資 料

査 察 技 術 の 研 究 開 発 の 現 状

萩 野 谷 徹*

(1968年 5月20日 受理)

Present Status of Research and Development on Safeguards Techniques

By Tohru HAGINOYA

The development of safeguards techniques increases importance with the widening practical application of nuclear power generation. This was early recognized in the United States and Great Britain, where active research and development of such techniques have been under way. An *ad hoc* committee on the subject established in the U.S.AEC submitted their report in March 1967, and a Symposium on Safeguards Techniques was held at ANL in June 1967. The IAEA sponsored in August 1967, a panel on safeguards techniques.

The most effective manner of applying safeguards measures is to cover the entire fuel cycle, with inspections conducted on the key points of the fuel cycle. The success of such a procedure would depend on improvements in available safeguards technique.

Developments in this domain must be pursued along two lines — instrumentation and systems. In every case, the strategic point is the reprocessing plant and not the nuclear reactor itself.

I. は じ め に

核拡散防止条約に査察条項があるということで各方面で査察の議論が行われるようになった。しかし、査察とは平和利用目的以外に原子力施設や核燃料物質が使用されていないか否かを監視するものであると理解されているとしても、具体的にいかにして査察を実施するかは、一般にはあまり理解されていないように思われる。このような時期に、1967年3月にはアメリカ原子力委員会の査察に関する特別委員会がその報告書を提出し、1967年6月26日にはアルゴンヌ国立研究所で査察技術の研究開発に関するシンポジウムが開催され、また1967年8月21日にはウィーンでIAEA主催の査察技術の研究開発に関するパネルが催された。筆者は最後のウィーンでのパネルに参加する機会を得、また仕事の関係で実際に査察に接しているので査察技術の研究開発に関する現状について述べる。

II. IAEA による査察技術の研究開発

IAEA が1958～1967年に各国に査察技術開発のために研究契約をした金額を第1表に示す。なお、参考のためにその間にアメリカ原子力委員会が支出した額をも記した。この表によれば、過去10年間にIAEAは査察技術開発に約41万\$を支出したわけである。

IAEAによれば、査察技術は大体次のように大別できる。

1. 原子炉、再処理工場、核燃料加工工場など施設別の査察方法。(Specific Development)
2. 核燃料に関する測定法あるいは判別法。(General Development)

すなわち、原子炉については炉の種類別に、また燃料については照射済みと新しい燃料とに分けて、それ

* 科学技術庁原子力局 (Atomic Energy Bureau)

第1表 IAEA と U.S.AEC の査察技術開発費

年度	IAEA	U.S.AEC
1956	—	143,000
1957	—	—
1958	36,500	—
1959	21,200	1,200,000
1960	47,000	100,000
1961	69,320	100,000
1962	51,700	—
1963	76,100	—
1964	51,720	—
1965	—	173,000
1966	26,500	230,000
1967	30,000	448,000
計	410,040	2,394,000

それUあるいはPu含有量の測定方法、燃料要素についてはその識別法の技術開発が必要なわけである。上記IAEAの査察技術開発費を技術的な事項別に分類したのが第2表である。第2表でわかるように、照射済み燃料の非破壊検査が9件で金額も187,500\$と最も大きい、これら9件の研究内容はすべてγ-スペクトロメトリーによる照射済み燃料中のPuと²³⁵Uの計測である。しかし、これらの研究の結果、γ-スペクトロメトリーによる方法は査察技術としては採用し難いとの結論になった。したがって、今後はγ-スペクトロメトリー以外の方法による照射済み燃料中のPuと²³⁵Uの定量の技術開発を行う予定である。照射済み燃料の破壊検査は化学分析であって、ウィーンにあるIAEAのサイベルスドルフ研究所で研究されている。この化学分析は再処理工場で有効な査察技術で、今後は化学分析機器の研究開発、そしてさらに分析の精度を向上させる研究を行うこととしている。原子炉

第2表 IAEA 査察技術開発費事項別内訳
(1958～1964年)

