

再処理ハル等廃棄物の分析・測定技術に関する調査

(動力炉・核燃料開発事業団 契約業務報告書)

1997年3月

株式会社ペスコ

複製又はこの資料の入手については、下記にお問い合わせ下さい。

〒107 東京都港区赤坂1-9-13

動力炉・核燃料開発事業団
技術協力部 技術管理室

Inquiries about copyright and reproduction should be addressed to: Technical Evaluation and Patent Office, Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation 9-13, 1-chome, Akasaka, Minato-ku, Tokyo 107, Japan

動力炉・核燃料開発事業団 (Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation)

1997年3月

再処理ハル等廃棄物の分析・測定技術に関する調査

鳥飼 誠之*

要 旨

動燃事業団東海事業所から発生する放射性廃棄物に対しては、それぞれの廃棄物の物理・化学的性状に合わせ、除染及び減容等の適切な処理技術開発を行うこととされている。

一方、原子力委員会放射性廃棄物対策専門部会「TRU核種を含む放射性廃棄物の処理処分について」（平成3年7月30日付）の報告書に示されているように、それぞれの廃棄物の処理法に対応し、国内における処分に向けた廃棄物管理対策を確立することが重要であり、これに資するため、適切な管理のための分析、測定技術の現状を調査することが急務とされている。

本調査は、以上のような状況を踏まえ、東海事業所再処理工場で発生する高放射性固体廃棄物であるハル等廃棄物を同廃棄物の適切な管理のための分析、測定技術の欧州の再処理施設における現状を調査することを目的として実施したものである。

この結果、運転者側から見た場合、ハルを対象にした既存のNDA計測装置は全ての操作要件を満足しており、検知限界は廃棄物管理の面から満足できるものであることが分かった。ハル中の核分裂性物質の量は、全体処理量の極く僅かな割合（約0.1%）しか占めておらず、現状の要件、精度はこれを反映したものになっている。また、ハルのような固体廃棄物に関しては、代表的な試料を採取することが困難であるため、保障措置当局も運転者側のNDAを適用している。今後の開発必要項目として、①適切な認証手順、②廃棄物の内容が未知あるいは不均質な場合のNDA手法の利用、に係わるものが挙げられる。

本報告書は、株式会社ベスコが動力炉・核燃料開発事業団との契約により実施した業務の成果である。

契約番号：08C8210

事業団担当部課室および担当者：東海事業所環境施設部技術課 主査 小坪 正之

※：株式会社ベスコ エンジニアリング事業部技術情報部長

報告書目次

はじめに

要 約

1. 欧州のLWR燃料再処理施設及びFBR燃料再処理施設において発生するハルの分析・測定技術
 - 1.1 ドイツで開発された手法
 - 1.1.1 パッシブ中性子計数法
 - 1.1.2 即発中性子計数法
 - 1.1.3 遅発中性子計数法
 - 1.2 英国で開発された手法
 - 1.2.1 セラフィールドの加工屑(Swarf)インベントリ・モニター
 - 1.2.2 THORPのハル・モニター
 - 1.2.3 ドンレーFBR再処理プラントの前処理廃棄物分析システム(NDA5)
 - 1.3 フランスで開発された手法
 - 1.3.1 ラ・アーグ再処理プラント
 - 1.3.2 CEN-カダラッシュにおける開発
2. 欧州のLWR燃料再処理施設及びFBR燃料再処理施設における保障措置と計量管理の実施
 - 2.1 ドンレーにおける保障措置
 - 2.2 ラ・アーグにおける保障措置
 - 2.3 THORPにおける保障措置
3. 保障措置の実施に係わる現状
 - 3.1 IAEAによる保障措置の実施
 - 3.2 ユーラトムによる保障措置の実施
4. まとめ

はじめに

動燃事業団東海事業所から発生する放射性廃棄物に対しては、それぞれの廃棄物の物理・化学的性状に合わせ、除染及び減容等の適切な処理技術開発を行うこととされている。

東海再処理施設から発生する放射性廃棄物には液体廃棄物と固体廃棄物がある。液体廃棄物としては高放射性廃液、低放射性廃液があり、固体廃棄物としては低放射性の可燃物、難燃物、不燃物と高線量のハル等廃棄物がある。

原子力委員会放射性廃棄物対策専門部会の「TRU核種を含む放射性廃棄物の処理処分について」（平成3年7月30日）の報告書に示されているように、それぞれの廃棄物の処理法に対応し、国内における処分に向けた廃棄物管理対策を確立することが重要であり、これに資するため、適切な管理のための分析、測定技術の現状を調査することが急務となっている。

本調査は、上記のような状況を踏まえ、高放射性固体廃棄物であるハル等廃棄物を同廃棄物の適切な管理のための分析、測定技術の現状を調査することを目的として実施するものである。

要 約

再処理プラントのヘッドエンド（前処理）における保障措置上の関心事には、i) 剪断燃料集合体が溶解槽に定量的に移送されることの保証、ii) 燃料物質がハルから溶解されることを保証、iii) 溶解操作から生じるハルとファインを計測すること、iv) 溶解燃料が計量槽に定量的に移送されることの保証が含まれる。

溶解後の浸出ハル（leached hull）には、まだウランとプルトニウムが含まれており、計測を行う必要がある。しかし、核分裂生成物からの高ガンマ線放射能と、超プルトニウム元素、主にキュリウムからの中性子とが存在するために、如何なる計測も複雑なものとなる。この核物質に対する保障措置のために、いくつかの計測手法が、提案及び/あるいは実施されてきており、これには以下のものが含まれる。

- (1) 元々の被覆管の重量と計測重量との間の差異が、未溶解燃料のために生じているとの想定に基づいた重量計測
- (2) ガンマ線分光分析
- (3) Cm-242-244に基づくパッシブ中性子計測手法
- (4) アクティブ中性子呼び掛け計測手法（微分ダイアウエー分析[DDA]）

成分が未知のドラム缶の場合、これら手法にはそれぞれ個別の制約が存在すると共に、(i) 信頼できる線源（アクティブ呼びかけ）を得ること、(ii) ドラム缶充填材による影響の補正（不均質）、(iii) 核分裂生成物の塊における自己遮蔽の補正、といった共通の問題も共有している。

安全なプロセス制御と核物質計量管理とを主たる利用目的とした広範な手法が、核分裂性物質の評価と分析のために使用されている。保障措置情報は、プラントの計装からと、保障措置目的専用の機器と装置の両者から得られる。保障措置利用に適当な非破壊分析(NDA)手法は、主に十分に特性が把握されている試料又は製品ラインにおける核分裂性物質成分監視のために主に開発されてきているが、全部の手法が、ハルのような廃棄物物質を監視するといった、要求度が増しつつある目的に対して完全に利用できるよう開発されているわけではない。(i) 現在利用されてるNDAは、保障措置目的よりも廃棄物管理目的でプラント運転者が、より多く利用している、(ii) ほぼ全てのNDA計測は、未処理廃棄物アイテムに適用されている、(iii) NDA手法の正確さは低く、処理廃棄物に適用するのがほとんど無理でさえある（例えば、未処理ハルに比べ、再処理からのセメント固化ハルの計測は、固化媒体（セメント）

の影響を補正することが必要なためはるかに難しい)、(iv)単一の技術だけでは、満足のいく計測実績を得られそうにないといったことも、強調しておく必要がある。

廃棄物に対するNDA計測は、複雑な問題を抱えている。すなわち、廃棄物における計測では、特に不均質性、母材の成分及び特定核物質(SNM)分布に関連したいくつかの問題に直面している。しかし、ほとんどの場合において、関与するSNMの量の割合が比較的小さいために、期待される計測の正確さに対して、 σ_{MUF} (σ_{MUF} は標準偏差であり、在庫差[MUF]の個別観測値とMUFの平均値との差の二乗の平均の平方根である)は基本的に寄与しない。専用の廃棄物計測システムを導入するには費用を要することから、専用の計測システムを導入するよりは、そのために運転者の装置を使用する傾向が見られる。この専用装置の共通利用は、再処理施設からのバルクアイテムや最終生成物に対する保障措置検認作業でよりも、廃棄物計測においてより頻繁になされており、運転者側システム認証の必要性を含め、運転者側と検査側との間での徹底的な相互関係の確立と協力が必要である。

様々な計測手法は、相互に補完し合うものである。例えば、パッシブ計測手法は、プルトニウム含有量の監視には適切であるが、ウランの分析にはアクティブ中性子呼び掛け応答手法が必要である。ガンマ線検知手法は、水素を含有する廃棄物形態に対する透過性は高いが、金属廃棄物に対する透過性は低い。これと全く逆のことが、中性子検知手法について言える。

全体物質収支に対する影響が比較的小さいことから、廃棄物に対する計測は、保障措置において重要性の高い事柄とは見なされていない。さらに、廃棄物をNDA手法で計測することに伴う現状での不確かさを、SNMの量が「極少量」含まれている廃棄物に適用するならば、保障措置目的での廃棄物監視は、計装装置開発側にとって克服できない問題ではない。しかし、査察官は、「実際に回収不能」との定義に当てはまるかどうか認定するために、核物質の内容物と他の要因の両者を検認する必要があることから、NDA手法利用において、以下の分野で改善を行う余地がある。

- ・ 前処理と未処理浸出ハル：達成される正確さと要求される正確さとの間の比が、まだ満足できない状況にある。
- ・ 母材効果：既に前処理されていたり、または、非常に不均質な廃棄物の流れにおいて特に難しい問題である（補正をすべき密度及び空間分布の効果）
- ・ SNMの偏在：廃棄物コンテナ内におけるSNMの分布に関する知見は重要であり、特に、中性子に基づく計測手法においては重要である。従って、ガンマ線計測手法（スキャナー又は断層放射線写真システム）と組み合わせる必要があるかもしれない。

- ・より高濃度のアクチノイド核種：燃料タイプの一部には、適切に補正されていないとパッシブ中性子計数法に悪影響を及ぼし得る相当量のCmが含まれている可能性がある。より高い中性子増倍によって、Pu-240からCm同位体を弁別することができるが、この問題はまた詳細に調査する必要がある。(i)計数統計、(ii)照射履歴、(iii)冷却時間、(iv)PuとCm同位体比といったことにより、問題がさらに複雑化することさえある。

廃棄物を対象にした典型的なNDA計測手法は、表ES-1に示してある（性能値は、 1σ で50%の不確かさを持った質量として定義される検知限度で示してある）。また、測定手法の開発における進捗状況が、表ES-2に示してある。

Cfシャッフルを用いたアクティブ中性子呼び掛け技術に基づくハル・モニターが、米国DOE/OSSの基礎技術開発計画の一環として開発された。このモニターは、ロスアラモス国立研究所とドンレー(Dounreay)再処理プラントの英国職員により構築、導入された。これは、米国DOEと英国との保障措置二国間情報交換計画に基づいてなされた。

コジェマ(Cogema)社とBNFLでは、自分達の再処理プラント用として、それぞれの目的に応じた計測技術の開発を行った。

- ・THORPにおいて、固体廃棄物量は全体処理量の0.4%未満であり、この約80%がハルに係わるものであると見積もられている。THORPでは、中レベル放射性廃棄物封入プラントBP2に運ばれたハルのバッチにおける核分裂性物質質量と放射能インベントリに関する情報を提供している。ハルを対象とした計測技術は、高分解能ガンマ線分光分析とアクティブ及びパッシブ中性子呼び掛け技術とを組み合わせたものである。
- ・ラ・アーク(La Hague)において、UP3ではCf-252シャッフルを使用しているが、UP2-800では14MeVの中性子発生装置を使用している。ハルでの残留核分裂性物質質量は、当初の燃料質量の0.033%のオーダーであり、その標準偏差は0.008%となっている。再処理された標準3万3,000MWD/MTUの燃料において、 4σ 検知限界が核分裂性物質質量1gであるという結果が得られている。

