PNCT J145 84-01

2523

社内一般

41

核物質管理の国際動向に関する調査

——国際保障措置実施及びそれに係る保障措置技術開発の動向——

1984年3月

財団法人 核物質管理センター

この資料は，動燃事業団社内における検討及び周知を目的とする社内資料です。刊行物に引用する場合は，事業団の承認が必要です。

社内一般
PNCT J145 84-01
1984年3月

核物質管理の国際動向に関する調査※

― 国際保障措置実施及びそれに係る保障措置技術開発の動向 ―

落合　健一※※　菊地　昌広※※　佐藤　雄二※※

要　　旨

本報告書は，IAEA保障措置の実施状況，実施に係るIAEA指針の現状を調査するとともに，保障措置アプローチの改善を含めたSAGSIの活動，保障措置技術開発等の動向を調査したものである。

1982年の保障措置実施に関し、IAEAは「保障措置の対象となる核物質の転用が行われた事を示唆するような異常は検知されなかった」と結論している。

保障措置アプローチの改善に関し，SAGSIは，核燃料サイクルを考慮したアプローチを調査している。

保障措置技術の開発については，査察適用との関連で計量技術，封じ込め／監視技術開発の動向を調査した。

※　本報告書は，（財）核物質管理センターが動力炉・核燃料開発事業団の委託により実施した研究の成果である。

※※　企画部開発課

OFFICIAL USE ONLY
PNCT-J 145 84-01
March, 1984

The Survey on the International Trends of Nuclear Material Control*

- Implimentation of International Safeguards and Development of Safeguards Approaches and Technology -

Kenichi Ochiai**, Masahiro Kikuchi** and Yuji Sato**

Abstract

This report mainly represents the results of survey on the implimentation of IAEA safeguards, activities of SAGSI containing the study of safeguards approach, and development of safeguards technology.

The Agency commented that they did not detect any anomaly which would indicate the diversion of a significant amount of safeguarded nuclear material in 1982, in SIR.

SAGSI has been started the investigation of safeguards approach considering characteristics of regional nuclear fuel cycle.

Recent advance on safeguards technology was also surveyed.

---

* Work performed by Nuclear Material Control Center under contract with Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation.

** Development Section, Planning Division

ま　え　が　き

本調査は，動力炉・核燃料開発事業団の委託を受け，(財)核物質管理センターがとりまとめを行ったものである。

本年度は，国際保障措置の実施状況と保障措置アプローチを含む保障措置技術の動向を調査した。特に，近年の世界的な原子力活動の進展に伴う原子力施設の増大に対応して，核燃料サイクルを考慮した保障措置アプローチについてはIAEAのSAGSIでも検討されているところである。これを中心としてSAGSIの全般的な活動の調査については，三菱金属(株)取締役萩野谷徹氏に，また保障措置技術に関しては，封じ込め/監視の基本概念を含めた技術の進歩と動向の調査について，日本原子力研究所・保障措置技術研究室長黒井英雄氏に御協力をいただいた他，多くの方々にも御助力をいただいた。

なお，本研究を委託された動力炉・核燃料開発事業団からも適切な御指導をいただきたい。

ここに，これらの方々に心から厚く御礼を申し上げる次第である。

昭和59年3月31日

(財)核物質管理センター

専務理事　　倉 本 昌 昭

目　　　次

第 1 章　序 …… 1

第 2 章　IAEA保障措置の実施状況 …… 5
2. 1　IAEA保障措置の実施状況 …… 7
2. 1. 1　実施状況の概要 …… 7
2. 1. 2.　保障措置の範囲 …… 7
2. 1. 3.　1982 年の成果 …… 8
2. 2　IAEAの指針 …… 10
2. 2. 1　保障措置の目的 …… 10
2. 2. 2　転用探知に関するIAEAの指針 …… 11
2. 2. 3　施設に期待される計量標準 …… 12
2. 2. 4　核物質の国内計量管理システムに関する指針 …… 12
2. 3　IAEA保障措置機器 …… 13
2. 3. 1　現有機器の状況 …… 13
2. 3. 2　今後の計画 …… 14
2. 3. 3　1983〜1988 年の必要機器予測方法 …… 17
2. 4　IAEA主催主要会合の結果 …… 22

第 3 章　SAGSIの活動と国際保障措置 …… 27
3. 1　国際保障措置の適用 …… 29
3. 2　SAGSIの開催とその検討内容 …… 31

第 4 章　保障措置技術開発状況の調査 …… 61
4. 1　IAEA支援プログラムの状況 …… 63
4. 1. 1　はじめに …… 63
4. 1. 2　対IAEA保障措置支援計画 …… 63
4. 1. 3　各国の対IAEA保障措置支援計画の動向 …… 70
4. 2　保障措置技術開発の現状と動向 …… 103
4. 2. 1　はじめに …… 103
4. 2. 2　プルトニウム測定技術 …… 103
4. 2. 3　封じ込め・監視技術 …… 110
4. 2. 4　査察システムの最適設計 …… 122

第 5 章　保障措置をめぐる国際関係の動き ……… 131
5. 1　IAEA関係 ……… 133
5. 2　日　　本 ……… 135
5. 3　米　　国 ……… 136
5. 4　ソ　　連 ……… 137
5. 5　中　　国 ……… 137
5. 6　そ の 他 ……… 138

付　　録 ……… 139
海外出張報告書 ……… 141

第1章　　序

第1章　　序

1983年は，米国のIAEAへの復帰で幕が上がり，中国のIAEAへの加盟で幕が降りた感がある。米国は，1982年9月の年次総会で退場して以来，一時はIAEA脱退も辞さないと表明したこともあったが，1983年2月の理事会に,少くとも表面的には平穏に復帰した。これは，IAEA保障措置体制にとって1つの試練であった。しかしながら，1982年度のIAEA保障措置実施報告書は「1982年には，前年と同様，保障措置の対象である施設等の不正使用及び核物質の転用が行なわれた事を示す異常は探知されなかった」と述べている。このことは，ある意味で現行の保障措置体制が根付いてきたことを示すのかも知れない。保障措置技術の開発においても，INFCE直後の華やかな時期を経て地道な開発へと移りつゝあり，今やConcepts of Safeguards ApproachからImplementation of Approachの時代となってきたと感想を持つ人もいる。

本報告書においては，まず，IAEA保障措置の実施状況の概要を第2章で述べる。

1982年は約50カ国（核保有国3カ国を含む）の500の施設で査察が行われた。施設の数は前年と同じであるが，査察回数は約1,700回（前年1,400回），約6,300人・日（前年5,060)で約25%の増加となっている。この間査察員の増員はほとんどなくIAEAとしては増員を要望しているといわれる。

この章では，他にIAEAの指針，IAEAの必要機器，1982年に開催されたアドバイザー会合等の概要を記述した。必要機器については，SAGSIの活動において，1983年に，核燃料サイクルを考慮した保障措置アプローチの調査をSAGSIが行った際に，この作業の1つとしてIAEA事務局に試算させたものである。このSAGSIの活動については，SAGSIが設立以来果してきた役割と現在の活動状況について第3章で記述した。SAGSIの活動については，従来よりその要性については認識されていたものの，国内的にはあまり紹介されていないようであり，まとまった形で紹介されたのは今回が初めてではないかと思われる。

第4章では，保障措置技術開発の現状を記述した。各国が実施しているIAEA保障措置技術支援計画は，最近支援国も増え，またプログラム内容も豊富になってきているが，相互に類似の技術開発を行っている例もあり，相互間の調整等の必要があるとして，今回第1回の調整会合がIAEAの提唱で開催され，今後も継続して行なわれることになった。

第5章で，保障措置に関する国際関係の動きを各国別にまとめてみた。トピックスとしては，ソ連がIAEAの査察受け入れを承諾したことと，核保有国である中国がIAEAに加盟したことである。今後の中国の動きが注目される。

最後に付録として，海外調査の結果を記載した。

第２章 IAEA保障措置の実施状況

第２章　IAEA保障措置の実施状況

2.1　IAEA保障措置の実施状況

IAEA（国際原子力機関）は，毎年保障措置を実施している締約国の原子力施設についての査察結果と各国からの計量管理記録の報告とに基づいて解析・評価の結果を保障措置実施報告書としてまとめ，理事会に報告している。保障措置の実施状況については，IAEAの年次活動報告書の中でもその概要を記載している。現在報告されている内容は前年度，即ち1982年度の状況についてであるが，その概要を以下に述べる。

2.1.1　実施状況の概要

1982年の実施報告書によると，約1,700回（前年1,400回，以下同様）の査察が500(500)の原子力施設において行なわれた。対象となった国は非核保有国が46（47）ケ国，核保有国が3(3)ケ国であった。6,000（2,700）以上の各種含有量の核物質単位体がNDAで測定された。6,000（4,000)以上の封印が適用され，検認された。約1,000万（800万)枚の写真が自動監視システムで撮影された。保障措置分析所は約870（890)のプルトニウムとウラン試料を分析し約1,870（1,810)の分析結果が統計的に評価された。約700（700）施設についての計量報告書を受領した。更に655,000（345,000)件のデータエントリーがIAEAのコンピューターで処理され，蓄積された。

査察活動及び評価活動の精度は，406（230）件の，大部分は些細なものであったが，異常が発見されたという事実が示している。これらの件については，その後の調査又は検査によって全て十分に解明されている。しかし，その中で２つのケースについては結論が下せなかったとしている。この２つのケースというのは原子炉プラントに関するもので，現在，効果的な検認を行う技術手段についてIAEAと合意が成立し，それに基き継続して査察が実施されている。

約6,300（5,060）人・日の査察が行われ，これは前年度に比べて26%の増加である。

こうした膨大な査察結果に基づき，IAEA事務局は「保障措置適用核物質の有意量の転用を示す異常は認められず，また保障措置下にある原子力施設または設備は核兵器の製造あるいはその他の核爆発装置の製造もしくは未知の目的のために利用されたことも認められなかった」と結論づけている。

1982年末現在，IAEAの保障措置下にある核物質量は，核保有国の自発査察受入れ施設のものを除き，分離プルトニウムが6ｔ（5ｔ），高濃度ウランが10ｔ（10ｔ），使用済燃料中のプルトニウム83ｔ（71ｔ），低濃縮ウランおよび核原料物質（天然ウラン，劣化ウラン，トリウム）が42,000ｔとなっている。

2.1.2　保障措置の範囲

1982年末現在，保障措置協定を発効させている国は90（87）カ国である。保障措置が実

際に適用されているのは非核保有国が50（49）カ国と核保有国が3(3)カ国である。残りの国は原子力活動が未だ報告や検認活動を必要とする段階に達していない。

ベトナムが1982年6月にNPTに加盟し，NPT加盟国の総数は119カ国となった。このうち3カ国は核保有国である。

1982年末には，ＮＰＴの枠内で締結された70の保障措置協定が実施された。ＮＰＴ加盟の非核保有国116カ国のうち38カ国は未だＮＰＴ条約第3条第4項に基づく保障措置協定を結んでいない。IAEAの知る限りではこれらの国はいずれも顕著な原子力利用が行われていない。

1982年末には，INFCIRC/66/Rev. 2文書に基づく保障措置協定が次の非核保有国で発効した。即ち，南アフリカ，アルゼンチン，ブラジル，チリ，キューバー，スペイン，インド，イスラエル，パキスタン，北朝鮮，ベトナムである。この11カ国のうち7カ国は，その原子力活動が既存の保障措置協定でカバーされた。残りの4カ国は，核保有国と同様に，核兵器に利用できる核物質を製造可能な，保障措置の適用されていない施設を運転中もしくは建設中である。

1982年末には440（422）施設が保障措置下におかれ，核保有国が自発的な査察協定に基づきIAEAの査察に提供した5施設を別にして，これらの施設には保障措置適用の核物質があった。更に404（422)カ所の，少量の核物質を保有している施設サイトがあった。

2.1.3　1982年の成果

(1)　保障措置の実施

人員の増強，保障措置実施の改善，IAEA本部との調整，各国の協力などにより，いくつかの分野で成果が得られた。この結果，

○　査察数，C/S手段の適用，測定数及びデータ処理が著るしく増大した。こうした成果は，人員増がそれほどでもなかったにもかかわらず成し遂げられたものである。

○　IAEAの保障措置活動の効果性は1982年も引続き増大した。

○　1981年と比較してＮＤＡ測定が行われた査察数は，1982年は50％増加した。

(2)　保障措置開発及び技術支援

定期的に使用する装置の調達，文書作成，保守，修理及び供給計画は，この分野における需要の増大に合わせて行われた。定常業務として，シールの準備及び検査，監視フィルムの開発及び検査，収去した試料の輸送及び分析，ガンマ線スペクトロメータデータの解析を行った。特記されることは，

○　保障措置目的で収去したプルトニウム含有試料の輸送改善のために設計されたプルトニウム空輸用の特別の容器（PAT−II)が利用可能となった。しかし，一部の加盟国ではこの容器を使用するための許認可がおりていない。

比較的多くの設備（これらの大部分は各国のIAEA保障措置支援プログラムの枠内で開発されている）が使用条件下で試験され，評価された。以下のものがある。

○　軽水炉の新燃料集合体のU－235の測定のための中性子同時計数器

○　六フッ化ウラン計量システム

○　マイクロプロセッサーによって制御されるCCTV 監視ユニット及び新型フィルムカメラ

○　照明下でも操作可能なチェレンコフ光測定装置

○　光ファイバー電子封印

査察活動のための特別の保障措置アプローチの設計で成果が得られた。その中で注目に値するものは

○　再処理，高濃縮ウラン，ＭＯＸ燃料製造，超遠心分離法によるU－235濃縮プラントなどのセンシティブな施設の保障措置アプローチの開発および改善に特別な注意が払われた。こうしたウラン濃縮工場の場合については，産業上の秘密に属する情報を含んでいるプロセスへの保障措置適用のために「限定された頻度での通告なしの接近」の概念が開発された。

この他に，保障措置の適用を容易にするための原子力施設の設計指針，改良保障措置としてのＮＲＴ計量管理の開発など成果が得られている。SEAM（保障措置有効性評価メソドロジー）の開発が継続中である。

(3)　保障措置に関する情報の処理及び評価

利用者に対するサービスの質，タイムリネスに関して，保障措置データ処理コンピュータ化に著しい改善がなされた。これにより各国が提出した報告書及び査察のデータを予定期間内に評価することが可能となった。

○　1982年末には，IAEAの保障措置情報システム（ISIS)データベースは約200万件の記録（計量，設計，査察その他データ）を含んでいる。

INFCIRC/153(修正版）及びINFCIRC/66/Rev. 2文書に基づいた保障措置協定に従ってIAEAが各国に対して行うべき査察報告の処理及び声明の作成が引き続き改善された。

○　シール及び監視に関する査察報告データの品質保証チェックが定常的に行われた。

○　コンピュータ処理データは，統計の目的，管理及び評価のために増々頻繁に利用された。コンピュータを使用した評価方法が開発され，1981年と1982年のＳＩＲ作成に利用された。

データの品質の評価及び管理は，査察の結果の評価と結びついた重要な活動となった。

(4)　外部専門家グループによる支援

1982年には相当数の諮問グループの会合が開かれた。

○　SAGSIは2種類の会合を持った。その主要目的は，核燃料サイクルの保障措置アプローチの研究に関して，同グループが事務局長へ助言を与えることであった。

○　アドバイザーリーグループ及びコンサルタントグループは，ＮＤＡ測定の品質の評価及びC/S 装置を検討した。

○　再処理工場に設置されている計装の保障措置利用及び同位体相関技術の適用が，研究調整会合（ＲＣＭ）で検討された。

(5) 各国とIAEAとの間の協力

１９８２年はたとえば以下の件で各国とIAEAとの間で改善が続けれられた。

○　IAEAはSSACの組織に関連した問題で，加盟国へ援助を提供した。

○　実施の問題の解決については，委員会及び他の定期的な接触の形態により行った。

○　EURATOM加盟国の主要施設の保障措置実施に関する合同チームの原則は，引き続き満足すべき成果をあげた。

○　オーストラリア，カナダ，西独，日本，ソ連，英国，米国は，研究・開発に多大な支援を提供し続けている。研究・開発に関するIAEAとEURATOMとの間の協力計画は満足すべき状況にある。

2.2　IAEAの指針

2.2.1　保障措置の目的

保障措置は，原子力の平和利用に関する国際協定を締結している国が保証すべき政策的な義務の履行を確認するための技術的手段を意味するものである。保障措置の主たる政策的な目的は，締結国が核不拡散及び原子力の平和利用を保証する国際社会を確立することである。このためには，(a)核兵器や核爆発装置の製造その他の軍事目的に保障措置下の核物質を使用することを禁示すること，及び(b)保障措置からはずれた核物質の生産を目的として，保障措置下の施設を稼動させることを禁止することである。

政策的な目的の達成のための技術的手段は，「いかなる転用も，速やかに検知される保証を与えるものとして設計されたものである。

ＮＰＴ保障措置協定の技術的目的は「平和的な原子力活動から有意量の核物質を転用して，これを核兵器の製造その他の核爆発装置の製造または不法な目的での使用という事態に至らないように，その転用を適時に探知すること，さらに早期の探知を以って，転用に対する国際的な制裁を知らしめることにより転用を抑止する」とされている。INFCIRC/66/Rev. 2には上記のような規定はないが，今日，その本質においては同様のことが含まれていると見るべきであるというのがIAEAの考え方である。

上記の規定には，核物質の「有意量」及び転用に対する「適時な検知」という概念が含まれている。国際保障措置の目的は，本質的に各国が核兵器その他の核爆発装置の製造を阻止することにあるので，国際保障措置における「有意量」とは，一つの核爆発装置を製造できる可能性を排除し得ないおゝよそその核物質量と考えられている。それはプルトニウムについて８kg

高濃縮ウランについて25kgの量が目安とされている。従って，保障措置における「適時な探知」とは，転用した核物質を，核爆発装置の構成部分に転換するに要する時間（転換時間）と関係づけられている。

もう一つの概念，「転用の抑止」の定量化は困難である。転用が探知された場合の処罰あるいは制裁について，それが実際的な抑止効果となるかは最終的には締約国その他の政治的情勢に依ることになろう。とは言え，国際社会における制裁は，国際社会の成熟度が高まるにつれまた産業の国際的分業化が進むにつれて実質的効果を持つようになってきつつあると考えられる。それ故，この抑止に関してはIAEAの転用探知能力が効果を有することになり，このことから探知確率が意味を持ってくることになる。

2.2.2　転用探知に関するIAEAの指針

ＮＰＴ保障措置の目的（INFCIRC/153,第28条)に含まれている３つのパラメータ，即ち「早期探知のリスク」は，法的には何ら説明されてはいないが，IAEA は純粋に査察手続きの必要上から定量化を図った。

上述したように「核物質の有意量」は，直接利用核物質のプルトニウム，ウランー233で８kg，高濃縮ウラン（20％以上）で25kgである。表２－１に有意量を示した。２番目の「転用の適時探知」に係る転換時間は日のオーダー（金属状のプルトニウム，ウランー233及び高濃縮ウラン）から年のオーダー（20％以下のウランー235及びウランー233を含むウランならびにトリウム）の範囲にわたっている。この転換時間については表２－２に示した。３番目の「早期探知のリスク」は探知確率と関連し，通常95％が採用されている。更に誤報率として５％が採用されている。しかしながら注意すべきは，上記のパラメーターは全て固定された要件というものではなく，むしろフレキシブルに適用されるものであって，これらは締約国に強制されるものではない，ということである。

表2.1　有　意　量

	物　質	有意量	保障措置の適用対象
直接利用核物質	プルトニウム	8 kg	元素全体
	ウラン233	8 kg	同位体全体
	ウラン（ウラン235≧	25 kg	含有されるウラン235
	― これに加え，適宜・混合物に対する加算規則を適用 ―		
間接利用核物質	ウラン（ウラン235＜20％)※※		含有されるウラン235
	トリウム		元素全体
	― これに加え適宜，混合物に対する加算規則を適用 ―		

※　プルトニウム238の含有量が８０％未満のプルトニウム対象

※※　天然ウラン及び劣化ウラン

表 2.2　完成したプルトニウム又はウラン金属構成要素への推定物質転換時間

最初の物質の形態	転換時間
プルトニウム，HEU 又はウラン233金属	日のオーダー（7－10日）
二酸化プルトニウム，硝酸プルトニウム又はプルトニウム純化合物：HEU又はウラン233の酸化物その他の純化合物：MOX又は，プルトニウム及びウラン（ウラン233+ウラン235）≧20%）を含有するその他の未照射純混合物：スクラップその他の種々の不純化合物中のプルトニウム，HEU及び／又はウラン233	週のオーダー（1－3週間）※
照射済燃料中のプルトニウム，HEU又はウラン233 ※※	月のオーダー（1－3ケ月）
ウラン含有量＜ウラン235及び233で20％：トリウム	1年のオーダー

※　この範囲は1つの因子だけでは決まらないが，プルトニウム及びウランの純化合物は当該範囲の下端の方に，又，混合物及びスクラップは上端の方に位置する傾向にある。

※※　この分類が示す照射を確定するための基準は現在検討中である。

2.2.3　施設に期待される計量標準

個別のタイプのバルク取扱い原子力施設において実際上達成し得ると見なされてい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が，示されている。各種のタイプの施設に対し物質収支を閉じる際の測定の不確かさの期待値はIAEAにより編集されている。この値を表2－3に示した。

表2－3　物質収支を閉じるのに伴う，施設者の測定の不確かさの期待値（標準偏差）

バルク施設の種類	σMUF ※
ウラン濃縮	0.2 %
ウラン加工	0.3 %
プルトニウム加工	0.5 %
ウラン再処理	0.8 %
プルトニウム再処理	1.0 %

※　在庫又は移転量のいずれか大きい方の百分率として表わされている。

2.2.4　核物質の国内計量管理システムに関する指針

IAEAは，締約国がIAEAと締結した保障措置協定に基づき,適切な「核物質の国内計量管理システム（SSAC)」を設立し，維持し，かつ見直しを行おうとする際に締約国の助けとなるよう

な指針をまとめた（IAEA/SG/INF/2 "IAEA Safeguards：Guideline for States' Systems of Accounting for and Control of Nuclear Materials"。尚，上記文書の全訳が動力炉・核燃料開発事団の堤健一氏によりなされているので内容については下記を参照のこと。N851−82−06，IAEA保障措置：核物質の国内計量管理制度に関する指針，昭和57年4月)。

2.3　IAEA保障措置機器

2.3.1　現有機器の状況

保障措置機器及び機器技術はIAEAの査察，検認活動のための重要な要素である。

ＮＤＡやＣ／Ｓ機器の適切な数量をそろえること，これらを保守管理すること及びその使用方法を教育することは，技術支援部門の主な活動となっている。現在IAEAが使える状態にある，あるいは試験，評価中にある保障措置機器のリストを表２－４と表２－５に示した。これらの機器の出所は，各締約国からの寄贈，商業開発及び締約国の支援プログラム活動によるものなど様々である。この中で特徴なものを挙げると次のとおりである。

(1) タイプＥシールは1979年に導入された。この検認は当初シールの写真画像によっていたが，ビデオに替えられた。タイプＥシールは２重のキャップがあり，タンパー抵抗性が大きく，目下通常査察に使われている。

(2) 写真及びビデオ装置に信頼性の改良がなされたが，全体的には実施状況が良好とは言えない。故障に至るまでの平均のコマ数で表わすとビデオの方が写真法より信頼性が大きいことが近年の経験から判明した。

(3) チェレンコフ放射光測定システムを改良したものは，周囲の光のある状態で良好に使用できるようになるだろう。

(4) TASTEXプログラムで開発されてきた機器（Ｋエッジデンシトメータ及びエレクトロマノメータ）は実際に使用できる状態になったと考えられ，Authentication 技術も確立したと考えられる。

(5) ＬＷＲ新燃料濃縮度測定用のNeutron Coincidence Collar が通常の査察に使用することが認可された。

(6) High Level Neutron Coincidence Counter（HLNCC）の特別な検出端が開発中である。これは自発性中性子による各タイプのPu，特にＦＢＲ集合体や硝酸プルトニウムボトルの測定に使用するものである。

(7) 新型のフイルムカメラ監視システムのフィールドテストが続けられている。このカメラは暗い場所でも使用でき，時刻の表示，映像偽造に対する対抗，コマ数の倍増が可能で，大巾に改良されたものである。

(8) マイクロプロセッサー制御CCTVは実用化できる段階になっており，限られた範囲で当初は使用されよう。

(9) UF_6 シリンダー用のロードセルタイプの重量計は実用が認められており，多数の重量計

が確保された。

(10) Pu試料用のカロリメータの実用化が望まれている。

(11) γスペクトロメータやNeutron Coincidence Counter に付属するマイクロコンピュータ（たとえばＨＰ－85）の開発が進められた。これは現場でのデータ解析用プログラムを記述することができるものである。

2.3.2 今後の計画

IAEAがSAGSＩのヲーキンググループ１に提出した当面1985年～1986年の計画を要約すると以下のとおりである。明確かつ系統的な計画として記述されておらず，多分に予測的な表現で示されている。

(1) 技術支援部門は今後とも査察官に対し，必要な機器の提供，機器の保守，較正その他の支援を続ける。

(2) 査察用サンプルの空輸規制の合理化や空輸用容器の許可について，参加国が確信を持つようにするための努力が払われるであろう。

(3) 現場でＮＤＡを修理するという新しいカテゴリーの支援をすることになろう。

(4) 現在支援部門で供給しているγスペクトロスコピーのデータ解析は，現場でミニコンピューターや特別に設計されたマイクロプロセッサーで解析がなされるであろう。

(5) この期間に，コンピューターにより保障措置機器の在庫管理を行う。この中には保守点検時期の管理も含まれる。

(6) 既存の全ての光学監視カメラは1985～86年中に交換されよう。技術の進歩があまりにも速いので機器の詳細は不明である。

(7) 最近使用できるようになったビデオ監視システム（CANDU）は1985年～86年の時期に設置がピークに達しよう。

(8) マイクロプロセッサー制御のＮＤＡ機器の信頼性や操作性が更に改善されるように開発されよう。この目的は査察官が現場で必要な定量分析（濃縮度，同位体等）ができるようにすることである。さらに設置された測定機器の管理も査察官が行う。

(9) 各施設タイプごとのＮＤＡ機器の操作と測定手順を改良して，適切な適用，保障措置効果の向上及び標準化を行う。

(10) 保障措置情報を得るために，施設側に設置している機器をIAEAが利用できるように，Authentication technique の開発に続ける。この開発には機器そのもの，標準試料および制御とデータ分析のためのソフトウェアが含まれ，施設側とIAEAとの綿密な連絡が必要である。

(11) 新型の光学監視システムは技術の進歩に伴ったものが開発されてゆくであろう。写真撮影式のものは徐々にＴＶにとって替わられるであろう。

(12) 光学監視システム以外のシステム（例えばレーザーや超音波システム）も研究され，特

表2－4 NDA EQUIPMENT FOR IAEA SAFEGUARDS

CODE	NAME OF INSTRUMENT	EST.UNIT COST (U.S. $)	EQUIPMENT STATUS/Comments
A – Equipment presently in Use (** Routine Use; * Limited Use)			
SAM2	SAM-II Stabilized Assay Meter**	3 K	37 units, in use
BSAM	BNL Stabilized Assay Meter**	10 K	8 units total (3 not operational)
PITT	Pittman 322C**	1.8 K	9 units, in use
HM-4	HM-4 Hand-Held Assay Probe**	~ 8 K	7 units. in use; 3 on order
SLNA	Silena Multi-Channel Analyser (4 K/1 K)**	10–15 K	18 units (1 K); 7 units (4 K)
SLNC	Silena Cicero MCA (8 K)**	17 K	3 units at HQ; 4 more on order (12/82)
PIAU	Pu Isotopic Analysis Unit (LLNL)*	10 K	Evaluation nearing completion; 3 ordered
PMCA	Portable Mini-MCA*	12 K	Prototype eval. complete; 2 commercial units ordered for evaluation
GDET	Germanium Detectors**	10–20 K	28 units available and in use
SNAP	Hand-Held Neutron Detector**	3 K	4 units, in limited use
HLNC	High-Level Neutron Coinc. Counter**	45 K	11 units in field use
	Specialized Coincidence Counter Heads (5):		
CNCC	Channel Neutron Coinc. Counter**	50 K	1 unit in field use
BCNC	Bird Cage Neutron Coinc. Counter**	50 K	1 unit in field use
INVS	Inventory Sample Counter**	50 K	1 unit in field use
FPTC	FBR Pin-Tray Counter**	50 K	1 unit in field use
FBAC	FBR Assembly Counter**	50 K	1 unit in field use
AWCC	Active Well Coincidence Counter*	75 K	3 units: 1 in use; 2 under T & E
UNCL	Uranium Neutron Coincidence Collar**	55 K	Field Operational for PWR, BWR; T & E on WWER. 5 units delivered to IAEA 12/82
KEDG	K-Edge Densitometer*	120 K	1 unit in field use
PRGC	Programmable Calculators (e.g. HP-97 & 41 C)**	1–2 K	~ 20 in use (in field and at Headquarters)
PRTC	Portable Computers (e.g. HP-85)**	5 K	5 in field; 1 at HQ; 3 ordered
STRG	Strain Gauge, Hoist & Electronics Unit*	9 K	1 unit demonstrated; 1 calibrated; 4 ordered
ULTG	Ultrasonic Thickness Gauge (UF_6 cyl.)**	5 K	6 units, in use
ELTM	Electromanometers*	70 K	2 in-plant units in use
EBAL	Electronic Balances	5 K	14 plant-owned units (used by inspectors)
STDW	Standard Weights (mass range as appropriate)	1–2 K	~ 25 sets; various mass ranges, 1 g–20 kg
FRSC	Fuel Rod Scanner	~ 100 K	3 plant-owned units (used by inspectors)
B – Equipment under Development, Test and Evaluation			
ION 1	ION-1 γ, n Detector & Electronics for Spent Fuel NDA (PWR, BWR, WWER)	25 K	3 units available; standard procedures being developed and documented
UFBC	Universal FBR Assembly Counter (also useable for Pu nitrate bottles)	50 K	FBR Assembly Counter prototype in experimental use at Pu Facility
PNCL	Plutonium Neutron Coincidence Collar	60 K	Tested on MOX fuel; T & E continuing
SGSC	Segmented Gamma Scanner	100 K	2 units: 1 at HQ; 1 at SAL (Seibersdorf)
XRFD	X-Ray Fluorescence Detector	150 K	Needs further development, test & evaluation
CALR	Calorimeter (bulk or small sample)	50–80 K	Problems with sample packaging/size req'mts
D2OM	D_2O Meas. System/Sample Containers	~ 200 K	Early stage of development

表 2 − 5　CONTAINMENT/SURVEILLANCE EQUIPMENT FOR IAEA SAFEGUARDS

CODE	NAME OF INSTRUMENT	EST.UNIT COST (U.S. $)	EQUIPMENT STATUS/Comments
A – Equipment presently in Use (** Routine Use; * Limited Use)			
PHSR	Photo Surveillance Unit (Twin Minolta)**	1.5 K	Approx. 200 units, in use in the field
TVSR	TV Surveillance (Cameras, Recorders, etc.)**	25 K	20 units in field use; 2 plant-owned units
PRTV	Portable TV (Cameras & Recorders)*	~ 20 K	System specifications being prepared
CKVD	Cerenkov Viewing Device**	6 K	7 JAVELIN units; 10 VARO units avail.
UWTV	Underwater TV Camera*	20 K	3 IAEA units avail.; 20 plant-owned units
UWVD	Underwater Viewing Devices*	12 K	1 IAEA unit avail.; 25 plant-owned units
ADPS	Adhesive/Paper Seals**	0.75	Widespread use by SG inspectors
CAPS	Cap Seals (Metallic type E & type X)**	~ 15	Double cap seal is standard IAEA seal
TLDS	TLD Dosimeters*	~ 10	Yes/no monitor for CANDU reactors
RPLG	RPL-Glass Dosimeters**	~ 6	In use as yes/no monitor
TEPM	Track Etch Reactor Power Monitor**	~ 25	3 units in field use
REPM	Reactor Power Monitor (^{3}He Detector)*	~ 10 K	One unit available for use
B – Equipment under Development, Test and Evaluation			
APSU	Advanced Photo Surveillance Unit	~ 7 K	9 units undergoing T & E
ICVD	Improved Cerenkov Viewing Device	~ 20 K	1 unit demonstrated; 1 going to IAEA
CSFC	CANDU Spent Fuel Bundle Counter	~ 90 K	Under final test (cost ~ 90 K per port.)
CSFV	CANDU Spent Fuel Gamma Verifier	~ 4 K	Test & evaluation nearing completion
CATV	CANDU CCTV System (8 cameras)	~ 250 K	3 units installed; 1 to be installed
CFCS	CANDU Film Camera System	~ 10 K	T & E at 3 stations
SHRT	Shrink Tube Seals	~ 5	Ongoing field tests
FBOS	Fibre Optic Seal (e.g. Cobra)	15	More field tests required
FBOV	Fibre Optic Seal Verifier	~ 20 K	Continuing field test and evaluation
USBA	Ultrasonic Seal for BWR Assemblies	350	Continued Devel./T & E
USBV	Ultrasonic Seal (for BWR) Verifier	~ 30 K	Continued Devel./T & E
ULCS	Ultrasonic Cap Seal (CANDU Spent Fuel)	350	Devel./T & E, completion expected in '83
UCSV	Ultrasonic Cap Seal Verifier (CANDU)	~ 10 K	Devel./T & E, completion expected in '83
VCOS	VACOSS III Electronic Seal	300–600	10 units avail. for ongoing field test
VCSV	VACOSS III Seal Verifier	~ 3 K	3 units avail. for ongoing field test
CFFC	CANDU Fresh Fuel Bundle Counter	~ 4 K	Prototype under field test
PMAS	Portal Monitors & Advanced C/S system	–	Under development, T & E
AUVD	Advanced Underwater Viewing Devices	–	Under development, T & E
SHPC	Shipping Containers (e.g. PAT-2, Type B)	~ 15 K	PAT-2 & type B containers avail. for use
STAR	STAR Advanced CCTV Surveillance System	~ 70 K	6 units avail. More testing still required
MSTR	Mini Star CCTV Surveillance System	~ 8 K	Prototype under development

に使用済燃料貯蔵ポンドについてその能力が評価されよう。

(13) 新しい封印システム（電子シール，水中シール，燃料集合体タイプ）の研究が継続されよう。これらは現場で検認できるタイプであることに力点をおくことになる。現場試験の段階で，適切な費用対効果，施設運転への最少の妨害であるかが評価される。

(14) 容器又は封じ込めの健全性を保証する監視手段が研究されよう。この研究には環境モニタリング，貫通口モニタリング，侵入探知器及びこれらの要素と光学監視を組み込んだ拡張C／Sシステムが含まれる。

(15) RECOVERシステム試行の審査に続いて設置した保障措置機器の遠隔モニタリングが評価され，かつそのようなシステムの査察のための能力が評価されよう。

2.3.3 1983～1988年の必要機器予測方法

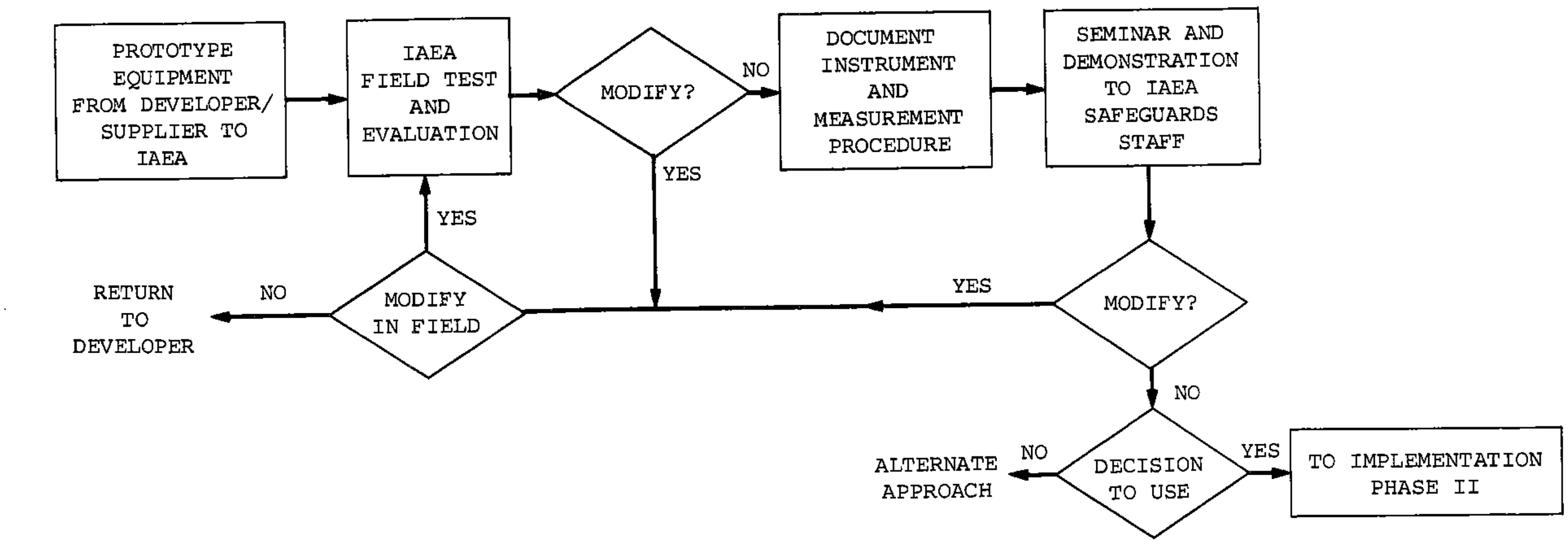
(1) 1982年6月の理事会は，IAEA事務局に対し核燃料サイクルを考慮した保障措置アプローチの再評価を指示し，これを請けて事務局長はSAGSIに対し，この作業への支援を要請した。SAGSIはワーキンググループを設置してこの作業を進めることになった。事務局長はSAGSIにGOV/INF/429:「1983年から1988年までのIAEAの必要機器」を評価するよう要請した。これに対し，SAGSIでは使用される予測方法の事前評価，その予測方法への妥当な変更の勧告，及び今後発行されるGOV/INF/429に該当する文書の透明性及び有用性をどのように改善したらよいかについての助言の草案作成をワーキンググループ－1（WG－1）で行うこととした。このWG－1では細かい予測の評価は行なわなわった。

(2) GOV/INF/429は，「IAEAのSG機器：使用の現状と予測される要求項目についてのハンドブック」と題する事務局内部の作業文書に基づくものである。使われた予測方法は次の3つの要素を含むものである。

(3) まず第一は，現在事務局が使える状態にあるまたは試験・評価中であるすべてのSG機器の「マスターリスト」である。査察部門が機器を選定・認可及び取得してこれを正規に使用するための手続きが現在実施されている（図2－1及び2－2）が現在までのところまだ，すべての要素が十分に開発または履行されているわけではない。

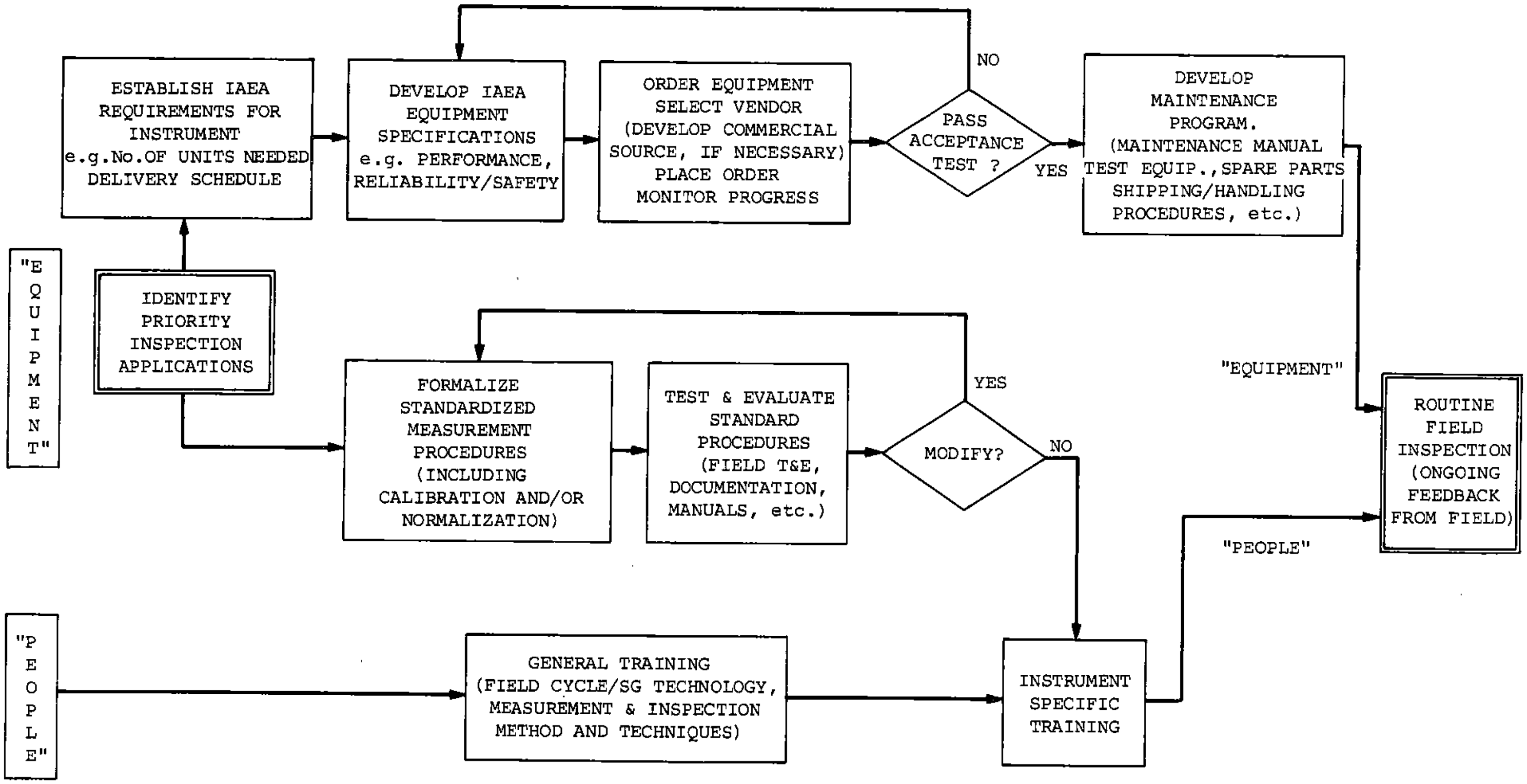
(4) 第二に，現在IAEAの保障措置の対象となっているすべての施設のリストが作成された。1988年までの各年について，使用されるようになると見込まれる施設も設定された。

(5) 第三に，保障措置を適用するのに要求されるSG機器を，いくつかの仮定事項に基づて年別に予測するための方法が確立された。事業務部が推定値を出すに当ってその基盤とするよう要請された仮定事項は次の通である：



2-1 SAFEGUARDS TECHNOLOGY IMPLEMENTATION, PHASE I
PROTOTYPE EQUIPMENT DEVELOPMENT, TEST AND EVALUATION
LEADING TO "DECISION TO USE"

図 2 − 1 SAFEGUARDS TECHNOLOGY IMPLEMENTATION, PHASE I



2-2 SAFEGUARDS TECHNOLOGY IMPLEMENTATION, PHASE II PRODUREMENT AND "TECHNICAL BASE" ACTIVITIES LEADING TO ROUTINE IAEA FIELD USE

