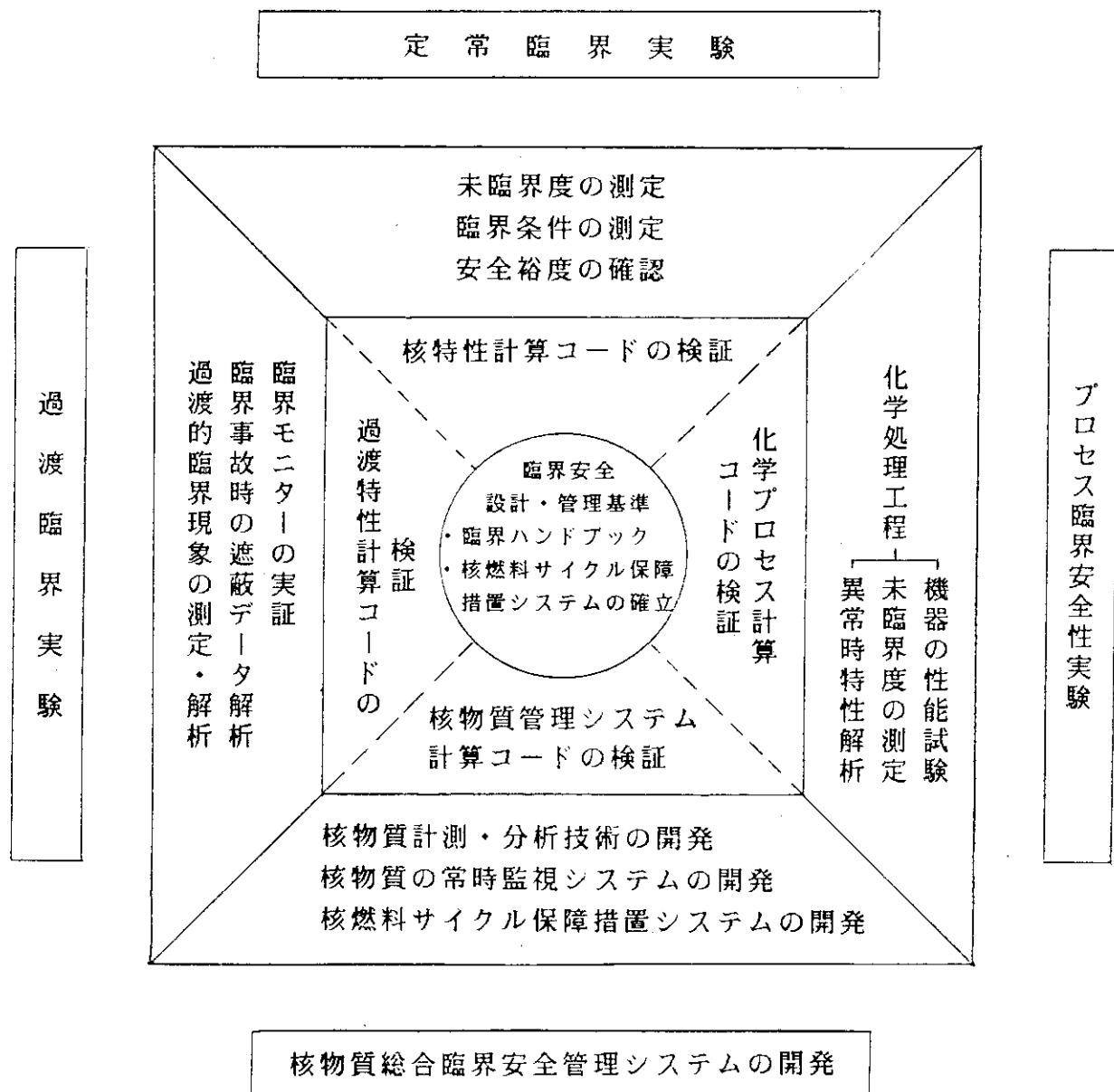


Fig. 6.1 Study of Safety and Safeguards System Using NUCEF

7. 結 言

今回の解析で、施設の限られた範囲ではあるが、ある程度の計量特性の把握と評価手法の確立ができたと考えている。この成果を踏まえて、この解析で仮定したいくつかの制約を除いたフルスケールの解析を実施する必要があり、この解析は、国際機関および関係各国と意見の調整を行なながら、施設の設計、建設と並行して実施すべきである。このような保障措置の観点にたった施設の定量的評価手法は保障措置だけでなく施設設計、運転スケジュールの調整にも役だつものである。ここで開発、適用した技術を個々のプロセスの詳細な検討およびシステム全体がバランスの取れたものとするのに利用することが望まれる。