過去において、使用済燃料の再処理により発生した廃棄物の流れからの核物質含有量は、実際的な保障措置利用において大きな問題とはなっていなかった。経済性と運転上の理由から、廃棄物に含まれる核物質の濃度と累積量とは、可能な限り低く抑えられており、プロセス領域における物質の流れとインベントリに比較して、特に保障措置上の重要性はない。従って、廃棄物計測に伴う不確かさの核物質計量管理に及ぼす影響は小さいものである。

それにも関わらず、運転者側と保障措置当局の両者とも、廃棄物の流れにおける、特にハ

ルにおける核物質含有量の利用可能な定量的見極めに対して、かりに達成される性能と要求される性能との実際の食い違いは大きくないと見なしているとしても、大きな関心を持っている。

再処理プラントの運転者にとって、測定済廃棄物又は保管廃棄物に対して、「もはや利用可能でない」とか、あるいは、「回収できない」といった用語を（内部的に）定義することは容易であり、運転者側が、その意図する目的に使用する全ての核物質を管理する上での商業的権利を有していることから、処分する物質の質と場所を選定する問題に回答を出すことは容易である。さらに、廃棄物の中間貯蔵と最終処分に関する許認可の側面によってばかりでなく、当局により課せられる責務も、廃棄物の核物質含有量を最小限に止める重要な理由となっている。廃棄物（例えば、ハル）の計測は、運転者側と保障措置当局とにおける異なる理由から実施されることになる。

- ・ 廃棄物特性評価目標を伴った運転者側の廃棄物管理上の理由（貯蔵中において臨界に至らないことを保証するための臨界安全面からのハル収納ドラム缶内のウランとプルトニウムの評価、ドラム缶認識のための一覧表を策定するためのアルファ、ベータ放射能の評価、ドラム缶の認識一覧表には、ドラム缶番号、計測日、全アルファ放射能、全ベータ放射能、標準スペクトル、プルトニウム質量、ウラン質量、ドラム缶重量、接触面線量率等の情報が書き込まれる）。運転者側は、判断の上限値を見極めるために、バッチ成分（ α/β 放射能値、PuならびにU質量、ドラム缶質量、表面線量率等）に関する知見とNDA計測結果とを組み合わせる。運転者側からみると、主に計測手法の検知限界が重要である。
- ・ 計量記録に適切な情報を記録するための保障措置当局の核物質計量管理上の理由。運転者側の申告を独自に検認できるようにするために、保障措置要件では定量的データを示すことを求めている。要求される検知限界は、廃棄物管理目的におけるよりも高くすることができる。しかし、正確さは、より良好であることが望ましい。

廃棄物管理の面からすると、NDA計測結果は、「閾値」と比較される物理パラメータ（核分裂性物質の質量、アルファ放射能）の保証値となる。これら物理的パラメータは、パッシブ及びアクティブ中性子計数法での測定結果と燃焼度計算コードで得られた相関関係を使用して計算される。ドラム缶内のハルは、いくつかの燃料集合体からのものであることから、残留物質の燃焼度は正確には分からない。従って、まず、残留物質全体を一つの燃料要素からのものだけであると見なして、各物理パラメータの最大値を求める。そして次に、控えめ

な保証値を得るための不確かさを計算することになる。

保障措置の観点からすると、この計測結果は、ハル内のウランとプルトニウムの質量を求めするために直接使用することができる。ソフトウェアは、最大値を求めるのではなく、異なる初期燃料集合体を考慮にいれて、「最善の見積値」を得ようとする。偶然誤差と系統誤差による不確かさを評価し、最終結果として「最善の見積値」を得ることになる。さらに、「保障措置用の計測」は、パッシブ中性子計測結果に対して(α, n)反応速度補正をするために、湿度の範囲といった保障措置当局側で管理していない*、運転者側から得られるデータの一部の助けを借りる必要がある。

要約すれば、運転者側の観点からすると、ハルを対象にした既存のNDA計測装置は、全ての操作要件を満足しており、検知限界は廃棄物管理の面から満足できるものである。ハル内の核分裂性物質の量は、全体処理量の極僅かの割合(ほぼ0.1%)しか占めておらず、現状における要件又は計測の正確さは、このような状況を反映したものとなっている。再処理廃棄物の流れ(HAW, MAW, LAW)に対する現状における保障措置は、事後に行われる破壊分析(DA)における試料採取に基づいている。ハルのような固体廃棄物に分類されるものにおいては、代表的な試料を採取することが難しく、それが不可能であると見なされていることから、保障措置当局は、運転者側のNDA装置を使用している。さらなる開発を必要とする主要分野としては、(i)装置の機能、信号転送及び母材特性を監視する規定を含み、運転者側による計測結果の保障措置目的に利用するための適切な認証手順に係わるものと、(ii)前処理廃棄物や未知及び/あるいは不均質な廃棄物母材の試料に対するNDA手法利用の必要性に係わるものがある。

* 保障措置当局は、パッシブ中性子測定用 α -n反応率の補正のための湿度範囲に関する運転者データを保有しない。保障措置当局は、以下の理由でこの情報を保有していない。

- (1) 要求されていない。
- (2) 保障措置当局は、既に広範囲なデータを受け入れている(燃料ID番号、移転燃料の中性子線、 γ 線測定、運転側の装置から分岐された信号を介したハル中の残留核分裂性物質計数の結果、及び専用ソフトウェアによる信号解析等)。
- (3) 保障措置の目標は、運転が設計ならびに計画通りに行われていることの包括的な独立した保証を得るため、認証を通じて透明性を確保することである。

表 ES-1 廃棄物に適用される典型的な NDA 計測手法

再処理廃棄物：浸出ハル		
バスケット	ドラム缶	セメント固化ドラム缶
<p>適用 NDA 技法</p> <ul style="list-style-type: none"> ・パッシブ中性子計数法 ・アクティブ中性子計数法 (Cf252 シャッフラーあるいは DDA) ・ガンマ線分光分析法 ・アクティブガンマ線減衰法 	<p>適用 NDA 技法</p> <ul style="list-style-type: none"> ・パッシブ中性子計数法 ・アクティブ中性子計数法 (Cf252 シャッフラーあるいは DDA) ・ガンマ線分光分析法 	<p>想定 NDA 技法：</p> <ul style="list-style-type: none"> ・DDA (解釈困難なため限定利用) ・光核分裂法 (実用性未実証)
<p>性能：</p> <p>(a) ガンマ線減衰法 体積：50 l 検出限界：0.5gPu 計数時間：20 分</p> <p>(b) ガンマ線分光分析法 体積：50 l 検出限界：5gPu 計数時間：20 分</p> <p>(c) DDA 体積：1m³ 検出限界：5-10gPu 計数時間：30 分</p>	<p>性能：</p> <p>(a) ガンマ線分光分析法 体積：220 l マトリックス密度：0.45 検出限界：0.65gPu 計数時間：25 分</p> <p>(b) Cf252 シャッフラー Cf252 線源：2×1.5×10⁹n/sec 体積：800 l 計数時間：3 時間 検出限界：1gPu</p> <p>(c) DDA (微分ダイアウエー分析) 体積：800 l 検出限界：0.1gPu 計数時間：30 分</p>	<p>性能：</p> <p>DDA—セメント充填ドラムのみ 検出限界：2gPu 計数時間：1 時間 体積：800 l</p>

表ES-2 廃棄物監視におけるパッシブ中性子分析における進捗状況

システム	線源	マトリックス 不均質性	自己遮蔽	範囲拡張
シャッフル	手法開発済； 進捗度高	未開発	金属廃棄物に ついて開発中	手法開発中
DDA	手法開発中； 進捗度高	手法開発中 ／進捗中	金属廃棄物に ついて開発中	進捗中

1. 欧州のLWR燃料再処理施設及びFBR燃料再処理施設において発生するハルの分析・

測定技術

1.1 ドイツで開発された手法

ドイツにおいて再処理開発が中止になる以前、ハルの監視に使用されていた手法には、パッシブガンマ線計測と14MeVの中性子発生器を持った遅発中性子計数法が含まれた。これら両手法は、それぞれ以下のような欠点を有していた。

(1)パッシブガンマ線計測手法の感度は、Ce-144が短寿命であることから、燃料の冷却期間に大きく左右されることが明らかになった。

(2)遅発中性子計数法は、中性子発生装置の保守上の問題のために、その運用面で都合が生じた。

浸出ハルの監視を目的とした様々なNDA技術の開発は、(i)パッシブ中性子計数法(乾燥バスケット)、(ii)Cf線源を持った即発中性子計数法(水中に沈められたバスケット)、(iii)Cf線源を持った遅発中性子計数法(乾燥バスケット)といった手法で行われた。これら計測手法の主たる特徴の概要が表1-1に示してあり、以後の節で詳しく述べるものとする。

1.1.1 パッシブ中性子計数法

パッシブ中性子計数システムが、図1-1に示してある。バスケットは、4つまでの異なる位置で計測され、実際の検知器の長さは、ハルを収納したバスケットの計測が、バスケットを動かすことなく一回だけの計測で行えるように、バスケットの高さに調整される。この検知器はポリエチレン(PE)の中に埋め込まれおり、鉛で遮蔽されている。鉛遮蔽材の厚さは検知器の選択により変化するが、5cm未満であることは決していない。この装置の中性子に対する遮蔽は、バックグラウンド中性子の強度を低減するために必要である。

浸出ハルの残留燃料含有量を得るためには、再処理する使用済燃料の中性子放出量が、使用済燃料要素モニターを使用して明らかになっている必要がある。燃料要素の C_m /全燃料比がハルにおいても同じであるとの仮定を用いて、バスケット表面での全中性子計数から、ハルに残留している燃料の割合が求められることになる。

1台の検知器で計測された直径50cmのバスケットにおける局所検知感度の計算値が、図1-2に示してある。感度の均等性は、図1-1に示してあるように4台の検知器を配置

する方法を採用することで改善された。バスケットはPEで囲まれ、検知器は鉛で遮蔽された。水蒸気含有率を0容量%から4.5容量%の範囲で変化させたところ、直径50cmのバスケットにおける平均値からの偏差は±14%、直径80cmバスケットにおいては±28%という結果が得られている（表1-2を参照のこと）。

図1-2の中性子放出データを使用し、残存燃料の検知可能量が、均質に分布した中性子源における検知効率実験結果を用いて決定された。4台の検知器配置で、残存水蒸気が4.5容量%、被覆密度が 800kg/m^3 での直径50cmのバスケットに関して、燃焼度10 Gwd/tU未満において計測時間10分（より高い燃焼度では5分間）とし、 3σ 基準を採用して検知感度が決定され、その結果が表1-3に示してある。冷却期間が長くなると（4年以上）、計測結果の正確さは10%まで低減していく。燃焼度が高い場合、検知器の感度は、移動可能Cdスリーブの使用のために低減することになる。

1.1.2 即発中性子計数法

浸出ハルを対象にした全中性子計数法は、低燃焼度燃料においては十分な感度で測定することが可能である。しかし、使用済燃料中とハル中における C_m の全燃料に対する比が同じであるとする仮定の妥当性は常に検認されるわけではなく、冷却期間に係わらず核分裂性物質の量を直接得るためには、追加のアクティブ中性子呼び掛け応答手法の利用が必要になる。そのため、即発又は遅発核分裂中性子の計数が、Cf-252線源を使用して実施されることになる。