事 項	契約数	金額(\$)
照射済み燃料非破壊検査	9	187,500
照射済み燃料破壊検査	2	62,700
重水炉での三重水素の生成	1	9,320
燃料要素の光学的判別	1	50,000
原子炉の総熱出力測定法	1	30,000
原子炉燃料の装荷、取出量の記録法	1	14,020
計	15	353,540

の熱出力の測定法としては、重水炉の場合の三重水素の生成度の測定によるものと光電池による測定の研究が行われた。今後はこれらの方法に加えて、化学線量計あるいは電子機器による炉からの放射能測定による熱出力測定法などが考えられている。燃料要素の移動の判別では、ガス冷却型炉での燃料の装入の監視方法について研究しており、今後さらに重水炉での燃料装荷の監視システムの開発を行い、燃料要素の識別法では写真による方法を研究してきたが、今後はシールあるいはマークによる識別法を研究することになっている。また各種施設の封印法についても研究してきたが、特に原子炉の封印法を研究することになっている。今後は以上述べた研究開発に加えて、各種炉型における燃料中の濃縮Uの減損度あるいはPuの生成率の理論的分析を行う予定である。

これらの研究開発はサイベルスドルフ研究所で行われたばかりでなく、各国に委託して行われたので、その国別内訳を第3表に示した。

第3表 IAEA 査察技術開発費国別内訳
(1958～1964年)

国 名	契約数	金額(\$)
オーストリア	3	111,500
ベルギー	1	8,000
フランス	1	25,000
イソンド	1	30,000
イタリア	1	22,000
ノールウェー	1	16,000
ポーランド	1	5,000
スウェーデン	1	29,000
イギリス	1	14,020
アメリカ	3	83,500
ユーゴスラビヤ	1	9,320
計	15	353,540

Ⅲ. アメリカの査察技術研究開発

アメリカでは、AECがR.F.Lumbを委員長とする“査察のための特別委員会”を設けて種々調査し、その結果が同特別委員会の報告書となって1967年3月に発表されている。これは査察技術だけでなく査察全般にわたるもので、その報告書も116頁に及ぶ大部のものであるが、そのうちの勧告の主なものの概要を示すと次のとおりである。

- (1) 査察の有効な適用のために、特殊核物質を使用する施設の設計・建設の審査の規定を設けなければ

ばならない。

- (2) 特殊核物質の出荷者と受入者との間の量の相違、欠斤量、廃棄量などについて、どの程度の量であれば認めるか規準を明確にする必要がある。
- (3) 特殊核物質の形状や炉で使用済みか否か、または大量であるかなどによって測定誤差の大変大きな場合があるが、これらについても誤差許容範囲を定める必要がある。もし、この規準あるいは範囲を超えたときには厳重な査察を行う必要がある。
- (4) 特殊核物質の形状と量が査察の程度を定める主要な因子である。したがって、特別査察を必要としない最小の量を定めておくべきである。
- (5) 特殊核物質の悪用を防止するため、各機関の部内規制のための機構を確立しておくことが重要である。
- (6) IAEA の下に統一的な有効な査察制度を確立する努力をさらに強力に推し進めるべきである。
- (7) 査察技術の研究開発を強化すると共に、他国あるいは国際機関による査察改善の努力を助成すべきである。
- (8) 査察員の訓練、研究開発の促進、査察関係情報の通報などをより強力に行うよう IAEA や他の国々と協力すべきである。

以上が勧告の主なものであるが、1967年6月にはアルゴンヌ国立研究所で査察技術の研究開発に関するシンポジウムを開催した*。そのときの U.S. AEC の発表によれば、これまでに AEC が費した査察技術の研究開発費は第1表に示したように約240万\$であるが、この他に査察に関連する研究開発にさらに約300万\$を使っている。第4表には U.S. AEC の1958～1966年の査察技術の研究開発費の事項別内訳を示した。第1表から明らかなように、アメリカだけでIAEAの6倍もの金額を消費して査察技術の研究開発を行なっている。