図 2 − 2 SAFEGUARDS TECHNOLOGY IMPLEMENTATION, PHASE II

○ GOV/2107に示される「資源限定要因」の日程に従って1988年までにPLARIE及び査察目標を100％達成する。

○ 機器を各管区内で共同使用する（但し一般に管区間では行わない）。

○ 現在試験及び評価されている機器は使用できるようになる。

○ 現実的な運用条件を採用する。

(6) このような予測方法においては，上述の仮定事項に基づいて，予定される施設に保障措置を適用するのに毎年要求されると判断される機器のタイプ及び数量について，事業務部門と徹底的な協議が行われる。これらの判断は事業務部及び開発部の両者を交えた系統的な協議を何度も行なった末に下されるものであり，それまでに実施されたシステム研究，，個々のＳＧ協定や付属協定，各国の安全規制及び個々の施設の運転慣行などを主に勘案した上で現行の慣行を反映したものとなる。この予測及び付随する協議のプロセスは毎年繰り返し実施されることになる。

(7) 予測方法の事前評価

この予測方法は実際に保障措置を適用する責任が与えられている人々による情報をふまえた上での専門的判断に基づくものである。これは純粋なシステム研究的アプローチではなく，どちらかというと，一般的な理論的アプローチと現実に直面しなければならない多くのユニークな状況についてどのように統合したらよいかという知識がまだ不完全であることを反映したものとなっている。主にシステム研究アプローチを基盤とした諸方法について検討したらどうか，との提案が出席者の１人から出され，ＷＧ－１はこれに注目した。

(8) 予測方法に関する勧告

方法論を改良するための勧告が上述の事前評価から打ち出された。すなわち，予測方法には次のものを含めるべきである：

○ 毎年必要機器予測を出す前に，予測方法自体の見直しを行って，システム研究にみられる最新の進展をとり入れたものとなるようこれを修正すべきである。特に，施設タイプ別の「通常査察活動リスト」が出来たら，業務部と協議の上でこれらを勘案すべきである。

○ 同じ機能を果たすものであるにせよあるいは別の技法を使って特定のＳＧ問題を解決するためのものであるにせよ，現在試験・評価中である代替的ないくつかの機器タイプの中から，特に近い将来に選択しようとするものについての，明瞭でうまく説明された選択理由。

○ 査察員の査察目標達成能力を向上させる上で重要な機器と，査察員の効率を高める機器との区別の配慮。これには機器が平常の査察に使うためのものであるかそれとも異常

な状況を解決するためだけに使われるものだけであるかを考察することも含まれるかもしれない。

○ 要求される機器がＳＧの技術的目標の達成をどの程度容易にするか。

○ 機器は必要でない能力をもっていてはいけない，標準化されたものでなければならない　操作が簡単で信頼できるものでなければならない，といったクライテリアを含めた費用 ── 効果面の諸要因に基づいて機器を選定する必要性。

○ 現在IAEAがもっている機器の有効性を勘案する。

○ 施設運転者からにせよあるいは多国間のＳＧ査察機構を通じてにせよ，IAEA が利用できるすべてのＳＧ機器についての系統だった配慮 。

○ すべてのOperationの内部での機器共同利用を含めた，機器利用の最適化について吟味する

○ 現在設置してある機器をいつ取り替えるかあるいは新しいタイプの機器と入れ替えるかについての決定を下すための明瞭な基盤。

○ 各業務部門間にみられる機器使用の違いは，各部門に特有な，IAEAの統制の及ばない外的要因をどの程度反映するもので，また，各部門間の専門的判断の違いをどの程度反映するものであるか，を評価するための手続き。

(9) 予測方法についての所見

作業グループでは，IAEA SG機器ハンドブックに詳しく記述されている事務局のこの予測方法とその１回目の適用結果について，次のような概略的見解を出した。このハンドブックは多くの点で，この種のものとしては事務局の初めての経験であるが，強力なマネジメント手段となるものであると作業グループでは考えている。

(10) 特に，この方法の使用により業務部門間でＳＧ実施の標準化が図られていないという事例が判明した。そこで，こういった事例を見つけ出し，各部門が実地において配慮し取り組まなければならない独自の諸要因を踏まえた上でＳＧ実地の標準化を促進するための手段として，これを使うべきである。これには実施可能な限りにおける各事業部門間の標準化と，システム研究において達成された進歩の一貫した実施の両方を含めるべきである。

(11) 査察部門が利用する機器のタイプを最小限に抑えることによって，必要な訓練の量を最小限にし，ＳＧ機器使用の有効性に関する査察員の熟知度を向上させるのが有用であろう。同時に，使われる機器は必要外の余分の能力をもたずに規定のＳＧ任務を十分に遂行できるものであるべきである。

(12) 必要機器予測の解釈は，保障措置部が利用できる人的資源（査察員と支援要員の両方）

に関して理事会が下すＳＧ方策決定，ならびにPLARIE達成率　如何によって違ってくる。予算の見積りにこの予測方法を使うに当ってもこういった方策パラメータを勘案しなければならない。

(13) 予測の形式及び内容に関する勧告

作業グループではどうすれば今後出されるGOV /INF / 429 の形式及び内容をもっと透明かつ有用なものにできるかどうかという問題を検討した。

(14) 作業グループは，必要なＳＧ機器に関して今後理事会に提出する報告書は２部構成にすべきであると勧告する。第一は，どういう措置が必要となるかを見積るのに使われた方法及び方策決定を要約し，予測される必要機器を記述する GOV/INF 文書である（但し，マトリックスでなく可能な程度に)。第二は，データの表やマトリックスをふんだんに使って予測を引き出すのに使われた仮定事項，データ及び方法について詳しく説明した文書である。この２番目の文書は，要請があったら理事達に配布して専門家が使えるようにする。

2.4 IAEA主催主要会合の結果

(1) IAEA保障措置の実施を助ける施設設計の専門家会合

この会合は1980 年のパームビーチでの会合以来，いくつかの軌道修正を経てきている。この経緯については昨年度（ 1982 年）の「核物質管理の国際動向に関する調査(Ⅲ)」で既述してあるのでここでは述べない。今回は，前３回がコンサルタント会合であったのに対しアドバイザリー会合となって一段格上げされた形で1983 年９月にウィーンで開催された。

① 会合の経過

本会合のためにIAEAの科学秘書から提出されたドラフトを検討する形で会合が進められた。ドラフトの構成は以下の通りであった。

第１章　序文
第２章　設計に影響を及ぼす保障措置の原則
第３章　バルク状核物質の計量管理
第４章　アイテム状核物質の計量管理
第５章　封じ込め / 監視
第６章　軽　水　炉
第７章　オンロード燃料交換炉
第８章　再処理施設
第９章　炉外使用済燃料 湿式貯蔵庫

第一章を全体会合で検討し，その後３つのワーキンググループに分かれて，それぞれ

第7章，第8章，第9章の内容検討を行ったのち，全体会合で第6章を含め調整を行ったのち，全体会合で第6章を含め調整を行ったが，第2章から第5章までは時間の余裕がなく，議論されなかった。これらの章は過去3回のコンサルタント会合で議論され作成された経緯もあり，本会合の成果を何らかの形でIAEAが出版する場合はそれ以前に充分に再考するという措置がとられた。最後に，事務局長への報告文を検討，採択して本会合を終了した。

② 会合の概要

Von Baeckmann開発部長は冒頭の挨拶で，本会合で作成しようとするガイドラインは，

① 国とIAEAの負担を軽減するような設計特徴を含めるようにしたい。

② 施設設計について国とIAEAとの間で早期に検討が持たれることが望ましい。

③ 法的問題は機微であるので，ガイドラインでは扱わない。

④ このガイドラインは，保障措置情報シリーズの1つとして出版する。

旨表明した。

IAEAの準備したドラフトに沿って検討が進められたが，西独をはじめとしていくつかの強い留保がなされた。ガイドライン自身がその目的と機能を明確に定義しておらず内容的にもプラント設計者の助けとなり得る程施設に特有の詳細な勧告を提示していない，あるいは，このガイドラインがある面で既存の協定下での国の責任を超えるものがある，更に施設設計に関して国，IAEA，施設者が早期に検討することは良いが，そのような検討を含む，いかなる合意も制度化すべきではなく，技術面と同様財政的側面も極めて重要な考慮要件であるなどの批判，コメントがなされ，本会合での検討結果，参加者の了解を得られないものもいくつか残されている。これらについての詳細は，本書の海外調査報告において記述されている。

(2) 保障措置分析測定の品質評価の専門会合

この会合は1979年以来2年ごとに開催されているもので，各国の分析専門家がIAEAより招聘され，IAEAの保障措置試料分析の実施状況の報告を受け，かつ各国における分析技術開発に関する情報を交換し，IAEAに対し必要な勧告を行うことを目的としている。今回は第3回目に当り，主として，保障措置分析の品質管理と国際規模での共同分析が採り上げられた。参加国及び機関は，米，英，仏，西独，オランダ，スウェーデン，ソ連，東独，チェコスロバキア，日本，インドの11カ国とユーラトム，IAEAの2国際機関であった。主なTopicsの内容は概略以下のようであった。

① 各国の実施状況

日 本： IAEA-PNC-NMCC 3者共同分析（UF_6），TIGR-82計画（レジンビーズ）等

米 国： Puクーロメトリー，ICTの開発

英 国： TIGR−82計画

仏　　国：　質量分析計マルチコレクター測定手法

ユーラトム：　分析自動化とコンピュータネットワーク，Kエッジデンシトメーターの試験，ICT，混合スパイクIDA（U−233）等

IAEA　：　質量分析における内部標準（Pu−242/Pu−244）の使用等，分析精度，確度の向上への努力

ソ　　連：　SROK計画（BWR使用済燃料中のPuのIDM），ICT

チェコスロバキア：　SROK計画

② 共同分析および国際的品質管理

IAEA及び参加国相互間で実施された共同分析の内容が報告された。これらの概要は以下のとおりである。

(i) ユーラトム：EC内10分析所参加の下で UF_6 の同位体組成分析が行われている。

(ii) IAEA-NUKEM：$(Th,U)O_2$ のNDA標準試料の製作計画

(iii) IAEA−日本：IAEA-PNC-NMCC 3者共同分析，レジンビーズ法（IAEA-PNC）

(iv) Solid Spike Technique：CBNMで近年（U−233+Pu−242+Pu−244）メタルスパイクの開発が行われている。

(v) SROK−3：BWR使用済燃料中のPuのIDM（Pu−238のαスペクトロメトリー），この結果は質量分析の結果と良く一致した。

(vi) SALE：米国主唱の共同分析。UO_2 ペレットの均質性が問題としてあげられ，近い将来粉末にすべきであるとの意見が強く出された。

③ 標準試料

各国，機関から標準試料等の製作状況について下記の報告があった。

(i) ユーラトム：既に頒布しているカタログ記載のものの他に，下記のものが開発進行中である。

a．U同位体組成標準（NDA測定用）5種（米国との共同開発）

b．U−232，Pu−242，Pu−244混合スパイク溶液

c．U同位体組成 — 絶対標準4種（NBL，NBS，CBNM共同開発）

(ii) 英　国：NBS−SRM960の代替品として UO_2 ペレット（30 kg）の標示値づけを実施中，Pu金属についても進行中である。

(iii) ソ　連：Pu−238，Pu−242 混合溶を質量分析とα−スペクトロメトリ用に製作

(iv) 米　国：NBS−SRMとNBL−RM，及びPu−CRM（CBNMと共同開発中）

④ ネットワーク分析所（NWAL）

各協力国からNWALに対する意見聴取がなされた。日本はNWALについて将来協力する意志のある旨述べ，契約等の実態について質問をした。IAEAの解答によれば，文書

※ 形態については，高温　焼による PuO_2 粉末とゾルーゲル法による粒状物のいずれとするかで意見が分かれている。費用は4種開発で30〜40万ドルと見積られている。

による契約はなく，経費の計算も根拠ははっきりしない状態であるが，年総額は 1983年で約 30 万ドルであることが明らかにされた。

⑤ 勧告案の作成

3つのワーキンググループを設置し，勧告案の作成を行った。概要は以下のとおりである。

WG－1：分析・測定

○ 測定値のバイアス，偏差を解消するため，IAEAは施設と定期的にコントロール試料を交換すること。

○ 高度の要求水準にある分析には，2つの独立分析法を適用すること。

WG－2：試料の輸送，NWAL

○ 適時性を確保するため，輸送に係る遅延の原因を究明し，対策をたてること。

○ NWAL の作業容量を認識し，分析依頼には，予め情報を充分提供すること。

○ オンサイトラボラトリーについては，注意深く事前評価を行うこと。SAL での経験の延長で考えてはならない。

WG－3：国際協調・標準試料

○ 標準試料のリストを作成し，配布すること。

○ 標準試料の製作について，参加国に新たな計画を促進するよう要請すること。

○ 継続的な計画（SALE その他）のほか単発的計画についても考慮すること。たとえば

a) Solid Metal Spike

b) Internal Calibration Technique

○ 共同分析の計画の立案，遂行者は，その計画と結果の評価について ISO−5725 を参考とすること。

尚本会合の日程と日本側出席者は次のとおりである。

(i) 日　　時：昭和 58 年 11 月 14 日～11 月 18 日

(ii) 日本側出席者

市 野 要 助　（科学技術庁）

夏 目 晴 夫　（日本原子力研究所）

山 本 忠 史　（核物質管理センター）

(3) IAEA非破壊法によるプルトニウム同位体測定の専門家会合

標記会合はウィーンで開催され，高分解能γ線スペクトル分析（HRGS)によりプルトニウム試料の同位体組成を非破壊測定するための装置，測定方法，解析方法等に関する勧告を目的としている。

① 日程，出席者

(i) 日　　程： 昭和58年10月17日～10月21日

(ii) 出　席　者

米，英，ソ連，仏，西独，伊，オランダ，ベルギー，日本及びユーラトムより15名，IAEA事務局より10名。

日本側出席者

川　上　（科学技術庁）

久　野（動力炉・核燃料事業団）

② 勧告の概要

(i) HRGSは施設のPu同位体組成申告値の検認に使用することができる。更に施設のPu−242の値を使うことによりHLNCCに使われるPu-240 を計算することができる。

(ii) 試験的には，$(^{242}Pu) = K \cdot (^{240}Pu) \cdot (^{241}Pu) / (^{239}Pu)^2$ の相関式より ^{242}Pu を推定し，HLNCC等の測定を通してPu量の検認を独立に行うことができる。

(iii) 査察員による測定の正確さを確保するために，測定の前後にPu 標準試料を使用し品質管理を行う。

(iv) 解析は測定直後に施設内で行うことを原則とする。HRGSの主な仕様は次のとおりである。

○ 検出器： 高純度Ge （プレナー型），測定領域（125～450KeV），分解能（500 eV at 122KeV），コリメーター（12～14㎜ø）

○ MCA： メモリー（4096チャネル），AD変換時間（2μsec）

○ データプロセッサー： 現時点ではLLNLから提供されたものが最適。但し将来的にはHP−85といった汎用コンピューターに組み込むソフトウェアの開発が必要である。

第３章　SAGSIの活動と国際保障措置

第3章　SAGSI の活動と国際保障措置

3.1　国際保障措置の適用

日米原子力協定をはじめ日本が各国と結んだ原子力協定はすべて保障措置の適用を規定していたし，また将来それを国際原子力機関（IAEA)に移管することも想定していた。

我が国と米国及びIAEA 3者間で保障措置移管協定（Safeguards Transfer Agreememt）が合意されたのは1963年11月であった。

当時IAEAには保障措置適用のための手引きとしてINFCIRC/26（1961年3月制定）があった。この手引きは主として研究用原子炉，然も熱出力10万kw以下の原子炉を対象としたものであった。当時は日本でもこれ以上の大型の原子炉は所有していなかったし，IAEA自体も知識を有しておらず技術的にも大型原子炉への保障措置適用の能力は有していなかったと思われる。前述の移管協定にもIAEAによる保障措置適用の上限が規定されており，それによれば，天然10t以下，劣化ウラン20t以下，特殊核分裂性物質200gr 以下，原子炉は熱出力3,000kw 以下の炉を対象とし，合計6,000kw迄と定められていた。

1964年にはINFCIRC/26に補遣が行われ，大型原子炉に対する保障措置の手引きも含まれるようになった。ついで1965年には全面見直しがなされINFCIRC/66が完成したが，未だ原子炉を主体とした保障措置適用書であった。即ち当時は研究用原子炉が保障措置の主な対象であって，核燃料加工施設や再処理施設は非核兵器保有国には殆ど存在せず，従ってそれらに対する保障措置の手引きも大して必要がなかったと言えよう。然し，徐々にこれら施設か非核兵器国に建設されるようになり，またこれら施設が核物質の軍事転用の可能性の観点から原子炉よりはるかに重要であることが認識され，1967年にはINFCIRC/66/Rev 1として再処理施設への適用手引きが加えられ，続いて1968年には加工施設への手引きが加えられてRev. 2となり今日に至っている。

一方では核不拡散条約（NPT）が1970年3月に発効したが，この条約には条約に加盟した非核兵器保有国はその国にあるすべての核物質をIAEAの保障措置下に置くことになっている。もしINFCIRC/66/Rev2の下ですべての核物質をIAEA事務局の裁量の余地が大きく，このまま加盟各国に適用すれば各国間に適用条件に相違が出来て平等性が保てないのではないかなどの懸念があり，NPT下の保障措置適用のための全く新たな文書を作成することとなり「NPT下でのIAEAと加盟国の間の保障措置協定の構成と内容」INFCIRC/153)が1971年に出来上った。

このINFCIRC/153は各国の専門家の英知を集めた優れた文書であるが，なおその細部に亙って技術的な明確化をしなければならない事項が認められ，またINFCIRC/66/Rev. 2にも技術的な明確化を行なう必要がある点も少なくなった。そのため各国の要請にもとづきIAEA は事務局長の諮問機関としてSAGSI（保障措置実施諮問委員会－Standing Aduisorg Group for Safeguards Implemeutation）を設置し，このグループに保障措置技術上の問題点を勉強してもらうこととした。即ち，

(a) 保障措置の技術的な目標を検討し，また保障措置に適用される手段の有効性を評価する。

(b) 適用されるべき保障措置技術，そしてその技術の開発計画につきIAEA事務局長へ勧告する。

このSAGSIの第1回会合が1975年12月8日〜10日の間ウィーンのIAEAで開催された。そのときの委員を表3－1に示した。その後会議は大凡そ毎年2回開催されたが，その状況を表3－2に示した。

表3－1 SAGSI委員

Mr. J. Jennekens (Chairman)(加)	Licencing Directorate Atomic Energy Control Board
Mr. C. Bennett (米)	Battelle Human Affairs Research Center
Mr. F. Brown (英)	Department of Energy Atomic Energy Division
Mr. C. Castillo-Cruz (墨)	Division de Seguridad de Plantas Nucleares del Instituto Nacional de Energia Nuclear
Mr. H. Guillet (仏)	Commissariat à l'énergie Atomique Centre d'études nucléaires de Cadarache
Mr. D. Gupta (西独)	Kernforschungszentrum Karlsruhe
Mr. R. Imai (日)	Japan Atomic Power Company
Mr. E. Levshin (露)	Permanent Mission of the USSR to the IAEA
Mr. M. Ramaniah (印)	Bhabha Atomic Research Centre
Mr. W. Röhnsch (東独)	Staatliches Amt für Atomsicherheit und Strahlenschutz
Mr. R. Rometsch (Scientific Secretary)	Department of Safeguards and Inspection International Atomic Energy Agency

表3－2 SAGSI開催状況

第1回	1975年12月8日〜10日
第2回	1976年5月31日〜6月4日
第3回	1976年10月25日〜29日
第4回	1977年9月12日〜16日
第5回	1978年1月16日〜20日
(フランス代表Mr. Cesarに交替)	
SAGSI／AGon SSAC合同会議 1978年4月3日〜7日	
第6回	1978年11月6日〜10日
(フランス代表Mr. Petitに交替)	
第7回	1979年6月25日〜29日
(ユーゴスラビヤMr. Osredkar, オーストラリヤMr. Bett 新たに委員となる)	
第8回	1979年10月22日〜25日
(米代表Mr. Houckに交替)	
第9回	1980年6月23日〜24日
第10回	1980年10月6日〜10日
(日本代表 萩野谷に交替)	
第11回	1981年4月6日〜10日
第12回	1981年11月23日〜27日
第13回	1982年6月14日〜17日
第14回	1982年12月6日〜10日
第15回	1983年3月7日〜11日
第16回	1983年10月17日〜21日

NPT下でのIAEA保障措置の目的はINFCIRC / 153 の第1条と2条に定められているが，それによれば「核物質が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ことを目的として，………」であり，あくまでも転用されていないことの確認である。これを受けて第28条には保障措置実施の手続の目的が定められている。即ち「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の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，このような転用を抑止することにある。」と述べられている。そして引き続き第26条には「前条に規定する目的を達成するため，核物質の計量を基本的に重要な保障措置の手段として，重要な補助的手段として封じ込め及び監視とともに用いる」とされている。

保障装置の適用の技術手段として核物質の計量を正確に行い，物質収支を確立し，その間に不明量（MUF- material unaccounted for）があれば，それが転用されているのではないかとするのが基本的な考え方である。この計量を客観的に正確に保つ補助手段が封じ込め及び監視（C / S）と考えてよい。これらC / Sが計量の補助手段となるならば，それが定量化できるであろうか。また更に重要なことは有意量の核物質の転用の適時探知の定量化である。即ち有意量とは具体的にどれ程の量か，また適時と言うのはどれ程の時間を考えたらよいのかこれらも定量化しなければ保障措置の技術的な基準も作成困難となるし，また保障措置技術の研究開発を行うにしてもその定量的な目標が設定されないことになる。INFCIRC /153では定量化の基本となる考え方が示されているがINFCIRC /66/Rev. 2 の下ではどうであろうかとの問題もある。これらのことを踏まえてSAGSIは発足し活動を開始したわけであるが以下の会議の模様を記述する。

3.2　SAGSIの開催とその検討内容

第1回会議：　この会議は3日間開かれたが（1975年12月8日～10日）第1回目であったため実質的な審議はあまり行われず，主として事務局からの説明を受けるに止った。事務局の説明のうち重要な事項は保障措置の実施の現況と同技術開発計画であった。

第2回会議：　保障措置実施についての年次報告書（SSIR)に記載すべき事項についての検討が行われた。SSIRは理事会が保障措置の有効性を評価できるに必要な情報を含むものでなければならない。だたし保障措置の柔軟性を失ったり，個々の施設の商業機密についての情報で保障措置に関係のない事項を伝えるようなものであってはならないし，また将来の保障措置技術の開発に役立つものでなければならないなどの事項を決定した。SSIRに記されるべき事項については表3－3に示した。

次に保障措置の有効性に影響する諸因子につき討議しその結果次のような項目が因子として示された。

表3－3 RECOMMENDED STRUCTURE OF THE SPECIAL SAFECUARDS IMPLEMENTION REPORT

I. Introduction
- (i) Background;
- (ii) Purpose;
- (iii) Explanations of Contents (including reference to the existence of two main types of agreements pursuant to which safeguards are applied, i.e. INFCIRC/66/Rev. 2 and INFCIRC/153).

II. Scope of Safeguards Activities
- (i) Number of Agreements;*
- (ii) Number of Facilities (by categories);*
- (iii) Materials (by categories);
- (iv) Safeguards resources available:
  - — manpower (number, level, training)
  - — equipment (containment and surveillance devices, measuring devices, containers, ADP)
  - — methods (measurements, systematics)
- (v) Actual effort spent (mandays, by categories of facilities);
- (vi) Types of activities carried out, e.g. numbers of samples taken, records verified, measurements carried out, instruments used (in tabular form).

III. Assessement of Effectiveness
- (i) Definitions/description of effectiveness
- (ii) Assumptions ("diversion scenarios");
- (iii) Categories of factors influencing effectiveness

IV. Conclusion and Recommendations
- (i) Director General's interpretation of the information obtained
- (ii) Develonment of the concept of effectiveness
- (iii) Recommendations for further actions.

* By type of agreement.

A．実施上の因子

(1) 必要情報が提供される度合（核物質実在庫量の内訳，計量報告書の遅れなど）

(2) 運転停止中あるいは修理中の施設内部への立ち入り可能な度合

(3) 検認の目的のために核物質への接近可能な度合（使用済燃料，炉心燃料など）

(4) 封じ込め及び監視機器の有効性及び適応性

(5) 機器の機能（カメラなど）

(6) 新燃料，廃棄物その他の測定の技術の有効性

(7) 試料の輸送についての制約

(8) 人的その他の資源の利用可能度（査察員定員，予算，労働条件など）

(9) 各国政府の協力の程度

(10) 試料がランダムに抽出されていることの保証

(11) 査察員の能力

(12) 各国による査察員受入れの制限（国籍，言語など）

B．システムの有効性に関する諸因子

(1) 定義の明確さ（有意量，核物質，棚卸し回数など）

(2) 試料がランダムに抽出されていることの保証

(3) 加工済燃料や廃棄物中に含まれる核物質の測定技術

(4) 封じ込め及び監視機器の利用度（使い易さ，価格など）

(5) INFCIRC / 66/Rev. 2 とINFCIRC / 153の下での保障措置の相違性

(6) 査察が行われた時点と，その際得られた情報を評価し結果が得られる時点との時間差（その間に転用がなされてしまわないか）

(7) 核燃料サイクル中の施設間の関連性の保障措置えの取り入れ方（INFCIRC / 153の第81条参照）

(8) 各国政府の保障措置受入れのためのシステムの水準の不一致

(9) 転用シナリオの想定の度合

(10) 保障措置適用により得られた情報の処理及び評価

C．重　要　度

保障措置適用のための資源を有効に利用するためには核物質や施設の種類に応じて転用の難易さを考慮して重要度を定めること（INFCIRC /153第 6 条(C)項参照）

例えば：

Pu, HEU＞バラのLEU＞LEU 燃料体＞照射済燃料体

D．各国の法制上からの制限

(1) IAEAの査察の権利に対する制限

(2) INFCIRC / 66/Rev.2 には封じ込め，監視の手段が定められていないのでIAEAによるこれらの適用の制限

(3) 保健，安全上からの制約

(4) 採取試料輸送上の制限

更にSAGSIとして長期的に取り組まなければならない問題の摘出を行った結果次の項目が指

摘された。

(1) 「有意量」と「しきい量」及びこれらの値の保障措置実施への位置づけ

(2) 各種の原子力施設へ適用されるべき「有意量」の値についての勧告

(3) 保障措置の有効性に影響を与える諸因子について更に詳細に検討すると共にこれら諸因子の相関関係についても評価する。

(4) 転用シナリオを更につめることとそのような転用シナリオを仮定して考えなければならない環境についても検討する。

(5) 個々の施設毎に考慮する場合と，核燃料サイクル全体として考える場合についての有効性を検討するが，特に時間の因子を充分考慮に入れること。

(6) 施設に査察員が居ない間に行われた核物質在庫量の変動についての情報が信用出来るものとするような方法の開発

第3回会議： この会議では前回に引き続きSSIRを検討すると共に「有意量」，「しきい量」及び「目標量」について討議された。

事務局が用意したプロトタイプのSSIRは基本的にはさきのSAGSIの勧告に沿ったものなのでIAEAによる保障措置の有効性を評価するのに役立つものであると認められた。然しこの報告書を理事会に提出するに当っては簡潔な要約を付すべきである，また保障措置の最終結論（転用がなかった，あるいは転用が行われた疑いがある）を得るに当って適用された諸条件（転用シナリオ検認活動，評価方法など）についても言及すべきであるなどの意見があった。更にSSIRに述べられている保障措置実施上の問題点に対してこれを解決する処置についても言及すべきであるとの勧告もなされ，この他に原子力発電所，核燃料加工工場，研究用原子炉，再処理工場など施設の種類別に種々の意見が開陳された。

次に「有意量」（SQ）などについて検討した。事務局は既に保障措置計画を作成するために仮の値を使用しているが，取り敢えずその使用を続けることを認めると共に，早急にSAGSIとしても作業を行い現実的且つ有意義な値を勧告することとした。この間に「臨界時間」の概念についても研究することとした。

第4回会議： この会議ではSSIR,SQその他について検討された。

今回はSSIRが1976年に実施した保障措置の報告書として具体的に提出されたのでこれについて審議した。1976年SSIRの様式は必ずしもSAGSIが勧告したどおりの様式ではないが，内容的には勧告に沿ったものであることが認められた。1976年SSIR中に盛り込まれた事務局長（DG）から理事会への勧告についてのコメントを事務局から求められた。これに対してはSAGSIとしてはこれらDGの勧告は現在の保障措置についてのIAEAの政策に反するものでもなく反対する理由はないとしながらも，これら勧告が有効か或は実施可能かの判断については意見を保留した。

次にSQなどについて討議されたが次のようなことが確認された。

(1) SAGSIは核爆発装置1発分にどれ程の核物質を必要とするかを検討するのに適当なグループではない。従って「しきい値」(TA)としてはUN Docuinent A/6858に記載されている値をそのまま採用する。

(2) SQを定めるに当っては核爆発装置に直接使用出来る核物質(高濃縮ウラン或はプルトニウム)とそうでない核物質とを区別して取り扱う必要がある。

(3) 事務局案では濃縮ウランを3つに分類しているが,技術的,実際的に考えて速中性子臨界量が得られる物質とそれに使用出来ない核物質の2つに分けることでよい。(第4回会議ではウランの濃縮度10%を境界としたが,第5回会議で見直しがなされ最終的には20%を境とした)

(4) SQやTAに加えてIAEAの査察に必要なその他の量についても定義づけが必要となるであろう。

(5) 現在の計量技術ではある種の施設(大量に核物質を取り扱っている施設)ではSQより大きな量を「目標量」としなければならないかもしれない。従って今後更に計量技術の改良が必要となるであろう。封じ込め,監視はもとより出来る限り精度のよい核物質計量管理を維持するのが重要である。

(6) 転用のし易いような状況の場合には探知確率の高いことが必要であるし,転用の危険の度合が低い場合には探知確率は低くてもよいがゼロではいけない。「必要なこと」と「十分なこと」を区別して考えなければいけない。例えば施設がIAEAとの約束を守ることは「必要なこと」ではあるが「十分なこと」ではなく,IAEAにより施設が約束を守っていることの検証をしなければ「十分なこと」にはならない。適時に転用を探知するには実際の棚卸し回数には制限があろうし,実在庫の検認だけで達成できるものではない。どの程度の探知確率が必要かは核物質の戦略的価値やそれをより高い価値に転換する機会がどの程度あるかなどにより決定されるものである。

(7) 施設に於て対象となる核物質の量がSQより少い場合でも測定精度は標準に保ち探知確率を低くするようなことがあってはならない。

(8) SQの今回の値は現在得られる情報に基づいて考えられたもので今後の経験や調査によって将来変更の必要が生ずるかもしれない暫定的な値である。

上記のようなコメントがなされ次回(第5回)会議まで異論がなければ前記のTA及びSQの値で確認することとした。表3-4及び表3-5には第5回会議で確認されたTA及びSQをそれぞれ示した。

次に「臨界時間」について事務局提出の資料基づき審議したが次回に詳細に検討することとした。

今回の会議では各委員から種々のコメントがなされたがその主なものは次のとおりである。

(1) 転用が発見された際には,引き続き政治的或は法的な国際手段がとられるであろうが,

表3－4　しきい量

物　　質		しきい量	
プルトニウム（プルトニウム239＞95％）		プルトラニウム239	8 kg
ウラン	（ウラン235＞90～95％）	ウラン	25 kg
ウラン233		ウラン233	8 kg

表3－5　有　意　量

	物　質	有意量	保障措置の適用対象
直接利用核物質	プルトニウム※	8 kg	元素全体
	ウラン233	8 kg	同位体全体
	ウラン（ウラン235≧20％）	25 kg	含有されるウラン235
	― これに加え，適宜，混合物に対する規則を適用 ―		
間接利用核物質	ウラン（ウラン235＜20％）※※	75 kg	含有されるウラン235
	トリウム	20 t	元素全体
	― これに加え適宜，混合物に対する規則を適用 ―		

※　プルトニウム238の含有量が80％未満のプルトニウムを対象。

※※　天燃ウラン及び劣化ウランを含む。

これらは保障措置制度の範囲外である。

(2)　保障措置に加えて，拡散を防ぐ他の手段が並行して存在するであろう。例えば技術情報の移転や使用の制限である。

(3)　保障措置の目標を達成するための仕組を図示する試みがなされるべきである。そしてその図面のなかには「対象期間」，「臨界時間」，「探知時間」及び「探知確率」が含まれるべきで，これに加えて封じ込め監視の適用も図示されなければならない。

(4)　原子力施設自体について保障措置が有効に適用されるよう配慮するのが望ましい。将来設計建設される新しい施設では保障措置の適用を容易にするよう，特に封じ込め監視が適用され易いように設計段階から配慮するのが望ましい。現在考えている保障措置手段を既存の原子力施設に強引に適用しようとすれば施設の運営に大変な支障を期すことになるのではないか。特に計量管理を基本とする保障措置手段が有効に働くか疑問である。

<u>第5回会議：</u>　さきの第4回でTA，SQが合意され「臨界時間」についても討議されたが，更に今回も続行して検討が行なわれた。そのうち主な議論を次に示す。

TAについてはUN報告書A/6858を採用したがこれはかなり古いデータに基くもので今日ではもはや通用しないものではないか，従ってTAは暫定的に認められたものである。TAはもっと少い量に修正の要があろうが，それには新しいデータが必要とされる。

TAは低目に定めた値であって，核爆発装置の製造に当っては各種の工程を経なければならずTAより多量の核物質を必要とするのは明らかである。

SQを採用するに当っては，この使用目的は，第4回会議で合意されたように，保障措置手続きを設計し，実施するのに使用されるものである（筆者註：従って査察結果の評価の際にはSQを評価の基準としては使わないと言うのが暗黙の諒解である。）ことの明白な確認がなされなければならない。

「臨界時間」の言語より「Conversion tine」（転換時間）の方が内容をよく表現しているとし，「転換時間」は核物質の各種の化合物を核爆発装置のための金属物質とするに要する時間と定義づけることとした。各「転換時間」は巾を持たせたものとすべきだとの意見で一致し，表3－6が承認されたが，その際の主なコメントは次のとおり。

表3－6　完成したプルトニウム又はウラン金属構成要素への推定物質転換時間

最初の物質の形態	転換時間
プルトニウム，HEU，又はウラン233金属	日のオーダー （7－10日）
二酸化プルトニウム，硝酸プルトニウム又はプルトニウム純化合物； HEU又はウラン233の酸化物その他の純化合物； MOX又は，プルトニウム及びウラン（（ウラン233＋ウラン235）≧20％）を含有するその他の未照射純混合物； スクラップその他の種々の不純化合物中のプルトニウム，HEU及び／又はウラン233	週のオーダー （1－3週間）※
照射済燃料中のプルトニウム，HEU又はウラン233※※	月のオーダー （1－3ケ月）
ウラン含有量＜ウラン235及び233で20％；トリウム	1年のオーダー

※　この範囲は1つの因子だけでは決まらないが，プルトニウム及びウランの純化合物は当該範囲の下端の方に，又，混合物及びスクラップは上端の方に位置する傾向にある。

※※　この分類が示す照射を確定するための基準は現在検討中である。

(1)　核爆発装置を製造するのには「転換時間」に引き続き，各構成物を組み立てその他の仕事のための時間を要する。然しSAGSIのメンバーの殆どは核物質を爆発装置の一構成物とすることについての知識を持ち合わせていないことに留意しなければならない。

(2)　「転換時間」に巾のあるのは核物質の各種の化学形態から金属にするための転換施設の規模，処理方法，熟練度などにより相違することによる。

(3)　「転換時間」と「探知時間」については1966年のINFCIRC/66の附属書1（再処理施設）作成のための全理事によるワーキング・グループ会議で検討されその際に「情報の連続性」の概念が導入されたがこの概念のなかには「転換時間」と「探知時間」が非常に短いことが前提とされていたのを想起すべきである。

次に「探知時間」について検討され次の合意がなされた。

(1) 「探知時間」は「転換時間」と大きさのオーダーが対応するものでなければならない。(筆者註：必しも1対1に対応しなければならないものではない)。SAGSIは「探知時間」と「転換時間」の関係については更に詳細な定義づけと明確化が必要なので今回の勧告は暫定的なものである。

(2) 今回勧告された「探知時間」を実際に適用するには種々の困難が予想されその際はIA-EA,関係国政府，施設などが協力して問題の解決に当ることが期待される。

(3) 少数意見して，暫定決定を行うにして施設に於てこれらの数値を保障措置に適用した場合の評価を事前に行うべきであるとした。

(4) SAGSIはこの値の適用の結果についての情報を継続的に事務局が報告することを要請する。

上記の合意をするに当って行われた主な議論を次に示す。

(1) 詳細な探知時間の基準は転換時間同様困難で探知時間にも転換時間同様の巾を持たせるべきである。

(2) 1972年以来のNPT下の保障措置の実施により国際的に受入れ可能な探知時間の値を定める必要性が増加している。

(3) IAEAの保障措置の有効性特に転用の時宣を得た探知の定量化についての説明が繰返し要求されている。

(4) 探知の適時性の定量化はINFCIRC/153制定の際に必要性が認められ爾来遅れている。

(5) INFCEに於てもIAEAの保障措置の有効性の評価が大きな関心の対象となった。特に燃料サイクルに関連して非常な関心を呼び起した。そして，目標量，探知時間及び探知確率が保障制度が達成しなければならない目標を定める総合的な基準を形成するものであるとの見解が表明された。その中でも探知時間は所要の適時性を定める重要な因子である。

(6) 探知時間は単に転換時間だけでなく他の外部因子も含めて総合的に定められるべきである。あるメンバーは「期待値」の考え方を導入して適当な方法を使用して探知時間を定めることを提案した。また特定の施設についてはそこでの核物質棚卸し回数に反比例して探知時間の上限が導き出されるのではないかとの意見もあった。事務局は実在庫の検認と核物質収支を閉じることが少量づつの転用を適時に発見するに役立ち，場合によっては大量一括転用の発見にも有効である旨指摘した。

(7) 転用が実際には行われていないが，有意量が不明となっているようなときはどうするが議論がなされ，SSACにもとづく時間と共に核物質の移動が明にされるような制度が国と施設に必要であるとされた。転用の疑いがある際のIAEAの行動は技術的な証拠だけでなく政治的その他の因子も含めて律せられるべきである。これは大変な重要なことであると全員により認められた。

次に「目標量」と「有意量」(SQ)の関係について検討されたが，現在は明白な関連づけを

することは出来ず，今後IAEAが保障措置の実施の間に得られる経験を取り入れて考えなければならないとした。また，現在到達可能な目標と将来の計量管理，有効性，効率などの改良により達成可能となる目標を区別しなければならないし，特定の保障措置手段だけに目標が縛られるべきでないことにも合意された。

次に「運転中棚卸し」の考え方につき事務局の説明があった。これは再処理などで正確な実在庫量を検認するのに加えて適時「運転中棚卸し」(運転を止めずに棚卸しを行う方法）を実施して有意量の核物質が転用されていないのを確認する方法である。一部のメンバーが納得しなかったし，また時間もなく今回は勧告はなされなかった。

封じ込め，監視についてこれを如何に定量化するか議論され，転用分析により確率計算手法的なアプローチも可能ではないかとの主張もあったがまとまった意見とはならなかった。

第6回会議：　この会議までにSQ，TAなどの重要な数値が合意されたが，これらを実際に如何に運用するかに関連して事務局より文書による質問がSAGSIに寄せられ主としてこれに対する回答が検討された。そのうち主なものは次のとおりである。

(1) 「目標量」を決定する際にはINFCIRC/153或はINFCIRC/66/Rev.2と背致しない範囲で行うべきである。また実際の適用に問題が生じぬようにそして資金的，人的資源増をもたらさぬような範囲で決定すべきである。

(2) 「目標量」を決定するに当って封じ込め，監視手段を定量化して併用するなど他の手段の適用も考えて定めること。

(3) 封じ込め，監視と核物質の計量は併用されて効果を生むものであり，何れか一方を適用すればよいものではない。計量は「小量転用」に，封じ込め，監視は「大量一括転用」に適用されるものと解してはならない。

(4) 保障措置の設計と実施の関係について前回より図示により検討してきたが図3－1図の形で合意された。これはSQ，転換時間と転用戦略を外部因子とし，それらから設定される査察の目標，その目標にともづく査察の実施方法，そして実施結果の有効度を評価する関係を示したものである。「転用仮定」は「実施手法」のレベルに含まれる，それは個々の施設固有の転用の可能性を考慮しなければならないからである。（筆者註：IAEAの保障措置用語集に記載されている同様の図を図3－3に示した。図3－1と稍々異っている点が認められている。例えば図3－1では有意量は外部因子としているが，図3－2ではIAEA探知目標としているし，図3－1では査察結果の評価は査察活動と区別しているが，図3－2では一括されている。図3－2はIAEA保障措置当局の考え方でありSAGSIと相違していることが分る。)

(5) 保障措置を適用する国に秘密の原子力施設の存在を前提として考えるか否かについては報告されていない核物質或は施設があるかもしれないことを除外して考えるわけにはゆかないが，保障措置の目的を達成するために適用する手段を定める際の前提条件の一つとし

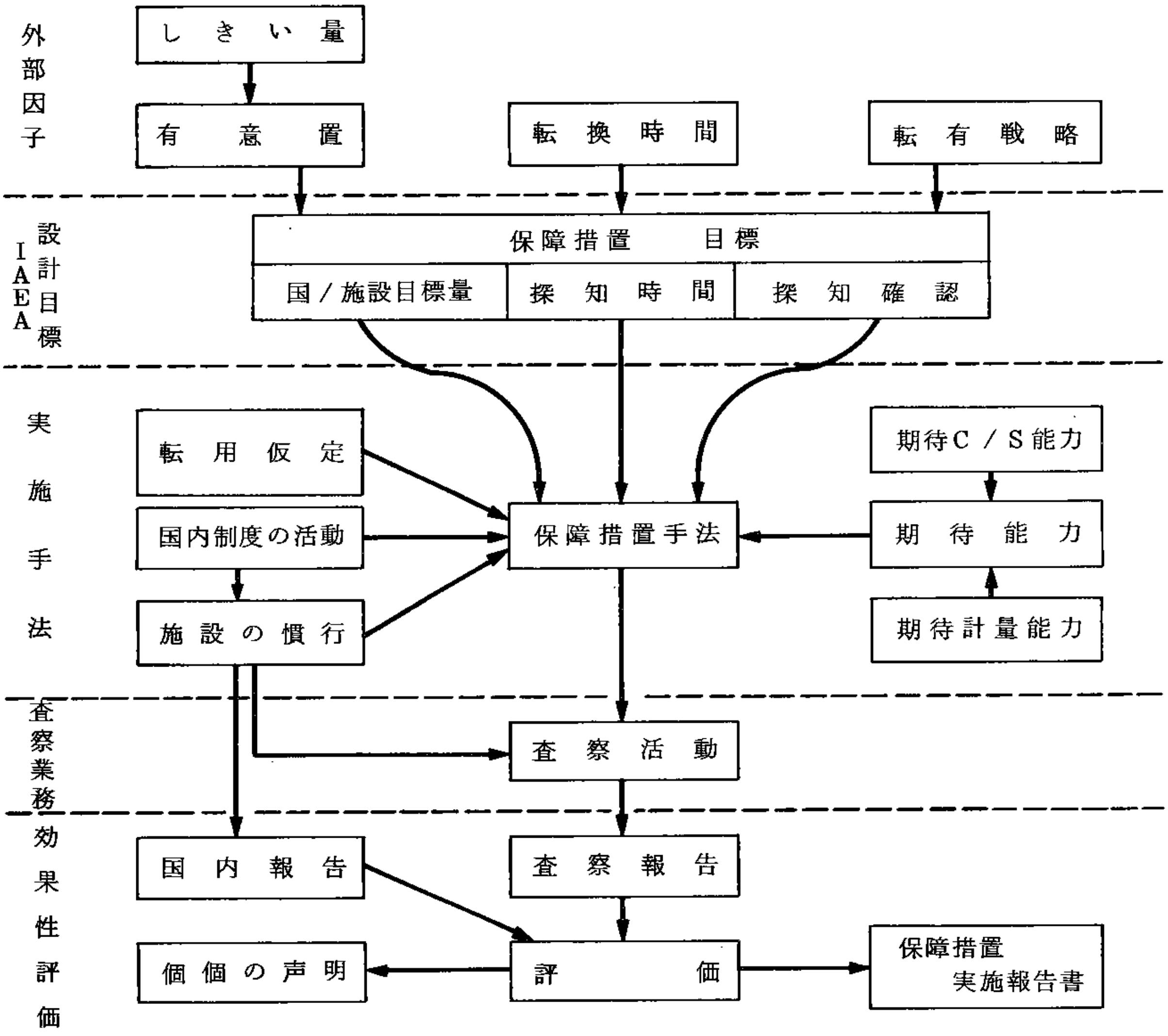


図3－1　保障措置手法の設計

て考えるべきものではない。

この間にSAGSIのメンバーからさまざまな意見が述べられたが必しも全員の受け入れられるところとはならなかった。そのうち興味のあるものを以下に述べる。

外部因子（しきい値，有意量，転換時間，転用戦略）を出発点としてこれらから保障措置目標（目標量，探知時間，探知確率）を演繹し，更にこの保障措置目標から保障措置手法を演繹する方法をIAEAは採用しているがこれは懸念がある。即ち現在では外部因子から特定の保障措置目標を導き出す適当な方法はない。そのためにIAEAは保障措置手法を定量化する唯一の道は次の仮定をする以外にはないのである。