バスケットを水の中に沈める必要がある。水は良好な遮蔽特性を有していることから、バスケットの直径が増加するに従い、内部領域は徐々に遮蔽されるようになる。従って、バスケットの直径は、50cmよりも大きくてはならない。線源と検知器とが互いに反対側になるよう配置した直径50cmのバスケットの場合において、線源と検知器に隣接した領域は、図1-3に示してあるように、計測信号に対して等しく貢献することになる。検知器のバックグラウンドは、主に線源からの直接の中性子によるものである。外部中性子源の強度が $5 \times 10^9 \text{n/秒}$ で、残留燃料の量が0.5%未満である場合、中性子放出の寄与は5%未満である。

平均ハル密度は、直接線源中性子のバックグラウンド寄与に影響を及ぼす。想定密度 800kg/m^3 の10%までの変化は、残存燃料量における0.1%までの変化に相当する。検知可能残存燃料量は、 C_m の挙動に関する情報を得る上で適切なものである。さらに、

y=±10cmの位置に2つの線源を、そのそれぞれの反対側に検知器を配置した場合、局所検知感度は、2台の検知器をお互いに向き合うよう配置した場合の全中性子計数法におけるのと同様になる。しかし、この手法の欠点は、バスケットを水の中に沈める必要があることである。

1.1.3 遅発中性子計数法

直径50cmの乾燥バスケットをPEで取り囲み、そのバスケットから3cm離れたPE領域を、Cf-252線源(5×10^9 n/秒)の照射位置とする。鉛で遮蔽された感度10cpsの6台の検知器(図1-4を参照のこと)は、線源位置の反対側に半円形状に配置される。

このシステムは、60秒間の照射サイクル、5秒間の崩壊、30秒間の計数時間で運用され、1か所の位置に対して10回繰り返される。カールスルーエ原子力研究所(KfK)で実施された開発に基づいて作成した表1-4には、 3σ 基準での燃焼度別の核分裂物質計測結果の感度と精度が示してある。高燃焼度燃料を除き、精度は全燃料質量の0.1%未満である。

1.2 英国で開発された手法

英国における再処理操業を支援するために、主にセラフィールドの研究開発部門とUKAEAのハーウェル研究所で、NDA計測装置の開発が継続的に行われている。全てのNDAシステムは、技術の進展に伴って定期的に更新されている。

1.2.1 セラフィールドの加工屑(Swarf)インベントリ・モニター

加工屑インベントリ・モニターは、マグノックス炉用燃料の解体に伴って生じる被覆材廃棄物のウラン含有量を見極めるものである。このモニターは、高分解能ガンマ線分光分析手法の利用形態としては珍しい部類に入る。このモニターでは、被覆廃棄物を検査し、存在する如何なる燃料の照射をもガンマ線比やCs-137の絶対放出量から見極めるために、高純度ゲルマニウム検知器を使用している。燃料からの照射データを使用して、ウラン1g当たりのCs-137放射エネルギーが計算され、これを用いて被覆廃棄物中に存在するウランの質量が計算されることになる。自己遮蔽の補正は、粒子の大きさを考慮して行われる。

加工屑インベントリ・モニター(SIM)では、高分解能ガンマ線分光分析器(HRGS)を

使用しており、屋根からのコリメータを通じて分別トレーにあるマグノックス炉用燃料加工屑を検査する（図1-5を参照のこと）。加工屑に関連した使用済ウラン燃料の質量と放射性核種インベントリの計測は、加工屑収納ビンの方向に加工屑が押されていく前に直ちに実施される。基準限度を上回る燃料の質量が検出された場合、どのような識別可能な燃料片であっても、それを取り除くために、「高燃料」警報が操作員に報じられる。回収された如何なる燃料片も、化学分離のための解体燃料のプロセスに送られることになり、これにより、廃棄物加工屑に同伴する燃料損失を最小限に食い止められることになる。「高燃料」警報が発せられた後、このモニターは、分別トレーの残留核種インベントリを見極めるために再計測を自動的に行うことになる。一杯になった加工屑収納ビンが隣接する廃棄物封入プラントに搬出される際、このモニターは、そのビンにおける全インベントリを計算する。廃棄物として処理されるウランの量は、SNM計量管理帳簿に記入するために使用される。

ウラン燃料量と放射性核種のインベントリは、表1-5に示してある放射性核種の計測放射能から計算する。これらと、燃料片に含まれる他の核分裂生成物放射性核種とニモニック製バネといった鋼製コンポーネントにおけるCo-60による放射化とが、計測ガンマ線スペクトルを構成することになる。各加工屑計測後の空の分別トレー計測により決定されるバックグラウンド放射能を使用してガンマ線スペクトルを補正し、そのエネルギー範囲500から1600KeVの正味フォトピークが決定される。

放射性核種インベントリ計算コードFISPINから得られる照射量とCs-137比放射能(Bq/g(U))との関係は、燃料の質量を得るために、計測Cs-137と $Ru-106 \times Cs-137 / (Cs-134)^2$ から決定される照射量と共に使用される。

照射量に対する若干の補正をするためと計測不能核分裂生成物放射性核種の推定に必要な冷却期間は、Zr-95/Ce-144とCs-134/Cs-137の二つの比から計算される。29種の計測不能放射性核種の放射能は、これらの放射能をCs-137の放射能と関連付ける固定曲線、計測照射量及び冷却期間を使用して推定される。

この放射能計測手法に組み込まれている他の特徴としては、エネルギー依存相対ガンマ線検知効率補正及び様々な大型の燃料屑の影響を考慮してCs-137フォトピーク検知効率を補正するための自己減衰補正がある。この後者の補正計算ルーチンには、二種類の粒子の混合物として、分別トレー上に存在する燃料サイズの分布を代表させたものを与えることになる。この二種類の粒子の一つは、放出ガンマ線を減衰させない

微細粒子を意味する厚さゼロのものであり、他のものは、燃料棒のおよその直径（30 mm）までの有限の厚さを持ったものである。

性能評価結果からは、搬出された加工屑収納ビンに割り与えられた燃料質量値の精度は±8%の範囲であることが示されている。

1.2.2 THORPのハル・モニター

THORPで発生するハルは、封入プラントEP2に搬出され、そこでコンクリート母材と共にドラム缶詰めされてから、中間貯蔵施設に引き渡されることになる（図1-6の中央上部を参照のこと）。ハルのモニターは、全ての再処理施設の場合と同様に、以下のために実施される。

- (1) 浸出ハルの以後の処理における臨界安全を保証するため
- (2) ハル内に残留している核物質が、中間貯蔵及び最終処分限度を満足していることを保証するため
- (3) 顧客と国の規制機関に放射能インベントリ情報を提供するため
- (4) 保障措置と物質計量管理のデータを提供するため

計測は、計測カラーを通して螺旋状に垂直方向に移動するバスケット（直径700mm、最大充填高さ2,300mm）で行われる。

THORPのハル・モニター（図1-7と図1-8を参照のこと）は、3種類の計測技術、すなわち、(i)パッシブ中性子計測法、(ii)高ガンマ線分解能分光分析法、(iii)アクティブ中性子呼び掛け法を使用している。

ハルの残存核分裂性物質含有量は、中性子発生器と微分ダイアウエー手法を使用したアクティブ中性子呼び掛けにより計測される。残存燃料含有量は、パッシブ中性子計測法による結果と、ヘッドエンド中央計算機からの核分裂性物質質量データと他の情報を組み合わせて決定される。この情報は、放射能インベントリ情報の一部を得るために、パッシブ中性子計測結果と燃料インベントリ計算結果と共に使用される。放射能インベントリの残りの部分は、高分解能ガンマ線分光分析結果に基づいて決定される。

ハル・モニターにおいては、重水素-トリチウム(D-T)中性子発生器から発生する15 Hzで90 μ 秒幅の14MeV中性子パルスが、計測カラーの周りのキャビティ内に注入される。各中性子発生器パルスからの中性子が最初に放出された後、計測キャビティ内の

高速中性子束は、中性子が熱中性子化、吸収あるいはキャビティから漏出するに従い、急速にダイアウエーしていく。しかし、キャビティ内に核分裂性物質が存在していると、誘起核分裂による中性子が発生するために、この中性子束崩壊比が遅くなる。このことから、ダイアウエー期間における積分高速中性子束を計数することで、核分裂性物質の質量を計測することが可能になる。図1-9には、高速中性子束崩壊の事例が示してある。

残存燃料含有量を見極めるために、主に $Cm-244$ 自発核分裂中性子を対象にしたパッシブ中性子計数が、DDAで計測された核分裂性物質含有量、フィードポンドの燃料監視計測から得られた初期濃縮度及び冷却期間と共に使用される。この手法は、計測対象物質の平均照射量に関連したパラメータを得るために、冷却期間補正パッシブ中性子放出と核分裂性物質含有量を使用する。これと初期濃縮に関する知見とを一緒にするすることで、明らかにすべき核分裂性物質の単位重量(g)当たりの燃料含有量が得られ、それにより、燃料の総質量が得られる。核分裂性物質標準試料からの既知質量と計測核分裂性物質質量値とを図示したものが、図1-10に示してある。3 σ で30%の計測誤差は、燃料の位置や母材の変化に起因した系統誤差によるものが卓越している。検知限界は、浸出BWR用燃料ハルの600kgバッチにおいて、典型的には、U-235換算核分裂性物質で6gである。HRGS計測は、Cs-134、Cs-137及びEu-154を使用する独立した燃料含有量計測を提供し、従って、全体としての溶解槽における異常操作の多様な指標を得られることになる。さらに、ガンマ線スペクトルは、「計測可能な」放射性核種の量に関する直接的な示度を与えることになる。

他の計測不能放射性核種は、DDAで計測された核分裂性物質質量とパッシブ中性子計数、冷却期間、照射量、全放射性核種インベントリを与える燃料インベントリ計算コードからのデータとを組み合わせることで推定される。

ハルを入れたバスケット内のウランとプルトニウムの質量の直接計測は不可能であることから、バスケットからのパッシブ中性子放出量と質量との理論的相互関係が使用された。このために、推定総中性子放出率と核分裂性物質質量と共に、求める量の理論的推定値を得るための大規模なデータベースが構築されることになった。燃料照射量、定格、初期濃縮度及び原子炉取り出しからの冷却時間に対する一覧が策定された。計算は、照射燃料インベントリ計算コードFISPINを使用して行われた。

一般に、相互関係は、以下の式で示される。

$$W' = \alpha_0 + \alpha_1 \ln N' + \alpha_2 (\ln N')^2 + \dots + \alpha_n (\ln N')^n$$

ここで、 W' は全核分裂性物質質量で除した特定の求める質量（例えば、全プルトニウム質量）、 N' は全核分裂性物質質量で除した全パッシブ中性子放出率である。あてはめ手順での残差を低減するために、燃料の初期濃縮度と冷却期間を知っておく必要のあることが明らかになった。上記の式での相互関係は、濃縮度での1次多項式、冷却期間でのk次多項式にあてはめられた（図1-11と1-12を参照のこと）。これは、数学的には完全なデータセットに、以下に示す式をあてはめることに、相当するものである。

$$W' = \sum_{i=0}^{l=n} \sum_{j=0}^{j=l} \sum_{k=0}^{k=m} h_{ijk} (\ln N')^i E^j T^k$$

ここで、 E と T とは、それぞれ、燃料の初期濃縮度と冷却期間である。

この手順では、10%未満でいくつかの逸脱を伴うが、ほとんどのデータセットにおいては、数%のあてはめ精度を示した。もちろん、この結果の最終的な正確さは、パッシブ中性子放出率と核分裂性物質質量における計測の正確さに基本的に左右されることになる。

1.2.3 ドンレーFBR再処理プラントの前処理廃棄物分析システム(NDA5)