第4表 U.S.AEC 査察技術開発費事項別内訳
(1958～1966年)

事 項	契約数	金額(\$)
在 庫 規 制	3	323,000
査 察 手 続	4	233,000
転 用 探 知	1	20,000
分析および監視機器	2	1,235,000
封 印 機 器	1	135,000
計	11	1,946,000

IV. IAEA 査察技術研究開発パネル

IAEA 主催による査察技術研究開発のパネルが1967年8月に4日間にわたりウィーンで開催された。このパネルに招かれたのは、日本のほかにアメリカ、イギリス、フランス、カナダ、ソビエト、インドの合計7ヵ国であったが、このほかに西ドイツ、チェコスロバキヤ、ヨーロッパ原子力機構(ENEA)、EURATOM がオブザーバーとして参加した。筆者もこのパネルに参加したのでその模様を述べる。

1. 原子炉の総出力の確認

原子炉の発熱量の測定と核物質のバランスについて討論されたが、専門家のうち数人はすべての使用済み燃料が査察下にある再処理工場で厳重な管理のもとに再処理されることが確認されるならば、発熱量の測定は2次的な意義しかないとの見解であった。他の専門家は、MTR やある種の動力炉ではそのような測定や計算は運転者にとって可能であり、かつ有用な査察上の情報を提供するものであることを強調した。この方法の正確度は使用済み燃料の再処理をチェックすることにより向上するものであると主張した。

査察員の立場からすると、出力を確認する独立の方法がないので、いかなる方法にせよ出力を確認する技術が完成するのが望ましく、運転者のデータが信用できる場合には、3～4%の誤差で出力が確かめられることを目的としたい。これらの方法としては：

- (1) 冷却水の流量、出口入口の温度差によるもの、これは特に試験炉では正確にわかるものである。
- (2) 理論的には化学的線量計も利用できるが、正確性に欠けるので実用的でない。
- (3) 冷却材に対する放射線の影響、特に $^{18}\text{O}(n,p)^{18}\text{N}$ と $\text{D}(n)\text{T}$ が注目される。ある条件下では、前者は相当正確であるが、他からの影響を充分考慮しなければならない。重水中の三重水素の生成は重水を取り換えてしまったり、また故意でなくとも、減速材と冷却材の混合が起ったりすることがあるので、信頼がおけない。
- (4) 光電池による方法もあるが、さして興味のある方法ではない。
- (5) 黒鉛中の不純物の放射線による変性も調査された。そして炉の総出力と変性の程度も比較検討さ

* 本シンポジウムの議事録は WASH-1076 として出版されている。題名: Proceedings of the Symposium on Safeguards Research and Development

れ、両者の間に相関関係のあることが確認された。特に不純物としての Ni の $^{62}\text{Ni}(n)$ が正確であると認められたが、放射能強度測定の高難さのために、質量分析技術を応用するのがよいと指摘された。何となればこれによれば正確度も高いし、感度もよくまた少量の試料で充分だからである。

2. 各種炉型における U の減損度と Pu の生成量

査察適用に当っては、核燃料の動特性についての正確な知識が非常に重要である。特に U の燃焼度と Pu 生成量の計算法は信頼でき、かつ正確なものであり、また査察員に容易に使えるものでなければならない。これらについては各国の研究所で強力に研究が進められており、1967年4月には「熱中性子炉の燃焼度予測パネル」がウィーンで開かれている。これを査察に利用するには、研究結果を図面や表にして使いやすくしなければならない。