この解析は、まだ始まったばかりであり、得られたデータも非常に少ない。しかも、今回の解析のベースは詳細設計Ⅱであり、施設の設計変更、TRUSTとの調整、運転モードの選択も含めて、再度施設の検討を実施し、定量的な評価を行うべきである。

謝 辞

本研究の実施に当たり、施設設計情報の収集および工程モデルの開発に際して協力を頂いた三井造船株式会社の井出 孝氏、黒崎 明氏に感謝致します。また、貴重な助言および支援を戴いたNUCEF建設室の課長代理・竹下 功氏に感謝致します。

7. 結 言

今回の解析で、施設の限られた範囲ではあるが、ある程度の計量特性の把握と評価手法の確立ができたと考えている。この成果を踏まえて、この解析で仮定したいくつかの制約を除いたフルスケールの解析を実施する必要があり、この解析は、国際機関および関係各国と意見の調整を行なながら、施設の設計、建設と並行して実施すべきである。このような保障措置の観点にたった施設の定量的評価手法は保障措置だけでなく施設設計、運転スケジュールの調整にも役だつものである。ここで開発、適用した技術を個々のプロセスの詳細な検討およびシステム全体がバランスの取れたものとするのに利用することが望まれる。

この解析は、まだ始まったばかりであり、得られたデータも非常に少ない。しかも、今回の解析のベースは詳細設計Ⅱであり、施設の設計変更、TRUSTとの調整、運転モードの選択も含めて、再度施設の検討を実施し、定量的な評価を行うべきである。

謝 辞

本研究の実施に当たり、施設設計情報の収集および工程モデルの開発に際して協力を頂いた三井造船株式会社の井出 孝氏、黒崎 明氏に感謝致します。また、貴重な助言および支援を戴いたNUCEF建設室の課長代理・竹下 功氏に感謝致します。

参 考 文 献

- (1) 三井造船株；臨界安全実験施設(CSEF)詳細設計(その2)，昭和60年
- (2) IAEA ; Technical Reports Series №213, TASTEX : Tokai Advanced Safeguards Technology Exercise, (1982)
- (3) 井原 均, 西村秀夫, 猪川浩次; 大型再処理施設核物質フローシミュレーションコード(DYSASR-II)の開発, To be published as a JAERI-M report.
- (4) IAEA ; INF CIRC/153 (corrected). The Structure and Content of Agreements between the Agency and States required in Connection with the Treaty on the Non-Proliferation of Nuclear Weapon.
- (5) ~~財~~核物質管理センター；保障措置の有効性評価の手法に関する調査研究Ⅱ，昭和61年3月
- (6) JOPAG/11, 84-PRG-103, Joint Proguramme on the Technical Development and Further Improvement of IAEA Safeguards between the Goverment of Federal Republic of Germany and the International Atomic Energy Agency ; Task A. 6-Safeguards Effectiveness November 1984
- (7) K. Ikawa , H. Nisimura, H. Ihara, J.E. Lovett et al ; STUDY OF APPLICATION OF NEAR-REAL-TIME MATERIALS ACCOUNTANCY TO SAFEGUARDS FOR REPROCESSING FACILITIES , JAERI-M 83-158 ; September 1983
- (8) S. B. Watson and R. H. Rainery : Modifications of the SEPHIS Computer Code for Calculating the Purex Solvent Extraction System, Oak Ridge National Laboratory report TORNL-TM-5123 (December 1975)
- (9) A . Alan B.Pritsker ; THE GASP-IV SIMULATION LANGUAGE , John and Wiley Sons, 1974
- (10) NRC ; Poroposed NRC Regulation , 10 CFR PART 70, Material Control and Requirements, Facilities Processing Formula Quantities of Storategic Special Nuclear Material, 1984