高速増殖炉(FBR)燃料サブ集合体には、それぞれが直径5.48mm、長さ2.25mの燃料ピンが325体納められており、それらをステンレス鋼製のカバーが覆い、グリッドにより一定間隔で支持されている。この燃料ピンを溶解するためには、まずカバー集合体の部分を撤去し、それから、ハニカム構造のグリッドから個別のピンが取り出されることになる。その後、この燃料ピンは、長さ1インチのスラグに剪断され、溶解槽に移されることになる。溶解し洗浄した後、バスケットは「燃料分析ケープ」内の中性子呼び掛け施設(NDA5)に移される。その後、溶解溶液は、照射中に生成される核分裂生成物合金といった不溶解成分を除去するために遠心分離処理されることになる。これらRh、Pt及びTcの合金には、相当量のプルトニウムが含まれている。遠心分離ボールとその内容物のプルトニウムも、中性子呼び掛け設備を使用して分析される。従っ

て、各FBRサブ燃料集合体から、(i)ステンレス鋼製カバー、(ii)浸出ハル、(ii)遠心分離ボールといった不溶解成分の量を左右する高ガンマ線放射性廃棄物が発生する。

これら固体廃棄物は、その後の再処理操作により生じる他の廃棄物と一緒に、他の再処理施設には無い計測上の問題を引き起こすことになる。燃料中のプルトニウム含有量が大きいためにキュリウム同位体が生じ、パッシブ中性子計測手法の適用を難しくしている。さらに、廃棄物の放射化と核分裂生成物の両者による高いレベルのガンマ線のために、中性子呼び掛け技術に厳しい計測上の条件が提示されることになる。

統合固体廃棄物計測システムが、1978年以来ドンレーで運用されてきている。このシステムには、各特定の廃棄物の流れを計測する目的で設計された全部で11のNDAシステムから構成されており、プロセス制御を維持するためと、廃棄物が適切な貯蔵施設に搬出するために使用されている。以下に示す二つのシステムは、NDA5施設でハルを監視するために1978年以来使用されてきている。

- (1) 元々のシステムは、遅発中性子を計測するために、14MeVの中性子を発生するフィリップ(Philip)社製タイプPW5320のシールド管中性子発生器と5台のBF3検知器から構成されていた。鉛とポリエチレンで入射中性子エネルギーをU-238における1MeV核分裂閾値未満に調整することで、この手法は核分裂性物質含有量を直接計測することを可能にしている。原子炉の操業履歴、燃料中における他の同位体の崩壊と内部発生が異なることに起因した不確かさが大幅に低減され、これらが大きな問題にならなくなったことから、パッシブ中性子又はガンマ線計測結果と比較し、より正確な核分裂性物質の見積が得られるようになっている。1000Ciを越えるガンマ線レベルの存在で核分裂性物質1gという要求感度を達成するためには、少なくとも出力 1×10^{10} n/秒の中性子発生器が必要である。これは、Pu-239とU-235からの遅発中性子収量が小さい(表1-6参照)ためと、未分離燃料からのバックグラウンド放出量が高いためである。高速炉燃料再処理からのウラン溶解ハルの測定に係わる経験から、 $\pm 16\%$ (2σ 限度)の精度が、このタイプの装置で得られている。
- (2) フィリップ社製シールド管中性子発生器が、1984年にカリフォルニウム・シャッフラーと交換された。(i)廃棄物中にキュリウム同位体が存在するために核分裂性Pu-239の直接計測が必要であること、及び(ii)Cm-242とCm-244同位体からの即発核分裂中性子放出量がPu-240からのものよりも一般に10倍程度大きい

ことから、このアクティブ呼び掛け計測手法が選択された。

同システムの概略図が、図1-13に示してある。このシステムは、8つの水平に装着された内張り炭素（直径25mm、実長260mm）で構成されている。直径250mmの鉛遮蔽計数ウエルの各々の側に、4台のHe-3比例計数管がウエルの接線方向に装着されている。このシステムは、Cf-252中性子発生源によるPu-239の核分裂から生じる短寿命生成物の崩壊による遅発中性子を計測する。このカリフォルニウム中性子源は、テレフレックス製ケーブルの一方の端に取り付けられており、ステッパーモータを使用して照射と貯蔵位置の間を移動する。試料が照射されると、この中性子源は、中性子計測を行った直後に貯蔵位置に移動する。このシステムはマイクロ計算機により制御されている。

典型的なアクティブ分析手順では、計数ウエルの上部における浸出ハルを格納した溶解槽バスケットの位置決めが係わってくる。このバスケットは、最初のセグメントに対する呼び掛けのために自動的に下降してくる。バックグランド計測が、対象セグメントからの即発核分裂と(α, n)反応の寄与を見極めるために、120秒間にわたり行われる。その後、Cf-252中性子源による物質への照射が8秒間行われ、中性子源が貯蔵位置に戻ることになる（移動時間は約0.8秒）。核分裂Pu-239からの生成物の僅かな量（1%未満）の崩壊に伴う遅発中性子が、6秒間にわたり計測される。この照射と計数の手順は、10回にわたり繰り返し行われる。その後、この溶解槽バスケットは自動的に90mm上昇し、それから上記の手順が繰り返されることになる。全部で10のセグメントに対して計数が行われる。その後、得られた結果は、対象廃棄物自身と同じ母材から製造された特性が把握されている標準試料の分析から得られた校正値と比較されることになる。

1.3 フランスで開発された手法

1.3.1 ラ・アーク再処理プラント

ラ・アーク再処理プラントで利用されている計測手法と技法とは、1980年代初めに開発され、CEAのカダラッシュ・センターのDanaideとPrometheeの両施設で広範に認証されたものである。ハルを格納しているドラム缶は、以下の目的のために（UP2とUP2-800とで二種類の異なる手法を使用して）計測されている。

(1)臨界面の理由：セメント注入時及び貯蔵中での未臨界条件を保証するために、

残存燃料の質量は、最初における燃料質量の3.5%未満にしなければならない。

(2)保証パラメータの遵守：分析システムにより、ハルのアルファ及びベータ放射能が貯蔵基準を満足していることを確認しなければならない。

-Cs-137の放射能 < 63 TBq (1,710 Ci)

-Sr-90 + Y-90の放射能 < 52 TBq (1,400 Ci)

-半減期が50年を超える放射性核種のアルファ放射能 < 0.9 TBq (24 Ci)

-Puのアルファ放射能 < 0.6 TBq (16 Ci)

-Cmのアルファ放射能 < 2 TBq (54 Ci)

-Pu-241のベータ放射能 < 20 TBq (550 Ci)

(3)識別書式要件の遵守：分析システムにより、ハルを格納した各ドラム缶に対して記入する必要があるウランとプルトニウムの質量や全ベータ-ガンマ放射能といったパラメータを見極める必要がある。

パッシブ中性子計数法とアクティブ中性子呼び掛け計測法の両者が、以下に示す理由から、ラ・アグ再処理プラントの「ポスト7」（計測ステーション7）では組み合わされている。

(1)ガンマ線放出量の計測が、(i)ドラム缶の大きさ（800リットル）、(ii)高いガンマ線放射能、(iii)ハルのガンマ線エミッターを含有する、といった理由から不可能である。

(2)燃料の燃焼度が燃料剪断前に、高精度で計測されていたとしても、ハルに含まれる残存燃料の燃焼度は正確には分からない。パッシブ中性子計数法しか使用しないと、この不確かさのために若干の誤差が生じる可能性がある。

(3)残存核分裂性物質の質量を計測するアクティブ中性子呼び掛け手法は、パッシブ中性子計数法に比べて、同位体組成の不確かさに対する感度が低い。

UP3ではCf-252シャッフラーが利用されているが、UP2-800では14MeV中性子発生器が導入されている。この14MeV中性子発生器には、シャッフラーに比較して計測時間が短いという長所があり、 2×10^8 n/秒の連続放出率と 2×10^{11} n/秒の最大放出率のものである。シールド管の寿命は、1,000時間を超えるものである。

UP3の「ポスト7」計測チャンバーが、図1-16に示してある。キャビティの高さは2mで、上部に18台のHe-3計数器（有効長さ1m）が、下部にも別の18台のHe-3計数器が導入されている。厚さ10cmの鉛により、核分裂性物質と放射化物質に伴う高いガンマ

線量率(50Gy/時)からHe-3計数器が保護されている。

二つの高強度Cf-252線源 (3×10^9 n/秒の放出率の) が、ハルを格納したドラム缶に入射される核分裂を均質化するのに使用され(図1-17を参照)、別の二つのAm-Be線源が、各ドラム缶計測前後における中性子検知チェーンの体系的制御のために使用されている。

液体窒素ユニットが検知器を冷却するために使用されているが、これは5日のオートノミーのものである。ハルを格納している22体のドラム缶を対象にした計測結果が、表1-7に示してある。

最初の10体のドラム缶(番号1から10までのもの)は、平均燃焼度15,000Mwd/MTUの燃料に対応するものであり、番号11から22のドラム缶には、平均燃焼度30,000Mwd/MTUのPWR用燃料の再処理に伴い発生したハルが格納されている。計数時間は、1,000c/秒の最大パッシブ中性子計数において3時間のオーダーである。残存燃料の質量(図1-18を参照)は、最初の燃料の質の0.035%のオーダーであり、その標準偏差は0.008%である。すなわち、規制上限閾値よりも100倍低いものである。この結果の分散レベルは約20%で、各ドラム缶に格納されているハルの特性と質量とがそれぞれ異なっていることを考慮すれば低いと言える。

ここに示してある結果には、計測の不確かさが考慮されている。すなわち、計算値を2倍してある。この計測の不確かさは、ドラム缶内における中性子エミッターと核分裂性物質の空間分布における不確かさに主に起因したものである。運転側では、この手法の正確さ(3時間の計測で、33,000Mwd/MTUの燃焼度の燃料における核分裂性物質の 4σ 検知限度は1g)は、計量管理目的ばかりでなく、安全目的(例えば、廃棄物処分に定められている核分裂性物質最大含有量よりも低いことを保証)においても十分なものであると考えている。

査察官は、計測信号の偏差データを得ており、ハルを格納しているドラム缶の定置ステーションへの移動を追跡することもできる。

1.3.2 CEN-カダラッシュでの開発

開発されたパッシブ/アクティブ計測システムは、貯蔵規制(100nCi/g)への対応を踏まえて、 4σ 検知限度が約1nCi/gのものである。ラ・アーク再処理プラントで利用されているソフトウェアは、如何なる計測結果も過小な見積値でないことを証明す

る「保証値」を得る目的で設計されている。パッシブとアクティブ中性子呼び掛け計測手法の両者とも、計数統計 (2σ) を加え、「空間分布補正係数」を乗じて最初に補正されることになる。この空間分布補正係数は、均質な空間分布での測定と最低の信号が得られるアクチニド核種空間分布での計測結果との比として定義される。その後、これら補正済計数率は、「最悪ケース」だけを検討するソフトウェアに入力される。この「最悪ケース」に代わり「最善の見積」を得るために、新たなアルゴリズム (Simenon, Simplex) が開発された。また、このアルゴリズムでは、残存物質の偏在に伴う不確かさを低減するために、He-3計数器により得られる12の信号も使用している。

カダラッシュのPrometheeセル (図1-19を参照) は、微分ダイアウエー手法を開発するために改良されてきている。高さ2mのキャビティの三方向の壁は、3台の計数器 (即発中性子検知用の) から成る6つのブロックから構成され、別に18台のパッシブ計数用計数器も装着されている。この三つの内壁は厚さ10cmの鉛で、正面の扉はポリエチレンでできている。このような配置 (黒鉛の壁を使用しない) により、高い表面線量のドラム缶 (最大で100Gy/時まで) に対する計測が可能になっている。この検出限界 (燃料の燃焼度と共に大きくなる) は、UO₂燃料 (33,000MWd/MTUの燃焼度で) において核分裂性物質約100mg、MOX燃料 (40,000MWd/MTUの燃焼度で) において350mgと見極められている。非均質分布に起因した最大誤差は50%である。