○　施設における目標量は有意量と同じである。

○　探知時間は転換時間と同じである。

○　そのようなことで，満足すべき探知確率を達成するのに核物質計量と査察努力のみを採用している。(筆者註：他の手段を考慮していない)

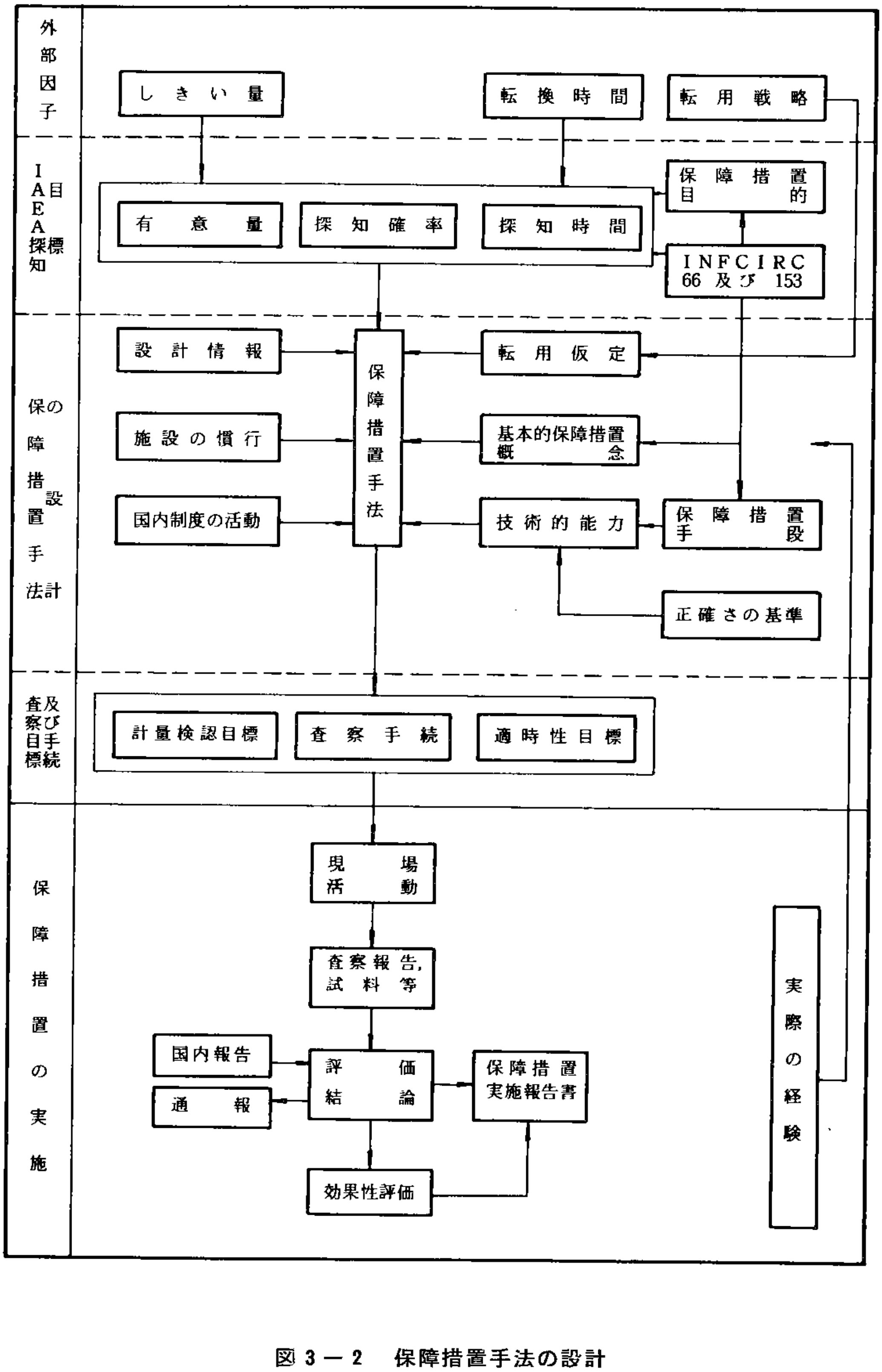


図３－２　保障措置手法の設計

このような保障措置の実施では困難な問題に直面するのは明かであり，原子力産業が発展成長すると共にこの問題は益々重大となるであろう。このような状況下では暫定的に同意された外部因子の変更や正式承認などには応じられない。それは前述のようにこれら外部因子そのものを実際の目標とIAEAは考え，かつそれを達成するのに計量と査察のみを手段としているからで，このような保障措置の実施を続けると非現実的な各種の要求がIAEAからなされるようになる。従って演繹的手法は改めなければならない。各国の核燃料サイクルと施設の特色を考慮し，それに応じた転用シナリオも想定して新な手法を考えるべきである。そのためには各種の施設や核燃料サイクルに適用可能な転用戦略を考え，十分分析することから始めてそれに基く保障措置戦略を組み立て分析してそれの有効性や弱点を評価することによって改良が行われる。
残念乍らこのための具体的な進め方は提案されなかった。

第７回及び第８回会議：　第６回までの会議で有意量，しきい量などの重要な基本的な数値が合意され，引き続きこれらの数値を適用して各種の型（軽水炉，加工工場，FBRなど）の施設に対する保障措置手法を設計する段階となった。事務局からFBRに対する保障措置手法のペーパーが提出され検討されたが不十分部分が多く，近く英国のドンレイのFBRがIAEAの保障措置下におかれる見通しなのでそれによりIAEAが経験を得てから再度ペーパーを作成し直して提出することとなった。また事務局から保障措置用語集を作成する計画が説明されその案が提出されたが不備な点がSAGSIにより指摘され，手直しされたがなおSAGSIの承認するところとならず，SAGSI監修とすることは拒否されたのみならず，この用語集は今後引き続き修正を加えること，保障措置協定の交渉の際の正式な用語解釈の手引きには使用しないなどの条件の下に印刷配布することがSAGSIにより承認された。

今井氏のSAGSI会議の報告書にも第７，第８会議ではSAGSIのメンバーと事務局が必しもしっくりしていなかった様子が述べられている。事務局はSAGSIの要求する資料を提出しなかったり或はSAGSIの勧告中IAEAに都合のよい部分のみを実施に移したりしたようで上記の用語集もその現れのような感がある。

第９回会議：　以上のようなことで第９回が緊急に開かれ，技術的問題の実質的審議よりもSAGSIの役割り，事務局の協力，今後検討すべき事項などについて事務局を交えて或はSAGSIメンバーのみで検討が行われその結果次回の議題として次が合意された。

1. IAEAの保障措置の現況

   本件については事務局のそれぞれ担当の責任者より現在実施中の保障措置の現状につき口頭説明を受け，そのうちからSAGSIが審議しなければならない事項を抽出することとする。

2. 保障措置実施年報（SIR)から問題点を抽出する。まづ最初には軽水炉を中心とする。そして将来更に他の種類の原子力施設に対する保障措置の在り方を検討し現在保障措置の対

象となっていない施設，大型施設についても検討する。

3. IAEAの主催で開催されている保障措置に関する各種の会議の活動状況を審議する。このため事務局より各会議の設立目的，審議進行状況，今後の開催予定などにつき資料を提出することとなった。

4. SAGSIのラポーターの報告，非公式のセミナー型のSAGSI会議をグプタ及びベット両氏をリーダーとして開く。

5. 上記の諸議題の討議の結果から保障措置実施のためのガイドラインを検討する。

第10回からは日本代表は今井氏から萩野谷氏に交替した。この回からは第９回での約束に基き事務局による保障措置実施状況の口頭説明が各部の責任者から行われるようになった。

また事務局長の要請によりこれ迄SAC（科学諮問委員会，日本からは村田浩氏が日本代表となっている）で審議していた保障措置技術に関するIAEA主催の会議と研究開発もSAGSIで審議することと改められた。

1980年になると保障措置の技術的手法も大きな枠組は出来上り，これに基づき各国各施設にそれら技術的手法を適用するのが大きな仕事となる一方個々の機器やシステムの研究開発も益々複雑詳細なものとなる傾向が現れてきた。

IAEAと各国との保障措置協定も締結されそれに基く施設附属書も合意されるに及んで次には査察員の不足が問題となってきた。表３－７はIAEAの予算，定員等を示したものであるが,IA-

表３－７　IAEA保障措置予算・定員

	予算（1000ドル）		定員			所要
	全局	保障措置局	全局	保障措置局	査察員*	査察員
1975	34,925	4,962	1,205	136		
1976	44,074	6,443	1,232	138	70	
1977	51,006	7,951	1,297	161	73	
1978	52,534	12,177	1,374	213	90	
1979	66,462	15,653	1,455	282	122	170
1980	80,643	21,740	1,428	324	136	178
1981	88,672	25,003	1,461	354	146,（3）	193
1982	86,369	25,700	1,475	368	151,（3）	206
1983	96,417	30,943	1,522	400	151,（23）	221
1984	110,376	37,014	1,568	433	151,（40）	229
1985	121,109	41,693	1,606	464	151,（57）	245

＊査察員は保障措置局定員の内数　（ ）数字は査察補助員を示し同じく内数

EA全体の予算定員の伸びに比較して保障措置局のそれが非常に大きいことが分る。IAEA理事会では各国理事が予算節約，定員増抑制を唱えているなかで，保障措置関係だけが核兵器保有国の支持を得て比較的大巾な増額，増員を達成してきたことに対して各国から原子力平和利用に直接寄与しない保障措置が平和利用予算を圧迫しているとの非難を浴びるようになってきた。一方では原子力施設が増加して年々査察業務量は増加し従って査察員も増加しなければならない。表3-7には保障措置目標を達成するに必要とされる査察員数を示した。現実には所要査察業務量の66％程度を消化しているに過ぎずこれまでは転用があったとしても探知できない事態が生じかねないとの訴えが事務局からなされるに至った。このような情勢で，1982年6月の理事会は事務局に対して核燃料サイクルを考慮して保障措置手法を再評価しその結果を1983年2月の理事会に報告するよう指示した。事務局長はこれを請けてSAGSIに対しこの作業に対する援助を要請した。SAGSIは前述のとおり核燃料サイクルを考慮した保障措置の手法の調査を以前から提唱したこともありこれに協力し，1983年2月の理事会への事務局からの報告続いて更に詳細に調査するよう指示された。SAGSIは引き続きこれに協力することとし，ワーキング・グループを設けて保障措置技術の研究開発と核燃料サイクルを考慮した保障措置手法を調査することとした。ワーキング・グループの調査結果は第16回のSAGI会議に報告検討されたのでその模様を以下に記す。

第1ワーキング・グループの報告書概要

第1ワーキング・グループはIAEAの保障措置技術の研究開発プログラムと,1983～1988の間の所要査察機器について審議した。研究開発プログラムは主として各国のサポート・プログラムで実施されているのでIAEA自体のプログラムと調整するのが必要である。研究開発は査察そのものとそれの前後に行われるIAEAの活動のニーズに合致しなければならない。研究開発は保障措置実施の有効性と効率を向上するに貢献し，特に査察目標の達成度の向上に役立つものでなければならない。その上解決を急ぐ研究項目を優先的に採り上げるべきである。その例としては：

- ○ 直接転用に役立つ核物質に関するもの
- ○ 大量の核物質の取扱いに関連するもの
- ○ 単一の施設より共通の施設に関するもの
- ○ 現在の保障措置実施上問題となっているもの

更に開発項目設定の際に考慮すべきこととしては研究開発そのものの効率，開発結果の効果研究母体を明確にし，遂行手続き，責任も明白に定めておくことが大切である。IAEAの保障措置を改良するための仕事は保障措置局内各部が関与するものであり，局のレベルで各部間の調整をしなければならない。

保障措置用機器の所要量についての審議では所要量そのものの審議ではなく所要量の算定方法の審議を行った。算定方法は使用可能な機器のリストと1988年までに保障措置下におかれ

表 3 － 8

IAEA SAFEGUARDS EQUIPMENT PROJECTIONS BY FACILITY TYPE (BY OPERATIONS SECTIONS, 1982-1985) TABLE 5

FACILITY TYPE:	LIGHT WATER REACTORS	1982 (In Use)							1983							1984							1985						
		FE	NA	SSE	A+L	CNE	EUR	FAC Σ	FE	NA	SSE	A+L	CNE	EUR	FAC Σ	FE	NA	SSE	A+L	CNE	EUR	FAC Σ	FE	NA	SSE	A+L	CNE	EUR	FAC Σ
EQUIPMENT ITEM	FACILITIES:	34	2	3	14	31	26	110	3	2	4	14	34	27	118	41	2	4	16	39	32	134	45	2	4	16	42	34	143
	ARIE (MD) :																												
SN12	SAM-II STABILIZED ASSAY METER (with Nal)			1D		3D		4			1E		2D		3					1C		1							0
PITT	PTTMAN 322C (eith Nal)	1E						1	1E						1	1E						1	1E						1
IM-4	IM-4 HAND-HELD ASSAY PROBE (with Nal)			1E	2E	1E		4				2E			2				2E			2				2E			2
SLNA	SILEMA MCA (4K, & older 1K)							0						1E	1						1D	1						1B	1
PMCA	PORTABLE MIMI-MCA							0			1D		3D	1C	5			1D		4D	1A	6			1D		5D	2A	8
GDET	GERMANIUM DETECTORS							0						1E	1						1D	1						1B	1
UNCL	URANIUM NEUTRON COINCIDENCE COLLAR		1E					1	2E	1C	1E				4	2E	1C	1D		1E	1A	6	2E	1C	1D		3E	1A	8
PNCL	PLUTONIUM NEUTRON COINCIDNECE COLLAR							0						1E	1	1E					1D	2	1E					1B	2
IONI	ION-I DETECTOR FOR SPENT FUEL NDA		1E			1E		2	2D	1A			1E		4	3E	1A			2E	5D	11	3E	1A			3E	8C	15
PRGC	PROGRAMMABLE CALCULATORS (eg HP-97; 41C)							0		1C					1		1C		1E		2B	4		1C		1E		2A	4
PHSR	PHOT SURVEILLANCE UNIT (Twin Minolta)	25R	3R		14R	36R	25R	103	33R	4R		4R	40R	25R	106	24R	4R		2R	44R	15R	89		4R			45R	7R	56
ELPS	ELMO PUS UNIT (Orig./FRG/JAPAN, Unit)							0				15R		5R	20	14R			19R		20R	53	42R			26R		25R	93
TVSR	TV SURVEILLANCE(Cameras, Recorders etc.)	2R	2P	3R				7	2R	2P	5R				9	2R	2P	5R			2R	11	2R	2P	5R			5R	14
PRTV	PORTABLE TV (Cameras & Recorders)							0	6D						6	10D						10	12D						12
CKVD	CERENKOW VIEWING DEVICE	2E	2A	2D	3E	3D		12	4B		2D	3E	3D	1B	13	4D		2D	4E		1A	11	7D		2D	4E		1A	14
ICVD	IMPROVED CERENKOV VIEWING DEVICE							0	4B	2R				1B	7	6D	2R			3C	1A	12	14D	2R			3C	1A	20
UWTV	UNDERWATER TV CAMERA	20P						20	25P	1A					26	29P	1A					30	33P	1A					34
UWVD	UNDERWATER VIEWING DEVICES					R24P		25		1A			R27P		29		1A			R32P		34		1A			R33P		R33P
ADPS	ADHESIVE/PAPER SEALS			10			100	110			30			100	130			30			100	130			30			100	130
CAPS	CAP SEALS (Metallic type E & type X)	400	20	15A	160	110	100	1005	600	20	20	250	333	100	1323	700	20	20	300	440	200	1680	800	20	20	300	448	200	1788
FBOS	FIBRE OPTIC SEAL (Eg. Cobra)							0							0				30			30				30			30
FBOV	FIBRE OPTIC SEAL VERIFIER							0							0				1B			1				1B			1
USBA	ULTRASONIC SEAL for BWR ASSEMBLIES							0							0							0	360			400			760
USBV	ULTRASONIC SEAL (for BWR) VERTIFIER							0							0							0	2			2D			4
VCOS	VACOSS III ELECTRONIC SEAL							0				4R			4				4R			4				4R			4
VCSV	VACOSS III SEAL VERIFIER							0				1E			1				1E			1				1E			1
ILDS	ILD DOSIMETERS						24	25						30	30	39R					35	74	42R			20		32	94
REPM	REACTOR POWER MONITOR (^{3}He Detector)							0		1A		3R			4	10R	1A		6R			17	29R	1A		15R			45
MSTR	MINI STAR CCTV SURVEILLANCE SYSTEM							0							0	1B	1A	1D				3	2B	1A	1D				4

表 3 － 9

IAEA SAFEGUARDS EQUIPMENT FORECAST TABLE 4A OPERATIONS SECTION OA1 & OA2 (FES) YEAR 1984 , SHEET 5 OF 8

EQUIPMENT ITEM

EQUIPMENT USAGE CODE:
A 100-80% R Resides in Plant, IAEA-Owned
B 80-60% P Plant-Owned/Operated Eqp't
C 60-40%
D 40-20%
E 20- 0%

Code	Equipment Item	LIGHT WATER REACTOR	CANDU 600MW & 4-Unit Sta.	CANDU < 300 MW & Other OLRs	Pu Fuelled Reactors	Natural U Conversion & Fuel Fab.	LEU Conversion & Fuel Fab.	HEU Conversion & Fuel Fab.	MOX Conversion & Fuel Fab.	Research Reactors (> 25 MW)	Large Scale Critical Assemblies	Small Res. Reactors & Crit. Assy's	Reprocessing Plants	Enrichment Plants	All Other Facilities (Storages etc.)	SECTION NEEDS, ALL FACILITIES: Section Σ	EQUIPMENT/USAGE COMMENTS/NOTES
	FACILITIES:	41	1	1	1	4	8	1	3	3	2	26	1	2	9	103	
	ARIE (MD)																
SAM2	SAM-II STABILIZED ASSAY METER (with NaI)						5E									2D	
BSAM	BNL STABILIZED ASSAY METER (with NaI)																
PITT	PITTMAN 322C (with NaI)	1E					4E		1E	1E		1E				2C	
HM-4	HM-4 HAND-HELD ASSAY PROBE (with NaI)				1C		7R		2R	1E	1E	1E				1B9R	
SLNA	SILENA MCA (4K, & older 1K)					2E	1D		2C		2C1R		1E	1D		3B1R	
SLNC	SILENA CICERO MCA (8K)								1E3R	1E	2R					1E5R	
PIAU	PU ISOTOPIC ANALYSIS UNIT (LLNL)								2R		1R					3R	
PMCA	PORTABLE MINI-MCA				1C	1R	1C2R	1R	2R	1C1R	1B	2D	1R	1D1R		7C9R	
GDET	GERMANIUM DETECTORS				1C		1C3R	1B	2R	1C1R	1C2R	2D		1D2R		6B10R	
SNAP	HAND HELD NEUTRON DETECTOR																
HLNC	HIGH LEVEL NEUTRON COINC. COUNTER				1C				3C4R	1E	1R					3B5R	
AWCC	ACTIVE WELL COINCIDENCE COUNTER							1D			1D					1B	
CNCC	CHANNEL, NEUTRON COINC. COUNTER										1R					1R	
BCNC	BIRD CAGE COINCIDENCE COUNTER										1R					1R	
INVS	INVENTORY SAMPLE COUNTER								2C3R				1R			1B4R	
FPTC	FBR PIN-TRAY COUNTER								2R							2R	
FRSC	FUEL ROD SCANNER																
UNCL	URANIUM NEUTRAON COINCIDENCE COLLAR	2E					7D7R				1D					4C7R	
PNCL	PLUTONIUM NEUTRON COINCIDENCE COLLAR	1E														1E	
UFBC	UNIVERSAL FBR ASSEMBLY COUNTER								2R							2R	
ION1	ION-1 DETECTOR FOR SPENT FUEL NDA	3E								1E			1R			2D1R	
KEDG	K-EDGE DENSITOMETER								1R				1P			1R1P	
PRGC	PROGRAMMABLE CALCULATORS (eg HP-97; 41C)								2R		2R					4R	
PRTC	PORTABLE COMPUTERS (eg HP-85)				1C		2C7R		6R	1E	2R	2R	1R			2C16R	
STRG	STRAIN GAUGE, HOIST & ELECTRONICS UNIT					2R	1D2R							2R		1D6R	
ULTG	ULTRASONIC THICKNESS GAUGE (UF_6 CYL.)						2R							4R		6R	
EBAL	ELECTRONIC BALANCE																
STDW	STANDARD WEIGHTS (Sets of various masses)						2R	13R	2R	2R			1R	3R		23R	
SGSC	SEGMENTED GAMMA SCANNER																
XRFD	X-RAY FLUORESCENCE DETECTOR																
CALR	CALORIMETERS (Indicate bulk/small sample)																
ELTM	ELECTROMANOMETERS									1P			1P1R			1R2P	
D2OM	D_2O MEASUREMENT DEVICES/SAMPLE CONTAINERS																

表 3 − 10

IAEA SAFEGUARDS EQUIPMENT FORECAST TABLE 4B OPERATIONS SECTION OA1 & OA2 (FES) YEAR 1984 , SHEET 6 OF 8

EQUIPMENT ITEM

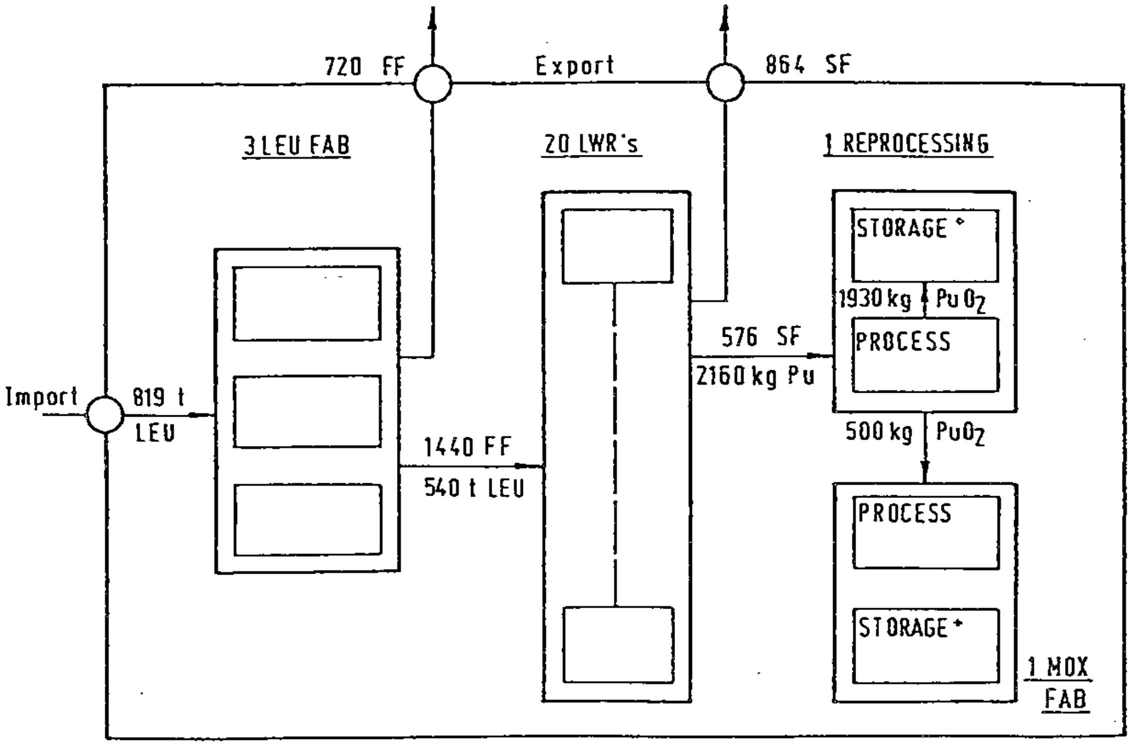
EQUIPMENT USAGE CODE:
A 100–80% R Resides in Plant, IAEA-Owned
B 80–60% P Plant-Owned/Operated Eqp't
C 60–40%
D 40–20%
E 20 0%

Code	Equipment Item	LIGHT WATER REACTORS	CANDU 600MW & 4-Unit Sta.	CANDU <300 MW & Other OLRs	Pu Fuelled Reactors	Natural U Conversion & Fuel Fab.	LEU Conversion & Fuel Fab.	HEU Conversion & Fuel Fab.	MOX Conversion & Fuel Fab.	Research Reactors (>25 MW)	Large Scale Critical Assemblies	Small Res. Reactors & Crit. Assy's	Reprocessing Plants	Enrichment Plants	All Other Facilities (Storages etc.)	SECTION NEEDS, ALL FACILITIES: Section Σ	EQUIPMENT/USAGE COMMENTS/NOTES
	FACILITIES:	41	1	1	1	4	8	1	3	3	2	26	1	2	9	103	
	ARIE (MD) :																
PHSR	PHOTO SURVEILLANCE UNIT (Twin Minolta)	24R		1R						4R			1R			30R	
ELPS	ELMO PHS UNIT (Orig./FRG/Japan, Unit)	14R		1R	3R					3R			1R			20R	
TVSR	TV SURVEILLANCE (Cameras, Recorders etc.)	2R		1R						2R						5R	
PRTV	PORTABLE TV (Cameras & Recorders)	10D					1D		1D							10C	Video Cameras Pela^{3}max
CKVD	CERENKOV VIEWING DEVICE	4D														4B	
ICVD	IMPROVED CERENKOV VIEWING DEVICE	6D														6B	
UWTV	UNDERWATER TV CAMERA	29P														29P	
UWVD	UNDERWATER VIEWING DEVICES																
CFCS	CANDU FILM CAMERA SYSTEM		4R													4R	
CATV	CANDU CCTV SYSTEM (8 Cameras)		1R													1R	
CFFC	CANDU FRESH FUEL BUNDLE COUNTER		2R													2R	
CSFC	CANDU SPENT FUEL BUNDLE COUNTER		2R													2R	
CSFV	CANDU SPENT FUEL GAMMA VERIFIER																
ADPS	ADHESIVE/PAPER SEALS		100		200	20	40	40	40	100	200	100	120	40		1000	Annual Use,
CAPS	CAP SEALS (Metallic type E & type X)	700	100		300	25	60	200	450	100	420	25	550	70		3000	Annual Usage
SHRT	SHRINK TUBE SEALS						8							52		60	
FBOS	FIBRE OPTIC SEAL (Eg. Cobra)								2		18					20	
FBOV	FIBRE OPTIC SEAL VERIFIER								1C		1C					1	
FSBA	ULTRASONIC SEAL for BWR ASSEMBLIES																
USBV	ULTRASONIC SEAL (for BWR) VERIFIER																
ULCS	ULTRASONIC CAP SEAL (CANDU spent fuel)		30													30	
UCSV	ULTRASONIC CAP SEAL VERIFIER (CANDU)		1R													1R	
VCOS	VACOSS III ELECTRONIC SEAL										20			6		26	
VCSV	VACOSS III SEAL VERIFIER										1			1		2	
TLDS	TLD DOSIMETERS	39R	4	2R						7R			2R			54	(For Cameras)
RPLG	RPL GLASS DOSIMETERS																
TEPM	TRACK ETCH REACTOR POWER MONITOR									1R						1R	
REPM	REACTOR POWER MONITOR (^{3}He Detector)	10R		1R	1R					2R						14R	
PMAS	PORTAL MONITORS & ADVANCED C/S SYSTEM																
AUVD	ADVANCED UNDERWATER VIEWING DEVICES																
SHPC	SHIPPING CONTAINERS (e.g. PAT-2; TYPE B)								2C				2C			4C	
STAR	STAR ADVANCED CCTV SURVEILLANCE SYSTEM												1R			1R	
MSTR	MINI STAR CCTV SURVEILLANCE SYSTEM	1B														1B	

るリストを基にしている。機器所要量は一定の仮定の下でOperatieons Sectionsが作成した予測をもとにしており，毎年見直しを行うものである。現在の状況下ではこの予測方法は適当なものであると認められたが，1988年までに亘る長期間の予測については意見を保留した。Operations Sectionsの間には予測の基本となる保障措置の適用方法が異っていることが認められた。従ってこの予測を通じて保障措置局幹部がOperations Sections保障措置実施方法の標準化を計ることを勧告する。それと同時に「トップ・ダウン」(局レベルで定めた保障措置手法と査察活動）及び「ボトム・アップ」（個々の国或は施設に特有な状況下での対応策）を行って保障措置施策を推進すべきである。参考のため機器の所要量を表3－8～3－10に示した。
（Keepin氏の1983年4月INMM Vienna Chapterの会議の報告より抜粋）

第2ワーキング・グループの報告書概要

このグループは核燃料サイクルを考慮した保障措置手法を調査した。核燃料サイクルとしては軽水炉燃料サイクルとCANDU燃料サイクルの2種類を対象とした。軽水炉燃料サイクルでは低濃縮ウラン加工工場（各300t/y)，軽水炉20基（各100万kwe)，再処理1工場（240t/年）Mox加工1工場（500kgPuO_2/年）を想定した。(図3－3参照）各工場に対するベース・ケー



LEU FAB :: 低濃縮ウラン加工実施
LWR　: 軽水炉
FF　: 新燃料
SF　: 使用済燃料
MOX FAB : プルトニウム・ウラン混合酸化物加工施設

図3－3　軽水炉燃料サイクル

スの査察業務量は各施設当りLEU加工工場で約160人日/年，軽水炉では約14人日/年,再処理工場約1,440人日/年，MOX加工工場で260人日/年とした。(表3－11参照)これによると核燃料サイクル施設総計で約2,500人日/年の査察業務量となる。このベース・ケースに対して有意量，探知確率，サンプリング・プランなどを変化させ，例えば有意量（SQ）は1SQでなく3SQにするとか，探知確率を95%から50%にする，探知時間をプルトニウムは4週間に，また使用済燃料は6ケ月にするなどを組合せて代替ケースを調査した。また核爆発装置に直接使用出来ぬLEU及び使用済燃料については転用の危険を無視するケースも調査に含めたし，LEU加工工場へのUF_6の入荷に際しての検認は行わない（UF_6は輸入されるものと仮定し，輸出側で検認するに止める），完成核燃料集合体は出荷側或は受取側か何れか一方でのみ検認する。軽水炉20基の査察のうち査察する旨通告はしてもそれらのうち何回かは実際には査察を実施しない（無通告無査察）などのケースも含めた。その状況を表3－12に示した。その結果次のような結論が引き出された。

(1) 低濃縮ウラン及び使用済燃料の転用の危険性は無視出来るとした場合に査察業務量は最小となる。即ちベース・ケースに比較して30～35%(660～680人日/年）減少して総計約1,600人日/年とする。

(2) バルク核物質取扱い施設での査察業務量は探知時間の変化よりもSQと探知確率の変化に敏感で，例えば3SQ，56%探知確率とすると全体で査察業務量は約20%（約500人日/年）減少する。

(3) 探知時間の基準を緩和すると軽水炉とMOX加工工場で査察業務量が著しく減少する。特に使用済燃料の転用の探知時間を1年とすることにより監視機器の必要性が減少し，ひいては原子炉に対する保障措置を大巾に簡略化出来る。

(4) 核燃料サイクル中の施設間の相互依存性或は国外の施設への依存度，軽水炉の査察回数などについて検討したがもともとこれらに関連する査察業務量が小さいので核燃料サイクル全体の査察業務量を大きく減少させる要因でないことが判明した。

(5) 各ケースを組合せたケースを考えてみたが単一のケースよりも大きな査察業務量の節約となるのがその節約量は各ケースの節約量の単純算術総和よりもおそらく小さいと思われる。

(6) IAEAの人的資源に限りがあって全査察業務量を消化し切れないときはその人的資源を如何に各施設査察に割当てるかについて米国ブルック・ヘブン国立研究所で開発したコンピュータ・プログラムを検討したが設定条件を慎重に選べは十分実用に供し得るものと思われる。

(7) ベース・ケースは事務局の提案を殆んどそのまま受入れ使用したもので十分な検討を行う余裕がなかった。転用シナリオ含めてベース・ケースを詳細に検討すれば査察業務量の大巾な削減が得られる可能性がある。

(8) 軽水炉燃料サイクル全体として核燃料の物質収支をとる方法の調査はしていない。この

調査を行えば核燃料の流れの検認活動，払出し側と受入れ側の差違（S /RD）の取扱い方法などについて重要な手がかりが得られようし，査察活動を簡略化し，データの信頼性を向上させ引いては査察業務量を減少させることが出来るかもしれず引き続き調査をしたい。

CANDU燃料サイクルではイエロケーキのUO_2への転換1施設（1100t/年），加工3施設（440t/年2工場，220t/年1工場），CANDU炉10基（4基ユニットが2ユニット，1基ユニットが2ユニット，各炉共に60万kwe)を想定した。（図3－4参照）各施設に対するベース・ケースの査察業務量は各施設当り，転換では16人日／年，加工では20人日／年，CANDU炉では28人日／年で核燃料サイクル施設総計では380人日／年となる（表3－13参照）。このベース・ケースに対して軽水炉燃料サイクルと同様なパラメータの変化の他に核燃料サイクル全体を1MBAとすることも検討したが，この場合には全施設一斉に実在庫検認を行うこととなる。この調査結果を表3－14に示したが検討の結果の結論は次のとおりである。

(1) 総計で380人日／年のベース・ケースの査察業務量中約80％はCANDU炉に対するもので残り26％が他の施設である。これは軽水炉サイクルの場合の再処理とMOXが75％，低濃縮ウラン加工施設が13％，残り12％が軽水炉であるのに対して対照的である。

(2) 天然ウラン及び使用済燃料の転用の危険は殆どないと仮定すると査察業務量92％の節減（約350人日／年）となり約30人日／年でよいこととなる。

(3) 上述のように核燃料サイクル全体を1MBAと考え且つ全施設一斉核物質実在庫検認を実施することとしたケースでは加工施設では査察業務量は60％の減少となり従って全体としては約3％の節減となるのみであるが査察活動は簡略化出来ることとなる。

(4) 探知時間，有意量，探知確率を変化させても査察業務量に大きな変化は生じなかった。また核物質の国内施設間の移動はベース・ケースで考えられていたし国際依存度はこのCANDU炉核燃料サイクルには存在しない。

(5) 軽水炉サイクルの調査同様更に詳細検討の要がある。

第3ワーキング・グループ報告書概要

第3グループは限られた査察業務量の新な割当て手法について調査した。まづ第1にARIE（Actual Routine Inspection Efforts）とPLARIE（Planned ARIE）の査察業務量の法的根拠が異っていること，特にNPT加盟国でない国とIAEAの保障措置協定にはARIEを定める条項がないこと従って新手法を考えるときには十分これを考慮しなければならないことを認識した。第2にはARIEとPCARIE及び目標達成度合についての事務局の資料の分析を行い且つARIEとPLARIEの有意性について予備的評価を行った。それによればARIEは同一の型の施設でも相当異なりまたARIEとPLARIE間には何等明白な関連はなく，如何なる根拠でPLARIEが決定されたか判断としないしARIE或はPLARIEの実施と査察目標の達成との間の関連も明白でない。換言すればあらゆる施設で理論的目標を達成出来ぬような手段で査察しておりその結果転用に対して何等の保証も可能でないにも拘わらず各国に差別待遇は与えていないとは言い乍らIAEAに勝手

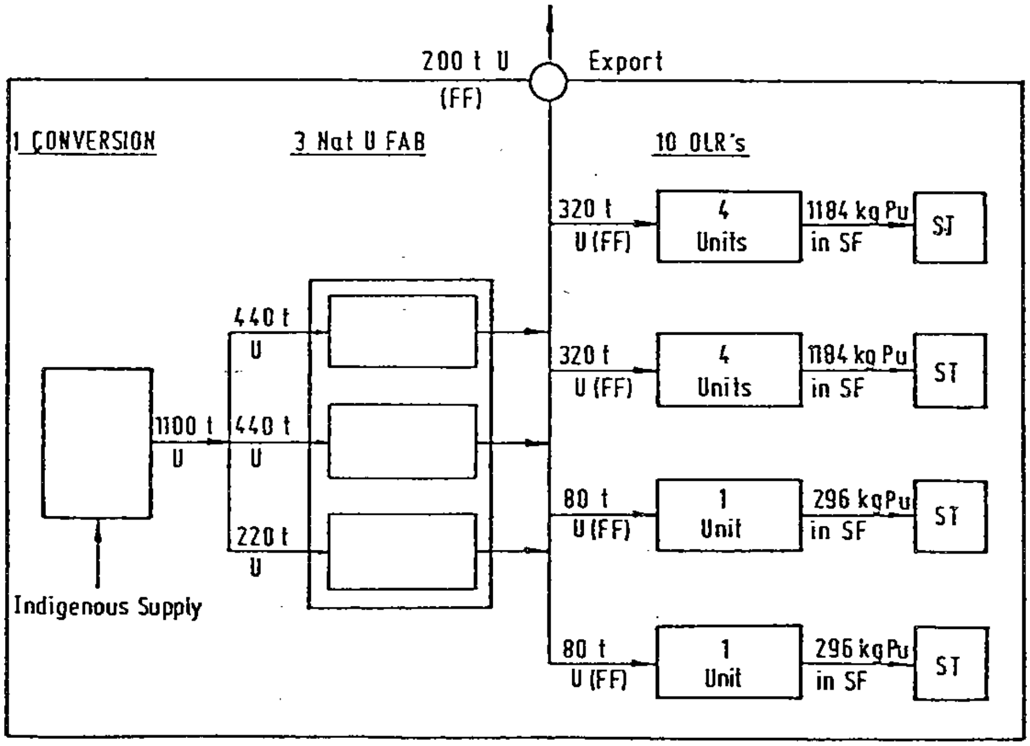


図3－4　CANDU炉燃料サイクル

表３－11　軽水炉燃料サイクルのベース・ケース

この燃料サイクルは次の施設からなる:

100万KWe 軽水炉 20基

3%濃縮ウランのUF_6 600t／年を加工する3施設

240t HM／年の再処理1施設

500kg／年のMOX加工をする1施設

施設	査察活動	査察人日/年	各施設での合計査察人日/年（低濃縮ウラン加工施設でニュートロン・カラー使用せず）	各施設での合計査察人日/年（低濃縮ウラン加工施設でニュートロン・カラー使用）
軽水炉	1. 中間査察(年3回)	5.5		
	2. 核物質在庫検認(年1回)	6.6		
	3. 炉心封印	1.0		
	4. 訓練	1.		
	計	～14.0	280	280
低濃縮ウラン加工施設（ニュートロン・カラー使用せず）	1. 中間査察(年11回)	70.6		
	2. 核物質在庫検認(年1回)	13		
	3. 訓練	14		
	計	～98	294	－
低濃縮ウラン加工施設（ニュートロン・カラー使用せず）	1. 中間査察(年11回)	128		
	2. 核物質在庫検認(年1回)	9		
	3. 訓練	23		
	計	～160	－	480
再処理施設	1. 中間査察(連続核物質検認)	994		
	2. 中間査察(部分的核物質在庫検認)	134		
	3. 核物質在庫検認(年2回)	100		
	4. 訓練	205		
	計	1,433	1,433	1,433
MOX加工施設	1. 中間査察(2週間毎核物質検認)	123.3		
	2. 中間査察(2週間毎部分的核物質在庫検認)	72		
	3. 核物質在庫検認(年2回)	31		
	4. 訓練	38		
	計	～264	264	264
	合計		2,271	2,457

表3−12　軽水炉燃料サイクルの　合の各ケースの所要査察業務量（人日／年）

ケース	軽水炉	LEU加工施設		再処理施設	MOX加工施設	軽水炉燃料サイクル					合計	
		n-カラー使用せず	n-カラー使用			軽水炉20基	LEU加工3施設 n-カラー使用せず	LEU加工3施設 n-カラー使用	再処理1施設	MOX加工1施設	n-カラー使用せず	n-カラー使用
ベース・ケース	14	98	160	1433	264	280	294	480	1433	264	2271	2457
B-1: GQ=3SQ, PD=0.95	13 (-7)	82 (-16)	118 (-26)	1236 (-14)	243 (-8)	260	246	354	1236	243	1985 (-13)	2093 (-15)
B-4: B-1に同じ，但しPD=0.5 GQ=1SQ	12 (-14)	78 (-20)	109 (-32)	1205 (-16)	240 (-9)	240	234	327	1205	240	1919 (-16)	2012 (-18)
B-4/Var 1*: B-4と同じ，同じ受入れ計量槽にランダムサンプリング実施	12 (-14)	78 (-20)	109 (-32)	1107 (-23)	240 (-9)	240	234	327	1107	240	1821 (-20)	1914 (-22)
B-4/Var 2: B4に同じ，但しGQ=3SQ, PD=0.5	12 (-14)	71 (-28)	95 (-41)	1145 (-20)	232 (-12)	240	213	285	1145	232	1830 (-19)	1902 (-23)
B-4/Var 2/1*: B-4/Var2と同し，但し受入れ計量槽にランダムサンプリング実施	12 (-14)	71 (-28)	95 (-41)	989 (-31)	232 (-12)	240	213	285	989	232	1674 (-26)	1746 (-29)
B-2: DTをSFは6ケ月,Puは4週間とする。他はベース・ケースと同じ	11 (-21)	98	160	1360 (-5)	218 (-17)	220	294	480	1360	218	2092 (-8)	2278 (-7)
B-2/Var 1: B-2と同じ。但しMOXの核物質の流れを4週間毎に検認	11 (-21)	98	160	1360 (-5)	165 (-38)	220	294	480	1360	165	2039 (-10)	2225 (-9)
B-3: DTを軽水炉1年，再処理MOX 6ケ月とする。他はベース・ケースと同じ	10 (-29)	98	160	1276 (-11)	180 (-32)	200	294	480	1276	180	1950 (-14)	2136 (-13)
B-3/Var 1: B-3と同じ。但し，MOXの核物質の流れを4週間毎に検認	10 (-29)	98	160	1276 (-11)	126 (-52)	200	294	480	1276	126	1896 (-17)	2082 (-15)