3. 新燃料の非破壊測定

新燃料の測定は、燃料要素中の ^{235}U の濃縮度や Pu 含有量の測定を意味する。この測定は査察技術として有用かつ望ましいものである。

γ -スペクトルによる方法が一般的にいて甚だ有意義であり、現在すでに各種の可搬式計測器が開発されている。これらの測定器は、標準サンプルの使用、形状・寸法の考慮などに注意すれば ^{235}U の濃縮度や量の測定に利用できるものである。この種の計測器を Pu の測定にも利用しようとする研究もなされている。 ^{235}U の γ -スペクトルのうち 185 keV のピークは他のピークから容易に区別できる。このピークと他の任意のピーク(例えば 143 keV)の差を測定すれば、これが濃縮度に比例していることが知られている。したがって、単一あるいは2つの窓を持つ γ -スペクトロメータで核燃料の濃縮度測定が可能である。この種メータはもともと研究室で使用するよう組み立てられたので重く、かつ持運びに不便で、さらに安定に動作するまでにスイッチを入れてからかなりの時間がかかった。しかし、査察用には軽量小型かつ頑丈で、かつ輸送後補正せずに直ちに使用できるようなものではない。

このような条件を満たす計測器の開発が3研究所で行なわれている。すなわち、アメリカのバットル・ノースウェスト研究所、イギリスのピットマン社の可搬型 No. 15-292、そしてフランスのグルノーブルにある原子力研究所である。今後さらに研究を続行し、簡易で軽量の γ -スペクトロメータが開発されることが大

いに必要である。

熱量計測も Pu と濃縮 U とを区別するのに有望な方法である。特に同位元素組成が知られている場合にはこの測定法は絶対である。

数人の専門家は、遅発中性子による測定法の重要であることを強調した。この方法はなお研究の初期の段階であり、現在では Pu, ^{235}U , ^{238}U , ^{232}U などを識別するには、他の方法—例えば γ -スペクトル法、熱量測定などを併用する要があり、その上熱中性子と 14 MeV 中性子による照射が必要である。しかし将来、中性子データの高度の解析が行えるようになれば、単独の方法で充分役に立つと思われる。

4. 照射済み燃料の非破壊測定

照射済み燃料の非破壊測定はかなり複雑な問題がある。IAEA は過去においてこの関係の研究契約を15件も行なっており、うち9件は照射済み燃料中の Pu と ^{235}U との含有量を定量するものであった。測定の方法としては多数あったが、半導体を使用する γ -スペクトル測定が最も有望と考えられたが、いずれにせよ、査察の目的には精度が不足であるし、また重い遮蔽が必要なために持運びが不便で、満足な結果が得られなかった。もし利用するとすれば、再処理工場や原子力発電所にタンパー・プルーフのものを固定して設備するほかはないと思われ、今後の研究開発は他のものに比べて重要度は少ないと考える。

5. 核燃料の直接分析

採用の可能性ある分析法としては、次のようなものがある。

- (1) 燃料要素の分析：一般化学分析、伝導度その他の物理化学的方法、放射能の高い試料では X 線蛍光分析、 γ 線スペクトル分析など。
- (2) 同位元素組成の分析：質量分析、同位元素希釈法、 γ 線スペクトル分析、アクティベーション分析、遅発中性子分析など。

これらのうち高分解能を持つ質量分析器によるものが基本的となるし、また試料の採取の方法も慎重に行い、代表的な試料を得るようにすることが大切である。今後査察技術の観点から特別パネルを開催するのが有益であろう。

6. 原子力施設での核燃料の移動の確認

原子炉の炉心燃料の装入、取出しをタンパー・プルーフの計測器で永久に記録し、また監視することによって原子炉の査察は行えるはずである。この記録を原

* 本誌, 9[8], 47 (1967) に望月恵一氏により報告されている。

子炉運転者の記録と照合することにより査察が行える。この方法は連続的に燃料を取り換える原子炉の査察に有効な方法と思われる。核燃料の移動を感知する方法として γ 線探知器が最も適しているようである。次の段階としては、現実の原子炉に応用できる監視装置を設計し製作する必要がある。イギリスでは燃料取換え装置に取り付けるそのような装置を製作中である。いずれにせよタンパー・プルーフの装置による核燃料の移動の確認は査察技術のうち最も重要な手段の1つである。