CEN-カダラッシュのDanaideセル (図1-20参照) も、ハル計測のための手法の開発に使用されている。このセルにおいては、調整 (modulate) Cf-252線源が、可動式シャッターにより移動し、計数セル上部に配置されることになる。計測は、均質な分布を模擬するために、軸方向と水平方向の数か所に燃料ペレットを配置して行われる。Cf-252の迅速な移動と正確な位置決めを可能にするために、CEN-カダラッシュでは、シャッター用に固有の移動システムを開発し、その性能を確認している。このシステムは、回転ドラムの周りの螺旋状ケーブルを回転させるものである (図1-21参照)。2.106サイクル以上において、速度15m/秒で±0.5mmの位置決め性能が得られている。

表1-1 ドイツにおける浸出ハル監視のための中性子計測方法

手法	パッシブ中性子計数、乾燥バスケット	即発中性子計数、Cf線源、水中バスケット	遅発中性子計数、Cf線源、乾燥バスケット
残留燃料に関する解釈のための仮定	燃料と同一 Cm/U 比 ^(a)	燃料と同一 U/Pu 比 ^(b)	燃料と同一 U/Pu 比 ^(b)
燃料全体に対する感度	< 0.1%	~ 0.2%	≤ 0.1%
バスケット当たり測定時間	≤ 10分	20分	80分
バスケット最大径	> 80cm	50cm	60cm
ハル密度ならびに乾燥バスケット内の湿分 (0 ~ 4.5% ^(c)) の 10%変化の影響	残留燃料の ± 14%	燃料全体の 0.1%	残留燃料の ± 7%

(a)使用済み燃料エレメント・モニターによる使用済み燃料エレメントの測定が実施されなくてはならない

(b)使用済み燃料エレメントと同位体相関に対する測定値を用いると精度が 1.5 倍向上

(c)バスケット径：50cm

表1-2 パッシブ中性子ハル・モニターにおける漏洩率と相対検知器感度

(単位：%)

バスケット径 (cm)	湿分 (0%)	湿分 (4.5%)	湿分 (15 vol.%H ₂ O)	相対感度 (4.5%H ₂ O)
30	98.1	96.2	89.1	0.6
50	96.1	90.0	73.8	1.0
80	92.3	77.6	54.5	1.4

表1-3 直径50cmのバスケットにおけるパッシブ中性子ハル・モニターの最低検知可能
残存燃料含有率

燃焼度(GWd/tU)	4	8	14	21	> 21
残留燃料(%)3 σ 基準	0.3	0.12	0.1	0.05	< 0.05
計数時間(分)	10		5		
検知器数	8		4		

表1-4 直径50cmのバスケットにおける遅発中性子ハル・モニターにおける初期燃料に
対する百分率で示した正確さ

燃焼度 (GWD/MTU)	3 σ 基準残留燃料含有率				検出限界 (%)	ノイズ 5cps/検知器
	0.05%	0.1%	0.3%	1%		
4	0.001	0.002	0.003	0.007	< 0.001	0.014
8	0.002	0.003	0.005	0.009	< 0.001	0.017
14	0.005	0.007	0.012	0.022	< 0.001	0.021
21	0.012	0.018	0.030	0.056	0.003	0.027
28	0.029	0.041	0.071	0.129	0.02	0.036
35	0.067	0.080	0.139	0.253	0.05	0.048

表1-5 SIMにより計測される放射性核種

核種	半減期	主要ガンマ線 エネルギー (keV)	分岐比 (%)
Zr 95	64.0 日	724.2	44.1
		756.7	54.5
Nb 95	35.0 日	765.8	99.8
Ru 106(Rh)	1.02 年	511.9	20.7
		621.9	9.8
Cs 134	2.062 年	569.3	15.4
		604.7	97.6
		795.9	85.4
		802.0	8.73
		1365.2	3.04
Cs 137	30 年	661.7	85.2
Ce 144(Pr)	285 年	696.5	1.34
Eu 154	8.8 年	723.4	19.7
		1004.8	17.9
		1274.5	35.5

1-6 熱中性子核分裂からの遅発中性子エミッター

グループ No.	主要同位体	半減期 (年)	絶対グループ収率 n/10 Fission	
			U-235	Pu-239
1	Br ⁸⁷	56	51	2
2	Br ⁸⁸	25	36	19
	I ¹³⁷	16		
3	Br ⁸⁹	4.6	32	13
	I ¹³⁸	6.6		
	Rb ⁹³	5.6		
4	Br ⁹⁰	1.6	65	21
	I ¹³⁹	2.6		
	Rb ⁹⁴	2.7		
	As ⁸⁵	2.0		
	Sb ¹³⁵	1.9		
	Kr ⁹³	1.3		

表1-7 UP3/T1再処理プラントでのPWR用燃料ハルを格納した800リットルドラム缶の計測結果

No.	α 放射能(Ci)A>50y			$\beta \gamma$ 放射能(Ci)			質量(g)		(%)	(kg)
	A>50y	A Pu	A Cm	A 137Cs	A 90 Sr+Y	A 241 Pu	Pu 質量	U 質量	残留 質量	初期 U 質量
1	0.6	0.3	0.02	171	241	10.4	2	433	0.02	1850
2	0.9	0.5	0.03	199	279	16.1	3	697	0.03	2003
3	1.1	0.6	0.03	217	303	18.4	4	799	0.04	2151
4	0.9	0.5	0.03	224	314	15.4	3	675	0.03	2307
5	0.8	0.5	0.02	148	206	13.8	3	630	0.05	1384
6	0.9	0.5	0.02	199	279	15.3	3	700	0.04	2004
7	0.9	0.5	0.02	224	314	16.3	3	730	0.03	2309
8	1.1	0.6	0.03	235	329	19.7	4	868	0.04	2320
9	0.8	0.5	0.03	216	304	14.6	3	636	0.03	2305
10	1	0.6	0.03	178	252	16.6	3	710	0.04	1843
11	2.4	1.6	0.4	538	728	55	7	982	0.04	2754
12	2.4	1.6	0.4	528	710	45.6	6	818	0.03	2602
13	2.6	1.6	0.3	402	513	42	5	788	0.04	1992
14	2.2	1.5	0.3	476	637	40.3	5	656	0.03	2448
15	2	1.3	0.3	408	544	35.1	4	572	0.03	1989
16	2.4	1.6	0.4	469	626	45.5	6	762	0.03	2293
17	2.3	1.5	0.3	468	623	43.2	5	707	0.03	2299
18	2.2	1.5	0.3	386	510	41.4	5	731	0.03	2459
19	2.1	1.4	0.5	437	536	32.7	4	531	0.02	2300
20	2	1.3	0.3	434	582	37.7	5	662	0.03	2143
21	2.3	1.6	0.4	423	563	42	5	694	0.04	1998
22	2.7	1.7	0.3	516	705	42.6	6	874	0.03	2596