表３－１２　（続き）

ケース	軽水炉	ＬＥＵ加工施設		再処理施設	ＭＯＸ加工施設	軽水炉燃料サイクル					合計	
		n-カラー使用せず	n-カラー使用			軽水炉20基	ＬＥＵ加工３施設 n-カラー使用せず	ＬＥＵ加工３施設 n-カラー使用	再処理１施設	ＭＯＸ加工１施設	n-カラー使用せず	n-カラー使用
B-5：簡単なりんぺい法のみに対応	12 (-14)	98	160	1392 (-3)	264	240	294	480	1392	264	2190 (-4)	2376 (-3)
B-5/Var 1：B-5と同じ，但しタンパー困難な封印システムを使用	12 (-14)	98	160	1331 (-7)	247 (-6)	240	294	480	1331	247	2112 (-7)	2298 (-6)
B-8：間接転用可能核物質(含ＳＦ)の転用の危機性は無視	2 (-86)	2 (-98)	2 (-99)	1292 (-10)	264	40	6	6	1292	264	1602 (-29)	1602 (-35)
B-6：受入れ側での輸入検認は行わず(ＬＥＶ加工施設のみ)	14	81 (-17)	107 (-33)	1433	264	280	243	321	1433	264	2220 (-2)	2298 (-6)
B-7：国内移転は払出側のみで検認(ＭＯＸの受入れ検認減少)	14	98	160	1433	236 (-11)	280	294	480	1433	236	2243 (-2)	2429 (-1)
B-9：軽水炉についてはＰＩＶ年１回，中間査察半年毎，PD＝0.5	12 (-14)	98	160	1433	264	250	294	480	1433	264	2231 (-2)	2417 (-2)
B-9/Var 1*：軽水炉についてはＰＩＶ年１回，PD＝0.2	11 (-21)	98	160	1433	264	220	294	480	1433	264	2211 (-3)	2397 (-2)
B-9/Var 2*：軽水炉については半年毎査察，監視はNDAで代置	11 (-21)	98	160	1433	264	220	294	480	1433	264	2211 (-3)	2397 (-2)

ＬＥＵ：　低濃縮施設
n-カラー：ニュートロン非破壊測定器
ＭＯＸ：　ウラン・プルトニウム混合酸化物
ＤＴ　：　探知時間
ＰＩＶ：　核物質実在庫検認
＊　：　新しく技術開発が必要

表3－13　CANDU炉燃料サイクルのベース・ケース

この燃料サイクルは次の施設からなる：

1100 ton U/年 の酸化ウランえの転換1施設

440 ton U/年 の天然ウラン加工2施設

220 ton U/年 の天然ウラン加工1施設

60万KW電気出力のCANDU炉　4基ユニットが2ユニット，1基ユニットが2ユニット　合計 10基

施　　設	査　察　業　務	査察業務量 人日/年	各施設での合計査察業務室 人日/年
酸化ウラン転換施設	1. 中間査察（年5回）	10	
	2. 核物質在庫検認(年1回)	2	
	3. 訓　練	4	
	計	16	16
440 ton U/年 加工施設	1. 中間査察(年5回)	10	
	2. 核物質在庫検認(年1回)	6	
	3. 訓　練	4	
	計	20	40
220 ton U/年 加工施設	1. 中間査察(年5回)	10	
	2. 核物質在庫検認(年1回)	6	
	3. 訓　練	4	
	計	20	20
CANDU炉 4基ユニット	1. 中間査察(年6回)	114	
	2. 核物質在庫検認(年1回)	4	
	3. 訓　練	6	
	計	124	248
CANDU炉 1基ユニット	1. 中間査察(年4回)	20	
	2. 核物質在庫検認(年1回)	2	
	3. 訓　練	6	
	計	28	56
	総　　計		380

表3－14　CANDU炉燃料サイクルの　合の各ケースの所要査察業務量（人日／年）

（カッコ内はベースケースに比べての増減を％で表した）

	ケース	転換施設	加工施設	CANDU炉 1基ユニット	CANDU炉 4基ユニット	転換 1施設	加工 3施設	CANDU炉 1基ユニット 2ユニット	CANDU炉 4基ユニット 2ユニット	合計
B	ベース・ケース	16	20	28	124	16	60	56	248	380
I－1	GQ＝1SQ，PD＝0.95 で探知できるよう各ストラートのサンプリングを計画	16	19 (－5)	28	124	16	57 (－5)	56	248	377 (－1)
I－2	I－1と同様，但しPD＝0.5	16	18 (－10)	28	123 (－1)	16	54 (－10)	56	246 (－1)	372 (－2)
I－3	I－1と同様，但し，GQ＝3SQ，PD＝0.5	16	18 (－10)	27 (－3)	123 (－1)	16	54 (－10)	54 (－4)	246 (－1)	370 (－3)
II－1	SFの探知時間を3ケ月でなく6ケ月とする	ベース・ケースに同じ								380
II－2	SFの探知時間を1年とする	ベース・ケースに同じ								380
III	簡単ないんべい転用のみ対象（燃料要素を取り換えるようなことは対象とせず）	16	20	27 (－3)	123 (－1)	16	60	54 (－4)	246 (－1)	378 (－1)
IV－1	直接転用出来ぬ核物質やSFについては転用危険無視	3 (－81)	3 (－85)	3 (－89)	7 (－94)	3 (－81)	9 (－85)	6 (－89)	14 (－94)	32 (－92)
IV－2	国内移転は払出し或は受入れ側どちらか一方でのみ検認	ベース・ケースに同じ								380
IV－3	燃料サイクル手法（全体で1 MBAすべての施設で一斉PIV）	16	8 (－60)	28	124	16	24	56	248	368 (3)

GQ：目標量　　SQ：有意量　　PD：探知確率　　SF：使用済燃料　　PIV：実在庫検認

にあたかも査察目標を達成したかのような態度をとっていた。第3にはグループとしての新な保障措置の手法を提案した。それは各国を差別しないとの原則を堅持しつつ施設に対する査察を予測出来ないような方法で実施することにより保障措置の有効性と効率を増加させようとするものである。その基本的な考えは核燃料サイクル全体を捉えて保障措置を適用するもので次の諸項目を含む。

○ 各型の施設について理論査察業務量を設定する。

○ 国別に各型の施設の理論査察業務量を合計しそれに次の各因子を考慮してその合計量を増加或は減少させる。

- 燃料サイクルの重要性
- 国際的依存度
- ＭＢＡ間の照合
- 査察の遅延
- 査察員の受入れ
- 国のIAEAの保障措置に対する協力の度合

上記の諸因子により計算された査察業務量には上限と下限を設けるが，上限はIAEAと国との細目取極めで合意することとする。

○ 各国の通常査察業務量はIAEAが全世界の通常査察業務を100％実施するに要する査察員数と現実の査察員数との比を前記で得られた理論査察業務量に乗じて得る。

○ このようにして得られた通常査察業務量はその国の燃料サイクルの特性によって各施設に分配実施するが出来得る限り予測不可能なような分配実施とする。例えば理論査察量に比例させずまた各年変更するなどである。

第4には上記の手法の法的，制度的内容につき記している。即ちSIR中でIAEAは保障措置実施の結果について協定に定められたようにそして当該国とIAEAで合意した手法で実施したことまた転用の可能性を示すような異常は探知されなかったことを述べればよい。更に国別に国名を明記して査察活動の内容，国の協力の度合なども記す。このようにすれば理事会と事務局長との間の透明度も増すことになる。この間各国各施設の商業上，技術上の秘密を洩らさないように注意することは勿論である。

最後にこの手法を更に研究することに合意されればまづ各施設別の理論査察業務量を計算するのにどのような方法を採用するかを第一の仕事とするよう示唆している。

これら3つのワーキング・グループの報告は1983年10月のSAGSI本会議で審議された。第1グループの報告は承認された同グループは任務を終了した。第2グループは今後も作業を続けることとし，特にその際次の項目を含めて作業することとした：

i) 輸出入の照合をも含めた国の燃料サイクル全体の核物質収支，最近の保障措置技術そして合理的な転用シナリオ

ii) 保障措置基準（目標量，探知確率，探知時間，再処理施設でのランダム・サンプリング

など）を含めた保障措置条件の現実的な運用

iii) 核燃料サイクル中の各施設へのランダムな予測できないような査察の適用の可能性

iv) INFCIRC / 153とINFCIRC /66に基づく保障措置協定適用のよる保障措置手法の相違

v) 査察業務配分の方法論，それにより査察員不足を解消出来るような境界条件の開発

第３グループの報告については次のようなコメントがなされた：

○ ARIEの殆どはIAEAの保障措置用語集の定義に合致している。ただしINFCIRC / 66 の型の協定下の施設については殆んどが合致しない。

○ ARIEは同じ型の施設についても国によって異り，それが容量その他の単純な理由ではなさそうである。

○ ARIEはPLARIEの変更と言う手段でIAEAの気ままに増減されており，且つこれは正式な手続きを踏んでいない。

○ ARIE とPLARIEの関係はIAEA事務局の説明のような明白な系統的な関係ではない。ARIEによっては施設の運転状況が既に変更になっていてもはや正しくない想定を使用している。

○ 査察業務の集中化を直接転用可能な核物質に適用することとなっているが，そのような核物質には照射済燃料要素中のプルトニウムを含めている。この集中化はARIEの計算には適用しているがPLARIEの殆どには使用していない。

○ PLARIE実施と査察目標達成の間には期待した程の相関関係はない，即ちPLARIEを100％実施しても査察目標は達成しておらず，反って100％実施せず目標は達成している場合が相当ある。

殆どのSAGSIメンバーが更に詳細な調査を行って上記の諸点が再確認されれば報告書に記されたような新しい保障措置手法開発を続けてよいではないかとの意見であったが，少数のメンバーは上記の諸点は現在の保障措置手法の下で十分解決し得るもので新手法開発は不必要との意見であった。

またINFCIRC / 153の下での協定では第６，31，81条の適用を充分にした燃料サイクル指向型手法でよいのではないか，そして各国平等な取扱いも可能であるとした。SAGSIとしては種々検討の結果大部分のメンバーは更に研究を行うべきであるとしたが，一部のメンバーは新手法開発の必要性の根拠は薄弱であり第３グループの観察結果の再確認作業のみをまづ行うべきであると主張した。

このようにして1983年10月のSAGSI本会議では第３グループの報告書は全員による同意の取り付けができなかった。

今後の大きな問題としては前述のように限られたIAEAの保障措置予算，定員の枠内で如何に効果的，効率的な査察を実施するかであり，他の問題点はNPT加盟国と非加盟国との取扱いに差をつけるか否かであろう。

1984年１月からSAGSIメンバーの半数が交代し，表３－15のメンバーとなり，SAGSI発足当

時からのメンバーはJennekensのみとなった。この新しい構成で新鮮な考えを持ち込み上記の問題に取組むこととなる。

表3－15 LIST OF SAGSI MEMBERS 1984－1985

Mr.F. L. Bett Australian Safeguards Office Australia	Mr.T. Haginoya Mitsubishi Metal Corporation Japan
Mr.J. Beranek Atomic Energy Commission CSSR	Mr.F. S. Houck U.S. Arms control and Dis- armament Agency USA
Mr.P. K. Bhatnagar Bhabha Atomic Research Centre India	Mr.J. Jennekens Atomic Energy Control Board Canada
Mr.F. G. Bianchini Executive Director III. National Nuclear Energy Commission Brazil	Mr.M. Osredkar Institut "Jozef Stefan" Yugoslavia
Mr.G. Dean Chef du Service des Controles de Matieres Nucleaires Commissariat a l'Energie Atomique France	Mr.H. G. Sturman British Nuclear Fuels Ltd. U.K.
Mr.M. Hagen Safeguards Technology and Implementation Bundesministerium fuer Forschung und Technologie FRG	Mr.D. Tolchenkov State Committee on the Utilization of Atomic Energy USSR

第4章　保障措置技術開発状況の調査

第４章　保障措置技術開発状況の調査

4.1　IAEA支援プログラムの状況

4.1.1　はじめに

保障措置技術開発の国際協力は，二者間協力と多者間協力の２つに大きく分類される。この二者間協力には，国際機関（IAEA 等）と各国との協力及び二国間の協力とがある。又，多者間協力には，多国間協力計画と支援計画の複合がある。

国際機関（IAEA）との国際協力は，対IAEA保障措置支援計画として米，英，西独，日本等により実施されている。又二国間協力は，国際保障措置に関し利害を共有する二国間の意思調整等のため，日米及び日独等二国間で実施されている。次に多国間協力は，特定の分野における技術保有国が，特定分野の保障措置の改善・確立を意図してIAEAを中にプロジェクトとして行う。例えば，再処理施設一般に関する保障措置システムの確立と技術開発の包括的支援を目的としたIWG−RPS，東海再処理施設における保障措置改善のための機器の試験を目的たTASTEX，及び遠心分離法濃縮施設における保障措置手法の作成を目的としたHSPがある。更に，支援計画の複合は，IAEA支援計画の重複を防ぐため，IAEA調整下で各国の保障措置技術開発の分担を行おうとするものである。今回の調査は，このような国際協力の中で，IAEAが保障措置技術開発に関し最も期待を寄せているIAEA支援プログラムの状況に焦点を絞って実施した。

4.1.2　対IAEA保障措置支援計画

(1)　はじめに

対IAEA保障措置支援計画は，IAEAの保障措置を改善するために以下の分野について各国が支援を行っている。

a.　保障措置概念及び方策

b.　保障措置関連機器，保障措置手法，保障措置技術の開発

c.　保障措置のための計量データ及びその他の情報の取扱い方

d.　保障措置結果導出のための手順及び評価方法

e.　査察官の訓練

f.　査察実施に対する支援

一方，IAEAでは，これらの分野に対して各国が実施している支援計画に対して，支援テーマの重複を避ける，あるいは，同様な支援テーマを有する国間の調整，協力によりより一層の支援効果を得る等の目的により，1983年6月に"支援計画調整者会合"を開催した。そこでこの調整者会合を中心としてIAEAが支援を要請している分野等について調査を実施した。

(2) 支援計画調整者会合の概要

イ．期日，場所

昭和58年6月20日～24日　IAEA本部

ロ．参加国，機関

オーストラリア，イギリス，ベルギー，アメリカ，西独，ソ連，カナダ，フランス，ユーラトム，日本，IAEA，

ハ．議　　題

(i) 各国の対IAEA支援計画の紹介

(ii) 各国間の経験情報の交換

(iii) IAEAの要請に対する検討

(3) IAEAの支援要請項目

イ．測定技術

(i) 非破壊測定のための標準試料

問題点：IAEAでは以前からいろいろな型体の非破壊測定用標準試料を必要としている。

方　法：以下の測定には標準試料が必要である。

a．1％の誤差レベルが期待される正確な分析には，標準試料が必要である。

b．非破壊測定には標準試料は不可欠である。

c．測定の場所及び方法によっていろいろな標準試料が必要である。

(ii) 再処理施設のインプット溶液の検認用装置

問題点：再処理施設のインプット溶液に対する査察官による独立な測定ができない。迅速な検認活動のためにDAあるいはNDA装置が必要である。

方　法：以下の技術に対し研究評価を必要とする。

○　Pu について－蛍光X線法，Pu (VI)の自動スペクトル測定装置，自動アンペロメリック分析装置（FBR用）

○　Uについて－K吸収端密度計，自動デービス・グレイ法分析装置

評　価：以下の点について評価を必要とする。

○　技術のフィジビリティ

○　分析の実効性

○　施設側及び国内査察官の許容性

○　装置運転のモード

○　オーセンティケーションの方法

(iii) 施設で実施されるγ線スペクトル分析手法の改良

問題点：Puを含む試料に対する測定法について以下の改良が必要である。

a．測定に要する時間

b．HP−85 及び他の計算機を使用した解析アルゴリズム

c．大量のプルトニウムサンプルに対する分析技術

方　法：以下の点につき改良を必要とする。

a．高速パルスを使用した処理システムの開発

b．解析アルゴリズムの改良

c．高エネルギーレベルのγ線の分析

(iv) 改良HLNCC

問題点：新型のHLNCCは，多量のプルトニウムの試料分析に必要である。

方　法：以下の観点でHLNCCを改良する。

a．円筒状の探知器の再設計

b．アンプとディスクリミネータのノイズを最小とするためのプリアンプの設置

c．デットタイムを少なくし，400,000cps の測定を可能とするための入力回路の再設計と同時計数機能を制御する電算機の改良が必要である。

(v) 破壊分析のための標準物質

問題点：IAEAは施設の計量と保障措置分析の較正のための標準物質を必要としている。

方　法：以下の分析のための標準物質基本分析

U metal purity (including isotopic assay)
UO_2 pellets
Pu metal, low Pu-241, Pu-240
PuO_2 hi-fired
$(U,Pu)O_2$ FBR element, isotopic, impurities
$(U,Pu)O_2$ LWR "　　"　　"
$(UO_2(Gd_2O_3)$ "　　"　　"

同位体分析及び同位体希釈分析

U-233	99% enriched, tracer solution certified for element and isotopic composition
U-235	93% enriched, tracer, metal E.A., isotopic composition
U-233:235:238	(1:1:1) mixture of pure isotopes, certified for isotopic composition

U isotopic RM series	
Pu " " "	97-55% Pu-239
Pu-242	99% enriched, tracer certified for element and isotopic composition
Pu-244	97% enriched, tracer as above
U-233/Pu-242	tracer mixture 1 : 100
U-233/Pu-244	" " 1 : 100
U-233 : 236	" " 1 : 1
Am-241	certified for element assay and isotopic composition
Solid or metal spike	Pu-239 3-6 mg
	U-235 200 mg

(v) 破壊分析のための品質管理プログラム

問題点：化学分析及び同位体分析のための品質管理プログラムが必要とされている。

方　法：IAEA加盟国は，IAEAが使用する品質管理用プログラムの改良を支援することが必要である。

(vi) IAEAのオンサイト分析所

問題点：バルク取扱い施設に対するIAEA保障措置の効果を向上するためには，IAEAが使用できる小型のオンサイト分析所が必要である。

方　法：大型核物質取扱施設におけるIAEA分析所の設置に対する費用対効果及びフィジビリティ研究

(vii) B型輸送容器によるPuサンプルの輸送

問題点：DAによるPu製品の検認のためには，0.5 g あるいはそれ以上の量のサンプルを必要とする。

方　法：適切なB型輸送容器を使用する。

ロ．トレーニング

(i) トレーニング支援

IAEAは査察官の査察トレーニングについて加盟国からの支援を受けている。

(ii) 国内計量管理制度（SSAC）の実質的な改良

問題点：IAEAは加盟国からの情報を正確に入手するためにSSACの改良を要求している。

方　法：SSACの運営を行っている各国職員のトレーニングを行う。

(iii) 査察データの評価

問題点：査察データ評価のための統計学の専門家を必要としている。

方　法：IAEA 職員に対する統計学的訓練を必要としている。

ハ．システムスタディ

(i) BWRにおける無申告な P_u の製造

問題点：BWR燃料体内での無申告なPu製造を探知するために，燃料内に"ターゲット"物質を挿入しておく必要がある。

方　法：BWR燃料体からのPu転用の可能性を研究する。

(ii) 参照施設のモデル化

問題点：査察効果をパラメトリックに解析できる程詳細な施設の記述がない。

方　法：自由に設計を変更できるコンピュータ上にトレースしたモデルが必要である。

(iii) 保障措置実施を助ける施設設計の検討

問題点：保障措置実施を助ける施設設計の検討は以下のタイプの施設に対して行われるべきである。

a．LEU燃料加工施設

b．MOX燃料加工施設

c．転換（LEU，MOX）施設

d．濃縮施設

e．研究炉

f．乾式使用済燃料貯蔵施設

方　法：これらの施設に対する保障措置が改良できるような設計となるように検討が必要である。

(iv) 施設に則した問題点の解決

問題点：保障措置の対象となる施設には，それぞれ個有の問題がある。

方　法：加盟国は IAEA がケース・バイケースで行う検討に対して支援する。

(v) 保障措置評価のための質的な保証

問題点：光学的カメラによる監視結果，封印適用状況の結果，非破壊測定の品質管理及び査察官レポートに関する質的な向上のための支援を必要としている。

方　法：コストフリーの専門家の派遣

(vi) 保障措置の評価

問題点：保障措置の有効性を評価するための新しい理論が必要である。

方　法：コストフリーの専門家の派遣

ニ，情報処理及びデータの評価

(i) 非破壊測定データを正確にかつ効果的に本部の電算機に入力できるような具体的な手法

問題点：現在非破壊測定データは磁気テープに記録され本部の電算機まで輸送され

ているが，更にその他利用できる査察データを含めて書式化し，データ転送の整合を取る必要がある。

方　法：具体的な手法を検討し，合意を得てから開発に着手する。

(ii) 使用済燃料の同位体組成の計算手法

問題点：使用済燃料の同位体組成の計算がIAEA所有の電算機にて実行できるような支援を必要としている。

方　法：IAEAが使用できるプログラム及び説明書の提供。

(iii) 電算機と電算機の接続

問題点：保障措置用のデータベースを効率よく運用するために異った機種の電算機間で高速にデータ転送を行うことが必要である。

方　法：システムの選定及び必要なソフトウェアの改造等についてアドバイスできる専門家の派遣

(iv) 保障措置情報の処理 — 基本理論及び手法

問題点：電算機による保障措置情報の処理を簡便に行うために必要な基本的な理論及び解析システムが必要である。

方　法：必要とされる支援

(v) 保障措置情報の処理 — 質的な保証

問題点：情報処理の正確度を保証するための方策が必要である。

方　法：コストフリーの専門家の派遣

ホ．封じ込めと監視

(i) 再処理施設の溶解槽からの採取試料のオーセンティケーションの手法

問題点：溶解槽からのサンプリングを査察官が行うのは不可能であるため自動サンプリング装置が必要である。

方　法：自動サンプリング装置の開発

(ii) 軽水炉燃料の同定

問題点：燃料体のライフタイムを通して，その健全性を検認しかつ同定することが必要である。同様に保管容器に入った使用済燃料についてもその健全性の検認と同定が必要である。

方　　法：上記問題点を解決する装置の開発

(iii) CCTVで記録された映像の保証

問題点：現在IAEAではCCTVを次のような理由により通常使用は行っていない。

a．頻繁なカメラの故障

b．照明の不備

c．検認前の映像の消失

d．その他

方　法：監視システムが作動できる状況を監視するためのセンサー類の開発

(iv) 長尺な監視結果を検認するための方法

問題点：長尺な監視結果の検認には，相当な時間を必要とする。

方　法：写しそこなった映像あるいは異常な映像を見のがすことなく短時間で検認できる手法の開発

(v) 50〜100の映像を記録システムは良い環境でしか使用できない。

方　法：ディスクに変わるＩＣベースの記録システムの開発

(vi) 汎用監視システム

問題点：施設の照明に依存しない監視システムの開発を必要とする。

方　法：レーザあるいは超音波を使用した装置のフィジビリティ及び原型装置の設計

(vii) 光ファイバーシール及び超音波シールの自動あるいは半自動検認装置

問題点：光ファイバシール及び超音波シールの信頼性と健全性を上げるために自動，半自動の検認装置を開発する必要がある。

方　法：信頼性と健全性を確保するための必要条件の設定及び実現のための研究

(viii) 長期間の使用に耐える密着シール

問題点：これまでの密着シールは，適用箇所の振動に弱く，長期間の使用に耐えられなかった。

方　法：改良型の密着シールの設計及び製造

(ix) 汎用性のある封印可能な収納容器

問題点：サンプル輸送器のように頻繁に封印を適用する必要がある容器でも標準型の封印が適用できるような設計になっていなかった。

方　法：汎用性のあるタンパー表示機能を持つ容器の設計

(x) ＦＢＲ燃料の同定

問題点：ナトリウム下の燃料体の同定システムを必要とする。

方　法：ソナー等を使用した適切なシステムのフィジビリティ

(xi) 封じ込めの健全性評価

問題点：適用されている封印だけでなく容器全体の健全性を質的に評価することが要求される。

方　法：異った容器に対しても適用できる技術のガイドラインの作成

(xii) 施設側CCTV システムのオーセンティケーション

問題点：査察側CCTV を施設のどこにでも設置できるわけではなく施設側が既に設置しているCCTV を使用することも検認する必要がある。

方　法：以下の場合のオーセンティケーションの方法を検討する。

a．査察官が駐在する場合

b．査察官がが不在の場合

4.1.3. 各国の対IAEA保障措置支援計画の動向

A．米　　国； The United States Program of Technical Assistance to IAEA Safeguards (POTAS)

(1) 経　　緯

米国のPOTAS 計画は，1976年10月にフォード大統領声明においてIAEA保障措置強化のための技術開発が提案され，1977年3月に発足した。頭初98のタスクから開始され，1978年から1982年までに237のタスクが追加された。このうち243のタスクが終了し39のタスクがIAEAと米国との合意で中止され残りのタスクが進行中である。（1983年8月1日現在）

(2) 組　　織

POTAS 計画運営のための組織は図4－1に示す。

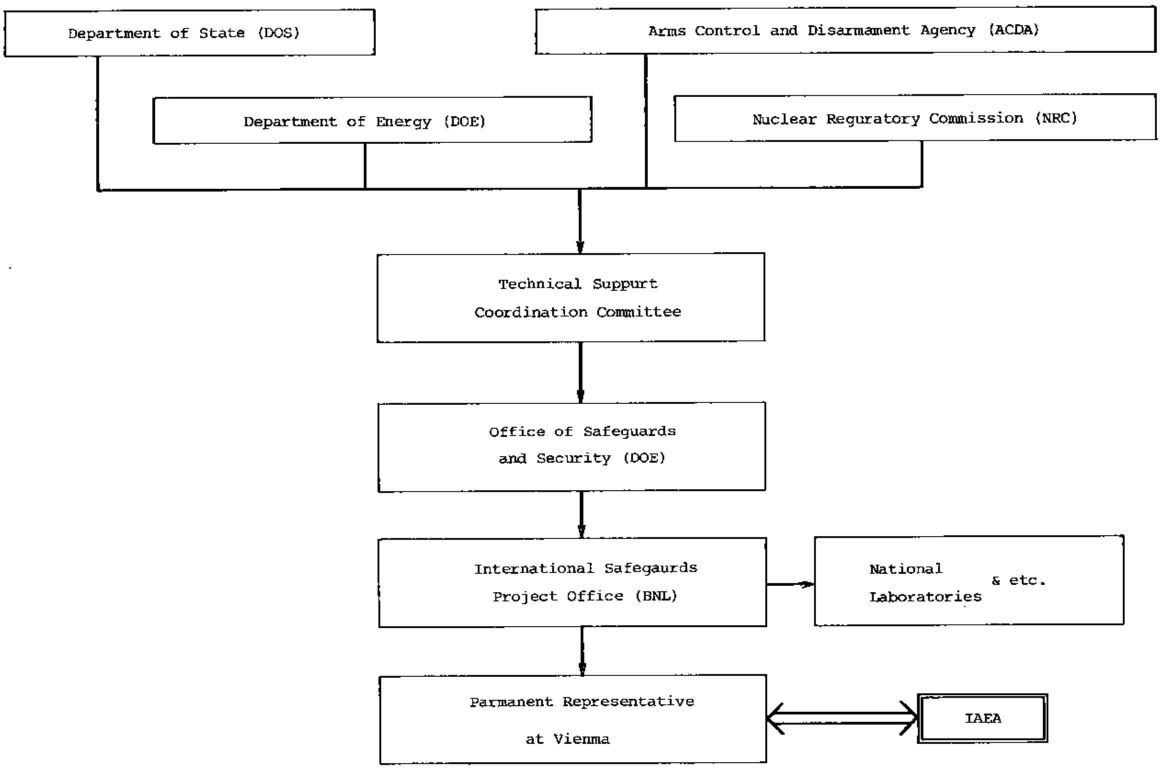


図4－1　米国POTASプロジェクト運営のための組織図

(3) タスクの概要

POTAS 計画に含まれるタスクは，大きく以下の6つに分類される。

(イ) 測定技術

(ロ) 訓　練

(ハ) システムスタディ

(ニ) 情報処理及び評価

(ホ) 封じ込め/監視技術

(ヘ) その他

次に，タスク項目と進行状況を表4－1に示す。

表4－1　タスク進行状況リスト

タスク No	タスク名	実施中	新	終了	中止	その他
A.1	Senior NDA Expert			X		
A.2	NDA/Computer Data Processing Expert			X		
A.3	NDA/Instruction & Procedures Expert			X		
A.4	NDA/Physical Standards Expert			X		
A.5	Gamma Spectroscopy & Neutron Techniques for Unirradiated Nuclear Material			X		
A.6	Neutron Techniques for Unirradiated Fuel Assemblies			X		
A.7	Equipment for Measurement of Plutonium Scrap or Waste in Drums			X		
A.8	Active Well Coincidence Counter			X		
A.9	Plutonium Assay Calorimetry			X		
A.10	In-Field Processing of Inspection Data				X	
A.11	Gamma Spectroscopy Technique for Unirradiated Uranium Samples			X		
A.12	CdTe Detector to Operate at Room Temperature			X		
A.13	Hand-Held Germanium Detector Probe			X		
A.14	Gamma Absorptiometer Expert			X		
A.15	Track-Etch Technique; Processing & Road-out of Tapes			X		
A.16	Technical Assistance in Application of IAEA Two-Stage Spectrometer			X		
A.17	Acquisition of IAEA NDA Equipment and Appropriate Reference Materials for Training Programs at LASL			X		
A.18	Autorasiographic Verification of Enrichment in Unirradiated Fuel Assemblies			X		
A.19	Vehicle for Instrumented Safeguards Inspection System (Europe)			X		
A.20	Demonstration of an Automated Flow Monitor and Liquid Level Density Measurement System in a Fuel Reprocessing Facility				X	

表4－1　タスク進行状況リスト

タスク No.	タ ス ク 名	実施中	新	終 了	中 止	その他
A.21	Development of Safeguards Instrumentation and Safeguards Exercise at Pilot Waste Vitrification Facility, BPNL, Hanford				X	
A.22	Access to U.S. Facilities and Calibration Standards			X		
A.23	Spent Fuel Asemblies			X		
A.24	Mass Spectrometer Filaments			X		
A.25	Personal (Pocket) Radiation Monitors			X		
A.26	Portable Neutron Well Coincidence Counter			X		
A.27	Senior NDA Expert			X		
A.28	Senior NDA Expert			X		
A.29	NDA/Computer Data Processing Experts			X		
A.30	NDA/Instruction and Procedures Expert			X		
A.31	Active Neutron Technique for Unirradiated Fuel Assemblies Based on Neutron Generator Containing No Radioactive Material			X		
A.32	Gamma Absorptiometer Expert				X	
A.33	Track-Etch Technique; Field Test of Reactor Power Monitor			X		
A.34	Demonstration of the Application of Resin Bead Technology in the Analysis of Irradiated Fuel Solutions			X		
A.35	Autoradiographic Verification of the Plutonium Content of Plutonium-Bearing Fuels			X		
A.36	Vehicle for Instrumented Safeguards Inspection System (Europe)			X		
A.37	Equipment for Vehicle for Instrumented Safeguards Inspection System			X		
A.38	Portable Neutron Well Coincidence Counter			X		
A.39	Determination of the Multiplication in Assay Samples			X		
A.40	UF_6 Mass Determination			X		

表4－1　タスク進行状況リスト

タスク No.	タスク名	実施中	新	終了	中止	その他
A.41	Thermal Imaging for Plutonium Location and Plutonium Content Verification				X	
A.42	Measurement of the Minor Isotopes of Uranium Using the IAEA Two-Stage Mass Spectrometer			X		
A.43	Active Assay of Highly Enriched Uranium in Unirradiated Fuel Assemblies or Containers			X		
A.44	Provision of Spiking Material for Isotope Dilution Mass Spectrometer Analysis			X		
A.45	Plutonium Assay Calorimetry			X		
A.46	Procurement of Two Intrinsic Germanium Coaxial Detectors with Amplifiers			X		
A.47	Prediction of Calorimeter Equilibrium			X		
A.48	In-Storage Pond Spent Fuel Burn-up Verification with Minimum Movement of Irradiated LWR Fuel Assemblies			X		
A.49	Application of Neutron Measurement Technologies for the NDA of Irradiated Fuel Assemblies			X		
A.50	Unique Identification of LWR Fuel Assemblies				X	
A.51	U-235 Content Determination of HEU with the Active Well Coincidence Counter			X		
A.52	NDA Instrumentation and Supporting Equipment for Agency Vehicle (Europe)			X		
A.53	NDA Applications Technical Assistant			X		
A.54	Highly Portable, In-Place UF_6 Mass Determination			X		
A.55	Gamma Spectrometry and Neutron Techniques for Unirradiated Nuclear Material - BSAM Modification			X		
A.56	Measurement Procedures and Standard Reference Materials to Optimize Implementation of Resin Bead Techniques	X				
A.57	Expert on Application of Resin Bead Technique				X	

表4－1　タスク進行状況リスト

タスクNo.	タ　ス　ク　名	実施中	新	終了	中止	その他
A.58	International Air Shipment of Irradiated Plutonium on Resin Beads to Facilitate International Safeguards			X		
A.59	Air Shipment of Plutonium Samples to Facilitate International Safeguards	X				
A.60	Vehicle for Instrumented Safeguards Inspection System (Canada)				X	
A.61	Vehicle for Instrumented Safeguards Inspection System (Japan)				X	
A.62	Determination of the Pu Content in Mixed Oxide Fuel Assemblies Using the HLNCC			X		
A.63	Microprocessor for In-Field Processing of Agency Multichannel Analyzer (MCA) Gamma Ray Measurements			X		
A.64	Implementation Procedures for Fast Response Calorimeters			X		
A.65	High Precision Pulse Counting Mass Spectrometry Analysis of Nanogram Size U and Pu Samples			X		
A.66	Detection and Correction of Interference in the Chemical Determination of Fissile Elements			X		
A.67	Supply of U-233 and Pu-244 Spike Material with Specific Chemical and Isotopic Purity			X		
A.68	Supply of a Well-Type High Resolution Semiconductor Detector for Gamma Spectrome Spectrometry			X		
A.69	Analytical Techniques to Reduce Number of Physical Standards	X				
A.70	Development of an Inspector Data Verification and Evaluation System for the Automated Electromanometer	X				
A.71	Access to U.S. Facilities and Calibration Standards (Continuation of A.22)			X		
A.72	Ion Chamber and Neutron Detector for Spent Fuel Measurements			X		
A.73	Special Neutron Measuring Head for the HLNCC			X		

表4－1　タスク進行状況リスト

タスク No.	タ ス ク 名	実施中	新	終了	中止	その他
A.74	Battery Powered Multi-Channel Analyzer			X		
A.75	Neutron Techniques for Unirradiated Fuel Assemblies			X		
A.76	Implementation of Improved Isotopic Data Analysis Procedures			X		
A.77	Calculational Program for MTR Type Fuel Assemblies			X		
A.78	Demonstration and Application of Resin Bead Tecnology in the Analysis of Irradiated Fuel Solutions				X	
A.79	Methods for Adapting K-edge Densitometer and Gamma Spectrometer for IAEA Application	X				
A.80	Supply of U-223 and Pu-244 Spike Material with Specific Chemical and Isotopic Purity				X	
A.81	Selection of a High Accuracy Surface Ionization Mass Spectrometer			X		
A.82	High Precision Pulse Counting Mass Spectrometry Analysis of Nanogram Size U and Pu Samples			X		
A.83	Study of 1000 Chennel Silena Analogue Circuits			X		
A.84	Qualitative Verification Criteria - Material Authenticity			X		
A.85	Field Evaluation and Implementation of U.S. Instruments and Methods			X		
A.86	Tecnnical Assistance in Operation of Two-Stage Mass Spectrometer			X		
A.87	Senior NDA Expert			X		
A.88	Computer Data Processing Expert			X		
A.89	NDA/Instruction and Procedures Expert			X		
A.90	Access to U.S. Facilities and Calibration Standards	X				
A.91	Provide Commercially Available Safeguards Equipment			X		

表4－1　タスク進行状況リスト

タスク No.	タスク名	実施中	新	終了	中止	その他
A.92	Expert in Forecasting of Safeguards Equipment Requirements			X		
A.93	Desktop Computer System for Analysis			X		
A.94	NDA/Instruction & Procedures Expert			X		
A.95	Program for Implementing Use of HLNCC			X		
A.96	Program for Implementing Use of AWCC			X		
A.97	Program for Implementing Use of Gamma and Neutron Chambers for Spent Fuel Measurements	X				
A.98	Program for Implementing Use of Portable Measurement Equipment to verify UF_6 Mass Determination	X				
A.99	Special Measuring Heads for Neutron Coincidence Counting of Plutonium	X				
A.100	Expert - Coordination of Implementation Plans of NDA Equipment	X				
A.101	NDA/Instruction and Procedures Expert			X		
A.102	Expert - To Assist in Improving Effectiveness and Efficiency of Safeguards	X				
A.103	Program for Implementing Use of Active Neutron Coincidence Collar	X				
A.104	Program for Implementing Use of the LLNL Microprocessor for Pu Isotopic Analysis	X				
A.105	Program for Implementing Use of the Portable LANL MCA	X				
A.106	Management of Technical Support	X				
A.107	Expert - NDA/Instructions and Procedures	X				
A.108	Development of Physical NDA Standards and Reference Sources for Variables Inspection Measurements		X			
A.109	On-Site Quadrupole Mass Spectrometer		X			
A.110	Program for Implementing Use of the Bulk Calorimeter		X			
A.111	Ultrasonic Measurement Technique for D_2O Enrichment		X			

表4－1　タスク進行状況リスト

タスク No.	タ　ス　ク　名	実施中	新	終了	中止	その他
A.112	Assistance in Facilitating Delivery of Equipment to the IAEA		X			
A.113	Experts - Instrument Applications		X			
A.114	Compact K-edge Densitometer		X			
A.115	Special Measuring Detector for Neutron Coincidence Counting of Plutonium		X			
A.116	Field Support - Instruments and Techniques		X			
A.117	Development of Plutonium Product Storage Area Monitoring System		X			
B.1	Planning of Safeguards Training			X		
B.2	Provision of Lecturers for IAEA-Sponsored Training Courses			X		
B.3	IAEA Participation in U.S.-Sponsored Training Courses			X		
B.4	Individualized Instruction			X		
B.5	Funding for Training Participation			X		
B.6	An Advanced SSAC Course Based on the Application of a National System of Accounting and Control with Special Reference to Bulk Fuel Processing Facilities			X		
B.7	A Manual for the Examination of Nuclear Material Records			X		
B.8	Cost-Free Training Expert			X		
B.9	Provision for Lecturers for IAEA-Sponsored Training Courses			X		
B.10	IAEA Participation in U.S.-Sponsored Training Courses			X		
B.11	Individualized Instruction			X		
B.12	Provision for Training Aids for Classroom Work			X		
B.13	Preparation of a Video Training Course on the Use of the High-Level Neutron Coincidence Counter (HLNCC)			X		

表4－1　タスク進行状況リスト

タスクNo.	タ　ス　ク　名	実施中	新	終了	中止	その他
B.14	Preparing a Complete Inspectors Basic Training Course			X		
B.15	Training in Nuclear Fuel Plant Processes	X				
B.16	Funding for Training Participation			X		
B.17	Cost-Free Training Expert			X		
B.18	Provision of Lecturers for IAEA-Sponsored Training Courses			X		
B.19	IAEA Participation in U.S. Sponsored Training Courses	X				
B.20	Individualized Instruction			X		
B.21	Training Manual for Examining Nuclear Material Records			X		
B.22	Prepare Inspector's Basic Training Course			X		
B.23	Management Training Program			X		
B.24	Expert - Training	X				
B.25	Expert - Training			X		
B.26	Expert - Training	X				
B.27	Expert - Training	X				
B.28	Facility Familiarization Information	X				
B.29	In-Field Training on Verification of HEU Inventories of Bulk Handling Facilities	X				
B.30	In-Field Training for Verification of Pu Inventories in a MOX Fuel Fabrication Facility	X				
B.31	Expert - Training		X			
B.32	In-Field Training Exercise on Verification of Inventories of Light Water Reactors		X			
B.33	Expert - Planning and Evaluation of Training		X			
B.34	Consultant - Management Training		X			

表4－1　タスク進行状況リスト

タスクNo	タスク名	実施中	新	終了	中止	その他
C.1	Integral Exercises - Uranium Enrichment Facility				X	
C.2	Integral Exercises - LWR Power Plant			X		
C.3	Integral Exercises - LEU Fabrication Facility			X		
C.4	Integral Exercises - Reprocessing Facility			X		
C.5	Estimation of Inspection Effort for Chosen Inspection Procedures			X		
C.6	Material Flow and Inventory Data Processing in Typical Nuclear Facilities			X		
C.7	Safeguarding Fast Breeder Reactors			X		
C.8	Consultant to Consider Safeguards Aspects Related to Heavy Water			X		
C.9	Explanatory Notes and Examples for Design Information Questionnaire			X		
C.10	Dynamic Material Control			X		
C.11	Evaluation of Effectiveness of Those SSAC's Where the State Performs an Independent Verification in Applying Safeguards				X	
C.12	Material Operation Control Monitoring			X		
C.13	Guidelines for Facility Design and Operating Features to Facilitate Accounting and Physical Protection for Reactors				X	
C.14	Study of Technical Problems of Implementation of Safeguards at Uranium Enrichment Facilities			X		
C.15	Containment and Surveillance Measures for Reprocessing and Enrichment Facilities				X	
C.16	Diversion Analysis for Nuclear Fuel Cycle			X		
C.17	Safeguards System for Critical Facilities			X		
C.18	Safeguards Data Base and Forecasting Model			X		
C.19	Model for Analysis of the Impact of the Safeguards Criteria (Categorization of Nuclear Material, Significant and Goal Quantities)			X		

表4－1　タスク進行状況リスト

タスク No.	タ　ス　ク　名	実施中	新	終了	中止	その他
C.20	World-Wide Allocation of Inspection Effort			X		
C.21	Safeguard Approach for a Mixed Oxide Fuel Fabrication Facility				X	
C.22	Evaluation and Quantification of Safeguards Effectiveness	X				
C.23	Possible Use of Performance Assessment Methodology for International Safeguards			X		
C.24	Deversion Hazards for LWR's			X		
C.25	Design of Nuclear Facilities to Make International Safeguards Easier and More Effective			X		
C.26	Safeguards for Reprocessing Facilities				X	
C.27	Application of Advanced Material Control Concepts to the Safeguarding of Reprocessing Facilities				X	
C.28	Models for Safeguarding Generic Types of Facilities	X				
C.29	Safeguards Database and Forecasting Model (Continuation of Task C.18)			X		
C.30	Development of Short Detection Time Inspection Procedures for Reprocessing MOX and HEU Facilities			X		
C.31	Development of Detailed Descriptions for Practical Implementation of the Elements of SSAC	X				
C.32	Deversion Analysis for LEU Conversion/ Fabrication Plants			X		
C.33	Integrated Safeguards Test Ensemble				X	
C.34	Diversion Analysis Consultant (LWR)			X		
C.35	Calculation of Parameters for Inspection Planning and Evaluation			X		
C.36	Independent Verification at Reprocessing Facilities with Installed Instrumentation as Tested in the TASTEX Program			X		