7. 封印技術

相当期間使用しない、そして移動させない核物質は封印することによって査察を簡素化し得る。IAEAは、燃料取換え時まで一般に入手できる封印を多少改良してアメリカのYankee原子炉の炉心の封印に使用して有効であることが確認されており、NFSの査察の際にも使用された。封印は今後さらに多量に利用されよう。例えばタンパー・プルーフの計測器の封印にも応用されよう。また、封印ではないが工業テレビを利用するのも複雑な行程の監視には役に立つものである。しかし、国情によってはテレビによる監視は違法であり、労働問題を起しかねないので注意しなければいけない。

8. システムの研究と査察の実施方法

システム・スタディの重要性が強調されたが、燃料サイクル中のいかなる点が査察上重要であるかについては意見の相違が見られた。また、物の流れを2重にチェックする必要性についても意見が分かれた。

燃料サイクル全体の査察で重要なことは、前段から燃料がすべて次の段階へ到達していることを確認することである。これが確認されれば、燃料サイクル中再処理工場で燃料要素を溶解した際に正確に核燃料を計測することが最も重要であり、原子炉から排出された使用済み燃料中の核分裂性物質の量を確定しておく必要性はあまりないこととなる。むしろこれは余計なことで、再処理工場の受入れ量と回収量を正確に把握すれば充分と考えられる。

しかしながら、現段階では燃料サイクル全般について査察するわけにはゆかず、個々の施設についてのみ査察がなされているので、重要ポイントとしては各施設について個々に定めておかなければならない。したがって、暫くの間は原子炉の出力と運転経歴を査察しなければならない。しかし、原子炉の全出力を確認するのはやはりあまり重要なことではないと思われる。

査察の及ぼす経済的負担については、その重要性は

認められるが現在あまり十分なデータ、知識がなく判断できない。今後この面について研究する必要がある。

V. 日本の立場

被査察国中で日本は最も進んだ国であり、したがって、査察される施設、核燃料物質も多いし、また査察員が来日する回数も多い。現在までは原子力の利用は研究開発段階であり、またその内容もどちらかといえば欧米諸国の追試的なものが多いので、商業機密の漏洩をいうこともそれほど問題にならない。しかし、今後自主開発が進んで来れば当然種々の問題が起ってくることは想像にかたくない。これらの問題を解決するためには、わが国が積極的に自らの手で査察の自動化、タンパー・プルーフの機器の開発、査察システム・スタディなどの研究を行い、道をきり拓いて行かねばなるまい。欧米先進諸国は、査察する側からこれら研究開発を鋭意進めている。わが国は、査察される側として査察技術の研究開発を進め、査察による経済的負担、商業機密の保護をはからなければならない。

すなわち、現在まで日本が受けた査察は研究施設に対するものであったので、取り扱っている核燃料物質の量も少なく、仕事に対する妨害も大して問題でなかった。しかし、今後は東海原子力発電所をはじめ各所で、商業原子力発電所が完成し、また燃料加工工場が建設される段階となれば、商業活動に対する影響が問題となってくる。アメリカでの調査によれば、査察による原子力発電コストの上昇は1%に及ぶとのことである。燃料加工事業もこのような影響を受けるとすれば、技術導入によるロイヤリティの上積みとして1%が加わることとなり、先進諸国と国内外で競争する場合に大変な負担とならざるを得ない。このように、原子力発電だけでなく、燃料加工事業の発展のためにも査察について技術的、経済的に大に関心を持ち対処する必要があると思う。

— 参 考 文 献 —

- (1) Report to the Atomic Energy Commission by the Ad Hoc Advisory Panel on Safeguarding Special Nuclear Material, March 10, 1967.
- (2) Research and Development for Safeguards, (May, 1, 1967), U.S.AEC.
- (3) Proc. of the Symposium on Safeguards Research and Development held at ANL, June 26, 1967; WASH-1076.
- (4) Report of the Panel on Safeguards Techniques, Vienna, 21~25 August, 1967; PL-256.