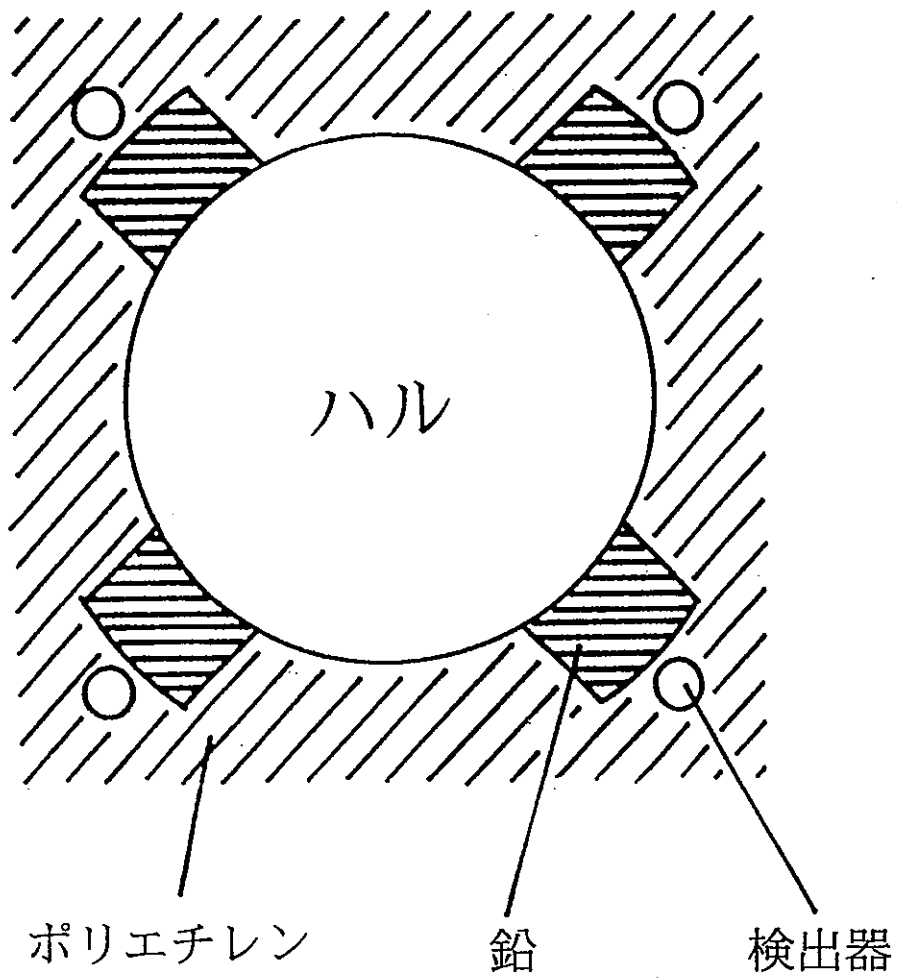


図1-1 パッシブ中性子ハル・モニター

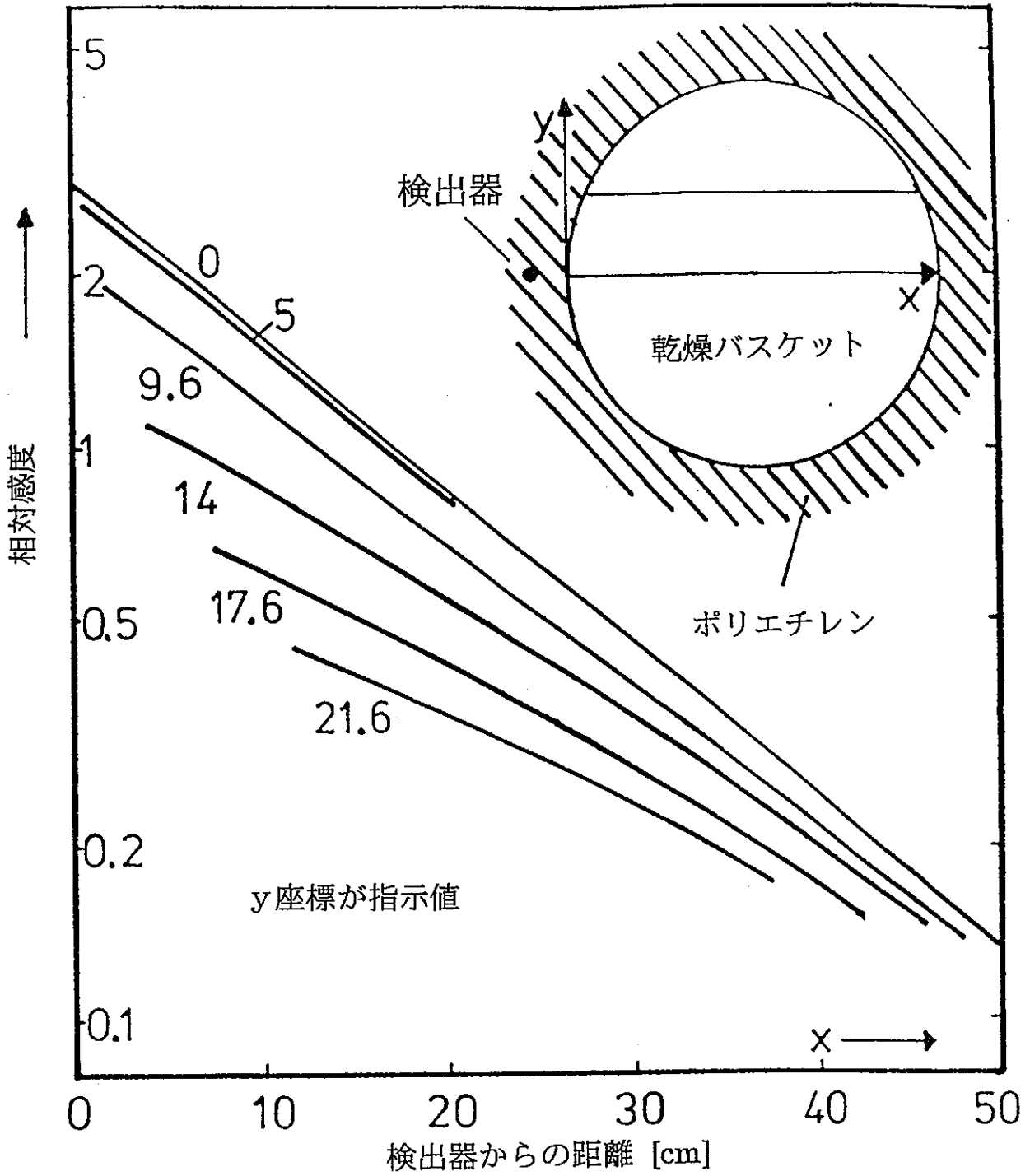


図1-2 直径50cmのバスケットにおけるパッシブ中性子計数法の感度

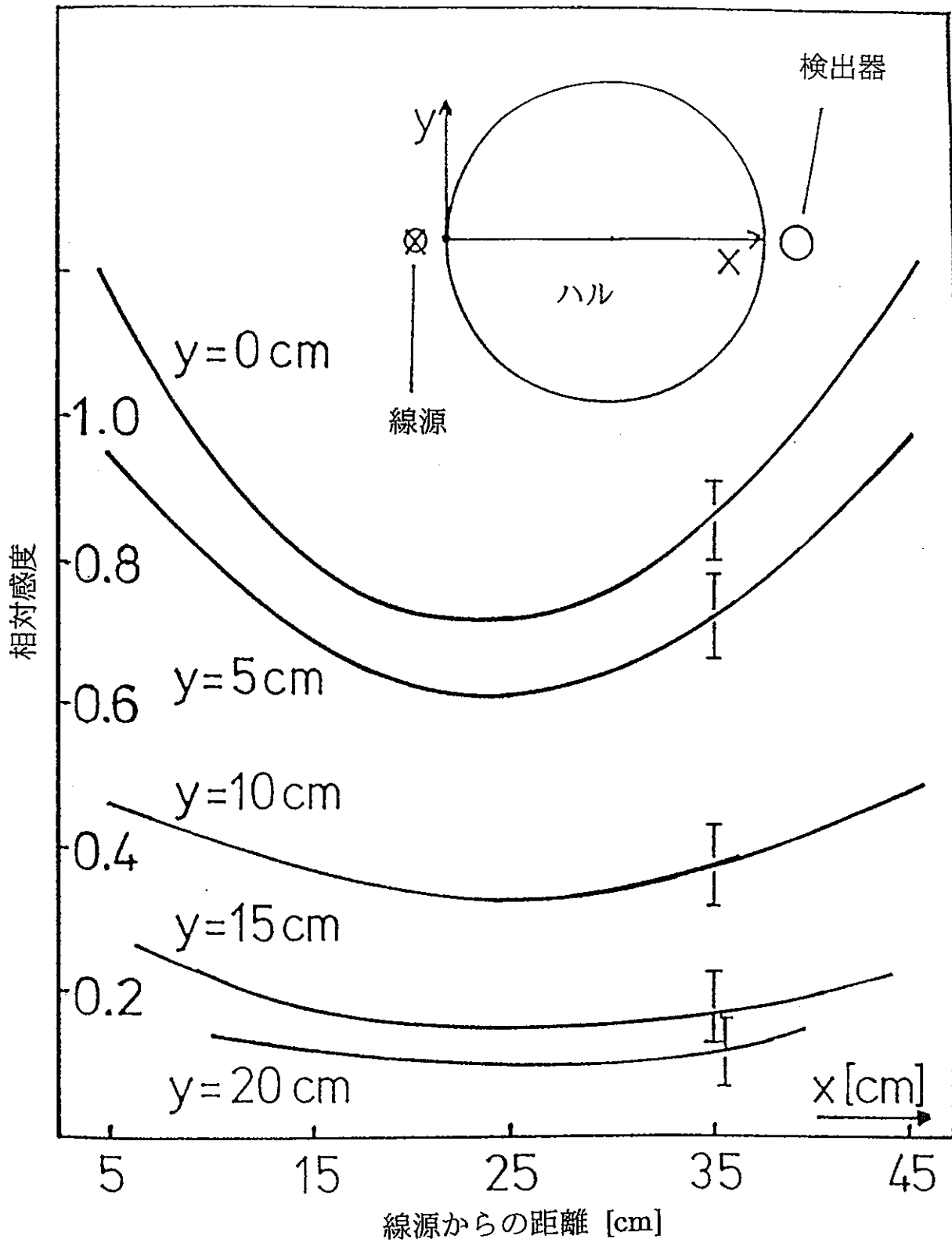


図1-3 水に沈めた直径50cmのバスケットにおける局所検知感度

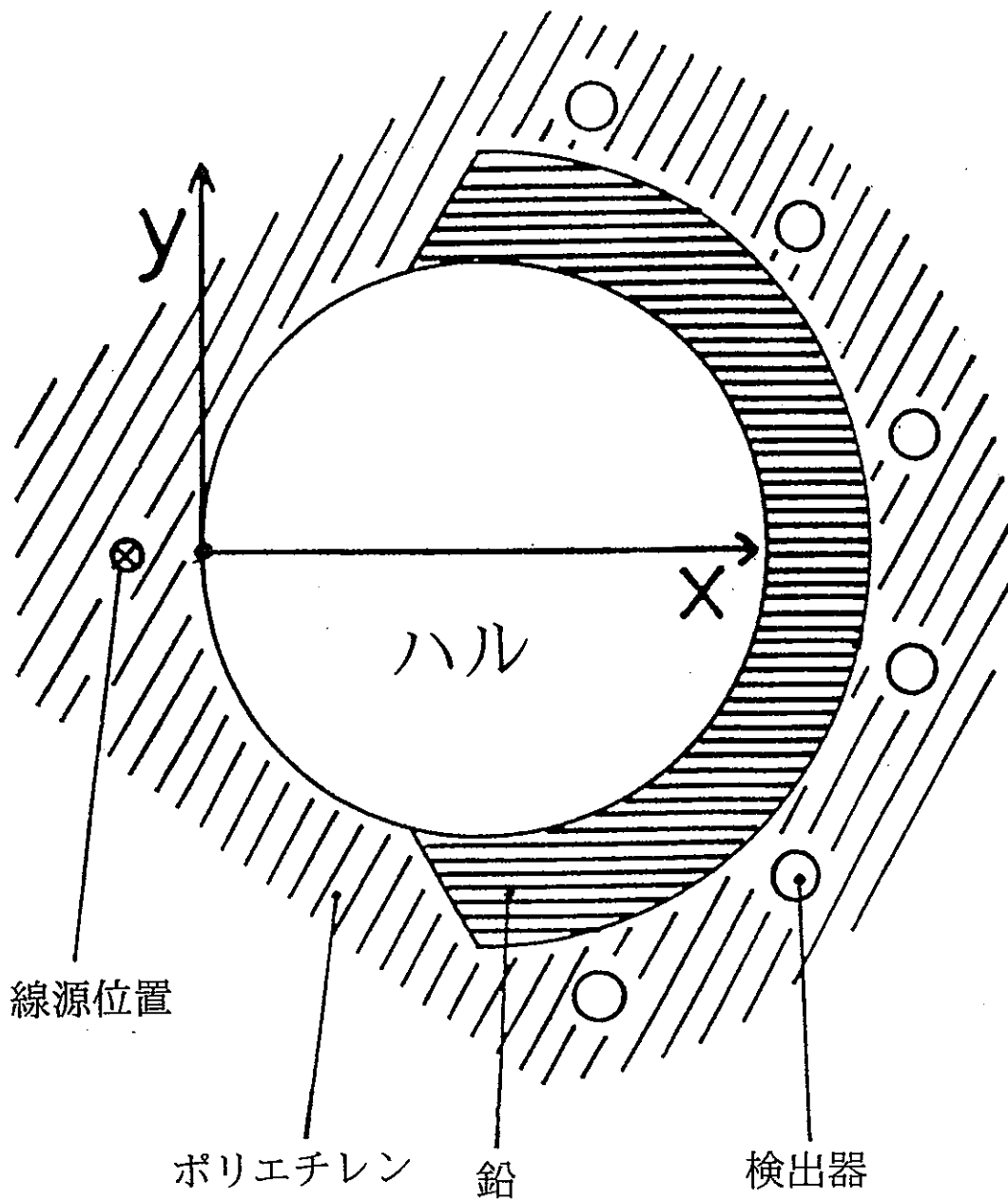


図1-4 遅発中性子ハル・モニター

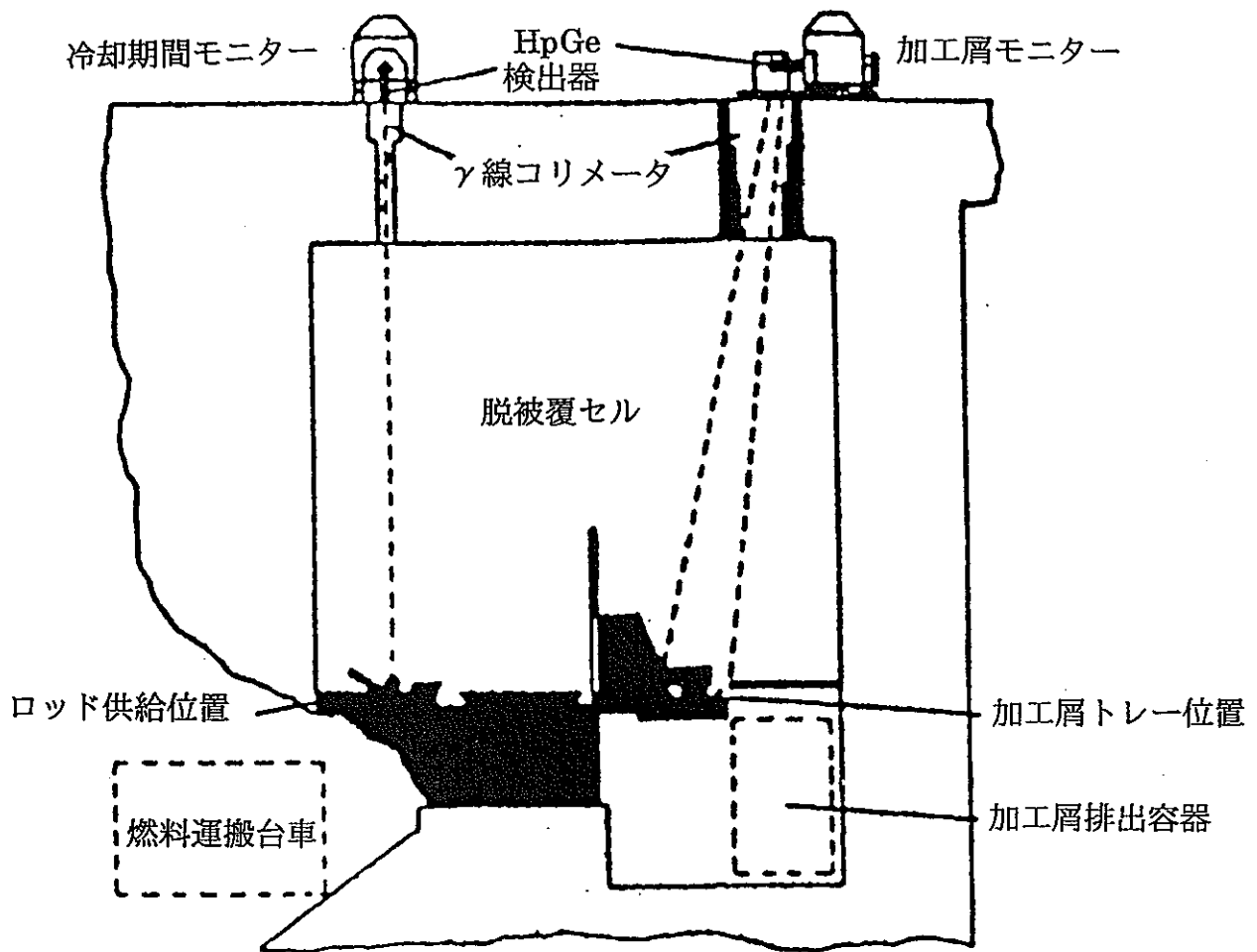
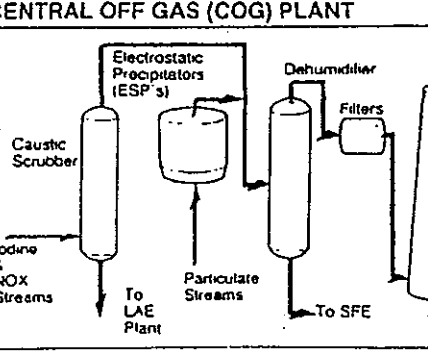
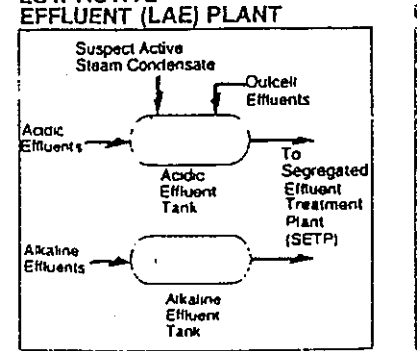
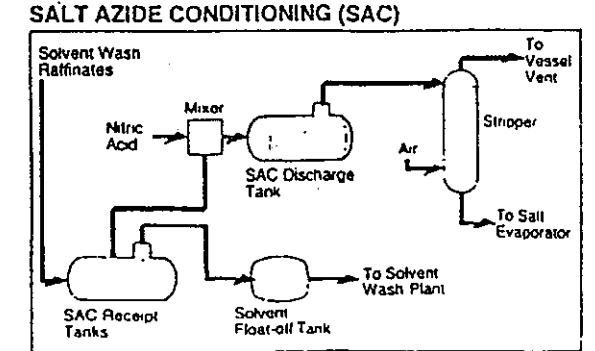
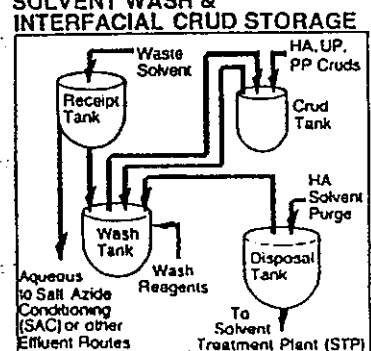
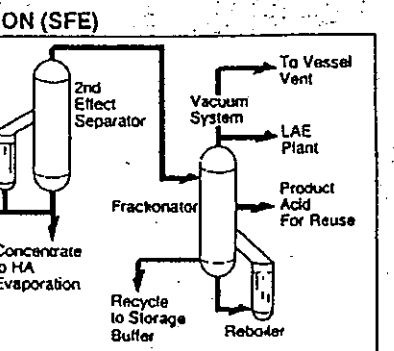
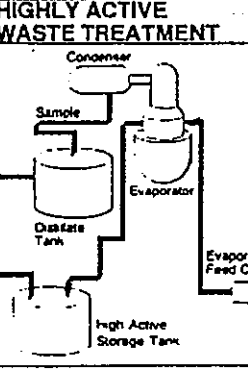