表4－1　タスク進行状況リスト

タスクNo.	タ　ス　ク　名	実施中	新	終了	中止	その他
C.37	Simulation of Cumulative Detection Capabilities over Multiple Material Balance Periods				X	
C.38	Diversion Hazards Possible with Multiple and Interdependent LWR Fuel Cycle Facilities			X		
C.39	Long-Term Forecast of Nuclear Activities			X		
C.40	Assistance on Development of the Safeguards for Uranium Enrichment Facilities				X	
C.41	Diversion Analysis Consultant (MOX)			X		
C.42	Special Cases of "Diversion Hazard for LWR's"				X	
C.43	Diversion Analysis and Safeguards measure for Liquid Metal Cooled Fast Breeder Reactors (LMFBR)			X		
C.44	Diversion Analysis for Nuclear Fuel Cycle			X		
C.45	Seminar on System Studies Related Topics			X		
C.46	Computerization of PWR Anomaly Assessment Modules	X				
C.47	Develop Safeguards Approahh for a Medium Sized Reprocessing Plant by Application of Safeguards Effectiveness Assessment Methodology	X				
C.48	Application of Safeguards Effectiveness Assessment Methodology for Mixed-Oxide Fuel Fabrication facilities	X				
C.49	Coordination and Implementation of Guide-lines for Practical Implementation of the Elements of SSAC	X				
C.50	Diversion Assumptions for High Power Research Reactors	X				
C.51	Use of Safeguards Effectiveness Assessment Methodology Data	X				
C.52	Safeguards Approach - D_2O Production		X			
C.53	Safeguards Application of Remote Monitoring		X			

表4－1　タスク進行状況リスト

タスク No.	タスク名	実施中	新	終了	中止	その他
D.1a	Assist in Acquiring New Computer			X		
D.1b	Assist in Acquiring New Computer at an Earlier Date			X		
D.2a	Computer Terminals			X		
D.2b	Computer Terminals				X	
D.3	Remote Data Terminal with Dial-Up Capability			X		
D.4	Study and Possible Conversion of Statistical Software Packages			X		
D.5	Concept for Implementation of, and Instruction in Safeguards Information System			X		
D.6	Design and Coordination of Safeguards Forms			X		
D.7	Cost-Free Experts - Senior Analysts/ Programmers (2)			X		
D.8	Cost-Free Experts - Analysts/Programmers (2)			X		
D.9	Evaluation of Effort Required for Development of New Advanced Safeguards Information System			X		
D.10	Evaluation of Technical Requirements for Operation of the New Advanced Safeguards Information System			X		
D.11	Provide the IAEA with Two Word Processors			X		
D.12	Reducing Copying Machine			X		
D.13	Computer Terminals			X		
D.14	Direct Transmission of Safeguards Data			X		
D.15	Cost-Free Expert - Senior Analyst/ Programmer			X		
D.16	Cost-Free Experts - Analysts/Programmers (2)			X		
D.17	Calculational Procedure for Production of SNM in Reactors				X	
D.18	Upgrade System for Data Security				X	
D.19	Cost-Free Expert - Junior Analyst/ Programmer			X		

表4－1　タスク進行状況リスト

タスクNo.	タ　ス　ク　名	実施中	新	終了	中止	その他
D.20	Encryption Devices for Safeguards Data				X	
D.21	Safeguards Information Treatment (SGIT) Exchange Seminar in the U.S.A.			X		
D.22	Mini-Computer for Inspection Data Evaluation			X		
D.23	Computer Software Acquisition				X	
D.24	Computer Graphics Hardware Acquisition				X	
D.25	Cost-Free Experts - Analysts/Programmers (2)			X		
D.26	Software Support for the Field Computer System	X				
D.27	Leasing of Reducing Copy Machine			X		
D.28	Cost-Free Expert - Recover			X		
D.29	Cost-Free Experts - Analysts/Programmers (3)			X		
D.30	Expert for Designing and Documenting Procedures for Handling of Inspection Data			X		
D.31	Expert for Developing Methods of Evaluation and Processing of Inspection Data			X		
D.32	Exchange of Experience with NRC Safeguards Inspectors			X		
D.33	Assistance in Application of POTAS Developments			X		
D.34	Special Travel by IAEA Safeguards Personnel to U.S.A.			X		
D.35	Establish ICT Procedures for Use by Inspectors at Reprocessing facilities Under Safeguards	X				
D.36	Records Examination and Check Lists			X		
D.37	Expert for Development of Methods for Evaluation of Inspection Data			X		
D.38	Expert for Developing Methods of Evaluation and Processing of Inspection Data			X		
D.39	Expert - Evaluation of Safeguards	X				
D.40	Expert - Analyst/Programmer	X				

表4－1　タスク進行状況リスト

タスクNo.	タ　ス　ク　名	実施中	新	終了	中止	その他
D.41	Expert - Developing Methods for Evaluation and Processing of Inspection Data	X				
D.42	Expert - Documentation and Training Officer	X				
D.43	Expert - Development of Safeguards Evaluation Methodologies and Procedures	X				
D.44	Expert - Computer System Technical Administrator	X				
D.45	Expert - Analyst/Programmer for Data Processing Assistance in the Review of Inspection Reports and Quality Assurance		X			
D.46	Expert - Evaluation of Safeguards		X			
D.47	Consultants - System Studies, Evaluation of Safeguards Activities, Data Evaluation		X			
D.48	Consultant - Quality Assurance of Optical Surveillance		X			
D.49	Expert - Analyst/Programmer		X			
E.1	Irradiated Fuel Bundle Counters				X	
E.2	Modification of Irradiated Fuel Bundle Counter			X		
E.3	Semi-Automatic TV Tape Scanner			X		
E.4	IAEA TV System Transmission Security			X		
E.5	Design of a Battery Powered Portable TV Surveillance System			X		
E.6	Provision of Environment Resistant TV Surveillance Systems			X		
E.7	Study of Before-the Lens Tamper Detection for Camera and TV Surveillance Systems			X		
E.8	Study and Possible Development of On-Line Interrogation of Surveillance and Sealing Systems			X		
E.9	Super 8 mm Surveillance Cameras				X	
E.10	Study of Feasibility of Slow Scan TV Surveillance System			X		

表4－1　タスク進行状況リスト

タスクNo.	タ　ス　ク　名	実施中	新	終了	中止	その他
E.11	Development of Electronic Fiber Optic Seal System			X		
E.12	Improved Fiber Optic Seals			X		
E.13	Temporary Seals for Identification of Containers (Pressure Sensitive Tape)			X		
E.14	Sealing System for UF_6 Cylinders			X		
E.15	Sealing System for Storage Arrays of Spent HWR Fuel				X	
E.16	System for Sealing LWR Fuel Assemblies			X		
E.17	Intrusion/Motion Detection for Surveillance /Containment			X		
E.18	Tamper-Resistant Tamper-Indicating Containers			X		
E.19	Methods of Tamper Detection/Indication			X		
E.20	Status Monitoring (Alternate to Optical Surveillance)			X		
E.21	Irradiated Fuel Monitor			X		
E.22	Solar Cell Gamma Detector			X		
E.23	Portal Monitors			X		
E.24	Reactor Power Monitor			X		
E.25	Development of a Reliable Advanced TV Survaillance System			X		
E.26	Expert to Perform Reliability Analysis and Recommend Maintenance Procedures for In-Field Video Surveillance System			X		
E.27	Design of a Semi-Automatic Scanner for Super 8 mm Movie Film			X		
E.28	Metallic Seals			X		
E.29	Seals for Unirradiated LWR Fuel Assemblies			X		
E.30	Expert in Containment and Surveillance			X		
E.31	Professional Experienced in Containment and Surveillance Techniques			X		

表4－1　タスク進行状況リスト

タスクNo.	タ　ス　ク　名	実施中	新	終 了	中 止	その他
E.32	Mechanical Tamper-Indicating Reuseable Seal System				X	
E.33	Functional Evaluation of Film Cameras Suitable for Surveillance			X		
E.34	Hardware and Procedure to Prevent Before-the-Lens Tampering				X	
E.35	Underwater Identification of Fuel Assembly Numbers			X		
E.36	Optimum Design of Containers to Accommodate Seals			X		
E.37	Production of Electronic, Fiber Optic Seal Systems			X		
E.38	Development of an Improved Surface Type				X	
E.39	TV Surveillance for Conditions of Low Light Level				X	
E.40	Portable TV Surveillance Systems	X				
E.41	Radiation Detectors as Yes/No Monitors for Safeguards			X		
E.42	Evaluation of Ultrasonically Identified Seals			X		
E.43	Identify Recording and Verification of Type E Seals			X		
E.44	Improved Reliable Film Camera System			X		
E.45	Integrated Monitoring System for Light Water Reactor Spent Fuel Storage Area			X		
E.46	Cassette-Type Video Tape Recorder Evaluation			X		
E.47	Portable Super 8 mm Film Developer Kits			X		
E.48	Loop Used with a Type-E or Other Seal Closures			X		
E.49	Semi-Sutomatic Scanners for Super 8 mm Movie Film				X	
E.50	Improved Cerenkov Measurement System			X		
E.51	Containment and Surveillance Equipment Reliability Techniques			X		

表4－1　タスク進行状況リスト

タスク No.	タ　ス　ク　名	実施中	新	終了	中止	その他
E.52	Expert in Containment and Surveillance			X		
E.53	Professional Experienced in Containment and Surveillance Techniques			X		
E.54	Program for the Implementation of the Task E.25 Advanced TV Surveillance System	X				
E.55	Evaluation of RECOVER Monitoring System			X		
E.56	Professional Experienced in Remote Monitoring, Data Transmission and Sur- Evaluation of Inspection Data			X		
E.57	Digital Read-out and Comparison System for Ultrasonic Seals	X				
E.58	Use of Cerenkov Viewer in the Spent Fuel Pond with Full Facility Illumination		X			
E.59	Design Review of Equipment for Remote Monitoring		X			
E.60	Program for Implementation of the Cobra Seal		X			
F.1	Quality Control IAEA-NWAL Through the SALE Program				X	
F.2	Exchange of Experience with NRC Safeguards Inspectors			X		
F.3	Statistical Analysis of Analytical Data			X		
F.4	Sample Plan Calculation and Application			X		
F.5	Detection of Irregularities in Overall			X		
F.6	Expert for Development of Methods of Evaluation of Inspection Data			X		
F.7	Cooperative Study with NRC at GE-Wilmington			X		
F.8	Review of Part F of Safeguards Technical Manual			X		
F.9	Development and Application of Isotopic Safeguards Techniques			X		
F.10	Senior Expert in Safeguards Implementation			X		

表4－1　タスク進行状況リスト

タスク No.	タ　ス　ク　名	実施中	新	終了	中止	その他
F.11	Expert for Designing and Documenting Procedures for Handling of Inspection Data			X		
F.12	Expert for Developing Methods of Evaluation and Processing of Inspection Data			X		
F.13	Application of Isotopic Safeguards Techniques at a Reprocessing Facility				X	
F.14	Senior Expert in Safeguards Implementation			X		
F.15	Senior Expert in Evaluation of Safeguards			X		
F.16	Volume III of Part F of Safeguards Technical Manual			X		
F.17	Senior Expert in Evaluation of Safeguards			X		
F.18	Technology Transfer of Developed Methodology for Applying the Kalman Filter			X		
F.19	Expert for Development of Methods of Evaluation for Safeguards Data			X		
F.20	Exchange of Experience with NRC Safeguards Inspectors			X		

B. 西　　独：　The Joint Programme on Safeguards R&D between the Federal Republic of Germany and the IAEA (JOPAG)

(1) 経　　緯

西独のJOPAG計画は，1978年9月のIAEA理事会において西独政府から提案され，1978年10月にIAEAに受入れられ，正式に発足した。

(2) 組　　織

研究テーマの調整は研究技術省が行い，実施は，カールスルエ原子力研究所，ユーリッヒ原子力研究所及び原子力産業界，ユーラトムが行う。

(3) タスクの概要

JOPAG計画に含まれるタスクは大きく以下の4つに分類される。

(イ) 保障措置システム設計及び手法 (Task Area A)

(ロ) 保障措置データ収集，処理，評価 (Task Area B)

(ハ) 測定手法及び技術 (Task Area C)

(ニ) 封じ込め監視 (Task Area D)

タスク項目を表4－2に示す。

表4－2　タスクリスト

(i) 進行中タスク

A.　*Safeguards System Designs and Safeguards Approaches*

A.1　Reprocessing Plant

A.2　Advanced Reactors: Sodium-Cooled Fast Breeder Prototpye

A.4　Nuclear Research Centres

A.6　Safeguards Effectiveness Assessment Methodology

B.　*Safeguards Data Collection, Treatment and Evaluation*

B.2　Procedures for Monitoring the Quality of Analytical Data

B.3.2　Improved Computerized Safeguards Information System (ISIS), Agency Headquarters Vienna

B.4　Information System for Nuclear Facilities

B.5　Senior Expert in Evaluation of Safeguards

B.7　Evaluation Methods for a Near-Real-Time Materials Accountancy (NRTA) System

C.　*Measurement Methods and Techniques*

C.2　Uranium and Plutonium Concentration Measurements in Solutions

C.3.1　Plutonium Isotopic Determination by NDA

表4－2 （つづき）

C.5	Automated X-Ray Spectrometer System (which can also be used for Independent Verification Analysis)
C.7	Service Analysis and Training of IAEA Staff in Analytical Chemistry of Nuclear Fuels
C.12.1	Trace Technique to Validate Calibration of Accountability Vessels of a Fuel Reprocessing Facility at WAK Site
C.12.2	Trace Technique to Validate Calibration of Accountability Vessels of a MOX Fuel Fabrication Plant at ALKEM Site
C.13	Improved Analytical Methods for Accurate Analysis of U/Th Fuel Product and Waste Streams
C.14	Field Testing of NDA Equipment
C.14.1	Intercomparison of NDA and DA for Plutonium Assay on LWR Spent Fuel
C.14.2	Calorimetry of Small Samples, i.e. Powder, Pellets and Pins
C.14.3	Auto-radiographic Techniques for Inspecting Unirradiated LWR Fuel Assemblies
C.14.4	Active and Passive Assay of Highly Enriched U in Unirradiated Fuel Assemblies or Containers (Random Driven Neutron Coincidence Counter)
C.14.6	Test of the New Portable Microprocessor Developed by Lawrence Livermore ("The Blue Box")
C.14.7	Field Testing of NDA Equipment
C.16	Determination of Trace Uranium in Safeguards Samples by Pulsed Laser Fluorometry
C.17	Field Evaluation of a Combined K-Edge Densitometry and K-XRF Assay System for Reprocessing Solutions Analysis

表４－２（つづき）

D. *Containment and Surveillance*

D.1 Containment/Surveillance Systems

D.2 Sealing Systems

D.3 Assurance of Identification and Integrity of LWR Fuel Assemblies (Development of LWR Fuel Assembly Seals)

D.5 Development of Optical Surveillance Systems

D.6 Sealing Techniques for Research Reactor Fuel Elements

D.7 Demonstration and Testing of the RECOVER-System

D.8 Developing an Improved Adhesive Surface Seal

D.9 Senior Expert for Containment/Surveillance Techniques

(ii) 終了したタスク

PART II: Terminated Tasks

A. *Safeguards System Designs and Safeguards Approaches*

A.3 Advanced Reactors: Thorium High Temperature Reactor Prototype

A.5 Research Reactors

B. *Safeguards Data Collection, Treatment and Evaluation*

B.1 Verification Methods

B.3.1 Improved Computerized Safeguards Information System (ISIS), Agency Headquarters Vienna

B.6 Setting up a Material Bookkeeping for Dry Stored Fuel Elements

表 4 − 2（つづき）

C. *Measurement Methods and Techniques*

C.1 Plutonium Waste Measurement System

C.3.2 Plutonium Enrichment Measurement System in Uranium-Plutonium Fuel Mixtures

C.4 Non-Destructive Techniques for High Temperature Reactor Fuel Cycles

C.6 Automated Mass Spectrometric Laboratory

C.8 NDA-Data Processing Expert

C.9 Expert on Isotopic Correlation Techniques (ICT)

C.10 Mass Determination of UF_6 in Cylinders

C.11 Fuel Assembly Internal Rod Verification

C.14.5 Mass Determination of UF_6 in Cylinders

C.15 Resin Bead Technology

D. *Containment and Surveillance*

D.4 Verification of Fuel in the Core of an Open Pool Type Reactor

C．イギリス： United Kingdom Safeguards R&D Support Programme

(1) 経　　緯

イギリスの開発支援計画は1980年7月に正式に提案され，1981年7月に正式に発足した。

(2) 組　　織

ハネウェル，ウィンフリッツ，リスレィ，スプリングフィールズ，ドンネィのイギリス原子力公社（UKAEA）に属する各研究所及びイギリス燃料公社（BNFL）が参加している。

(3) タスクの概要

イギリスの開発支援計画に含まれるタスクは，大きく以下の5つに分類される。

(イ) サービスプログラム　（S1～S6）

(ロ) 一般的プログラム　（G1～G7）

(ハ) FBR燃料サイクル保障措置　（P1～P9）

(ニ) 遠心法濃縮施設保障措置　（E1～E3）

(ホ) 貯蔵施設保障措置及び一般計量管理　（F1～F3）

各タスクの内容を表4－3に示す。

表4－3　タスクリスト

サービスプログラム

S.1　Calibration of reference and other samples as a service to the IAEA

This will mainly consist of mass spectroscopy and/or chemical analysis of samples supplied by the IAEA.

S.2　Training of IAEA inspectors

Provision of an annual training course of about 2-weeks duration covering an agreed syllabus using facilities at AEE, Winfrith.

S.3　Individual training visits

Visits by individual inspectors or other IAEA personnel to gain experience or training in the use of instruments or facilities.

S.4　Production of Instruction Manuals

To provide the services of a documentation expert to prepare instruction manuals for instruments as may be agreed with the IAEA.

S.5　Support for Isotope Mass Spectrometer

Provision will be made for the continued maintenance of the spectrometer and for expert visits to support its use.

S.6　Provision of cost-free Expert to the Safeguard Evaluation Section of IAEA.

一般的プログラム

G.1　Tamper-proofing

A broad investigation into various techniques associated with tamper-proofing in order to develop approaches that can generally be applied. Particular emphasis will be given to tamper-proofing of portal monitors.

G.2　Neutron interrogation

A generic programme aimed at the analysis and improvement of performance of a number of instruments used in the safeguards field.

G.5　Modelling of the application of near-real-time accountancy and process monitoring to plants

The development of the mathematical techniques and systems analysis required for the design of near-real-time accountancy systems.

G.6 Application of advanced statistical techniques to plants

The work of projects G.5 and G.6 are complementary.

G.7 Standardisation of nuclear reference materials and measurement procedures for safeguards purposes

This will aim to put all UK sites on to the same reference standards linked to Euratom and world standards and to provide working standards for IAEA use.

FBR燃料サイクル保障措置

P.1 Assessment of hold-up in boxes

The aim is to determine the quantity of material held up in machinery and in glove boxes during a manufacturing campaign. This project is largely complete and a report is expected shortly.

P.2 Uncertainty in waste measurement

To determine more accurately the errors in the measurement of plutonium in waste by the inter-comparison of alternative methods. This project is largely complete and a report is expected shortly.

P.3 Correlation of NDA methods for Hulls and insoluable material from the head end of the AFBR reprocessing plant.

A final report on this work is expected shortly.

P.4 Examination of factors affecting the use of weigh tanks in reprocessing plants.

This is an expanding area of activity and work is now in progress in weighing tanks of 400 litre capacity.

P.6 Identification and verification of fast reactor sub-assemblies under sodium.

Work on this project has been suspended. A limited degree of success has been demonstrated but unique and irreproducable identification seems beyond the scope of present techniques.

P.7 Design and evaluation of seals and other C/S devices

The aim is to demonstrate the systems for the protection of fissile material, either in the core of zero-power fast reactors or in their associated fuel storage facilities.

P.8 Pu in highly active raffinate

A system based on the differential die-away principle will be explored.

P.9 K-Edge absorptiometry in process plants

On-line analysis of Pu in solution.

X.1 Charge amplifier

The aim is to design a charge amplifier which can cope with the very high count rates arising from fast breeder fuel. This has been completed and equipment is available for test and evaluation.

遠心法濃縮施設保障措置

E.1 Design study of package monitor for centrifuge enrichment plant

The aim is to develop a system which may detect the presence of ^{235}U in packages entering or leaving a centrifuge enrichment plant and which will also reveal the undeclared presence of significant quantities of shielding material.

E.2 Design study of interrogation system for uranium content of chemical traps

E.3 Monitoring of enrichment of uranium in enrichment plant pipework

The principal aim of the project is to demonstrate that the enrichment of uranic deposits in centrifuge plant pipework can be determined non-destructively and to show that this enrichment may be related to that of the UF_6 which the pipe has carried.

貯蔵施設保障措置及び一般計量管理

F.1 Field trial of use of computer file interrogation packages for audit and safeguards purposes

This is aimed to streamline the work of international inspectors and reduce paper work errors.

F.2 Field trials of rapid physical inventory-taking systems

The aim is to use electronically readable labels on stored nuclear materials to reduce the probability of clerical errors and reduce radiation dose to personnel carrying out inventory procedures.

F.3 Operational trials of platform monitors

The aim is to demonstrate the utility of platform monitors which indicate if samples have been moved in safeguards operations such as audits and physical inventory taking.

G.3 Ultrasonic and mechanical inspection of welded and rolled closures on SNM containers

This is a C/S project aimed at the production of an instrument which can verify the identify and continuing integrity of

packages containing special nuclear materials. It is specially aimed at packages used for the long-term storage of plutonium oxide. For cans with rolled closures an alternative method of verifying their identity is being investigated.

X.3 <u>Study of the use of commercial electronic theft monitors for safeguards</u>

A feasibility study is to be carried out of the use of commercial electronic theft monitors based on the transponder principle.

D．オーストラリア：　Australla's Program of Assistance to IAEA Safeguards

(1) 経　　緯

1980年6月に発足，1983年6月に中断

(2) 組　　織

資源貿易省と協議し，外務省が推進している。技術的な援助及び実施責任はオーストラリア保障措置局，オーストラリア原子力委員会が負う。

(3) タスクの概要

オーストラリアの支援計画は大きく以下の3つに分けられる。

(イ) 遠心分離法濃縮施設の保障措置システムスタディ

(ロ) 可搬型非破壊測定装置の開発

(ハ) 気相濃縮度モニターの開発

E．ソ　　連：　USSR Programme of Technical Support for Agency Safeguards

(1) 経　　緯

1981年に支援計画を提案し，1982年6月に発足

(2) 組　　組

支援計画実施に関する調整は，ソビエト国家原子力利用委員会が行い，クルチャトフ原子力研究所が実施する。

(3) タスクの概要

ソ連の支援計画は大きく以下の7つに分類される。

(イ) 核物質計画管理のための情報処理システム

(ロ) 非破壊測定装置及び手法の開発改良

(ハ) 破壊分析の開発

(ニ) 監視装置の開発

(ホ) 施設保障措置改良のための手段及び技術手法の開発

(ヘ) トレーニングコースの開催

(ト) その他の協力

各タスクの内容を表4－4に示す。

表４－４　タスクリスト

1.　核物質計量管理のための情報処理システムの開発

1.1. Automation of nuclear material accounting system for WWER-440-type reactors.

1.2. Development of an automated system for submitting to the IAEA information on magnetic tape about Soviet exports/imports of nuclear materials.

2.　非破壊測定装置及び手法の開発改良

2.1. Development of a demonstration mock-up and field evaluation units of a modular internally compatible system of portable and transportable nuclear material non-destructive assay instruments.

2.2. Choice and development of a method for measuring uranium enrichment in fuel elements (including the inner elements) of fresh fuel assemblies for WW(E)R-440 reactors.

2.3. Development of a CdTe detection unit for determining fuel burn-up in WW(E)R-440 type reactors.

3.　破壊分析の開発

3.1. Development of electro/chemical methods for determining U and Pu during the reprocessing of mixed U/Pu fuel.

4.　監視装置の開発

4.1. Development of an irradiated assembly counter for nuclear power stations with WW(E)R-440 reactors.

5.　施設保障措置改良のための手段及び技術手法の開発

5.1. Development of safeguards procedures for nuclear power stations with fast reactors.

表4－4（つづき）

5.2. Development of safeguards procedures for long-term spent fuel stores.

6. トレーニングコースの開催

6.1. Organization, preparation and running an IAEA inspectors' school in the USSR.

6.2. Organization together with IAEA of courses for personnel from State Systems of Accounting for and Control of Nuclear Materials.

6.3. Allocation of Soviet experts to the IAEA with partial payment by the USSR.

6.4. Organization of a scientific visit for staff from the IAEA Safeguards Department (some aspects of the application of safeguards to fast reactors and critical assemblies).

7. その他の協力

7.1. Translation into Russian, editing and production of IAEA safeguards glossary.

F. ベルギー： Belgian Suppart Programme

(1) 経　　緯

1983年に発足

(2) 組　　織

各原子力施設及びCEN/SCKにて実施

(3) タスクの概要

ベルギーの支援計画は大きく以下の4つに分類される。

(イ) 査察に参照される燃料加工施設の検討

(ロ) 転用経路の検討

(ハ) 査察手法の検討

(ニ) 査察効果のパラメトリックスタディ

4.2 保障措置技術開発の現状と動向

4.2.1 はじめに

IAEAでは，通常使用の保障措置用機器に新技術を遂次導入するとしているが，通常使用という立場からの新しい機器の採用には，多くの場合長期間の検討を必要とする。一方保障措置の対象となる核燃料物質は年々増加して来ており，これらに対する査察もIAEAが保有する資源（resource）の中で効率よく実施しなければならない現状にある。そこで本年は，年々増加して来ているプルトニウムの測定技術と査察の効果を高めるための封じ込め・監視装置及び，査察システムの最適な設計について調査を実施した。

4.2.2 プルトニウム測定技術 — 査察用中性子同時計数装置の開発状況

(1) はじめに

非破壊測定（ＮＤＡ）は，査察の有効性を向上する上で是非とも必要な手法である。一般に，これに使用される装置には，可搬性と判定結果の信頼性とが要求される。このためプルトニウム測定のための中性子同時計数装置にも，これら要求を満足するために，小型の信頼性の高い電子回路が採用されている。

これまでに開発されている中性子同時計数装置を示した図を図4－2に示す。この中で本年度は

(i) 高レベル中性子同時計数装置

(ii) ＦＢＲ燃料ピン収納皿計数装置

(iii) ＦＣＡ用クーポン収納皿計数装置

(iv) バードケージ計数装置

(v) ＦＢＲ用燃料サブアセンブリ計数装置

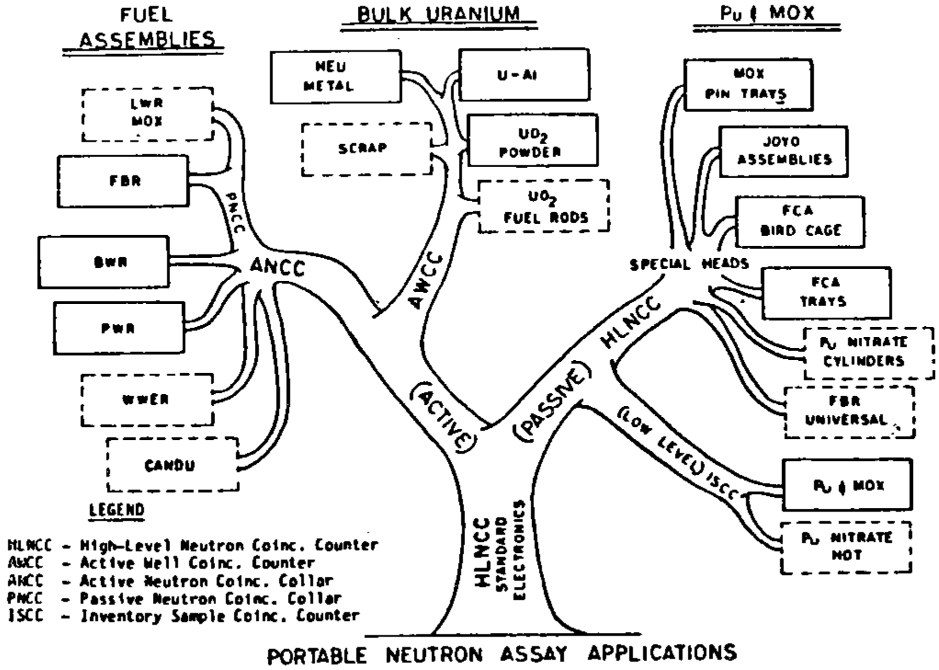


図 4 — 2　中性子計測法

について調査を行った。

(2) 高レベル中性子同時計数装置

1975 年，ロスアラモス国立研究所では，2,500 g の PuO_2 を含有する金属製かんを測定できる携帯用中性子同時計数装置の設計を開始した。この計数装置の形状を板状やピン状のような種々の形に適合させるため変更可能なように基準寸法をとることとなった。このことから図 4 － 3 に示すような六角形の設計が生まれた。同時に，電子工学技術で処

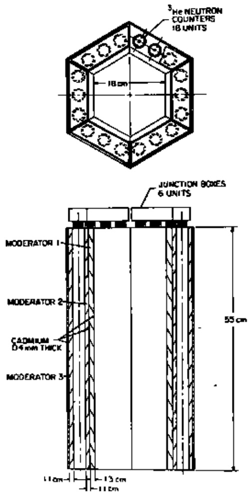


図 4 — 3　HLNCC探知器

理可能な最大全計数率を80,000 counts /s となるように設計した。図4－3中のカドミウム中間層の役割は，計数効率，マトリックス感度および計数装置に対する消失時間を減少することである。

HLNCCの中には6バンクの探知器が入っており，そのおのおののマトリックス中に3個の ^{3}He 管が埋め込まれている。径25㎜の管の有効長さは508㎜で，4気圧の圧力になるまで ^{3}He が封じ込められる。このシステムの計数効率は12％までで，中性子の消失時間は32μsである。携帯用シフトレジスター・システムはこのシステムと同時に使うために開発されたものである。図4－4の電子機器装置は，6チャンネルの電子機器，シフトレ

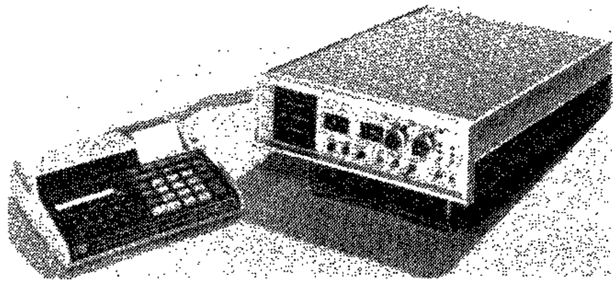


図4－4　標準型HLNCC用電子回路及びHP-97計算機

ジスタおよびヒューレット・パッカード社HP−97またはその他コンピュータへ送るデータを読出すためのマイクロ・プロセッサから成っている。シフトレジスタとプログミングのできる計算器のインターフエイスがあるため，このシステムの操作は極めて簡単である。査察官は，ただサンプルを入れスタートボタンを押しさえすればよい。データ収集，換算エラー解析，較正および読出しは計算機が行う。

過去5年間に，HLNCCは多種多様のサンプルを測定したが，この中にはバルク形状の PuO_2 粉末，MOX粉末，MOXペレットならびに燃料ピンおよびFCAクーポンならびにクーポン用皿などがある。初期のプルトニウム最高設計計測質量は2.5kgであったが，この量は2倍以上に跳ね上り，合計数率は300,000 counts /s 以上に押上げられた。この場合同時計数率に対して3～4の不感時間の補正があり，この結果は同様な計数率の補正回線に関してだけ使用できる。

最近，熱中性子探知器ガス管用迅速電子機器（例えば ^{3}He および BF_3)の開発が進み，過度の不感時間の補正をせずに計数率を増加する可能性が出て来た。ロスアラモスでは，最近システムの同時計数不感時間係数 δ を2.4μsから約0.65μsに減少することに成功した。このことは，探知効率ないし最大プルトニウム質量を3倍に増加してもよいことになろう。

標準HLNCC探知器と関連電子機器は商業市場で入手できるし，施設側作業員および査察官も利用できる。

(3)　ＦＢＲ燃料ピン収納皿計数装置

収納皿上のＦＢＲ燃料ピンの検認用に，ロスアラモスでは特殊な中性子同時計数装置を設計した。 ^{3}He 探知器バンク，前置増幅器箱および電子機器はHLNCC システムと同じである。

図４－５に示されている皿計数装置は，ポリエチレン板上に並べた ^{3}He 管群から成っており，標準HLNCC ，電子機器データの収集・換算用HP－９７計算機を使用する。計数装

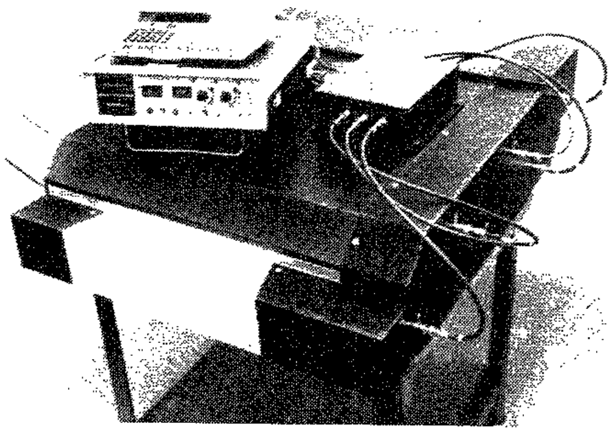


図４－５　FBR燃料ピン用収納皿計数装置

置の貫通孔は，施設側作業員が燃料ピンを２４本／バッチで取扱うために用いるステンレン鋼製皿を挿入するための穴である。この皿は計数装置の前部に挿入でき，使用者の希望に応じて前部からでも取出せる。円筒状ないし六角形の計数装置に見られる望ましい幾何学的形状とは違って，皿計数装置は平らであるから，均一空間的な応答を得るには，個々の探知バンクを釣合わせることが必要である。均一な応答が得られる領域は長さ５５cm幅30cmで，燃料ピンのアクティブ領域に相当する。また皿には約２５mmの高さに対するクリヤランスが必要である。

探知器はＦＢＲ燃料ピンの乗っている皿を１本のピン毎の測定よりも良好な感度で２～３分で測定する。この計数装置の主な利点は，個々のピンを取扱ったり皿から降ろしたりせずにピンで満配の皿を検認できることである。

(3)　ＦＣＡ用クーポン収納皿計数装置

高速臨界実験装置では，金属プルトニウムクーポンを長方形の貯蔵皿から除かずにプルトニウム含有量を検認することが望ましい。この目的を果たすため，図４－６に示されているようなチャンネル型同時計数装置が設計された。

この探知器の主な特徴は，７×７cmのチャンネルで，全長９９cmにわたって取付けられていることである。このチャンネルはＦＣＡ燃料引出しと，ある種の燃料棒用皿を支えるに

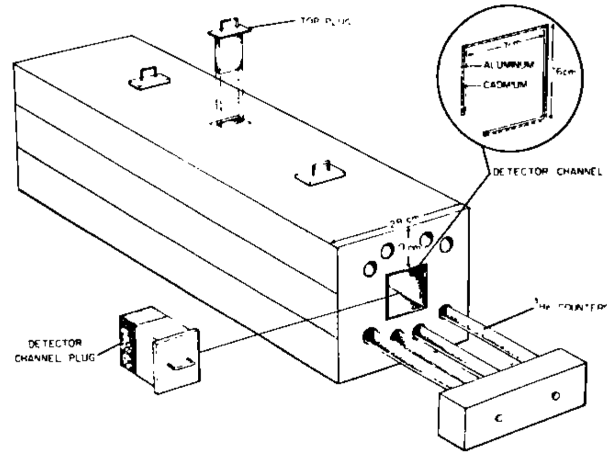


図 4 － 6　FCA用クーポン収納皿計数装置

は十分であるが，高度で相当均一な同時計数効率を得るには小さすぎる。この装置には3個の頂部プラグが備え付けてあり，このプラグを取りはずせば，サンプルのγ線測定用孔になる。中央部の頂部プラグは探知器較正時の線源の支持にも使われる。FCA燃料用引出しの補正曲線は図4－7に示すとおりである。この曲線を作るために用いたデータは，マトリックス材として鉄，アルミニウム，炭素および劣化ウランを用い，燃料を1列，2列，3列に配列したゼロ出力プルトニウム炉で得たものである。

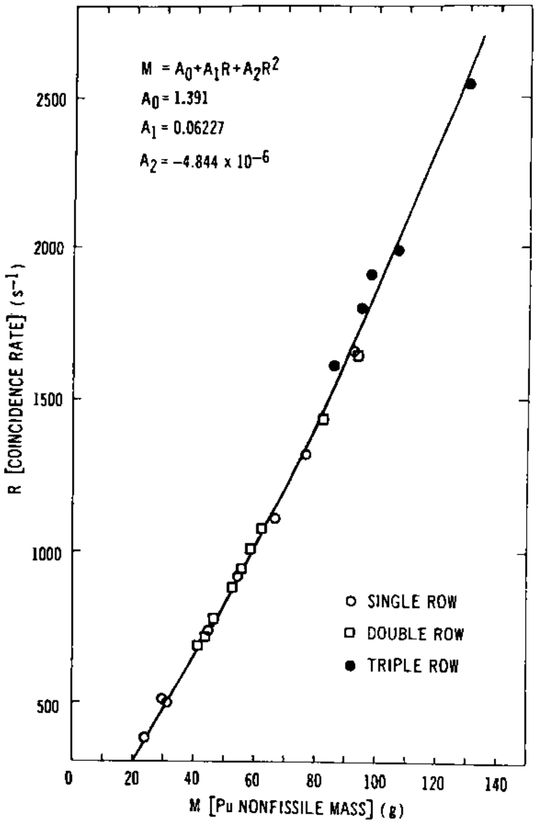


図 4 － 7　クーポン収納皿測定用較正曲線

(5) バード・ケージ計数装置

バードケージ計数装置は，上述と同じ金属プルトニウム・クーポンを測定するために設計されたものである。測定はクーポンを保管し移動するための「バードケージ（鳥籠）」の内側を行うものである。探知器はポリエチレン・マトリックス中の ^{3}He 管から成っており，形状は長方形で，円筒状の保管用キャニスターを捉えるため内部に空洞領域がある。

同時計数応答は質量の負荷を大きくすると中性子増倍率が増加することを示しており，実計数値対全計数値比で補正する。1000sの計数時間では1％未満の正確さと精度が得られる。

(6) ＦＢＲ用燃料サブアセンブリ

ＦＢＲ用燃料サブアセンブリ中には大量のプルトニウム（5～15kg）が含まれており，保障措置上この物質の検認は極めて重要である。図4－8はＦＢＲ用燃料サブアセンブリに用いた円筒状同時計数装置の写真である。このユニットは中性子の減速用ポリエチレン

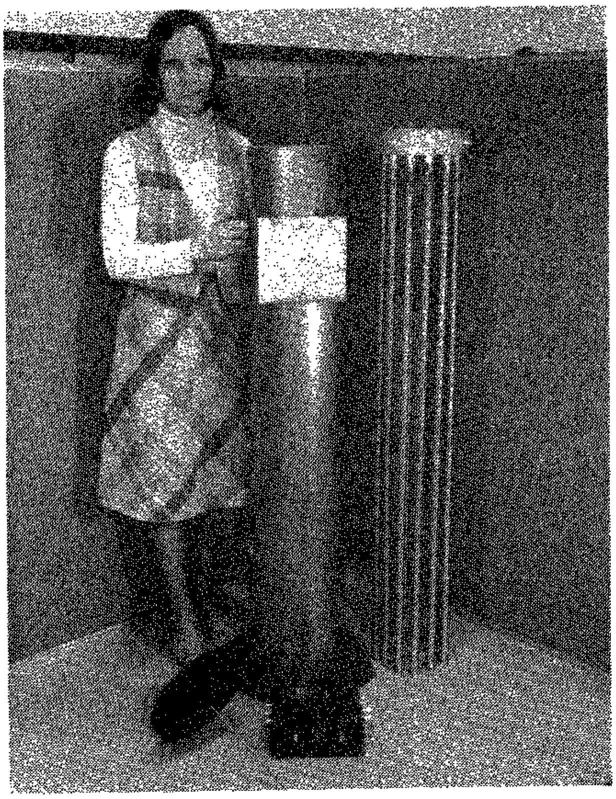


図4－8　ＦＢＲ燃料体測定用探知器

環中に収められた12個の ^{3}He 管から成っている。探知器の有効長さは1.21mなので，全プルトニウム領域は計数装置内に収まっている。この計数装置の絶対効率は18％未満である。この計数装置の初期の設計では，中央部60cm領域で均一な応答が得られ，小型ＦＢＲ原型炉に対しては有効であった。しかし，数基のＦＢＲ炉では長さは92cmにも達す

るプルトニウム照射領域を有しており，長い有効長と高い含有Puの質量値に適応するため新たに「万能ＦＢＲ計数装置」が設計されつゝある。

一般に，査察時にはＦＢＲ用燃料サブアセンブリを全数測定し，更に高質量のPuO_2サンプルも測定する必要があったので，高い信号率を取扱うための計数用電子機器の改善が行われた。１５kgのプルトニウム質量負荷は，普通，在来のHLCC電子機器で都合よく測定される。

(7) 在庫サンプル同時計数装置（ＩSCC）

査察員による在庫サンプルの分析は，輸送法規によってますます難かしくなっている。輸送要件を減らし，適時性の一層良い結果を得るためには，独立の現場検認ができることが必要である。

そこで，製品プルトニウムの在庫サンプル中のプルトニウム量を定量的に検認するためＩSCCが開発された。このシステムの携帯性は極めて高く，通常サンプルを分析に送るのに用いられる小びん中で分析できる。ペレットやパウダーも同様に使用できる。

このユニットはHLNCCと同じ電子機器を使いしかも ^{240}Pu 実効質量の自発核分裂により発生する同時中性子を計数する点でHLNCCに似ている。しかし，これはHLNCCより遥かに効率が良く，しかもHLNCCより遥かに低質量範囲（0.1〜500ｇPu）で動作するように設計されている。

図４－９にＩSCC探知器の本体を示している。サンプル用穴に，直径５cm高さ１4cmの円筒状サンプル・ホルダーに取付けられたサンプルを入れる。ポリエチレン製円筒を取除くと，このサンプル用穴は直径8.8cmまで大きくなる。高密度ポリエチレン減速材と探知管の間隔は，このシステムがサンプル・マトリックス中の含水素材に比較的鈍感にするよう設計されている。

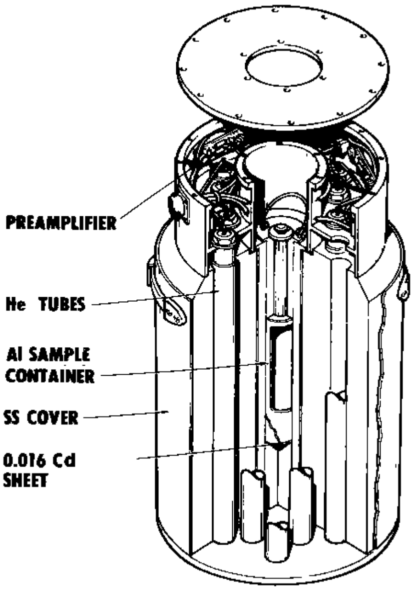


図４－９　在庫サンプル用同時計数装置

35％というISOCの効率はHLNCCのそれより約3倍も大きく，従って小サンプルに対してISCCが必要とする測定時間はHLNCCの約1／9である。

ISCCは物理的に小サンプルに限られているので，中性子減衰および増倍効果は小さく，補正曲線もほとんど関数M＝aRで表わされる直線に近い，ここで，Mは^{240}Pu実効質量，Rは同時計数率，aは計器定数である。

4.2.3 封じ込め・監視技術

(1) まえがき

物質の管理手法として計量管理と封じ込め・監視技術は核物質の保障措置固有の問題ではなく，従来より伝統的にもちいられてきた物質の管理手法である。

即ち，

a．直接法として物質の量を測定により確認し管理する。

b．間接法として一度測定された物質に鍵または封印等によりその移動の無いことを確認し管理する。

方法である。

保障措置では前者を計量管理，後者を封じ込め・監視技術と呼んでいる。

一般的な議論として前者の直接法は手数と費用のかかる核物質の測定作業を必要とするが物質の管理には最も信頼できる手法であり，その信頼性は測定の精度に依存する。

後者は鍵または封印等の健全性の検認と言う簡単な作業で核物質の管理が可能であるが鍵又は封印の模擬の難易度でその管理の信頼性が支配される。所謂タンパー抵抗性で信頼性が決まる。

保障措置上の計量管理と封じ込め・監視手法の関連に関して66型保障措置協定では明確にされていない。同保障措置協定は少量・単純な核物質を使用する小型原子力施設を対象に作られた協定であり，計量管理中心の核物質管理手法が現実的かつ実行可能であった為特に封じ込め・監視手法にふれていない。

しかし原子力活動が拡大するに従って原子力施設が使用する核物質の量が増加し，計量管理中心の管理手法は施設に対する迷惑度および測定精度の見地から限界に近づいたため153型保障措置協定の作成に関して計量管理と封じ込め・監視技術の関連が明らかにされてきた。

則ち，保障措置は計量管理技術を基本とし封じ込め・監視技術をそれを補完する技術として構築すると153保障措置協定は規定している。

この規定は従来の物質の管理の基本から見て当然の考え方で，この基本とは計量管理技術に使用される費用・人員が封じ込め・監視技術に使用される費用・人員に比べ多いことを意味しているのではないことは当然である。

基本と補完の関係は以下の如く解釈するのが妥当であろう。即ち，保障措置の基本は一

定の領域内にある核物質の量を一定の頻度で測定しその存在量をかなり高い精度で推定することにより核物質が核兵器に転用されていないことを検認する。封じ込め・監視技術は一定の領域からの核物質の出入りを監視することにより，以前に測定により確認された核物質の存在量に変動のないことを検証し核物質が核兵器に転用されていないことを検認する。この手段により核物質の測定の頻度を大幅に減少させ保障措置の有効性を犠牲にすることなく施設通常運転に対する迷惑度の低減と保障措置関連費用の低減をはかり保障措置を現実的にするための手段である。

しかしこの封じ込め・監視技術はその性格上多くの転用シナリオに対してタンパー抵抗性を求められる。しかし，100％信頼性でタンパー抵抗性を全ての転用シナリオに対して確保することは不可能である。

しかし保障措置は100％の信頼性で核物質の転用の検知を保障するものではなく，ある程度高い確率で転用が検知されることによる抑止効果に期待して成立している。

この様な観点から封じ込め・監視技術と計量管理技術の適当な組み合わせを図式化すれば図4－10にしめされるような関係となる。

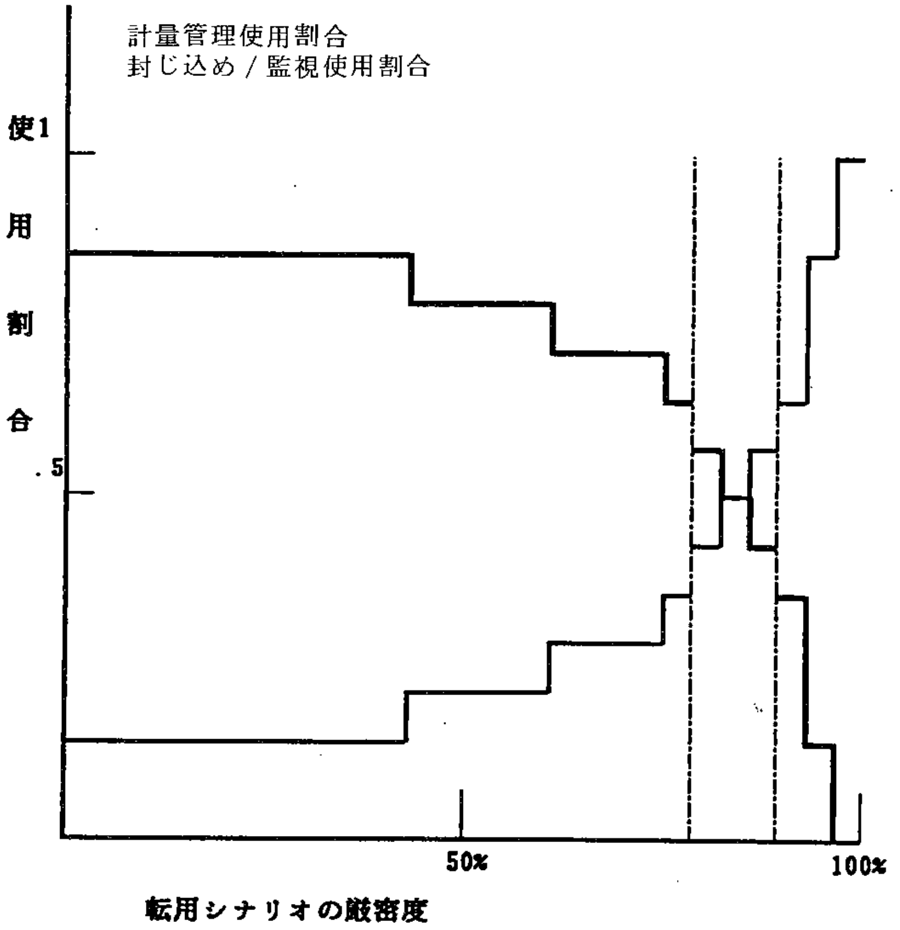


図4－10　計量管理とC／Sの組み合せ

(2) 封じ込め・監視技術の発展

(2)－1　封じ込め・監視技術の利用法３つの主な利用法に分類できる。第１と第２の利用法は比較的小型の封じ込め・監視機器により比較的少量の核物質を小空間に封じ込め・監視する利用法であり，第３の利用法は大型かつ施設固有の封じ込め・監視機器により比較的大量の核物質を施設または施設の一部に封じ込め・監視する利用法である。

第１の利用法

第１の利用法は比較的短期間の査察期間中に主として，

＊核物質の在庫量が二重に計量されないため

＊国際原子力機関の査察用機器および記録がタンパーされないため

に利用されるもので，査察に必要な査察員の減少に利用される。

第２の利用法

この利用法は核物質の在庫量の変動の頻度が比較的低い施設に於てよく利用される方法で，一度測定された量が確認された核物質に適用される封じ込め・監視技術で核物質の測定の頻度を大幅に減少させ施設に対する迷惑度を低減させると共に保障措置関連費用の低減に大きく寄与する。

この場合核物質の再測定は封じ込め・監視機器に欠陥が発見された場合にのみ実施される。

第３の利用法

第３の利用法は個々または部分的な核物質を対象に封じ込め・監視機器を適用するのではなく施設の全部またはその一部に封じ込め・監視機器を利用するもので，施設から核物質が転用可能な現実的な経路を全て監視する方法である。

従って，このための封じ込め・監視機器は汎用的な機器ではなく施設固有のものとして設計される場合が多い。

この利用法は大量の特殊核物質を使用する施設で計量管理により測定される核物質の量の測定精度の関係上国際原子力機関の保障措置目的達成が困難な場合，また可能としても測定が施設に対して過度な負担を強い，施設の本来目的を大きく阻害する場合，問題解決のためある程度政策的・外交的意味合いを込めて利用される方法であろう。

今後，この方法はタイムリーネスの短い大型原子力施設に利用される方法となろう。

(2)－2　封じ込め・監視技術発展の経緯

封じ込め・監視技術発展の経緯は以下の４段階に別けて議論するのが適当であろう。

第１段階として66型保障措置の時期，第２段階として153型保障措置の時期，第３段階として，大型封じ込め・監視技術に対して国際原子力機関がかなり否定的な意見を持った時期と第４段階として現在の状況である。

第 1 段階

原子力施設が未だ小型で使用される核物質の量が少量であった時代で国際原子力機関の保障措置は計量管理技術が採用された。その為国際原子力機関の保障措置は計量管理で核物質の防護は封じ込め・監視技術でと言う考えが定着していた時代である。

第 2 段階

153 型保障措置協定において封じ込め・監視技術が理論的にも実際的にも計量管理技術を補完するものとして，転用シナリオが非常に簡単な場合に，費用が安くかつ汎用性の高い簡単な封じ込め・監視技術が利用された時代でその典型的な機器が封印とミノルタ監視カメラである。

第 3 段階

原子力が近代産業として定置し始め，大型原子力施設として核燃料再処理施設，Pu 利用施設，ウラン濃縮施設等の建設が計画されるにともない，INFCEの議論とも関連して大型封じ込め・監視技術が多くの不確定な要素，各グループがいろいろな予測と利害を伴って難解な議論が展開された時代である。

この当時と典型的な議論は国際原子力機関の保障措置機器開発部長のA. von Baeckmann 氏が 1981 年の INMM学会の総会に於て発表した" IAEA Concern about Advanced Containment and Surveillance Concept " と題する論文にみられる。同論文に於て同氏は大型封じ込め・監視技術に関して，

* 原子力施設の内部で核物質を転用し核兵器を生産してもそれを探知できない。
* 非現実的な転用シナリオを想定し，そのシナリオに対抗する封じ込め・監視技術には莫大な費用が必要
* 探知精度に関して国際原子力機関の基準を満たすことは技術的に困難
* 国際原子力機関の独立検認に必要なタンパー抵抗性に問題がある
* 国際原子力機関の保障措置協定上大型封じ込め・監視技術の適用には法的に疑義があるとして大型封じ込め・監視技術を" 想像に基づく科学小説 " として強い否定的意見を述べた。

さらにこの論文において，カナダの開発しているCANDU 用封じ込め・監視技術と日本原子力研究所で開発しているポータルモニタ封じ込め・監視技術を例にあげ，新しい封じ込め，監視技術は現在国際原子力機関が実施している計量管理を中心とした保障措置より有効性が低いと否定した。

当時の大型封じ込め・監視技術に関する激しい議論をうかがった場合，封じ込め・監視技術派と計量管理技術派が保障措置協定の解釈をめぐり，保障措置の本分である核不拡散に如何に寄与するか〔保障措置は核不拡散達成の一つの手段しすぎない〕を忘れ種々のパーセプションに基づいて両派の利害の対立が議論を複雑にしたものと考えられる。

第 4 段階　現在の状況

イスラエルのイラクのオシラク原子力施設爆撃事件に端を発し，`国際原子力機関の保障措置の信頼性が種々の関係者で活発に議論されるようになった。

国際原子力機関の理事会においてもこの信頼性の議論が行われ，現在の国際原子力機関の保障措置査察実績はその達成度が約50%であり，国際原子力機関が予定している達成度をあげるためには現在の査察員を約2倍に増員する必要性が議論されている。

しかし，査察員の定員を約2倍に増員することは各参加国に認められる案ではなく，国際原子力機関の理事会は査察法の改善を求めSAGSIでも議論が行われている。

一方，今後の大型核燃料再処理施設，Pu利用施設では，計量管理の測定精度の限界から国際原子力機関の現在の査察目標達成の不可能なことは技術的に見て明白となりつつある。しかし，政策的又外交的にこれらの事実を直接的に議論することは得策でない点も多い。

このような現実を勘案し，現在の査察目標達成度50%を少しでも改善出来る可能性があれば，前項で議論した封じ込め・監視技術に課したかなり非現実的な転用シナリオに対抗する必要性は計量管理による査察達成度とのバランスで考慮すべきであり，また国際原子機関の独立検認上の疑義も，現状の達成度を多少でも向上させることが出来れば積極的に取り入れることが現実的であるとの意見が国際原子力機関でも支配的になりつつある。

このような考え方は国際原子力機関のなかで開発部より査察実施部で顕著にみられ，前記のCANDU封じ込め・監視技術および日本原子力研究所のポータルモニター封じ込め・監視技術も国際原子力機関の査察実施部がその採用を真剣に検討を開始している。

これらは，前述の第3期の議論から考えた場合隔世の感じ禁じえない気がする。

しかし，これらの議論はこれを公開の席上で議論することは，必ずしも政策的に得策とは言えないはず，KEEP SILENCEが得策である場合も多い。しかし水面下では多くの変化が感じられる。

これらの傾向を定量的に示すデータとして参考までに以下の二つの例をあげておく。

1983年度国際原子力機関保障措置機器予算割り当て

〔1980をベースとした予測〕

1. 破壊測定機器	12 %	3. 封じ込め・監視技術	52%
2. 非破壊測定機器	36 %	査察使用	37%
査察部使用	22 %	技術支援部使用	11%
技術支援部使用	10 %	開発部使用	4%
開発部使用	4 %		

このデータから国際原子力機関保障措置用としても封じ込め・監視技術が今後増々重要となることが感じられる。

使用中の封じ込め・監視技術機器の単価と開発中の封じ込め・監視機器の単価比較

全面的使用		開発中〔近く使用が予定されるもの〕	
ミノルタカメラ	37万円	チェレンコフNVD	500万円

金属王冠封印	4千円	CANDU BC	2,250万円
紙封印	～0	CANDU CCTV	6,000万円
部分的使用		ポータルモニタ	5,000万円
水中テレビ	500万円	STAR CCTV	1,750万円
ポータブルテレビ	500万円	電子封印	500万円
		遠隔監視通信系	万円

このデータからみて今後の封じ込め・監視機器はかなり大型化してゆくが，封じ込め・監視機器にかなりの費用を投じても，施設に対する迷惑度の低減，査察員マンパワーの低減，商業上機密の保護等を勘案し十分トレードオフの可能性があるものと考えられている。

(3) 封じ込め・監視機器適用の現状とその問題点

封じ込め・監視機器の適用はほぼ全ての国に適用されている全面的適用機器と適用条件が末だととのわず一部の国にしか適用されていない部分的適用機器に分けられる。

(3)－1 全面使用機器

全面的に国際原子力機関が保障措置に使用している封じ込め・監視機器として金属王冠封印，フイルム監視カメラ，ＣＣＴＶテレビカメラとTLD/GLASSドジメーターおよび水中カメラがある。このうち水中カメラは施設者が所有している機器を利用しているもので発電炉の使用済み核物質貯蔵プールで使用されており，TLD/GRASSドジメータはCANDU炉のみで使用されている特殊な例といえよう。

フィルム監視カメラは1982年現在査察Ａ部が63台，査察Ｃ部が101台使用している。使用している主な施設は原子炉，核物質貯蔵施設である。

金属王冠封印は査察Ａ部が約2,500個，査察C部が約10,000個使用しており，主な使用施設は低濃縮ウラン加工施設，ＭＯＸ加工施設，高濃縮ウラン加工施設，原子炉となっている。

紙封印は査察Ａ部が1,200枚，査察Ｃ部が1,300枚使用しており，その使用施設は特定されず査察実施時の一時的な短期間の利用が主である。

これらの実績を見た場合に査察Ａ部に比べて査察Ｃ部が封じ込め・監視機器の利用が進んでいると考えられ，査察Ｃ部の査察実施状況を検討し査察Ａ部においても施設に対して迷惑度と低い封じ込め・監視機器の利用を一層促進する努力が必要と考えられる。

(3)－2 部分的使用機器

国際原子力機関が保障措置用として一部の国で使用している機器としてチェレンコフＮＶＤとPAT−Ⅱ Pu輸送容器が考えられ国際原子力機関では査察Ａ部でチェレンコフNVD7台とPAT−Ⅱ Pu輸送容器を2台，査察Ｃ部でそれぞれ5台と8台を使用しているとしているが

その利用方法に関しては明らかでない。

この二機器に関して，日本は各種国内規制上の問題があるため，査察用機器としては受け入れを認めておらず，我が国の諸規制に合致するよう機器の改良をJASPASの一部として実施している。

(3)－3　封じ込め・監視機器適用上の問題点

国際原子力機関は査察に使用する機器の開発のほとんどを加盟国の保障措置技術支援計画に依存している現状にある。

現在国際原子力機関保障措置技術支援計画を以ている国は以下の9ケ国と1国際機関である。

オーストラリア	フランス	米　国
ベルギー	日　本	ソ　連
西ドイツ	英　国	E　C

これらの国が実施している主な封じ込め・監視機器開発は国際原子力機関から加盟国への特別な要請，又は加盟国の保障措置査察手法改良への期待によって開始され，その具体的な期待及び開発の進め方は，その開発を推進する国によって変わるのは当然であろう。

即ち，核兵器保有国が推進する機器開発の目標と期待は保障措置の信頼性と効率の改善を目標としてその期待は自国以外での幅広い利用を期待している。

非核兵器保有国が推進する機器開発の目標と期待は，査察に伴う施設者への迷惑度の低減と費用対効果の向上と共に査察の有効性を保つことを期待し，開発された機器の利用は自国が開発した原子力施設のために利用することを第一義としている。

加盟国に対する国際原子力機関の期待は加盟国による独自の開発よりもコストフリーエクスパート等の派遣により国際原子力機関が行う機器開発への支援に対する期待であろう。

従って核兵器の拡散を防止するという高い目標では一致するものの，査察機器開発に対する考え方，又それに対する期待は国際原子力機関，核兵器保有国，非核兵器保有国で微妙な差がある。

この様な査察機器開発に対する微妙な差が開発された機器を適用する場合種々の意見の食い違いを生みだしている。

一般的な傾向として，査察側の立場で開発された機器は特定の施設を対象とせず，比較的汎用性に富み，査察の有効性の向上には寄与するが同時に施設者への迷惑度も増え，費用も増える傾向にあり施設者の抵抗を受ける場合がしばしばみられる。

既存の施設では既に国際原子力機関の保障措置査察を受けており，査察による迷惑度について一定の現状が定着している。従って，査察の有効性は向上するが，同時に迷惑度も増える査察機器の採用に関しては施設者からの抵抗は強く又一理あるものといわねばならないであろう。

一方，施設者の立場で関発された機器は比較的特定の施設を対象にした機器が多く，汎用性に欠けるきらいがあるが，施設の状況を充分考慮して開発がすすめられているため，その採用に関して施設者からの抵抗は少ないが，国際原子力機関側から見れば国際原子力機関の独立検認機能，タンパー抵抗性に関する問題，及び汎用性に欠ける問題点を指摘される場合がよくある。

一方上記国際原子力機関保障措置技術支援計画参加国が封じ込め・監視機器開発に投資している資金は莫大な額にのぼる。国際原子力機関が査察実施に採用している査察機器は前述のごとく，フィルムカメラ，金属王冠印，少数のテレビ監視カメラにかぎられており，核兵器保有国も非核兵器保有国も現状にフラストレーションを感じるようになり，査察機器開発の調整が急務となってきた。

この調整のため国際原子力機関では保障措置機器開発技術支援国調整会議を昭和58年6月に開催すると共に第3回封じ込め・監視機器諮問委員会を開催した。

しかし現在の国際原子力機関にその調整能力を期待するのは無理とする考えもあり，今後は二国間協力と国際原子力機関の協力を併用して調整が計られるものと考えられる。

(4) 封じ込め・監視技術に関する最近の傾向 1983 年国際原子力機関が開催した会議の内封じ込め・監視技術開発に関連のある会議は

1. 封じ込め・監視技術諮問会議
2. CCTV コンサルタント会議
3. 国際原子力機関保障措置技術支援
4. 施設保障措置設計諮問会議

等がある。

これらの会議は国際機関としての性格上，また参加者の立場，利害関係上妥協的な表現がよぎなくされる傾向をもち，その報告書の表面的な記述，勧告はいろいろな状況を考慮しつつ慎重に解釈しなければ本質を見誤ることとなろう。

ここでは出来るかぎり公正に種々の状況を勘案しつつ封じ込め・監視技術開発の動向を見定めるよう努力したい。

(4)－1 封じ込め・監視技術諮問会議

国際原子力機関の封じ込め・監視技術諮問会議は 1978 年に第1回会議が開催されて今回第3回の会合が 1982 年に開かれた。封じ込め・監視技術開発の動向を知るためこれら3回の会議に於る議論の推移を検討してみる。

第1回会議の主な結論

本会議は 1978 年に開催されている。第1回の会議であったため，主として封印技術と光学監視機器の現状を調査し問題点の検討と保障措置モニターについての意見を述べたに

とどまった。その主な結論は，

封印技術

* In-situ 検認可能な封印開発の重要性
* 光ファイバー封印の光指紋検認機器の小型化
* 超音波封印の適用箇所の選定
* 光学監視機器
* カメラ監視機器の故障と対策
* 画像枚数の増加
* CCTV カメラ監視機器開発計画の調整。

保障措置封じ込め・監視技術としてのモニタおよび大型システム

* オンロード原子炉の為開発中の燃料体カウンターに関する実証試験計画の加速と新燃料体カウンターの開発の促進
* ポータルモニターに関しては国際原子力機関の保障措置手段としては実用的でないと言う考え方を示したが今後の開発努力を見守る。

第2回会議の主な結論

1980年に開催された第2回会合は3回開催された会合の内封じ込め・監視技術開発の方向を位置づけた最も内容の濃い会合であったと言える。この会合では以下の3つのサブグループが編成された議論が行われた。

第1サブグループ：　封印技術

第2サブグループ：　光学監視機器

第3サブグループ：　モニタ及びシステム

特に，第3のサブグループは封じ込め・監視用モニタについて討論を大型封じ込め・監視機器の将来に関していろいろの提言を行った。これらのサブグループで議論された主な点を以下にまとめる。

第1サブグループ

* 封印技術に関しては封印単体の議論より，その取り付け方法及び容器の健全性検認法を含めシステムとして評価が重要である，
* 封印機器の評価に関して査察業務部の参加が重要である。
* In-situ 検認機能を持つ封印のフィルド試験を早急に実施し封印技術開発の優先項目をさだめるべきである。

第2サブグループ

* フィルムカメラシステムに関する多くの問題点が指摘され，CCTV 監視システム開発の重要性に留意すべき点が指摘された。
* この議論に関連して16㎜フィルムカメラ開発に否定的意見がだされた。
* CCTV 開発に関する指針が提案された。

第3サブグループ

- 大型封じ込め・監視機器開発について特に強い関心を示し，多くの先取的な提案をおこなった。これらの提案のうち主なものを以下に記す。
- 前回の封じ込め・監視技術諮問委員会はポータルモニターに関し国際原子力機関の保障措置としての実用性に疑問を示したが，その後の開発状況からこの考え方を見直すべきとの結論を得ている。
- プロセスモニタの利用として施設者の所有しているモニタ類の有効利用等，将来の大型施設の保障措置技術に関する多くの積極的な勧告を行った。
- 保障措置封じ込め・監視技術として核防護用として開発された侵入検知，移動検知器等と組み合わせたマルチセンサーシステムの開発に努力すべき点を指摘した。

第3回会合の主な結論

第3回封じ込め・監視技術諮問会合は1982年に開催された。第3回封じ込め・監視技術諮問会議では，

- 封じ込め・監視機器として封印，光学監視系，センサ・モニター系についてその技術の現状をレヴューした。その主な結論は，
  - a〕 封印に関し，電子封印としてVACOSS型，光ファイバー封印としてCOBRA型封印の評価が定着するとともに超音波封印応用に関する検討がなされた。
  - b〕 光学監視系としてはCCTVに関する議論が中心で，フィルムカメラからCCTVへの置き換えに関する議論が積極的に展開された。
  - c〕 センサ・モニター系として侵入検知器および移動検知器を組み合わせたマルチセンサーシステムの利用の考えが強く打ち出された。更に前回の諮問会議の答申をうけ，ポータルモニターに関して最近の技術進歩がみられ保障措置用としての利用が有望であるとの展望がのべられた。
- 以上の封じ込め・監視機器の個々の問題以上に大きな問題として取り上げられた議論は，封じ込め・監視機器の開発から保障措置機器としての適用に至るプロセスに関する問題であり，真剣な討論の結果，このプロセスの詳細を定め国際原子力機関に答申した点である。

この様な議論が真剣に取り上げられた背景には，各国が莫大な資金を投じて開発している封じ込め・監視機器が国際原子力機関のちゅうちょにより保障措置用機器として適用を遅らされている点にいらだちを感じた各国の参加者が，開発から適用までのプロセスを真剣に検討して答申したものである。

対象とする封じ込め・監視機器の種類により開発から適用までのプロセスを一般化することは困難であるが，その基準として以下の考え方が答申された。

開発の段階を，

a〕 Laboratory Device

b〕 Development Prototype

c〕 Field Evaluation Unit

d〕 Production Model

に分け，各段階で以下のチェックリストを作成し，

a〕 Design Function

b〕 Technical Function

c〕 Reliability

d〕 Tamper Resistance

e〕 Facility Safety Requirement

f〕 Concealment of Operation Status

g〕 False Alarm Probability

h〕 Detection Probability

i〕 Potential Facility Interface

この各段階における国際原子力機関の参加の程度，Acceptance Criteria の検討，Training and Maintenace Programme を定めていく。

又将来の大型封じ込め・監視機器に関して上記分類，チェックリストの完成に時間と費用が掛かり困難な場合，ある程度の評価が確立できれば，この機器を試験的に国際原子力機関の保障措置用機器として限定的に適用し改良してゆく，On Implementation R＆D または Performance Monitoring Implementation の考え方も検討されている。

(4)－2. CCTVコンサルタント会議

1983年9月に国際原子力機関のCCTV技術コンサルタント会議が開催された。この会議は国際原子力機関としては異例の会議で国際原子力機関自身もこれは試験的な会議であると位置づけているごとく，国際原子力機関が各加盟国の企業から直接情報を得るべく企業からの参加を求めて開催した会議であった。

9ケ国から21名の参加者があり，この内企業からの参加者は11名，内日本5名，西独3名，オランダ1名のCCTV企業関係者の参加があった。

討論の内容の主な項目は，

a〕 アナログ録画方式技術

b〕 ディジタル録画方式技術

c〕 ディジタル録画コアメモリー技術

d〕 コンパクトCCTV技術

である。

しかし，国際原子力機関が望んだ各国企業から直接最近の情報を得ることに関し，参加

各企業にとっては，企業の利害，商業上の機密が関連し，このような会議に於る企業からの発言には多くの制限があり国際原子力機関の目論みは果たし得なかったと考えられる。

一方，その内容についても国際原子力機関自身が試験的と述べている如く準備不足の感じが強く，日本のソニーＳＬ－0323及びＳＬ－2000型ビデオレコーダーの試験結果の報告，ナショナルのレーザディスクメモリーとソニーのベータムービー，西独の画像コアーバッファーメモリーのデモンストレーションが行われたが，我々に取っては何れも新しい機器ではなく迫力のあるデモンストレーションではなかった。

日本はこの分野では世界で最も進んだ国であり，日本のこの分野に於る指導性を期待されているのは事実であり，日本の企業にとっても，進め方によっては充分企業としての魅力は考えられる。

しかし，この会議自身はそれほど技術的に内容の有るものではなかった。

4.2.4 査察システムの最適設計

(1) はじめに

国際原子力機関（IAEA）およびユーラトム査察官が原子力施設を査察する場合には，核物質が不明確な用途に転用されていないことを確認するため，計量管理と封じ込め・監視の双方を使用する。ある国が保障措置協定を守っていることを検認するために必要な国際保障措置資源（resource）には限りがあるので，査察員の検認活動とそれに関連のある技術を効率よく配分する必要がある。実際の査察官の保障措置システム設計は，計量管理や封じ込め・監視のような査察活動間に資源を平均的に与え，その結果，投じた査察員資源による大きな利益が生まれるようにしなければならない。例えば，査察員による施設の検認活動中には，核物質等のサンプリングと測定，貯蔵区域の監視，測定する核物質と使用する機器に対するタンパーの防護および計量データの統計的解析が含まれていよう。保障措置設計上の問題とは，これらの査察活動のそれぞれに適切な活動水準または技術水準を選び与えることと見なしてもよかろう。しかし，可能と思われる査察活動が多数あり，しかも各活動もいくつかの中から自由に選べるものである場合には，どれを選べば最適システムになるかはっきりしない。そこで，保障措置資源には制約があることを認めながら，核物質損失または施設の不法運転を最もよく探知できる査察活動の組合わせの選定方法について述べる。

ある施設に対する査察システムの選定は，次の段階で行われる。

(イ) システムの目的を確認すること。

(ロ) この目的を達成する基本的活動を特定して候補システム設計を行うこと。

(ハ) 敵の特性と敵性行為のシーケンスを明確にすること。

(ニ) システム目的の達成程度を評価する手段を開発すること。

(ホ) 候補システム設計中から最も好ましいものを一つ選ぶこと。

これは各段階に対して，設計と評価を重ねてゆくに必要なリスト類，図類その他手段を示すことにする。

(2) 保障措置の目的

査察システムの設計を進めて行くには，その目的を特定することが重要である。その理由は，

(イ) 設計の前提となる査察員，査察技術および手順は目的によって左右される

(ロ) 目的の達成程度はシステム設計の価値の目安だから

である。目的を立てるのに便利な方法は，まず一般的な目的を立て，これを低水準から順次特定水準に洗練してゆく段階的方法である。査察目的に対する代表的な段階的方法を軽水炉（ＬＷＲ）を例にとって示すと図４－11のとおりである。図中の各水準の目的は，次の高次水準で達成する目的の手段である。各水準は設計工程に指針を与える。すなわち，

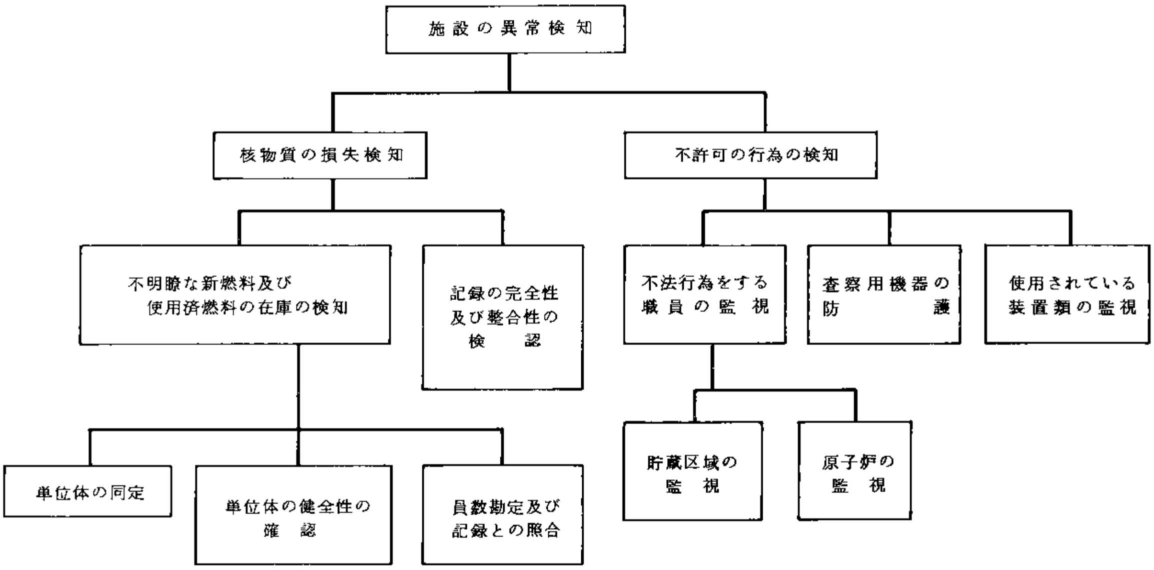


図４－１１　軽水炉保障措置の目的水準

低水準目的は特定査察員の活動，中水準目的は計量管理，タンパー防護および監視活動を組合わせた時の機能であり，一般的な目的が設計性能に対する基本になる。

(3) 基本的査察活動

基本的保障措置活動 ── これは低水準目的を達成するための手段である ── は，査察システムの構築に必要な建設用ブロック材である。各基本活動は，その活動に必要な人員，機材および手順を明らかにするパラメータにより特定化される。表４－５にＬＷＲに対す代表的基本活動が示されている。この種の表は可能性のあるシステム形態の鑑定に役立つ

表４－５　LWR に対する基本的な査察活動

査察活動	パラメータ
記録報告の整合性確認のための帳簿検査	帳簿検査の頻度 核燃料移動記録の検認
新燃料体の在庫確認	サンプリング計画 単位体（燃料体）の同一性及び健全性の検認方法
原子炉の装荷状況の監視	監視手法 監視装置の設置場所 検認の頻度 記録との照合の方法
使用済燃料の在庫確認	サンプリング計画 単位体（燃料体）の同一性及び健全性の検認方法

し，活動パラメータを変えると，考察すべき候補システムが得られる。

査察目的を達成するには個々の基本活動を調整しなければならないことが多い。例えば貯蔵プール中の使用済燃料の在庫を検認するには以下の活動を総合することが必要である。

(イ) 運転者側の在庫報告書を入手すること。

(ロ) 単位体サンプルを選定すること。

(ハ) 単位体の同一性を検認すること。

(ニ) 単位体の健全性を検認すること。

一般に，査察活動間の総合的関係は情報交換の形を取り，一つの活動から得た情報はそれに関連する活動を完結するのにぜひ必要である。このような関係を表わすには，軽水炉における査察活動間の情報交換を画いた図４－12に示される略図のような相互作用マトリックスが便利である。空白部は各活動間の相互作用がほとんどないか全くないことを示し，

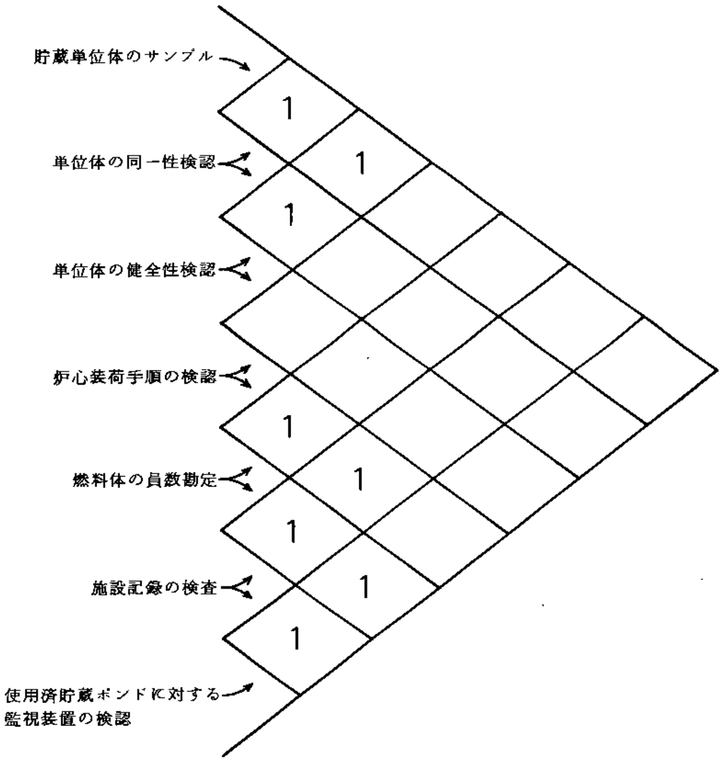


図４－12　LWRにおける査察活動の関連

「１」という数字は重大な相互作用があることを示す。システム設計者は，相互作用マトリックスを使って情報交換が必要な場所を確認し，システム設計内で情報交換する手段を与えるべきである。

(4) 不法行為のシナリオ

核物質を転用しようとする国レベルの行動に査察員が気付くことが，施設の運転を検討

するための査察員活動の組合せの強力な決定要素である。転用または不法行為のシナリオは次の事項によって特定化される。すなわち

(イ) 技術的知識，特殊装置，人数のような不法行為の属性

(ロ) 転用対象の核物質の所在位置とその量

(ハ) 施設から核物質を獲得するための不法行為の順序

である。軽水炉から使用済燃料を転用する代表的行動の順序は表4－6に要約されているが，これは不法行為とその対策を要約したものであり，これについては以下で詳述する。このシナリオは，査察システムの多くの面を捉えているために選ばれたのであって，不法行為がきっとこのシナリオ通りになるということではない。

表4－6　LWRからの使用済燃料転用行為及び対策

不　法　行　為	異常現常（状況）	異常検知のための活動
炉心の封じ込め用封印の妨害（タンパー）	封印の同一性及び健全性が破られた。	封印の適用（運転）状況の監視視
新燃料の無申告な炉心への装荷	新燃料体の粉失	員数勘定，記録の検査，光学的監視及び移動監視
使用済燃料貯蔵ポンドの監視装置への妨害（タンパー）	監視装置のタンパー表示	タンパー防護状況の監視
使用済燃料の無申告な貯蔵ポンドへの移動	貯蔵ポンド在庫の異常	員数勘定，記録の検査
	不明瞭な貯蔵ポンドにおける活動	光学的監視及び移動監視
使用済燃科の無申告な施設へ外への移動	不明瞭な燃料体の払出し作業	同　　上
施設の記録内容の偽造	施設の記録と実在庫量との不一致	施設の記録に対する査察

査察システムで探知されることを避けるための不法行為には，次の三つのタイプがある。

(イ) 窃盗：　転用者は探知を避けるための試みをせず，そのかわり，査察員の探知計画上の不備ないしは怠慢を利用する。

(ロ) 施設の不正運転：　転用者は探知を避けるため，施設の運転を不正手段であやつる。この中には，停電，測定値の偽造，施設設計の変更または核物質と複製品とのすり替えがある。

(ハ) 査察システムへのタンパー：　転用者は査察システムに不正手段をほどこして探知を避ける。この中には，査察員の持っている標準物質，測定機器または監視用センサーが入ってている。

明らかに，転用者の核物資転用シナリオ中には，これら3戦略のそれぞれの面が含まれている。

(5) 異常の探知

施設環境で，査察システムで探知できる異常は，上述の不法行為のそれぞれと関連がある。不法行為によって起る異常例には，核物質が出入口モニターを通過する際の放射線の増加，あるべき場所からの燃料集合体の消失，運転者側と査察員測定値間の食い違いなどがある。不法行為及びそれに関連して起る異常，及び異常探知に対する査察員の取るべき適正対策をまとめるには，軽水炉について示している表4－7を使うと便利である。この

表4－7　LWRに対する査察活動の例

	探知確率	コスト
A．報告の検査		
1. 検査を行わない	0	0
2. 報告と記録との比較	0.2	1
3. 記録の整合性の検査＋2	0.4	2
B．新燃料の検認		
1. 検認を行わない	0	0
2. 員数勘定及び記録との比較	0.2	1
3. サンプリング及び同一性，健全性の検認	0.2	3
4. 2＋3	0.8	6
C．使用済燃料の検認		
1. 検認を行わない	0	0
2. 員数勘定及び記録との比較	0.2	1
3. サンプリング及び同一性，健全性の検認	0.2	3
4. 2＋3	0.8	6
D．炉心の監視		
1. 監視せず	0	0
2. 炉心の封じ込め	0.3	3
3. 炉心の光学監視	0.5	5
4. 炉心の光学監視及びタンパー防護	0.8	9
5. 2＋4	0.85	10
E．貯蔵ポンドの監視		
1. 監視せず	0.	0
2. ポンドに対する光学監視	0.1	3
3. 2＋監視装置のタンパー防護	0.8	9

表4－7は，少くとも1回の査察活動ですべての異常を探知することは可能であり，共常原因による失敗に対する弱点を避けるための探知余力も十分あることを保証するのに役立つ。この表からはっきりとわかる異常探知上の不適切性を検討すれば，この査察システム

にどのような適正な変更を行えばよいかがわかる。信用に価する不法行為のシナリオに対してこのような表を作成しておくべきである。

(6) 性能の尺度

ここで提示する設計上の原則は，基本的査察活動の識別方法と，それを効率的に査察の目的達成のため総合する方法である。このような仕方をすると，容認してもよさそうな設計が多数出てくるので，システム設計者は，最も好ましい設計であるとして選んだ理論的根拠を持つ必要がある。最終的に選定する際に有用な決定手段は，査察目的の達成程度を表わす数値を各設計に割当てる尺度である。ここでは，一般目的である「核物質の損失および1人の不法行為に関する異常を探知すること。」について検討し，性能の尺度としてこのような異常探知確率を用いる。

多くの査察活動に対して，異常探知確率を割当てることは，失われた単位体を探知するために貯蔵庫のサンプリングをすることと同様に簡明直截な方法である。しかし，その他の活動 — カメラによる監視等 — に対しては，性能評価は一層主観的になる。このような探知確率を簡単に利用できない場合は，アナリストは，探知できると自らの信念を表わす数字を主観的に導き，これを割当ててもよかろう。

異常探知確率を割当てる際にさらに起る問題は，査察活動に及ぼす不法行為の影響である。例えば，正常状況下での単位体のアトリビュート測定は，当該単位体の全欠陥に対する高探知確率を具えているべきである。しかし，シナリオ中の不法行為中に査察用機器へのタンパリングが入っていると，転用者の技術に応じて欠陥探知確率は悪くなるおそれがある。逆に，査察システムがタンパー防護装置を具えていれば，転用者のタンパー行為をある程度探知できよう。

査察員がアトリビュート測定計測機器を使って，不法行為としての査察用計測機器のタンパーも入っているシナリオ中で異常を探知する確率計算は次のように行う。

(イ) 査察システムが計測機器に対するタンパー防護装置を具えていない場合は，タンパーの仕掛られた計測機器で単体の欠陥を探知する確率Puを割当てるか。

(ロ) 計測機器がタンパー防護装置を具えていれば，単体の欠陥としてまたはタンパリング計画として異常を探知する確率はP_D $(1-P_T)+P_T$ で与えられる。

ただし，P_Tはタンパリング探知確率である。このようにして，査察活動とその防護を連合させて考えると，査察活動にタンパー防護対策がほどこされていれば，異常探知に対して連合確率を割振ることができる。

(7) システムの最適化と評価

査察システムの設計は，いずれも次の3項目を使って，不法行為シナリオに対して評価を受ける。

(イ) 不法行為シーケンスとそれに関連する異常をリスト・アップし，

(ロ) 各異常を探知できる査察活動と探知確率を決め，

(ハ) シナリオ中の少くとも一つの不法行為を探知する全確率を計算する。

この確率が設計の順位付けに対する理論根拠を示す。

査察システムを構成すべき基本的活動の組合せ方の選定は，各活動に対する活動数が多く選択範囲が大きくなると，非常に複雑化するおそれがある。このような場合には，システム設計者は，システム性能の最も良い設計を見出そうと試みて，多数の種々様々なシステムを評価することになる。このような試みは，コストの上限等資源上の制限があるとさらに複雑になり，各候補設計を資源の使い方に照らして評価することが必要になる。比較的小型の施設に対してもつあらゆる設計を簡明直載に評価することは困難になる。

ここでは，もっと簡便な代替方法として設計問題を数学的最適化問題として公式化し，最適査察活動の選定を有効な標準演算方式で求めることとする。提案する方法を説明するため，表４－７中のリストにある軽水炉に対して査察員が実施できる活動について考察してみよう。この活動はそれぞれ幾つかの自由選択できる活動を持っており，設計上で起る問題は自由選択対象の活動からどのように適切な組合せを選ぶかに懸っている。表４－７中の自由選択対象の各活動に関係がある事頃は，不法行為シナリオ例によって起される異常の探知確率と，この選択を行うために査察員に加わるコストとである。表４－７中の確率とコストは勝手に選んだものであって，実際の査察パラメータを表わすものではない。の単純な設計上の問題でも，700を超える設計形態があることに注意すること。

１番目の査察活動Ａｉ に対する選択対象を集合としてＡｉ＝{ a_{i1} ，…… a_{in} }，選択対象 a_{ij} が異常を探知する確率をＰ(a_{ij})，選択対象 a_{ij} のコストをＣ（a_{ij}）と表すと，設計上の問題は次のようになる。

$$\max_{a_{ij}\in A_i} \left\{ 1-\prod_{i=1}^{N}\left(1-P(a_{ij})\right)\right\}$$

資源に制限ある場合には，

$$\sum_{i=1}^{N} C(a_{ij}) \leq C$$

ここで各Ａｉ から１個の a_{ij} だけを選定する場合には，Ｃは利用可能資源の総量でありＮは査察活動の数である。この問に対する解は，全コストＣを超過しないようにしながら不法行為の探知確率を最高にするような活動 { a_{ij} ，…… a_{Nj} } を選ぶことである。