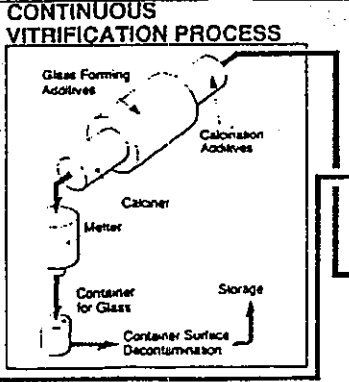
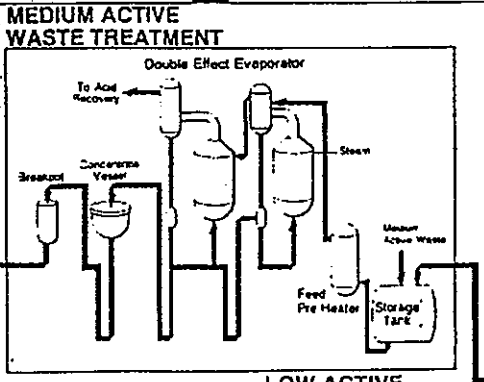
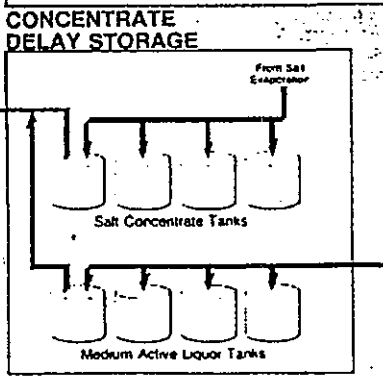
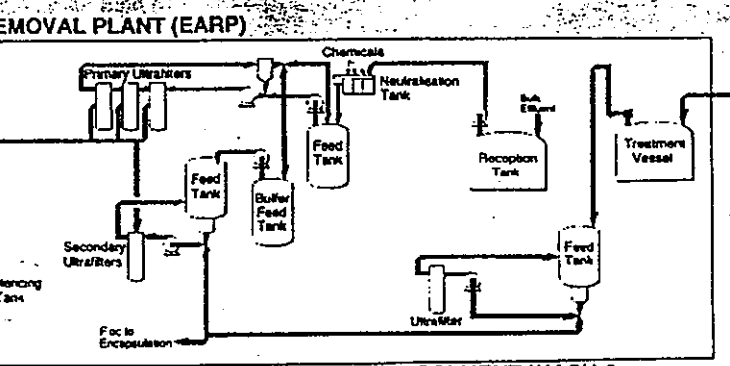
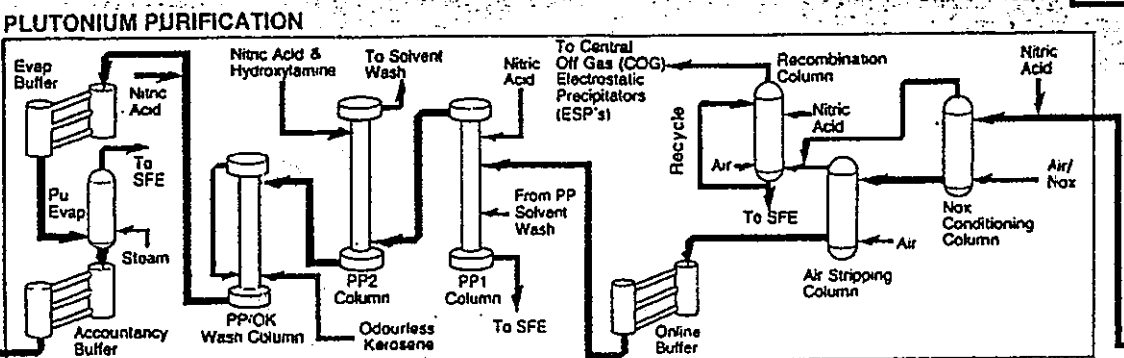
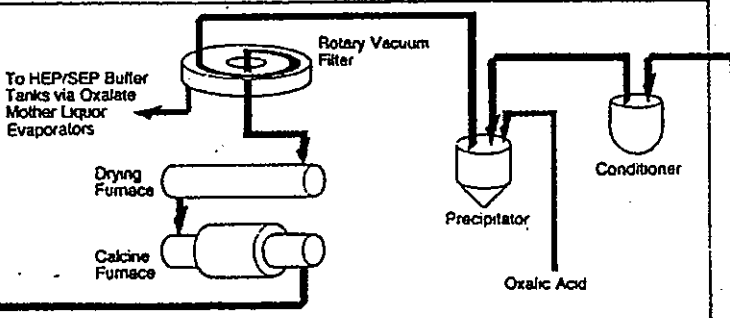
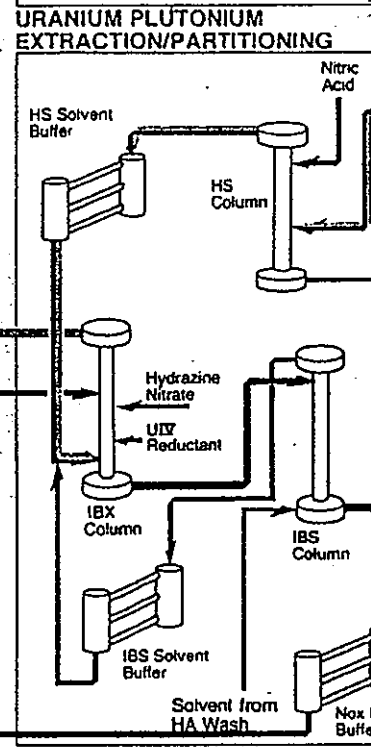
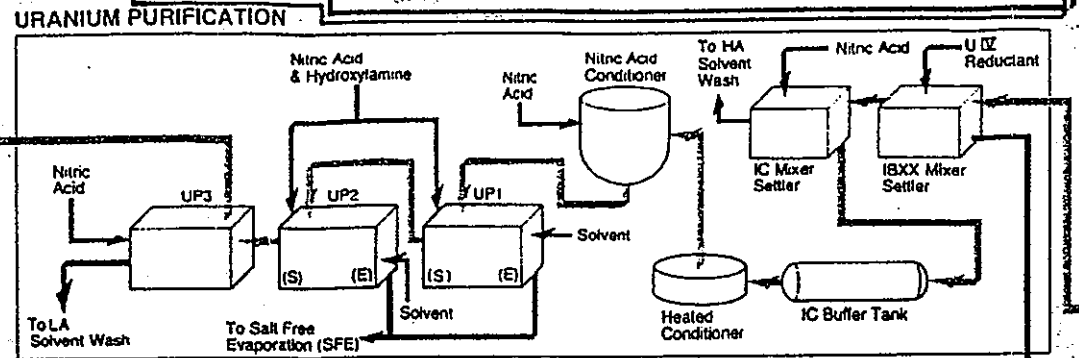
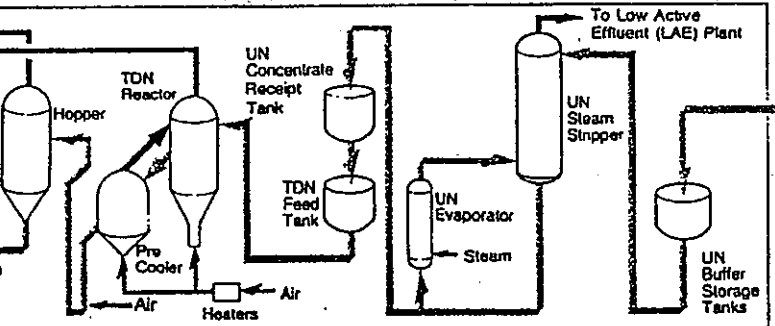
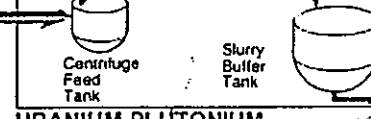
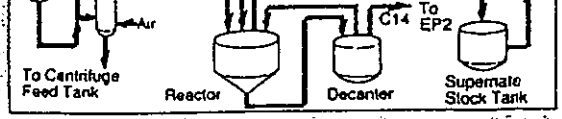
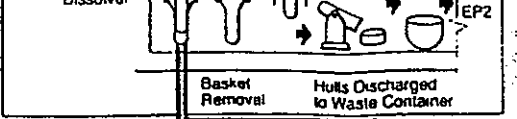
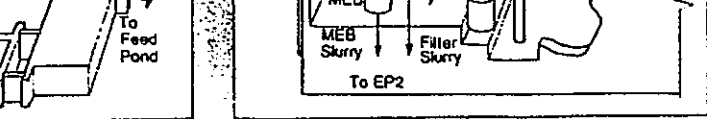
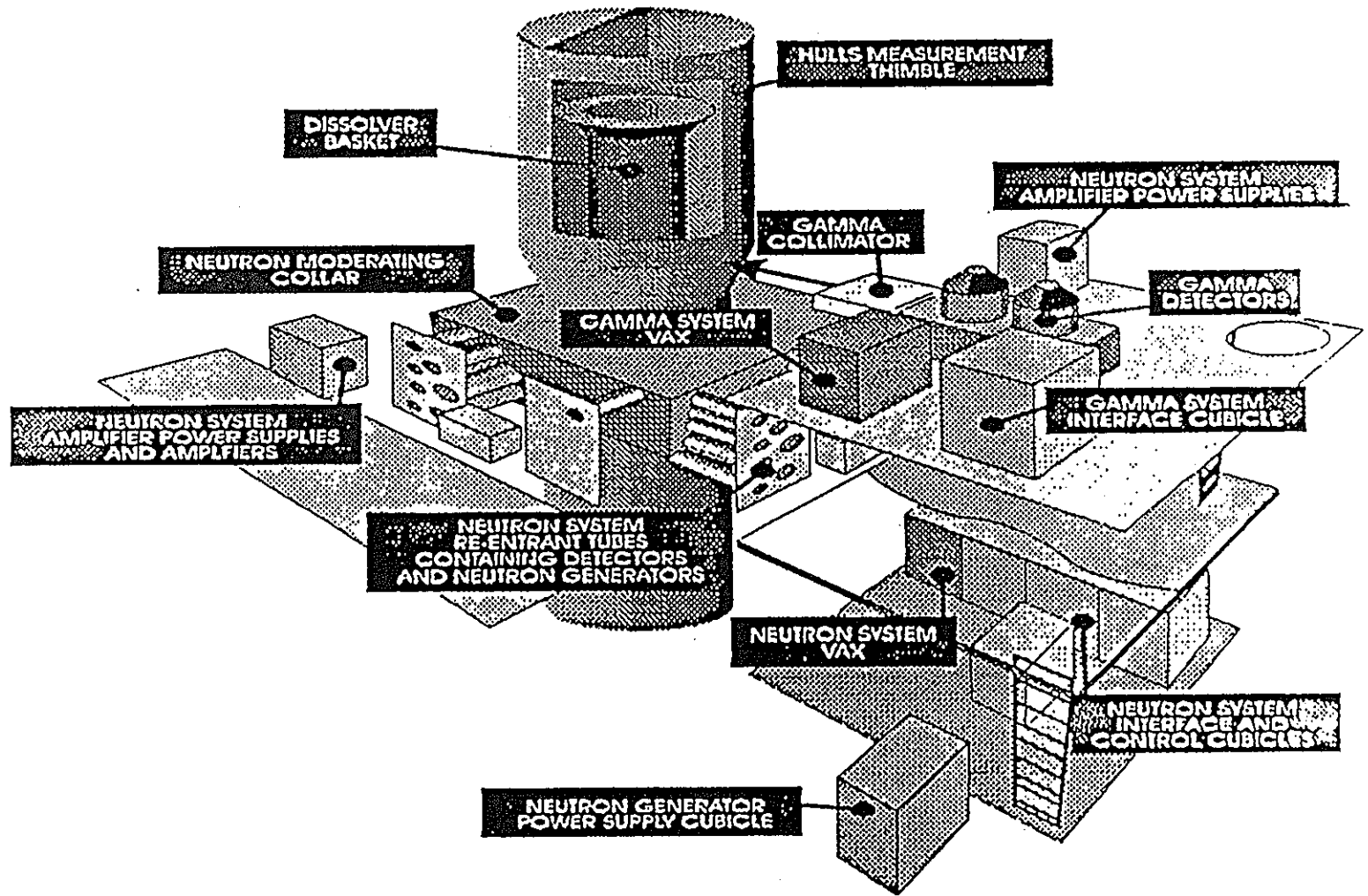