この方法の有効な適用例は，このシステムに投ぜられた資源量に対する異常検知感度についての研究である。不法行為シナリオ探知確率の利用可能資源に対する依存性は，表４－７中の軽水炉査察用選択対象に対して表 ４－８中で説明されている。明らかに，このシステムに20単位を超える資源を投入することは，その量以上に探知確率が高くならないので効率がよくない。

表４－８　査察資源と査察システムの依存度

投入された査察資源の単位	探知確率
1	0.2 0
5	0.6 1
1 0	0.9 0
1 5	0.9 6
2 0	0.9 9

この例では，設計の最適化に僅か一つの不法シナリオしか使わなかったが，不法シナリオが幾つあっても，システムの最適化にこの方法を適用することがでる。多数の不法シナリオに対する設計目的は，あらゆるシナリオに対する個々の探知確率を最大化するシステムを選ぶことである。

第５章　保障措置をめぐる国際関係の動き

第５章　保障措置をめぐる国際関係の動き

1983年における原子力に関する国際関係の動きの中で，保障措置分野における主要な事項をまとめてみた。各国及び各国間の協力関係においては様々な動きが見られるが，少なくとも1983年において核拡散を示す明確な徴候は見られなかったと言うことができる。

5.1　IAEA関係

(1)　CAS

５月31日～６月３日，スイスのジュネーブで米国原子力産業会議（AIF）と欧州原子力産業会議（FORATOM）との共催で開かれた「核燃料サイクル国際会議」の席で，IAEAのハンス・ブリックス事務局長は「国際核燃料サイクル ── その課題」という講演の中でＣＡＳ（供給保証委員会）の現状について次のように述べている。

ＣＡＳはこれまで主に

① 国際協力・供給原則の公式化

② 緊急・支援機構

の２つの問題について集中的に検討してきた。検討の進展は早いとは言えないが，期待できないものではない。ＣＡＳでは独立国家が二国間協定の中で少なくとも中枢条項に適用する規範に関し，精力的に検討がなされている。こうした行動規範は，核不拡散体制との関連において運用しなければならない。供給保証と核不拡散との間には基本的なトレードオフ関係にあるが，市場の実現性も考慮に入れなければならない。

加盟国の間ではＣＡＳの討議に対し，大きな関心を示す声と同時に，その進展ののろさに落胆する声も上っているが，委員会が存在していること自体に意義があり，継続的に議論していることが過去の問題をむし返さないという保証を与えるのだと考える。

緊急・支援システムにおけるIAEAの役割は今や現実性を帯びていると思われる。CASはIAEAが代替供給を確保することのできる情報センターとして機能しうるとの提案を既に行っている。

(2)　ＨＳＰプロジェクト

ガス遠心分離濃縮工場の保障措置アプローチに関するHexapartite保障措置プロジェクト（ＨＳＰ）の参加者で，このほど協定が締結された。このアプローチは査察頻度を限定した非通告アクセスと呼ばれるもので，カスケードホールにアクセスすることを認めるものである。参加者とは，米国，Urenco（オランダ，西独，英），日本，オーストラリア，IAEA及びEuratomの６者である。（Nucleonics Week, Mar. 24, 1983）

(3)　1982年保障措置実施報告

IAEAは，1982年の保障措置実施報告書(SIR)をまとめ，6月7日～10日の理事会に提出し，了承を受けた。ハンス・ブリックス事務局長は，記者会見でSIRに触れ，「IAEAは1982年に，保障措置の対象となっている核物質の転用が行われた事を示唆するような異常な事態は検知していない」と述べた。同氏はまた，IAEAは保障措置の対象となっている施設において転用が行われていないことを「相当の自信をもって検証できるような状況になった」と述べた。しかしながら，一般には公表されないSIRでは，保障措置の対象とされない施設の建設に関する懸念を想起しており，インドは同報告書に対する激しい批判をしたといわれており，アルゼンチンや他の開発途上国とともに，こうした懸念がこの報告書に含められることに反対したといわれる。(Nucleonics Week, June 16, 1983)

(4) 濃縮工場の査察に関する交渉

IAEAの当局者によると，IAEAはこのほど，ガス遠心分離濃縮工場に対する施設付属書の締結をめざした予備的な交渉を開始したという。この交渉は，今年の4月に「ヘキサパータイトグループ」の技術報告書が完成されたことに続くものである。カスケードホール査察は「高濃縮ウランが生産されていないことだけを確認する」ために利用することが決定されている。カスケードホールの査察は2時間以内の通告で行われるが，一定の期間内に立入りを認められる査察官の数は，それぞれの工場の施設付属書の交渉で決定されるといわれている。(Nuclear Fuel, June 20, 1983)

(5) 第1回対IAEA支援プログラム調整会合

6月20日～21日にウィーンにおいて，各国の対IAEA技術協力プロジェクトの調整を目的として会合が開かれた。ECを含む10カ国の支援プログラムの現状紹介のほか，支援に対するIAEAのneeds(例えばCost free Expert 派遣など)が述べられた。

(6) IAEA，ルーマニア及びベトナムとの間で燃料供給協定を締結

IAEAはこの7月，ルーマニア及びベトナムとの間で，これらの国の研究炉で使用する濃縮ウランをソ連から供給し，IAEAが燃料の支払いを行うという協定を調印した。20%濃縮ウラン4.5kgを含む5kgの二酸化ウラン粉末がTriga研究炉で使用する燃料要素に加工するためルーマニアに供給される予定であり，ベトナムのDa Lat の原子力研究センターで使用するため，36%の濃縮ウラン3.6kgを含む140体の燃料要素がベトナムに供給される予定である。(Nucleonics Week, July 14, 1983)

(7) IAEA，中国加盟を承認

10月10日からウィーンで開催されているIAEA第27回総会は11日に，中国のIAEAへの

加盟を満場一致で承認した。中国の加盟でIAEAの加盟国は112カ国になった。

5.2 日本

(1) Hexapertite保障措置プロジェクト

ガス遠心分離濃縮工場の保障措置アプローチに関する国際協力プロジェクトは，昭和55年11月に開始され，2年間を目途に検討が進められ，昭和58年2月に終了し，合意された報告書を作成した。この間7回の全体会合が持たれている。

(2) 日加原子力協定に関する書簡交換

再処理等の事前同意規定を長期的，包括的に行使することを取決めた日加間の書簡交換が，昭和58年4月14日（現地時間）オタワで行われた。この包括同意により，今後日本は加に対し，再処理のための第3国移転について6カ月間の予定を事前に通知し，かつ日加合同作業委員会において国内での再処理量及び輸出量の報告のみをすることになった。

(3) 日／IAEA保障措置合同委員会

昭和58年6月13日～15日，ウィーンにおいて開催された。本年度は主に，我が国の保障措置等の現状，査察機器導入，査察活動の合理化等が討議された。

(4) JASPAS合同委員会

上記に引き続き6月16日～17日に開催された。我が国の対IAEA支援プログラムについて，1982年度テーマの報告と検討，1983年度の新規テーマの日本側提案が行われた。

(5) 対IAEA支援プログラム調整会合

上記に引き続き6月20日～21日に開催され，日本もこれに参加した。

(6) 保障措置問題検討会の設置

科学技術庁は，原子力安全局長の諮問機関として上記検討会を設置し，7月1日に初会合を開いた。

保障措置に関する検討を進める場としては，ポストインフセ問題協議会保障措置研究会が活動を終えて以来適切な場がなかった。このため，今後我が国の保障措置のあり方やこの分野での国際協力の進め方について総合的な検討を行うため同検討会設置のはこびとなった。同検討会においては，今後建設される大型の核燃料サイクル施設に，設計段階から保障措置を取り入れていくための検討，日独間及び日米間の保障措置に関する国際協力問題についての検討等が行われる予定といわれる。59年度はじめ頃に中間とりまとめを行う方針のようである。

同検討会のメンバーは次のとおりである。

田宮茂文（原燃サービス，座長），萩野谷徹（三菱金属），倉本昌昭（核物質管理センター），堤佳辰（日経新聞），森一久（原産），原豊明（電事連），妹島五彦（日本電機工業会），本郷一雄（新金属協会），川島芳郎（原研），金岩芳郎（動燃），平田実穂（原研）。12月までに3回の会合が持たれた。

(7) 日米原子力協議

米国産核燃料物質の再処理に関する包括事前同意問題についての日米両国政府間の協議が，昭和57年8月に事務レベル協議で開始され，昭和58年末までに8回開催された。

日本側のねらいは東海再処理施設及び第2再処理工場における再処理と使用済燃料第3国移転の包括的事前同意を「日加，日豪なみ」にすることにあった。これに対し，米国側は国内法である1978年核不拡散法（NNPA）の要件を満たすよう要求してきた。NNPAは核物質防護措置，濃縮事前同意，Puの加工及び貯蔵の事前同意を2国間原子力協定に含めるよううたっている。

協議は必ずしも楽観をゆるさない状態にある。

5.3 米国

(1) 米国がIAEAに復帰

昨年9月24日，IAEAの総会でのイスラエル代表団信任状拒否問題で強く異議を申し立てて退場した米国は，その後も脱退することはなく，本年2月の理事会に出席し，復帰した。

(2) 米国，Euratomに対する再処理事前同意条項の適用を免除

1983年3月7日のホワイトハウスの発表によれば，米国は米国産核燃料のEuratomによる再処理に関する事前同意権を免除した。米国が1978年核不拡散法（NNPA）の免除を認めたのはこれで3年目になる。このような免除は，NNPAでは，交渉が行われていれば大統領が免除することを認めているため，同法への違反とはならない。

(3) 立法府拒否権に関する米連邦最高裁判決

米連邦最高裁判所は本年6月23日，議会が立法のさい法律の中に，行政府の行為を拒否できる条項（立法府拒否権）を盛り込むことは違憲とする判決を下した。今回の判決は「移民・国籍法」に対して下されたものであるが，1978年核不拡散法（NNPA）はこの拒否権条項を多く含んでいるので，短期的にはともかく長期的には無視できない影響を与えるものと思われる。問題となった「立法府拒否権」条項を含む法律は100を越すといわれており，この中には「原子力法」を含むエネルギー関連の15の法律が含まれているといわれる。

NNPAには次のような立法府拒否権条項を含んでいる。

○ 303節(a)項のf：使用済燃料貯蔵，処分の外国との実施取り決めは，上下両院が合同で反対決議を採決する場合には発動しない。

○ 304節(a)項のb及び306節のb：上下両院共同で，原子力物資・機器の輸出に賛成しない旨の決議を行った場合，当該輸出は行われてはならない。

今回の判決は直接的にこれらの条項を無効にするものではないが，相対的に行政府の権限を強める結果，これまでの核不拡散路線をめぐる政府と議会のバランスをくずしかねない。レーガン政権は今回の判決を全般的には歓迎しているものの，急激な路線変更は行わないものと思われる。（原産新聞　58. 7. 7）

5.4　ソ　連

(1)　ソ連，IAEAの保障措置受け入れの用意

1982年7月，国連の核軍縮第2回総会中に，ソ連は自国の原子力施設の一部で査察を認めることをグロムイコ外相が提案した。1983年になって，IAEAのハンス・ブリックス事務局長はIAEAの査察官をソ連に入国させる交渉の第一段階に成功したと発表した。ソ連は2月初旬，どの原子力施設をIAEAの査察下におくかという問題の交渉を始める用意があると発表した。（Energy Daily, Fed. 17, 1983）

5.5　中　国

(1)　中国，台湾におけるIAEAのモニタリングで協議の用意

中国外務省のスポークスマンQi Huaiyuan氏が8月10日語ったところによると，中国は台湾にある原子力施設のモニタリングを継続する問題についてIAEAと協議を行う用意があるという。同氏はIAEAのハンス・ブリックス事務局長が，中国のIAEA加盟問題で同国を訪問する前日にこのような発言を行った。

IAEAは1971年に台湾を除名した。それ以来，米国がIAEAに代って台湾の原子力施設の査察を行っているといわれる。（Japan Times, August 11, 1983）

(2)　中国，IAEAに加盟

中国は10月11日，IAEAの第112番目の加盟国となった。

中国のウィーンの国連諸機関大使であるWang Shu氏は総会において，中国はIAEAの保証措置と査察システムを真剣に検討すると述べた。しかし実際に自国の原子炉を国際的な査察に置くかどうかについては言及しなかった。同氏は，中国がIAEAに加盟したことは，NPTに対する中国の姿勢が変ったことを意味するものではないが，非常に多数の非核保有国が核兵器の実験，使用，製造あるいは取得を行わないことを望んでいることは尊重すると述べている。（Asahi Evening News, Oct. 12, 1983）

5.6　その他

(1)　アルゼンチンがウラン濃縮の成功

アルゼンチン原子力委員会のカストロマデロ委員長は，1983年11月18日，「独自の技術開発によりガス拡散法によるウラン濃縮に成功した」と発表した。発表によると，ウラン濃縮に成功したのは，リオネグロ州ピルカニエウ近郊（ブエノスアイレス南方約千キロ）に建設された中規模のウラン濃縮工場で，20％の濃縮ウランを生産するよう設計されており，1985年には完全操業に入る計画という。同国はNPT条約に調印していないが，IAEAには加盟しその査察を受けている。別件で同国を訪れたIAEAのブリックス事務局長は「アルゼンチンの原子力施設の大多数が保障措置を受けているが，今後この濃縮工場を含む全ての施設に保障措置を適用するよう協議を進めていく」と述べた。（原産新聞　58.12.1）

(2)　西側7カ国の核不拡散協議

日，米，英，仏など西側主要先進7カ国（サミット参加国）は，核兵器の開発・保有に意欲的と見られる非核保有国に対し，ミサイル，ロケット，爆撃機などの核運搬手段や関連技術を輸出しないようにするための協議を開始した。（朝日新聞　58.12.8）

付　録

海外出張報告書　I

海外出張報告書　II

海 外 出 張 報 告 書 I

1. 目　　的

本調査は，IAEA保障措置の適用を容易にするために施設の設計上考慮すべき要件に関する国際動向を調査したものである。この目的のために「IAEA保障措置の実施を助ける原子力施設に関する諮問会合」に出席した。

2. 出 張 者

企画部　開発課長　　落 合 健 一

3. 期間及び訪問先

(1) 期　間

昭和58年9月3日～9月11日

(2) 訪問先

IAEA（ウィーン）

会合名称：Advisory Group Meeting on Nuclear Facility Design Assisting the Implementation of IAEA Safeguards（5～9　Sept.1983）

本会合には，日本側から飯塚裕久氏（科学技術庁），猪川浩次氏（日本原子力研究所）及び落合（核物質管理センター）の3名が出席した。また本会合には9カ国から19名が出席した。

本会合の出席者については本報告書の末尾に添付資料1として示した。また後述するように，本会合では，3つのワーキンググループに別れて作業を行ったが，各ワーキンググループのメンバーについても添付資料2に示した。

4. 会合の経過

第1章（Introduction）を全体会合で検討し，これに1日半を要した。その後3つのワーキンググループに分かれて，それぞれ第7章（オンロード燃料交換炉），第8章（再処理施設）及び第9章（炉外使用済燃料湿式貯蔵庫）の内容検討を行った。第6章（軽水炉）については，ワーキンググループの作業終了後の全体会合で検討したが，第2章から第5章までは，今回は時間がなく検討されなかった。最後に事務局長への報告書を検討，採択し本会合を終了した。

作成されたガイドラインの構成は以下のとおりである。

第1章　序　文

第2章　設計に影響を及ぼす保障措置の原則

第3章　バルク状核物質の計量管理

第4章　アイテム状核物質の計量管理

第５章　封じ込め／監視

第６章　軽水炉

第７章　オンロード燃料交換炉

第８章　再処理施設

第９章　炉外使用済燃料湿式貯蔵庫

第１章〜第６章はコンサルタント会合の報告書を基本として構成されており，第７章〜第９章はIAEAにより今回新たに作成されたものである。

5. 会合の概要

von Baeckmann 開発部長は，冒頭のあいさつにおいて，本会合で作成しようとしているガイドラインの現状と作業範囲について説明を行った。その中で，

① ガイドラインは，国とIAEAに対する負担を軽減するような保障措置に関する設計特徴を含めるようにしたい。

② IAEAと国との間で保障措置に関する施設設計について早期の検討が持たれることが望ましい。

③ 一般性のあるものとして認められた保障措置アプローチは未だないが，いろいろなアプローチの要素は既にあるので，設計ガイドラインをつくることは有用である。

④ 法的問題は非常に機微であるので，本ガイドラインでは取り扱わない。

と述べた。また，このガイドラインは，保障措置情報シリーズの一環として出版する旨表明した。

本会合の議長として英国のF.J.Walfordが選任されたが，議長は，IAEAの準備したドラフトSTR−144について，加筆，修正及び追加をベースとした検討を行うよう要請した。これに対し，参加者はそれぞれの冒頭あいさつの中で，STR−144を有用であると評価しながらも，これについて見解は，良くバランスが取れていると評価する者から，形式についても内容についても強い留保を表明する者まで様々であった。

日本は，一般コメントの中で，

① 第１章（序文）が，先のコンサルタント会合で合意したものと著るしく内容が異っていること（大部分が削除されている）。

② 拡張封じ込み／監視手段の利用の可能性について，コンサルタント会合の結論に反して過度に強調されていること。

③ 設計の検証に関して，STR−144の中で内部矛盾があること，及び

④ 第８章（再処理施設）に対する内容は，TASTEX及びそれ以降になされた日本−IAEAの開発の成果を反映していない。

の点につき，声明及び文書により強い留保を行った。西独もまた，上記①，②と同様な留保（文書）を行った。その他各国が行った留保の主なものは以下の通りである。

① ガイドラインの目的と機能が明確に定義されていない。内容もプラント設計者に対して充分でない。

② 第1章〜第5章は，主としてIAEA内部の政策に関するものであり，設計者に対してほとんど助けとならない。

③ 特定の施設タイプを扱った章は，査察者側の要請と施設者及び国側の要請との間で許容されるバランスを含むべきである。

④ 再処理施設については，将来建設が考えられているプラントは，それぞれかなり異った設計となるので，ガイドラインは一般的な性質のものにすべきである。

⑤ 国及び施設者とIAEAとの間で，保障措置に関する施設設計について早期に検討することの便益はあるが，そのような検討を含むどのような合意も制度化すべきではない。安全の要件と同様，技術的，経済的及び資金的側面も極めて重要であることを考慮すべきである。

⑥ INFCIRC/66タイプの協定とINFCIRC/153タイプの協定との対比で，このガイドラインがそれぞれどのように適用されるか，STR-144から明らかでない。

IAEAの科学秘書(Scientific Secretary)は，STR-144の説明に当り，IAEAは法的問題をこの場では議論しないが，これについてはIAEAの標準の刊行物として出版する意図があるので，第1章は，コンサルタント会合で作成したガイドラインをかなり書き直したと説明した。また，第2章〜第5章は，一般的な保障措置事項を扱っているもので，若干修正したが，基本は変っていない。第6章についても同様である。第7章，第8章，第9章については，先のコンサルタント会合では取り上げられていないが，コンサルタントの個々のグループに依頼し，コメントしてもらったものであることを説明し，今後，炉外使用済燃料乾式貯蔵庫，低濃縮ウラン燃料及びMOX燃料加工プラントについて計画していると述べた。

本会合は，これらの留保を解消すべく検討を重ねていったが，最終的には若干の留保は残ったままとなった。これについては事務局長(DG)への報告書に明記しておくことで合意し，会議を終了した。

6. 主な結果

第1章については，日本側のコメントによりコンサルタント会合の報告書から2つの節を引用し，再び今回の報告書に入れることになった。その一つは，施設設計とNPT保障措置協定との関連を示すもので，INFCIRC/153の75条の(d)と(e)に関連する内容である。 もう一つは核物質防護とIAEA保障措置との相違を明確にさせるものであり，核物質防護と保障措置を混同する国がままあるので，両者を峻別させたものである。

西独は，IAEAと国及び施設者との間での設計に関する早期検討について，それが制度化される可能性に強い懸念を表明したが，von Baeckmann部長が冒頭あいさつで，ガイドラインは国に強制するものではないと表明したことでもあり，文章の表現を修正することで合意を得

た。

本会合は第1章の検討を詳細に行った。この検討の中で，グループとして解決しえない本質的な問題がいくつか出てきた。たとえば，

- この文書で以って，INFCIRC/66タイプとINFCIRC/153タイプの協定の両方を満足すべきかどうか。
- IAEA情報シリーズとして出版された文書を参照することは，これらの文書を是認することになるかどうか。

これらのコメントに対して，科学秘書は，第1点については，INFCIRC/66の下で同意を作成する場合にも，IAEAは可能な限りINFCIRC/153の条件を反映するようにしたい。第2点については，IAEA/SG/INF文書の参照は，単純に有用な情報がその中に見出すことができるということをIAEAの意見として示すものであると述べた。

本会合では，既に述べたように，第2章～第5章は時間がなく議論されなかった。しかし，これらの章は，過去3回のコンサルタント会合で議論されて作成された経緯もあり，保障措置情報シリーズとして出版する前に，IAEAが詳細に再考するようメンバーは要請した。特に日本と西独は，拡張封じ込め/監視に関する内容が今回大幅に変更されていることについて，前述したように強い留保を行った。

第6章については，コンサルタント会合での内容とほとんど同じであったので，第7章～第9章と共通する事項について整合性を持たせることを重点として修正を行った。

第7章～第9章については，3つのワーキンググループで詳細に検討された。この検討のあと，各ワーキンググループの議長は，主な変更点の要約を，全体会合で以下のように報告した。

ワーキンググループA（第7章）

IAEA事務局が用意したドラフトを若干修正するにとどめた。また，単位体計量のオンロード燃料交換炉についてのみ記述することにした。

ワーキンググループB（第8章）

ガイドラインとしてもっとフレキシブルなものとした。このドラフトに示されているMBA構造は，純粋に説明用として描かれたものであって，他の構造でも構わないことが強調された。

拡張C/Sの分野は，まだまだ開発を要するというのが事実であるが，そうであるとしても，仮にこのアプローチが採用されたとすれば，そこに含まれることになるかも知れない特徴のいくつかを設計者に示しておくことはやはり有用であろうということで，それを示しておくことになった。

MBA－2については，near-real-time計量管理による誤警報が発生した場合に，これを解決するための補完手段としてTASTEXのTask Iに基づくモニタリングシステムを必要と

することを記載しようとしたが，西独の反対で成功しなかった。

ＭＢＡ－３（製品貯蔵）については，ＴＡＳＴＥＸのTask Ｉに基づく改良型C/Sとn.r.t計量管理の組合せによる改良保障措置の考え方を示すべきだと日本とフランスは主張したが，西独の反対によりTask Ｉを参照するのみにとどまった。

ワーキンググループＣ（第９章）

炉外使用済燃料湿式貯蔵庫の施設内容に関する記述が少なかったので，より明確になるように追加修正を行った。更に封じ込めと見なしうるアイテム並びに監視技術を使用するのが有益であるような場所の認定に関しても修正を行った。

査察活動に関連する機器等について，特定の活動と対応して特定の機器名を記述することは，有用な代替の余地を無くす恐れがあるので，手段については一般的な記述にとどめ，現在使用中あるいは開発中の機器を別途に例示することを提案し合意された。

また検討を進めていく中で，他の章（第６章，第７章）と類似の事項があり，表現の統一または整合性を図る必要があるという意見が出され，全体会合にはかることになった。

ワーキンググループ作業後の全体会合で，提起された問題点は以下のとおりである。

① 第２章～第５章の全ての参照（reference）は，これらの章のstatus が解決されるまでは暫定的なものとして扱うべきである。

② 本会合では，保障措置の情報の連続性が失われるような事象があったときの実在庫再確立に関する方法と要求についての表現の形式に同意が得られなかった。

③ 保障措置機構としてのフラックスモニターの位置付けは，IAEAにより注意深く検討されるべきである。

④ 各章で共通する事項については（たとえば貯蔵区域の要件など），表現の統一を図ること。

⑤ 集合体が部分的に充塡された容器の封印の必要性が強調されているが，完全充塡の場合とどう違うのかIAEAは再検討すること。

⑥ 機器及びシステムのタンパー抵抗性及びタンパー表示については，それらの必要性と適用方法について多くの問題があり，未だ明確に解決されていない。この件についてIAEAは更に考慮すべきである。

⑦ 保障措置技術の分野で開発が現に行われているところは多数あり，それを反映するように，関係のある情報を記載する章を新たに追加する必要があろうと認められた。

⑧ 特に改良保障措置システムに関する誤警報の問題は，IAEAによって考慮されなければならない。

⑨ 濃縮度の異なる燃料には異なった保障措置要件が要るという問題に関して，設計者に対して一般的なguidancl を与える表現形式には，本会合では同意が得られなかった。

科学秘書は，ＳＴＲ－144の改訂版を作成することを要請した。また，これに続く章の作成に

協力して欲しいと述べた。必要ならばこれ以降の会合も開かれよう。本会合のアドバイザーは，快くその要請に応ずる旨表明し，本会合を終了した。

7. 各章の概要

第1章から第6章までは，ほぼ先のコンサルタント会合の再録であるので省略し，新しく追加された第7章から第9章までの概要を記述する。

第7章　オンロード燃料交換炉（OLR）施設

(1) OLR施設の例としてはマグノックス炉，新型ガス冷却炉及びあるタイプの重水炉がある。本章では単位体のみを取扱う施設に限定した。施設内外への移送の検認は，在庫の検認を支援するために使用する。非破壊試験の手続は，新燃料集合体と使用済燃料集合体との区別をする保障措置目的のために採用する。

(2) OLR施設の保障措置アプローチ及び保障措置特性は，LWR施設の場合とほとんど同じである。但し，オンロードであるため，炉心への接近は，保守目的で炉をシャットダウンするとき以外は出来ないので，通常は炉心在庫の目視検認できない。またOLRの燃料集合体は，LWRのそれよりも数が多いので，集合体をグループで封印する事がより望まれるなど多少の違いはある。

(3) 新燃料集合体及び使用済燃料集合体の貯蔵区域，並びに炉及び封じ込め建屋の設計特徴は，LWRのそれとほとんど同じである。

(4) LWRの場合は，燃料集合体の同定ができるような偽造困難な認識票を付属させた燃料集合体の設計について記述されていたが，OLR施設の場合は，これが含まれていない。

第8章　再処理施設

この章で取扱っている再処理施設は，LWR燃料の再処理を行う施設であり，この施設の最終製品は分離されたウランとプルトニウムの硝酸溶液である。これは，将来の再処理施設は酸化物への転換工程を含むであろうとの仮定に立ったものであり，転換工程を含む施設については別の章で扱うことにしている。

保障措置の観点から，再処理の重要な特徴は，核物質が施設に搬入されchop/leach 工程に至るまではアイテム計量が適用される燃料集合体の形であり，それ以降はバルク形になるということであり，この両者間のインターフェースが保障措置上の論点になる。

本章では，仮の再処理プラントを設定し，保障措置アプローチは在来の計量管理とそれを補完するC/Sの手段に基礎を置いている。

本章の構成は，MBA毎に運転の記述と設計特徴を対比させている。MBA構造は以下の通りである。

MBA 1：照射済燃料の受け入れ貯蔵区域，照射後試験施設，chop/leach 施設からなる。

MBA 2：化学処理区域，リワーク施設，分析所，液体廃棄物及び固体廃棄物貯蔵庫からなる。

MBA 3：プルトニウム及びウランをそれぞれ硝酸溶液で貯蔵する区域で，いずれもそれぞれプルトニウム及びウラン転換施設への移送を考慮している。

MBA 1に関する設計特徴は，主として以下のようなIAEA保障措置実施を適切かつ実現可能なように助けることである。

① 使用済燃料受入れ区域で，輸送容器の封印のチェックを行うこと。

② 受け入れ区域及び貯蔵ポンドで燃料容器の移動をモニターする光学監視装置を採用すること及び適切な照明と水の清澄。

③ 貯蔵ポンドで燃料集合体または燃料容器の識別標識を読み取れるようにすること。

④ 照射燃料とダミーの区別をするのに適切な定性的又は定量的機器（たとえば中性子カラー又はチェレンコフ光検出器など）を採り入れた非破壊試験システムの使用。

⑤ PIE施設（もし在れば）においては，ピンレベルでの単位体勘定を採り入れた在庫チェックが行えるようにすること。

⑥ キャンペーンに先立って，PIT時にchop/leach 施設で残留核物質の量を検認すること。

MBA 2の設計特徴は主として以下のようなIAEA保障措置実施を，適切かつ実現可能な形で助けることである。

① 化学処理工程へのプルトニウムの導入量を検認すること。

もしそれがPu/U比法によるのであれば，

○サンプルの置換等がないこと。

○ chop/leach 施設から溶解槽へ全ての燃料が受け入れられたことの確認。

また容積／濃度法によるのであれば，

○サンプルの置換等がないこと。

○計量槽のキャリブレーション及び再キャリブレーションを検認すること。

○溶解液がバイパスなしで入量計量槽へ入ることの検認。

② PIT時に，核物質を保持しているタンクの数を最少限にし，正確な測定及び代表的サンプルが採取できるように設計されること。

③ MBA2で発生する固体廃棄物の核物質量を検認すること。

④ 計量管理システムについては，データを提供するのに用いる全ての機器のキャリブレーション及び再キャリブレーションの検認。特にこれらの目的のため，何らかのインライン装置の採用に留意すべきである。

MBA2の改良保障措置アプローチとして，near-real-time計量管理及び／又は拡張C/S手段の採用が，多量のスループットとなる再処理施設では考慮すべきであるとされた。

`ＭＢＡ ３についての設計特徴の主なものは以下のとおりである。

① 全ての貯蔵タンクのキャリブレーション及び再キャリアブレーションの検認。

② 貯蔵タンク又は移送バルブになされた封印の検認のためのアクセス。

③ 光学監視装置のIAEAによる設置，運転，保守。及びこのための適切な照明。

第９章 炉外使用済燃料湿式貯蔵庫

ＡＦＲ湿式貯蔵庫は，核燃料サイクルの中間ステップ又は最終ステップとして位置付けられ，この貯蔵庫での在庫と貯蔵庫内外への移動がIAEAによる検認の主目的となる。この章では，ＬＷＲ使用済燃料集合体のみを対象として考慮することにした。この型の燃料の乾式貯蔵庫及び他の炉型からの使用済燃料の貯蔵庫については，別の章で扱うことにした。

(1) ＩＡＥＡ保障措置は標準的な単位体計量手段が適用される。輸送の検認は在庫の確立の手助けとして使用され，非破壊試験手段は，新燃料／使用済燃料集合体とダミーアイテムを区別する保障措置目的のために採用されよう。

(2) ＡＦＲ使用済燃料湿式貯蔵庫の保障措置特性は，ＬWRs，ＯＬＲｓ の使用済燃料貯蔵区域及び再処理プラントの受入ポンドのそれと非常に良く似ている。主要な相違は，

ｏ炉サイトから輸送キャスクによる，燃料集合体の引き渡し頻度が多いこと。

ｏ燃料集合体は相当期間（年単位）移動しないであろうこと。

ｏＡＦＲ施設に貯蔵される使用済燃料は，炉サイト等と比較して相当大量であること。

などである。

(3) ＡＦＲ湿式貯蔵庫で取扱う核物質の物理形は，集合体，ピン，ロッド，缶，及び多重集合体容器（multi-element bottle-ＭＥＢ)からなるであろう。ＡＦＲ貯蔵庫での運転の典型的なものは，

ｏキャスク輸送された燃料集合体の受入れ。

ｏキャスクから集合体の取出し。

ｏ燃料集合体の検査と清浄化。

ｏ破損燃料の封缶。

ｏ移送トンネルを移送して集合体を貯蔵プールの特定位置へ配置すること。

燃料集合体をプールから移動する場合には，大略上記と逆の順序を踏む。

(4) 保障措置手続は，単位体計量を基礎としており，保障措置アプローチとしては， １つのＭＢＡと３つのＫＭＰ構成を採用する。３つのＫＭＰとは，受け入れ，燃料のリバッチング，及び出荷の点である。リバッチングには，破損燃料の封缶と燃料要素の組変えがある。

査察は，ほぼ年１回の間隔でのＰＩＶに基づく物質収支決算を採用する。可能であれば，そのような査察は，燃料の貯蔵庫へ又はからの移送時に行う。又，ＬＷＲと同様，中間査察も必要かも知れない。

(5) 核物質の計量の検認は，燃料アイテムの計数と同定であり，これには非破壊測定を補助と

する必要がある。ＮＤＡ技術として現在使用中，開発中，試験中のものとしては，中性子測定，γスペクトル測定，及びチェレンコフ光観測がある。

(6) 封印及び監視手段が保障措置情報の連続性維持のため，補完手段として用いられる。

(7) もし，保障措置情報の連続性が失われたならば（たとえば，封じ込め／監視の故障により）在庫は再確認されなければならない。

(8) 封じ込め目的にかなうと考えられる境界には，

○建屋の壁

○プールの壁

○ポンドのラック及び蓋

○ＭＥＢｓ

○キャスク

などがある。

(9) 監視機器として現在使用中，開発中及び試験中のものは次のようなものがある。

○カメラ（適切な照明の下で使用）

○ＣＣＴＶ（　〃　）

○封印

○放射線モニター

○超音波検出器

C/S機器の適用は，貯蔵庫の在庫検認活動の業務量に貢献するものである。

(10) 貯蔵区域については，以下のような設計特徴がIAEA保障措置実施を助けるものとなろう。

① 水面下の単位体の目視査察及び同定が可能な水の清澄と照明。

② 特定の燃料集合体の位置を同定するための索引システム。

③ 燃料アイテム移動できる開口数を制限した建屋構造。

④ 水面下にある燃料集合体を含むラックやバスケットに，封印システムの健全性が検認できるような方法で封印をかけること。

⑤ 多重層貯蔵を採用する場合は，上層の設計は，下層の検認を可能なように考慮すべきである。そのような検認には，適切な封印又は監視が用いられよう。

(11) 燃料集合体の解体・再組立が行われる場合（破損燃料の検査又は長期冷却燃料の組立）には，IAEAが不転用の確実さを連続して維持するために特別の手続が要求されよう。ガイドラインを開発する前に，この事態に関する保障措置アプローチを開発する必要がある。

8. 所　感

(1) 先のコンサルタント会合において，本ガイドラインは施設設計者の助けとなるものとして作成するという方向づけがなされてきたが，本会合で各国がコメントしたように，ガイドライン自身がその目的と機能を明確に定義しておらず，内容的にもプラント設計及び運転の基礎と

なり得る程度詳細に施設に特有の勧告を提示していない。特に第2章～第5章は，他のIAEA文書にある広汎な保障措置の理論から構成したものであり，IAEAの内部政策を規定し，ある面では既存の協定下での国の責任を超え，かつINFCIRC/153とINFCIRC/66とを混乱させているという批判が強く出された。法的位置付けを含めて誰のためのガイドラインとなり得るかという問題はIAEA事務局を含め参加者全員を満足させていない。

(2) 事前に修正提案の文書を用意してきたのは，西独と日本のみである。我が国の提案は一般的に支持を得て受け入れられたが，再処理施設に対する改良保障措置技術にTASTEX及びそれ以降の成果を報告書に採り入れようとの我が国の提案は，仏，米，IAEAの強い支持にもかかわらず，西独の強い反対で部分的にしか成功しなかった。しかし，新技術の採用については，将来そのための修正，追加すべき旨，DGへの報告に明記することで合意した。従ってガイドラインは，我が国の主張を良く反映していると言えよう。

(3) 前回のコンサルタント会合の報告にもあるが，今回もこの会合での検討は必ずしも建設的に進められているとは言い難い面が多々あった。しかし，今後大型の核燃料サイクル施設の建設計画を有する我が国にとっては，IAEAとの法的関係を明確にしながら，施設者が設計段階において，客観的に効果的・効率的なIAEA保障措置適用を考慮し得る指針を作成することは重要であり，これはまた，我が国において保障措置問題検討会で議論しているところでもあるので，今後ともIAEAの作業に参加・協力していく必要があろう。

添付資料 1.

Title of Meeting: Advisory Group Meeting on Nuclear Facility Design Assisting the Implementation of IAEA Safeguards

Dates, inclusive: 5 - 9 September 1983

Place: Vienna International Centre, Conference Room IV

PARTICIPANTS AND DESIGNATING MEMBER STATES AND ORGANIZATIONS	HOME ADDRESS

BELGIUM

Mr. C. Beets	Centre d'Etude de l'Energie Nucléaire Boeretang 200 B-2400 Mol

CANADA

Mr. C. Zarecki	Whiteshell Nuclear Research Establishment Pinawa, Manitoba ROE ILO

CZECHOSLOVAKIA

Mr. A. Haur	Department of Nuclear Safety and Safeguards Czechoslovak Atomic Energy Commission Slezska 9 12029 Prague 2

FRANCE

Mr. J. Regnier	COGEMA BP 270 F-50107 Cherbourg

GERMANY, FEDERAL REPUBLIC OF

Mr. R. Gerstler	Federal Ministry for Research and Technology P.O. Box 200 706 D-5300 Bonn 2

JAPAN

Mr. H. Iizuka	Science and Technology Agency 2-1, Kasumigaseki, 2-chome Chiyoda-ku

添付資料 2

UNITED KINGDOM

Mr. F.J. Walford	United Kingdom Atomic Energy Authority AERE Harwell

USA

Mr. K. Sanders	US Nuclear Regulatory Commission Office of NMSS, Mail Stop 881-55 Washington D.C. 20555

USSR

Mr. N. Khlebnikov	USSR State Committee for the Utilization of Atomic Energy Staromonetnyi per. 26 Moscow ZH 180

OBSERVERS

FRANCE

Mr. A. Sokolovsky	Département de Sécurité des Matières Nucléaires CEA-CEN-Fontenay aux Roses BP No. 6 F-92260 Fontenay aux Roses

GERMANY, FEDERAL REPUBLIC OF

Mr. U. Knapp	Kernforschungszentrum Karlsruhe GmbH Weberstr. 5 D-7500 Karlsruhe
Mr. H. Heger	RWE Kraftwerk D-5403 Mühlheim-Kärlich
Mr. R. Weh	DWK Hamburger Allee 4 3000 Hannover 1
Mr. G. Stein	KFA P.O. Box 1913 D-5170 Jülich

JAPAN

Mr. K. Ochiai	Nuclear Material Control Center Landic Nagata-cho bldg. 2-17-13 Nagata-cho, Chiyoda-ku Tokyo

Mr. K. Ikawa	Japan Atomic Energy Research Institute Tokai Research Establishment Tokai-mura, Naka-gun Ibaraki-ken

UNITED KINGDOM

Mr. R.W. Foulkes	British Nuclear Fuels Ltd. Risley Warrington WA3 6AS
Mr. T.P. Good	Atomic Energy Division Department of Energy Thames House South Millbank London SW1P 4QJ

USA

Mr. E.A. Hakkila	Los Alamos National Laboratory P.O. Box 1663, MSE-550 Los Alamos, New Mexico 87545

Participating IAEA Safeguards Staff Members	Division/Section
IAEA Safeguards Staff Members	
Mr. K. Taylor (Scientific Secretary)	SGDE/DSS
Ms. S. Johnson	SGOC2
Mr. J. Lovett	SGDE/DSS
Mr. A. Moncada	SGDE/DSS
Mr. S. Morsy	SGOA3
Mr. V. Pushkarjov	SGDE/DSS
Mr. V. Schuricht	SGOA
Mr. D. Thurman	SGOC2
Mr. E. Tkharev	SGDE/DSS
Mr. W. Wagner	SGOA2

Advisory Group Meeting on Nuclear Facility Design
Assisting the Implementation of IAEA Safeguards

Working Group A - Chapter 7: OLR Item Facilities (Meeting Room C0737)

Mr. T.P. Good	UK	(Chairman)
Mr. F. de Moncada	IAEA	(Secretary)
Mr. H. Heger	FRG	
Mr. S. Morsy	IAEA	
Mr. A. Sokolovsky	France	
Mr. C. Zarecki	Canada	

Working Group B - Chapter 8: Spent Fuel Reprocessing Facilities (Conf.Room IV)

Mr. J. Regnier	France	(Chairman)
Mr. R.W. Foulkes	UK	(Secretary)
Mr. C. Beets	Belgium	
Mr. R. Gerstler	FRG	
Mr. E.A. Hakkila	USA	
Mr. K. Ikawa	Japan	
Mr. H. Iizuka	Japan	
Ms. S. Johnson	IAEA	
Mr. G. Stein	FRG	
Mr. K. Taylor	IAEA	
Mr. D. Thurman	IAEA	
Mr. W. Wagner	IAEA	
Mr. R. Weh	FRG	

Working Group C - Chapter 9: AFR Spent Fuel Wet Storage (Meeting Room C0739)

Mr. U. Knapp	FRG	(Chairman)
Mr. K. Sanders	USA	(Secretary)
Mr. A. Haur	CSSR	
Mr. N. Khlebnikov	USSR	
Mr. K. Ochiai	Japan	
Mr. E. Tkharev	IAEA	
Mr. F.J. Walford	UK	

海外出張報告書 II

1. 目　的

本調査は，国際保障措置の実施及びそれに係る保障措置技術開発の動向調査の一環として行われたものである。最近IAEAにおいても「IAEA保障措置の実施を助ける原子力施設の設計に関する諮問会合」が行われ，施設の測定，計量システムと保障措置をどのように結びつけるかが注目されてきている。そこで施設の工程及び工程の設計のための保障措置の概念，保障措置用の機器，保障措置手法を討議するための「施設の工程と保障措置の接点に関する保障措置技術学会」に参加し，各国の技術開発状況の動向を調査した。

2. 出　張　者

企画部　開発課　菊 地 昌 廣

3. 期間及び訪問先

(1) 期　間

昭和58年11月26日～12月 3 日

(2) 訪問先

米国，南カロライナ州，ヒルトンヘッドアイランド

学会名称：AMERICAN NUCLEAR SOCIETY TOPICAL CONFERENCE SAFEGUARDS TECHNOLOGY：THE PROCESS-SAFEGUARDS INTERFACE

本学会には，日本から東芝原子力研究所・小長井主税氏，三菱金属㈱原子力事業部・緒明博氏，日本原子力研究所保障措置技術研究室・猪川浩次氏，動燃事業団保障措置室・高橋三郎氏及び核物質管理センター企画部の菊地が参加した。

本会合のプログラム及び論文発表者のリストを添付資料として示した。

4. 会議の概要

今回の学会は，ANS（米国原子力学会）とINMM（国際核物質管理学会）との共催で行われた。この学会には，米国はもとより仏，英，伊，中，日の各国から約160名の参加があり，寄せられた論文も招待論文16編を含め64編に及んだ。日本からは，4編の論文が寄稿され，その発表者も含めて5名が参加した。

会議は，11月28日のレジストレーションに続き29日からポスタセッションを含め，計8つのセッションが行われた。セッションの名称は，次の通りである。

SESSION I　：　PLENARY

SESSION II　：　APPLIED MEASUREMENT CONCEPTS : INTERNATIONAL

SESSION Ⅲ : APPLIED MEASUREMENT CONCEPTS : USA
SESSION Ⅳ : APPLIED ACCOUNTABILITY CONCEPTS
SESSION Ⅴ : MATERIAL CONTROL CONCEPTS : INTERNATIONAL
SESSION Ⅵ : MATERIAL CONTROL CONCEPTS : USA
SESSION Ⅶ : INFORMATION SYSTEMS
SESSION Ⅷ : EXPERTS SUMMARY

寄せられた論文を内容別に分類すると，

○施設

(1) 再処理施設	:	16 編
(2) ウラン濃縮施設	:	7 編
(3) スクラップ回収施設	:	3 編

○測定技術

(4) HIGH P.Ge	:	5 編
(5) NaI	:	4 編
(6) Neutron 計測	:	4 編
(7) X線	:	4 編
(8) カロリトメリ	:	1 編
(9) チェレンコフ光	:	1 編
(10) ロードセル	:	1 編

○計量管理

(11) 電算機利用	:	8 編
(12) Near Real Time Accountancy	:	7 編
(13) 同位体相関技法	:	4 編

○その他

(14) 施設設計概念	:	2 編
(15) 保障措置有効性評価	:	1 編
(16) SALE 計画	:	1 編

（ただし論文内容の重複有）

であった。

これからも解かるように施設別の論文では再処理施設に関連したものが最も多く，大型再処理施設計画を反映してか西独，フランス，日本からの発表が大半を占めた。一方，AGNS BNFP 再処理施設の閉鎖が予定されているアメリカからは，その後の国家的建設プラントである遠心分離法によるウラン濃縮施設（Portmouth Gasous Centrifuge Enrichmeut Plant）に関連して計7編の論文が発表された。又，測定技術では，この学会の目的が施設の工程と保障措置

とに関連する技術に関するものであったため，非破壊測定法によるものがそのほとんどを占めた。高純度のゲルマニウム検出器を使用したガンマ線スペクトロメトリに関するもの5編をはじめ，NaI検出器を使用した使用済燃料同定のための測定装置等中性子計測，螢光X線使用のものがそれぞれ4編発表されている。又，査察官用の機器として使用することを目的とした，紫外チェレンコフ光を利用した使用済燃料同定技術，及び，UF_6シリンダの重量測定を目的とした可搬型ロードセルについての論文が各1編ずつ発表された。

次に計量管理では，施設の計量管理データの収集，処理に電算機ネットワークを使用するという主旨の報告が多く，又計量データの収集を，NRTAに結びつけるための技術に関する発表も行われた。更に同位体相関技法については，フランスからの発表が多く，自国の再処理施設のHEAD ENDの計量に対するこの技法の適用に強い関心を示していた。

更に，保障措置概念に関する発表も行われた。すなわち，今回の学会の目的である施設の工程と保障措置との関連を受けて，施設設計時に配慮すべき項目を上げた論文が発表され，又施設のオペレータにとって保障措置をどのように受け入れるかを議論したものも発表された。

5. 各論文の要旨

発表論文は，そのフルペーパをすべて入手できなかった（発表者がボランティアで自分の論文のコピーを配布したのみで，論文集は後日まとめて送付されて来る）。又，発表の分野も広範囲であるため，その内容が十分に把握できたわけではないが，入手した予稿集，ペーパ，及び，発表内容等から，各論文の要旨を紹介する。

SESSION I

1. Understanding National and International Safeguards：An Erolutionary Process

国内保障措置と国際保障措置の相違の観点から保障措置の発展の過程が要約された。この中で，封じ込め／監視に対する理解として，

国内保障措置では脅威及び妨害行為を検知し，すみやかに阻止するための一手法であるが，国際保障措置では保障措置の主たる手段である計量管理を補完するものであり，この適用により計量結果の有効性を保持することを目的としている。

とした。

2. Safeguards and Engineering Design

核燃料サイクルを考慮した保障措置の研究開発について述べられ，特に再処理施設の新しい設計に保障措置技術をどのように取り入れるかについて議論された。この中で，施設設計の指針には，保障措置の目的及び保障措置上の要求が総括的に含まれるべきであるとし，

(イ) 核物質防護

(ロ) 核物質計量

(ハ) 物質収支の取り方

(ニ) 国内核物質の管理

(ホ) 査察時使用の機器

(ヘ) 情報の収集

(ト) 電算機による情報処理

(チ) 保障措置と通常のプラント操業との関連

が明らかにされるべきだとした。

3. Safeguards and Operating Practices

国内及びIAEA査察員，及び保障措置技術に関する研究所と施設のオペレータとの関係について述べ，その中で，これまでの経験では施設のオペレータがその施設の保障措置システムの構築に積極的に参加した場合に，良好なシステムが得られたとした。

SESSION II

1. Material Control in Enrichment and Reprocessing Plants

ここでは濃縮施設の濃縮度計と再処理施設の使用済燃料の在庫確認の方法について述べられた。濃縮度計は，低濃縮ウラン濃縮施設で高濃縮ウランが生産されていないかを検知するための $^{235}U/^{238}U$ 比測定装置が開発されていることが紹介され，又，使用済燃料の在庫確認では，燃料収納容器（multielement bottle）の中の個々の位置に貯蔵される使用済燃料から放射される放射線を垂直方向のステンレス管内の高分解能のガンマ線スペクトロメトリを使用して測定する手法が，IAEAの支援を受けてBNFLで開発されていることが紹介された。

2. Development, Implementation and Potential Uses of Nondestructiue Measurement Systems for the Nuclear Fuel Cycle : Activies and Experiences in Karlsruhe

西独のIAEA支援計画について紹介があった。又，測定技術開発は，

(イ) 測定の効果は使用する標準試料に依存する。

(ロ) 測定装置は実施設の状況に対応できるように設計する。

(ハ) 測定装置の原型機は，実際に施設に持ち込んで試験を行い，プラント操業下の適用でも十分に対応できるように改善する。

という理念のもとに行われていることが明らかにされた。更に核燃料サイクルに適用する測定装置に対する要請点として，

(ニ) 再処理施設のHEAD ENDにおける燃料要素の監視及び溶解のための損失量モニタを

改良型の中性子計数システムにより作製する。

(ホ) 再処理施設の工程管理用のシステムに簡易な改良型中性子計数装置を導入する。

(ヘ) 工程の各所に存在するウラン，及びプルトニウムの量を迅速かつ正確に決定するために螢光X線法，X線吸収法を採用する。

などが上げられた。

3. An Adranced Safeguards Philosophy for a Commercial Reprocessing Plant

発表者である西独のWeh（DWK，Hannover）は大型再処理施設の保障措置に対する国際的な合意がなされていないこと，及びIAEAが保障措置を配慮した施設設計の基準を明らかにしていないことを強調した。現在西独で建設が予定されている商業規模の再処理施設では，保障措置のための設計変更のリスクを少なくするために，設計のマイナチェンジで達成できる保障措置システムを開発しようとしていることを明らかにした。

4. Fabrication and Eraluation of an L_{III}-Edge Densitometer

X線発生装置を基本とする L_{III} 吸収端密度計は，実際に動燃事業団東海再処理工場のOTLに配置されていることが紹介され，得られたデータ等を示しながら，装置の評価が行われた。

5. A Portable Load-Cell-Based System for Weighing UF_6 Cylinders

この装置は，IAEA保障措置に適用するために開発されたものである。査察員用の機器として満足するため，POTAS計画の下で米国NBSが開発したものである。この装置は，30 inch のCylinderの重量をクレーンとCylinderとの間に取り付けて測定するものであり，3000 kg のCylinderに対し1 kgの精度で測定できるものである。これまでに，NUKEM，英国のCapenhurst Works, Exxon Nuclear Company，人形峠，Oak Ridge Gaseous Diffusion Plantで試験が行われており，その結果1kg以上の精度が得られることが解っている。現在，温度変化による較正を実施中である。

6. Spent Fuel Verification by Ultraviolt Cherenkev Emission

貯蔵プール内の使用済燃料を検認するために使用されているこれまでのチェレンコフ光測定装置は，貯蔵プールの照明を消して使用されていたが，今回開発された装置は，チェレンコフ光の紫外領域を選んで測定するものであり，これは照明下でも使用できる。実際にBWR，PWR用の使用済燃料に対し行った実験のデータが示され，使用済燃料の固定に有効であることが強調された。

7. The Process :（International）Safeguards Interface at the Portsmouth GCEP

Portsmouth Gas Centrifige Enrichment Plantをモデルとし，IAEA保障措置のための技術開発点と，施設のオペレータが設計，建設の段階で配慮しなければならない保障措置上の要点が述べられた。議論は，工程上の要請，保障措置上の要請及び操業上の要請とに分けて行われた。工程上の要請では，Sandia研究所で開発された濃縮度モニタプロセッサ（EMP）の紹介と，そこからのデータを収集し解析する総合データ収集システム（IDAS）が紹介された。又保障措置上の要請では，1月に2，3日しか査察を行えないIAEA査察員のために，査察員不在中でも自動的にモニタからの情報を記録しておくin-lineのモニタと電算機のシステムが紹介された。更に，操業上の要請からは，施設内のどの箇所にin-lineのモニタを取り付ければよいか等の基本的な施設の設計思想が紹介された。

8. Development of an Enrichment Monitor for Portsmoutr GCEP

このモニタは，ガス相のUF_6の原料，製品及びテイルの流れをその属性判断のために測定しIAEAに結果を提供する目的で開発された。^{235}Uの濃度は，^{235}Uの崩壊から放射される185.7 kevのガンマ線の測定によって決定され，U全量の濃度は，外部線源の^{241}Amからの60 kevのガンマ線のUF_6ガスの透過量を測定することによって求められる。NaI（Tl）検知器を使用した研究用の原型機では，5.33×10^4から1.076×10^5 Paの圧力のUF_6の0.72から5.4％の濃縮度のものでは，1％以上の正確さが得られることが示された。

9. Gas-Phase Sampling of UF_6 Cyclinders in International Safeguards

国際保障措置の査察時にCyclinder内のUF_6の同位体比を検認するために，固体相でCyclinderに収納されているUF_6を蒸気相でサンプリングする装置である。

10. Measurements of Uranium Holdup in an Operating Gaseous Diffusion Enrichment Plant

Goodyear Atomic Gaseous Diffusion Plant, Potsmouthをモデルとして，ガス拡散法ウラン濃縮施設のHoldup量を測定する技術が開発された。これは，NaI検知器を使用した非破壊測定装置を12基ある拡散筒の屋根の部分に取り付け，計250箇所でそれぞれの濃縮度を測定し，この濃縮度と拡散筒のVolumeとPressureを積することによりHoldup量を求めるというものである。又この中で^3He型の検知器を使用した中性子計数法による実験例も示された。

SESSION Ⅲ

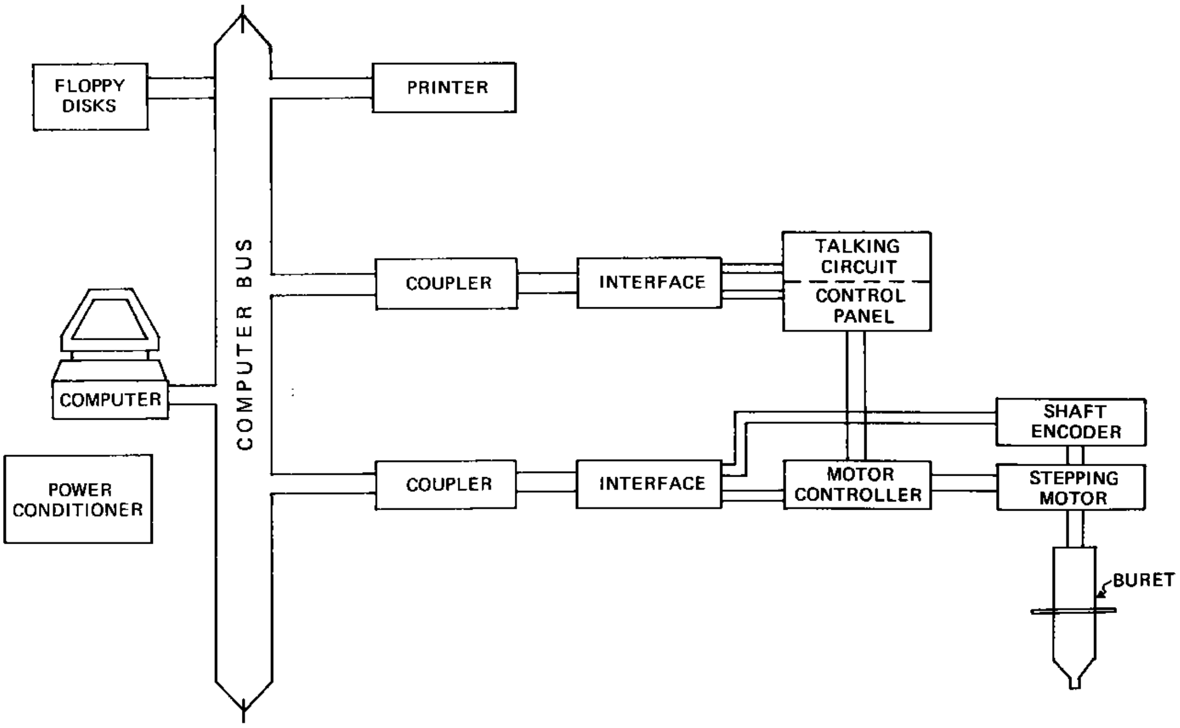
1. Assessment of Bulk Measurements in the Nuclear Fuel Cycle

米国ＤＯＥがＮＢＳに対し核燃料サイクル内のバルク形状核物質の測定に関し国家的な規準を策定するように要請した。再処理施設では，測定のほとんどが溶液の容量とその密度で

あり，タンク内の測定については最近の技術では0.1%以下の正確さが得られるようになってきている。又，濃縮施設あるいは燃料加工施設の燃料入荷の部分では，UF_6の量の測定が重要である。これにはUF_6シリンダごとの重量測定が行われており，この点についても可搬型の重量計が開発されている。以上のような総括的な発表があった。

2. Development of Improved Cell Buret at the Savannah River Plant (SRP)

SRPで希釈液の中に少量(0.005～0.100ml)の高放射線レベルの溶液を自動的に分注するために分析用のCellを使用している。この自動分注装置は，0.040mlの溶液をバイアス±0.1%において精度±0.25%で(95%の信頼度)分注できるように設計されている。装置の略図を以下に示す。



Cell buret control system block diagram.

3. An Automated Program for the Acquisition of Tank Calibration Data

核物質の計量の意味からも工程内タンクの容積測定の較正は重要である。較正の方法はタンク内の液を増加したり減少させたりしてその容量の増減を注意深く測定し，同時にその時の溶液のレベルも観測するというものである。ここでは，これら自動的に収集された較正データについて議論され，収集されたデータの信頼度を保証するために設計された連続相互チェック手法についても述べられた。

4. Implementation of Nondestructiue Assay Instrumentation in the Rocky Flats Processing Facility (RFPF)

最近RFPFでは，プルトニウム再処理施設が建設され，運転に入っている。ここでは，プルトニウムの抽出，酸化物あるいは金属への転換が行われている。ここでは，この施設内に設置されている in-line の非破壊測定装置について紹介された。

5. Operation of Automated NDA Instruments for In-Line HEU Accounting at Y-12

LANLで開発された2つの非破壊測定装置が，Oak Ridge Y-12 Plant の職員によって評価された。この装置はHEU (93.15%) を取扱う区域の核物質計量を改良するためにY-12から要請を受けて開発されたものである。装置は，EUREKA (Enriched URanium Extraction Kolumn Assay) と呼ばれ，厚さ 1.25 cm の NaI (Tl) 検出器を使用したガンマ線検出器により構成されている。ここでは実際の測定データも示され，その有効性についても議論された。

6. Implementation of New Analytical Measurement Techniques Within an Operating Process Enviroment

測定技術は，原子力産業界からの要請を受けてまだ発展の段階にあるが，同時に保障措置及び計量管理上からの要請も強くなって来ている。これまでに使用されている方法は，数が少なく，測定される試料も少なく，かつ，測定にもかなりの時間を要した。そこでこの論文では，これらを改良するために，

(a) ウランの分析に使用されるよく知られたデービスーグレイ法は，相対的に整った結果を出すための特に高い分析精度，正確さを保持することができる。
(b) 同位体質量分析法は，工程内の流れに対して卓越した結果を示すことができる。
(c) その他の化学分析及び非破壊測定法はこれまでにも開発されて来たが，今後はより自動化する方向で検討されるべきである。

との提案がなされた。

7. Are 0.1%-Accurate Gamma-Ray Assays Possible for ^{235}U Solutions ?

ガンマ線測定の均質な結果は，その高い測定精度から得られる。高濃縮ウラン溶液測定用のガンマ線測定装置の開発には，電気的な安定性，電気的損失，ガンマ線の減衰及び測位置に依存する測定精度を考慮しなければならない。ここではこれまでの経験から，0.1%の精度を得るためには，高分解能のゲルマニウム検知器と高品質のデータ収集装置を組み合せて使用することが必要であるとしている。

8. In-Plant Experience with Automated Gamma-Ray Spectroscopy Systems for Plutonium Isotopic Composition Measurements

プルトニウムの同位体比の非破壊測定のための2つの高分解能ガンマ線スペクトロスコピシステムが発表された。1つは，Savannah River Plantに設置されたものであり，もう1つは，LANLのプルトニウム再処理施設のTA-55に設置されたものである。この論文では施設の職員によって操業中に行われた2つの検知器を使用したプルトニウム同位体測定システムの利用結果が要約されている。

9. Determination of Plutonium Isotopic Ratios by Using Low-Energy Gamma-Ray Spectroscopy

プルトニウム同位体比は，2つの異ったエネルギー領域のガンマ線の組を測定することによって求められる。これは，高純度のゲルマニウム検知器による94から420 kevのガンマ線のスペクトルを，炭化ゲルマニウム検知器による300から670 kevのガンマ線スペクトルを測定することによって達成される。この論文では，質量分析手法により求められた同位体比値との比較データを示し，その有効性が議論された。

SESSION Ⅳ

1. Modeling and Simulation for Process and Safeguards System Design

保障措置システムの技術者は，施設の工程操業状況，測定点，測定技術，及びこれに関する誤差をシステム設計時に知らなければならない。この論文では，工程の設計者，保障措置システムの設計者両者が利用できる施設のモデリングとシミュレーションの方法が述べられている。

2. An Advanced Safeguards Approach for a Model 200MT/yr Reprocessing Facility

この論文では，工程区域にNRT計量を，使用済燃料貯蔵区域及び硝酸プルトニウム貯蔵区域に改良手法を適用して，200 MT/yr 規模の再処理施設をモデルとした改良保障措置が述べられている。ここでは基本的な転用シナリオに対する改良保障措置手法を述べ，それら手法に対する議論をしている。

3. Optical Interface Between Principal Deterrent Systems and Material Accounting

この研究の目的は，特殊核物質に対する3つの保障措置を最適に融合させるためのものである。この3つの保障措置とは，物質計量，核物質防護，及び核物質管理を示す。この最適化理論には2者最適決定法が適用され，この論文では，転用成功確率の観点から基本的な転

用抑止システムと核物質計量システムとの直接的な関連を検討している。

4. Analyzing Prompt Accountability Data to Establish Alarm Threshold

核物質の損失を検知するために設置された4つのプロセスモニタデータの解析手法とその結果が発表された。このデータは施設を6つの計量区域に分割し，そこから得られたもので，損失評価のために24時間毎にmass balcmceを取っている。

5. Automated Accountability Measurement System

Idaho Chemical Processing Plantにおける自動計量測定システムについて発表された。このシステムは，タンクの容量データ及び核物質の重量データ等をコンピュータ管理によって収集し記録するというものである。更に，現在，重量測定システムと保障措置用コンピュータとを接続するインターフェースの開発が行われていることも紹介された。

6. Blazing the Nuclear Material Audit Trail

頻繁に変化するアイテム核物質を電算機で管理している施設では，帳簿上の変更をどのようにして検査するかという問題に直面している。Rockwell Hanford Operation の核物質管理グループでは，この変更履歴検査に電算機を導入している。

7. Systematic Error Identification via Kalmau Filtering

一物質収支期間に転用が発生しなかったと仮定して，そのシステマティックエラが評価できれば，NRTAシステムは実際的な手法となることが期待される。この論文では，NRTAシステムにいかにデータを取込むかをまず議論し，次に，Kalman Filter法を使用したシステマティックエラの評価方法について，再処理施設をモデルとして電算機によるシミュレーションにより検討した結果が紹介された。

8. Material Loss-Detection Sensitivities Using Process Grade Measuremeuts at AGNS BNFP

Barnwell Nuclear Fuel Reprocessing Plantにおいて行われた7回の実験運転について，NRTAを適用した結果が発表された。特にこの論文では，異った運転状況下での核物質損失検知確率の評価と linear pulsed column modelを使用した場合の計算されたカラム内在庫と実際の在庫量との比較結果について紹介された。

9. The Operator-Inspector Interface in Near-Real-Time Material Accountancy

再処理施設に対するＮＲＴＡの適用は，最近その手法が確立されて来ている。この論文では，施設のオペレータと査察のインターフェースとしてＮＲＴＡについて議論し，発表では

IAEAの査察対応からもＮＲＴＡの適用が期待されると述べられた。

SESSION Ⅴ

1. Technique for Material Balance Control at the Input of a Reprocessing Plant

フランスでは核物質測定のためにサンプルを外部の分析所に持ち出すことはせずに，直接施設内で管理できる技術の開発を強調して来た。この論文では，COGEMAのLa Hague Plantで，

(1) 独立した技術を使用した測定結果の相互チェック

(2) 同位体相関法

(3) 燃料集合体の非破壊測定

が行われていることを紹介し，将来の施設では，連続した溶解工程とプルトニウム燃料の取扱いが問題となろうと指摘している。

2. An Integrated Process Informatrion System for a Commercial Reprocessing Plant

西独が計画中の商業規模の再処理施設に関する保障措置は，

(1) 発展して来ているデータ取扱い及び情報処理システムを使用し，自動化することによって施設の運転停止回数を減らす。

(2) 多くの核物質を連続して取扱う商業施設では，核物質を抜き取ることができる工程からの転用を適時に検知することは困難になる。

との了解のもとに開発されていることを紹介し，これらの問題を解決するためにKarlsruheで研究が行われていることが発表された。

3. Applied Material Control Concepts at COGEMA

GOGEMAにおいて適用されている核物質管理の概念が示された。又，ここで行われている管理はオペレータのためのものであることが強調された。

4. Experience with the IAEA Safeguards Effectiveness Assessment Methodology

1978年から1980年までIAEAで国際保障措置の有効性評価のための方法論に関する会合が開催された。ここではPOTAS計画の一部として軽水炉，ＭＯＸ燃料加工施設，再処理工場に対してMethodologyが適用されたことを紹介し，このMethodologyは，保障措置がかかえる問題を分析するには有効な道具であることを強調した。

5. Verification of Nondestruction and the Nondetection of Anomalies

本件については，プレゼンテーションは行われなかった。

6. Experience Under Combined Euratom/ IAEA Safeguards

軽水炉内の低濃縮ウラン燃料加工施設である西独のExxon Nuclear GmbHは，1979年の1月から操業している。この施設は創業以来EuratomとIAEAの保障措置を受けている。この論文では，Euratom によって行われる保障措置の経験と実在庫検認の例が示された。

7. Input Measurement in a Reprocessing Plant by Isotopic Corrlation Technique

5年以上も前からLa Hague 再処理施設では，input balanceを決定しチェックするために同位体相関法を使用している。ここでは，複雑な計算を避け，必要とされるデータを少なくするために，相関計算法は，

(a) 燃料集合体の中性子コードを使用し

(b) 最少の燃料体と炉のデータを使用

することを基礎としている。

8. Nondestructive Measurement : Hulls Monitoring and Burnup Determination

再処理施設の核物質管理に使用される非破壊測定法はいくつか開発されているが，ここでは，このうち燃焼度の決定とHull Monitor のための装置が紹介された。燃焼度決定には，燃料体に対するガンマ線スペクトロメトリと中性子計測法が使用されている。又，Hull Monitorには，パッシブモードのガンマ線と中性子線測定と，アクティブモードの遅発性中性子の測定が使用されている。

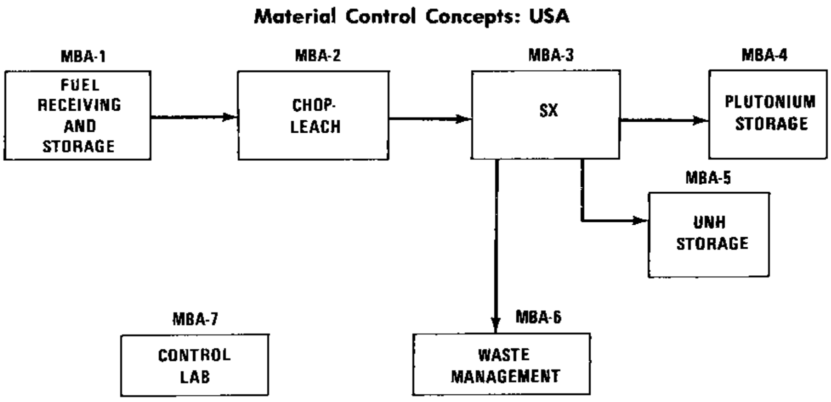
SESSION VI

1. Materials Control and Accounting : The Evolutionary Pressures

核物質管理及び計量システムは，基本的な理念と代表的な適用例により着実に発展して来ている。この論文では，規制法，技術の進歩及び工程操業と核物質管理及び計量との関連等，工程運転をサポートする種々の要因の組み合せについて検討している。

2. Integrated Safeguards Protect Against Falsifications in Reprocessing Operations

IAEAでは，再処理施設の無申告の核物質の工程内挿入及び工程からの移動を検知する保障措置手法を要求している。そこでMBAを下図のように分け，C/SとMAを組み合せた保障措置手法が開発された。



Reprocessing material balance areas.

3. Near-Real-Time Actinide Concentrations via Energy Dispersive XRFA for Process Control and Material Accountability

蛍光Ｘ線法（ＸＲＦＡ）は，再処理施設のアクチノイドの流れを管理するための near-real-timeの濃度測定に利用できる。このＸＲＦＡの実験装置が，Idaho Chemical Processing Plant の工程にオンラインで設置される予定である。この装置では３分毎に測定し，コンピュータをベースとするマルチチャネルアナライザにより解析される。ここでは，ＬＬＮＬで設計されたＸＲＦＡを紹介した。

4. Individual Rod Accountability System（ＩＲＡＣＳ）

Columlia, ＳＣのWestinghouse Nuclear Fuel Division で各燃料体内のＵと ^{235}U の存在有無の重量を決定できる総合的な自動システムが運転中である。このシステムは多目的に使用されているコンピュータによって制御され，３つの重量測定器,（１つは tube用，残りの２つは充填済燃料用）から構成されている。

5. Safeguards Through Secure Automated Fabrication

Westinghouse Hanford Company では，ＭＯＸ燃料加工施設に適用することを目的として，自動加工工程を構築中である。この計画の目標は，

(1) 自動化により生産性を向上する。

(2) 大きな，均一なバッチを構成することにより標準化を図り，製品の品質を向上する。

(3) 遠隔操作により，施設職員の被曝を軽減する。

(4) より迅速なデータの収集と解析により計量管理能力を向上する。

(5) ＳＮＭに対する施設職員の接近を最少とすることにより保障措置を改良する。

とされている。

6. Measurement Control Program for NDA Instruments

Los Alamos のプルトニウム取扱い施設では測定装置に関する問題点を徹底的に発見する目的で，generic MC と呼ばれる測定管理プログラムが開発されている。今回新に generic MC の診断プログラムが開発された。generic MC は基本的には測定精度と正確さのチェックを目的とするものであるが，この診断プログラムには

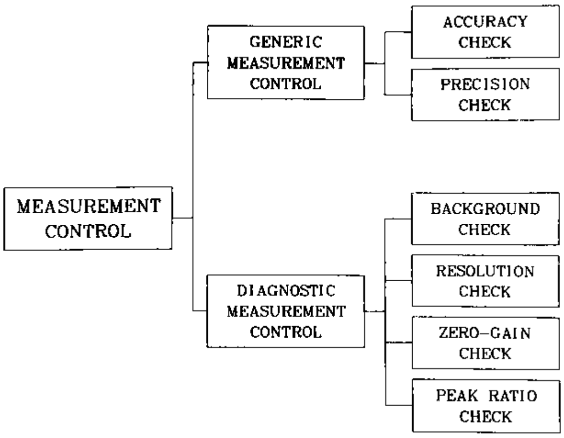
(1) バックグラウンドチェック

(2) 分解能チェック

(3) Zero-Gain チェック

(4) Peak Ratio チェック

が含まれる。この概要を下図に示す。



Generic and diagnostic MC checks.

7. Fine Tuning of a Measurement Control Program at Los Alamos National Laboratory

ＤＯＥ管轄下の各施設では，ＳＮＭの測定に使用される機器の測定管理プログラム(MCP)の運用と保守が要望されている。ここでは，最近２年間に行われたＭＣＰデータの平衡状態と解析機器との評価と，その結果行われたＭＣＰの改良の内容が示された。

8. Important Considerations in Evaluating Material Control and Accounting Data

USNRC の指導のもとに，NUSAC では，核物質管理及び計量データの取扱いのための方法論を改良すべく Jeach の理論の拡張を図り，契約下にある幾つかの施設にこの方法を適用した。その結果次に示すような問題点が明らかになった。

Typical Problem Areas

- Error models for measurements
- True value and variance of working standards
- Random variance from replicate samples
- Identification of active inventory
- Controlling and pooling measurement variance
- Treating the bias adjustment effect on ID variance
- Treating covariance in cumulative S/R difference

SESSION Ⅶ

1. Design and Implementation of a Safeguards/Process Interface in an LEU Fabrication Plant : The BNFL-JRC Neor-Real-Time Accountancy Project

低濃縮ウラン燃料加工施設のような複雑な施設では，near-real-timeシステムに要求される情報は，単に核物質の測定データだけではない。これらの情報は，

(a) 使用されている測定システムと測定プログラムの適応

(b) 基礎データを，工学的情報のような利用できる形態への転換

から得られる。ここでは，JRC-IspraとBNFLとの共同研究の結果が発表された。

2. Minicomputer Network ot C-E Automates Safeguards Function

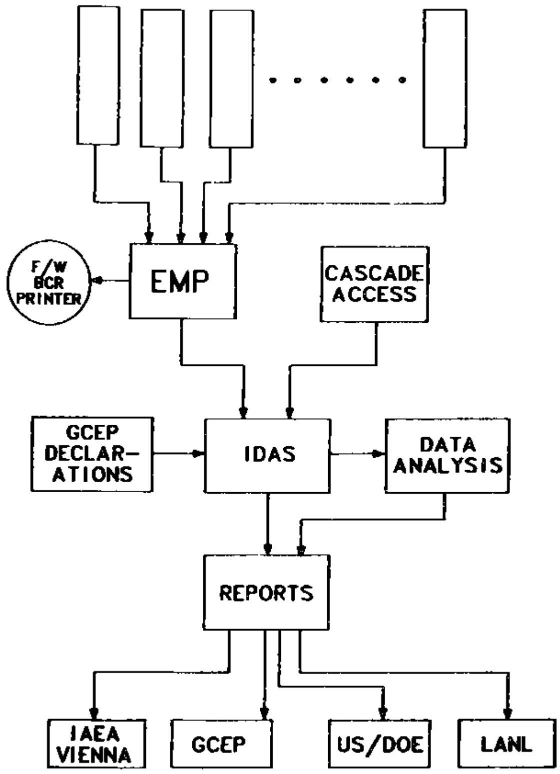
Combustion Engineering, Inc.（C-E）では，保障措置の分野で，リアルタイムに計量できるマイクロコンピュータの設計を行い，ローカル区域のネットワーク（LAN）を設置した。ここでは，このLANの特徴と，費用対効果について議論している。

3. The NLO Error Propagation Expercise Data Collection System

この論文には，低濃縮ウランの金属を溶解し，固化する施設にある核物質のアイテムに関するデータの収集，格納，データの手直し，移動及び測定に対する総合的なシステムが記述されている。

4. Computer Safeguards System for the IAEA Inspectors at GCEP

PortmouthのGas Centrifuge Enrichment Plantでは，IAEA保障措置に見合うシステムを設計している。現在開発中の保障措置データシステムは（SDS），IAEAの査察の対象となる濃縮施設の改良保障措置として期待されている。このシステムの構成を下図に示す。



Configuration of safeguards data system (SDS)

EMP : Enrichment Monitor Processor

IDAS : Inspector Data Aquisition System

添付資料

TECHNICAL SESSIONS

SESSION I

8:45 AM, Tuesday, November 29, 1983

PLENARY

Chairman: *Milton H. Campbell (Rockwell Hanford)*

Welcome: *E. Arnold Hakkila (LANL)*
Milton H. Campbell (Exxon Nuclear)

Opening Remarks: *Ralph E. Caudle (Director, DOE Office of Safeguards & Security)*

All Papers Invited

Understanding National and International Safeguards: An Evolutionary Process, *W. A. Higinbotham (BNL)* 1

Safeguards and Engineering Design, *R. E. Brooksbank, Sr. (Bechtel)* 1

Safeguards and Operating Practices, *Roy Nilson (Exxon Nuclear)* 2

SESSION II

10:15 AM, Tuesday, November 29, 1983

APPLIED MEASUREMENT CONCEPTS: INTERNATIONAL

Chairman: *Rolf Berg (WAK-Karlsruhe)*

Materials Control in Enrichment and Reprocessing Plants, *R. D. Marsh (BNFL), invited* 3

Development, Implementation, and Potential Uses of Nondestructive Measurement Systems for the Nuclear Fuel Cycle: Activities and Experiences in Karlsruhe, *R. Berg (WAK, Karlsruhe), U. Knapp, H. Wuerz (KFK, Karlsruhe), invited* 3

An Advanced Safeguards Philosophy for a Commercial Reprocessing Plant, *R. W. Weh (DWK, Hannover), R. P. Randl (BFT, Bonn), invited* 4

Fabrication and Evaluation of an L_{III}-Edge Densitometer, *C. Konagai, S. Shirayama (Toshiba-Japan), T. Tamura (NAIG-Japan), K. Gonda, T. Nemoto (PRNFDC-Japan)* 4

A Portable Load-Cell-Based System for Weighing UF_6 Cylinders, *A. Fainberg (BNL), R. Mitchell (NBS)* 6

1:30 PM, Tuesday, November 29, 1983

Spent Fuel Verification by Ultraviolet Cherenkov Emission, *A. Nakaoka, M. Fukushima, M. Kuribarc, K. Yamaoka (CRIEPI-Japan)* 7

The Process: (International) Safeguards Interface at the Portsmouth GCEP, *J. W. Tape, R. B. Strittmatter, A. L. Baker (LANL)* 8

Development of an Enrichment Monitor for the Portsmouth GCEP, *R. B. Strittmatter, L. A. Stovall, J. K. Sprinkle, Jr. (LANL)* 8

Gas-Phase Sampling of UF_6 Cylinders in International Safeguards, *R. G. Cardwell, J. M. Younkin, D. W. Swindle, Jr. (ORGDP)* 9

Measurements of Uranium Holdup in an Operating Gaseous Diffusion Enrichment Plant, *R. H. Augustson, R. B. Walton (LANL), W. Harbarger, J. Hicks, G. Timmons, D. Shissler, R. Tayloe, S. Jones (Goodyear Atomic), R. Harris (DOE-Oak Ridge), L. Fields (UCC-ND)* 10

SESSION III

3:30 PM, Tuesday, November 29, 1983

APPLIED MEASUREMENT CONCEPTS: USA

Chairman: *C. Edward Johnson (ENICO)*

Assessment of Bulk Measurements in the Nuclear Fuel Cycle, *J. Whetstone (NBS), invited* 11

Development of Improved Cell Buret at the Savannah River Plant, *Michael Gelsie (du Pont, Savannah River)* 11

An Automated Program for the Acquisition of Tank Calibration Data, *A. M. Liebetrau (RHO)* 13

Implementation of Nondestructive Assay Instrumentation in the Rocky Flats Processing Facility, *F. X. Haas, J. E. Gilmer, G. R. Goebel, J. L. Lawless, J. L. Pigg, D. L. Scott, A. L. Tindall (Rockwell Int)* 13

8:30 AM, Wednesday, November 30, 1983

Operation of Automated NDA Instruments for In-Line HEU Accounting at Y-12, *P. A. Russo, R. B. Strittmatter, E. L. Sandford (LANL), I. W. Jeter, E. McCullough, G. L. Bowers (UCC)* 14

Implementation of New Analytical Measurement Techniques Within an Operating Process Environment, *E. E. Filby, W. A. Emel (Exxon Nuclear Idaho), invited* 15

Are 0.1%-Accurate Gamma-Ray Assays Possible for ^{235}U Solutions?, *J. L. Parker (LANL)* 16

In-Plant Experience with Automated Gamma-Ray Spectroscopy Systems for Plutonium Isotopic Composition Measurements, *T. E. Sampson (LANL)* 17

Determination of Plutonium Isotopic Ratios by Using Low-Energy Gamma-Ray Spectroscopy, *T. K. Li (LANL)* 17

SESSION III

10:15 AM, Wednesday, November 30, 1983

POSTER

Chairman: *John H. Ellis (AGNS-BNFP)*

Interlaboratory Comparison Program for Prototype NDA Uranium Reference Materials, *Anna M. Voeks (DOE-NBL)* 21

Synthetic and Process Material NDA Calibration Standards, *R. D. Sherrill, J. D. McBride, L. H. Navratil (Rockwell Int)* 21

Measurement Control Deficiencies Inferred from SALE and GAE Program Data, *Bruce W. Moran (DOE-NBL)* 22

Californium-252 and ^{238}U Nuclear Parameters of Safeguards Interest, *Norman E. Holden, Martin S. Zucker (BNL)* 23

Isotope Correlations for Safeguards and Accountability of LWR Fuel Cycles, *P. J. Persiani, Kalimullah, R. G. Bucher, R. B. Pond (ANL)* 24

Application of a Pulsed Sonic Liquid Level Device to Chemical Processing Tanks, *Mark L. Haupt, Charles M. Johnson (Rockwell Int)* 25

Direct Fissile Assay of Highly Enriched UF_6, *J. E. Stewart, H. O. Menlove (LANL)* 26

Comparison of Predicted and Measured Pulsed-Column Profiles and Inventories, *C. A. Ostenak (LANL), A. F. Cermak (AGNS)* 28

Evaluation Method of Inventory in Pulse Columns for Near-Real-Time Material Accountancy, *H. Oaki, S. Yamagami (Mitsubishi-Japan)* 29

FAST Facility Spent Fuel Waste Assay Instrument, *G. W. Eccleston, S. S. Johnson, H. O. Menlove, T. Van Lyssel (LANL), D. Black, B. Carlson, L. Decker, M. W. Echo (Exxon Nuclear Idaho)* 29

Off-Line Nondestructive Analysis at a Uranium Recovery Facility, *H. H. Hogue, S. E. Smith (UCC-ND)* 31

Nondestructive Assay of Plutonium in Isotopically Heterogeneous Materials, *John G. Fleissner (Monsanto-Mound)* 31

An End-Crop Box Counter, *J. K. Sprinkle, Jr. (LANL)* 33

SESSION IV

1:30 PM, Wednesday, November 30, 1983

APPLIED ACCOUNTABILITY CONCEPTS

Chairman: *Donald E. Six (RHO)*

Modeling and Simulation for Process and Safeguards System Design, *R. G. Gutmacher, E. A. Kern (LANL), D. R. Duncan, M. W. Benecke (Westinghouse Hanford)* 35

An Advanced Safeguards Approach for a Model 200 MT/yr Reprocessing Facility, *J. Lovett (IAEA-Austria), K. Ikawa (JAERI-Japan), M. Tsutsumi (PRNFDC-Japan)* 35

Optimal Interface Between Principal Deterrent Systems and Material Accounting, *J. H. Opelka (ANL), P. J. Deiermann (Univ of Missouri)* 36

Analyzing Prompt Accountability Data to Establish Alarm Thresholds, *Robert F. Eggers, Robert R. Kinnison (PNL)* 37

Automated Accountability Measurement Systems, *I. Thomas (Exxon Nuclear Idaho)* 39

Blazing the Nuclear Materials Audit Trail, *G. P. Kodman, F. G. Fetterolf, J. A. Glasscock (RHO)* 39

Systematic Error Identification via Kalman Filtering, *John Howell (AEE, Winfrith)* 41

Materials Loss-Detection Sensitivities Using Process Grade Measurements at AGNS BNFP, *H. A. Dayem, E. A. Hakkila, A. L. Baker, D. D. Cobb (LANL)* 41

The Operator-Inspector Interface in Near-Real-Time Materials Accountancy, *James E. Lovett (IAEA-Austria)* 42

SESSION V

9:00 AM, Thursday, December 1, 1983

MATERIAL CONTROL CONCEPTS: INTERNATIONAL

Chairman: *Jacques Regnier (COGEMA-France)*

Techniques for Material Balance Control at the Input of a Reprocessing Plant, *J. Bouchard (CEA-France), P. Patigny (COGEMA-France), invited* 43

An Integrated Process Information System for a Commercial Reprocessing Plant, *J. Lausch (WAK, Karlsruhe), R. Weh (DWK, Hannover), invited* 43

Applied Material Control Concepts at COGEMA, *J. Regnier (COGEMA-France), invited* 44

Experience with the IAEA Safeguards Effectiveness Assessment Methodology, *Jonathan B. Sanborn (BNL), invited* 44

Verification of Nondiversion and the Nondetection of Anomalies, *K. Taylor (IAEA-Austria)* 45

Experience Under Combined Euratom/IAEA Safeguards, *K. H. Rodat (Exxon Nuclear-Germany), R. Nilson (Exxon Nuclear)* 46

√ Input Measurement in a Reprocessing Plant by Isotopic Correlation Techniques, *M. Aries (COGEMA-France), A. Giacometti, G. Frejaville (CEN-France)* 47

√ Nondestructive Measurements: Hulls Monitoring and Burnup Determination, *G. Frejaville, D. Hebert, J. Pinel, M. Darrouzet (CEN-France)* 49

SESSION VI

1:30 PM, Thursday, December 1, 1983

MATERIAL CONTROL CONCEPTS: USA

Chairman: *John C. Limpert (Westinghouse)*

Materials Control and Accounting: The Evolutionary Pressures, *J. P. Shipley (LANL), invited* 52

Integrated Safeguards Protect Against Falsifications in Reprocessing Operations, *Richard F. Duda (Westinghouse), invited* 52

Near-Real-Time Actinide Concentrations via Energy Dispersive XRFA for Process Control and Material Accountability, *David C. Camp, Wayne D. Ruhter (LLNL), C. E. Johnson, T. C. Piper (Exxon Nuclear Idaho)* 53

Individual Rod Accountability System (IRACS), *M. A. Parker, H. Ahmed (Westinghouse NFD-SC), invited* 54

Safeguards Through Secure Automated Fabrication, *R. L. Carlson, A. W. DeMerschman (Westinghouse Hanford), invited* 54

Measurement Control Program for NDA Instruments, *S.-T. Hsue, T. Marks (LANL)* 56

Fine Tuning of a Measurement Control Program at Los Alamos National Laboratory, *Aaron S. Goldman, Robert S. Marshall (LANL)* 56

Important Considerations in Evaluating Material Control and Accounting Data, *R. F. Lumb (NUSAC), F. H. Tingey (Univ of Idaho)* 58

SESSION VII

8:45 AM, Friday, December 2, 1983

INFORMATION SYSTEMS

Chairman: *James P. Shipley (LANL)*

Design and Implementation of a Safeguards/Process Interface in an LEU Fabrication Plant: The BNFL-JRC Near-Real-Time Accountancy Project, *F. Argentesi (JRC Ispra-Italy), T. Casilli (C. Rovsing Int.-UK), invited* 59

Minicomputer Network at C-E Automates Safeguards Function, *Harvey T. Cohen (C-E)* 60

The NLO Error Propagation Exercise Data Collection System, *Alan M. Bieber, Jr., Bernard Keisch (BNL)* 60

Computer Safeguards System for the IAEA Inspectors at GCEP, *Alice L. Baker (LANL), William C. Fienning, Pamela W. Harris (SNL)* 61

SESSION VIII

10:30 AM, Friday, December 2, 1983

EXPERTS SUMMARY

Chairman: *Carleton D. Bingham (DOE-NBL)*

All Speakers Invited

Speakers: *J. P. Shipley (LANL)*
R. Berg (WAK, Karlsruhe)
J. C. Limpert (Westinghouse)
W. B. Brown (NRC-SGFF)
H. Wakabayashi (Univ of Tokyo)