図1-5 FHP冷却期間モニターと加工屑インベントリ・モニターの物理的配置





- 1-23 -

図1-7 THORPにおけるハル・モニターの概略配置図

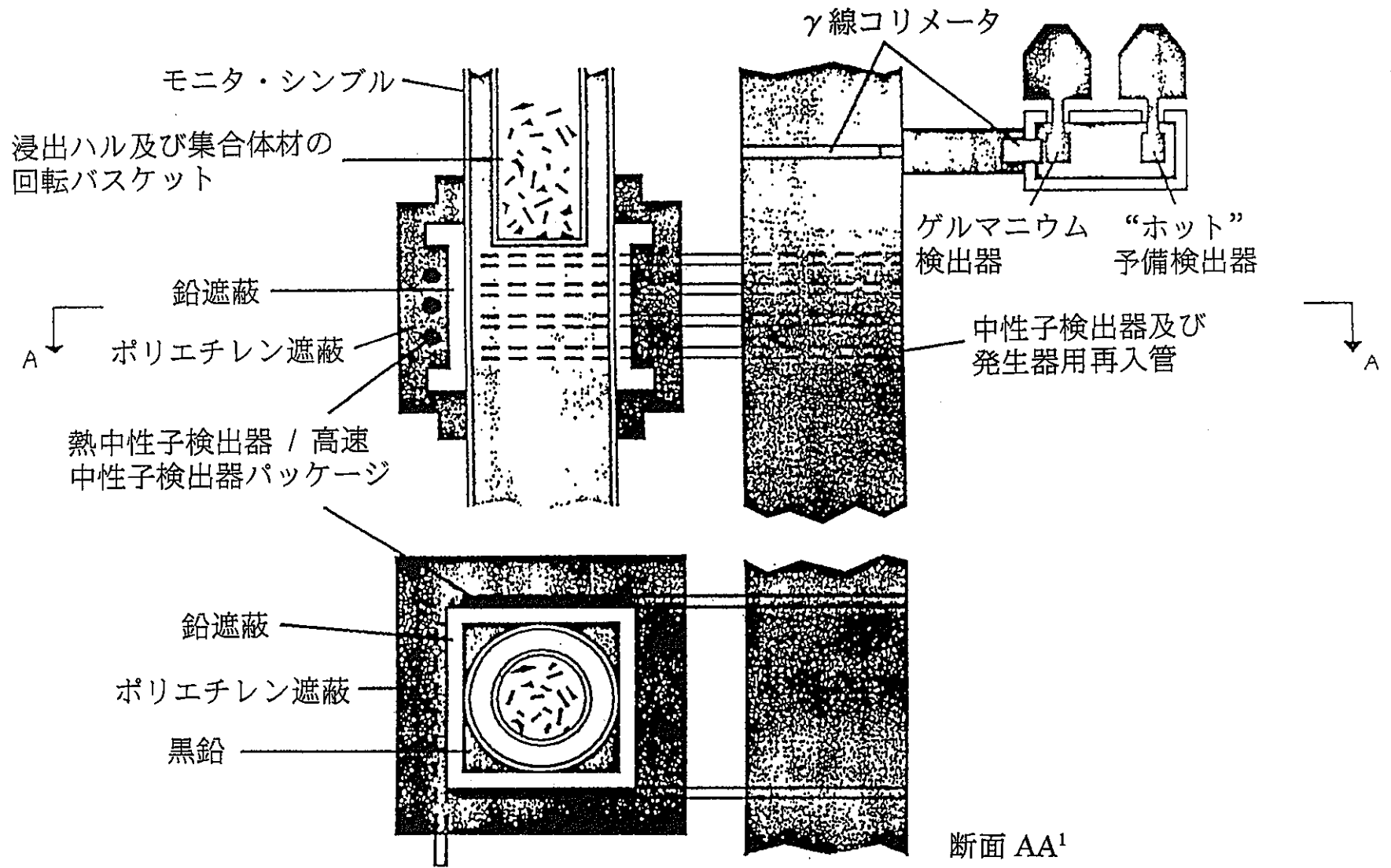


図1-8 THORPのハル・モニター

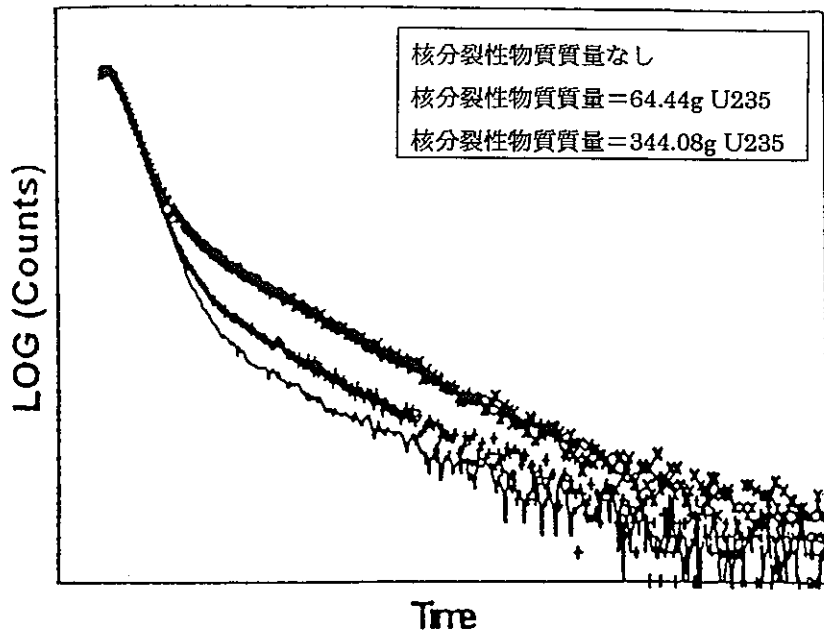


図1-9 ハル・モニターDDA計測キャビティでの高速中性子束の崩壊

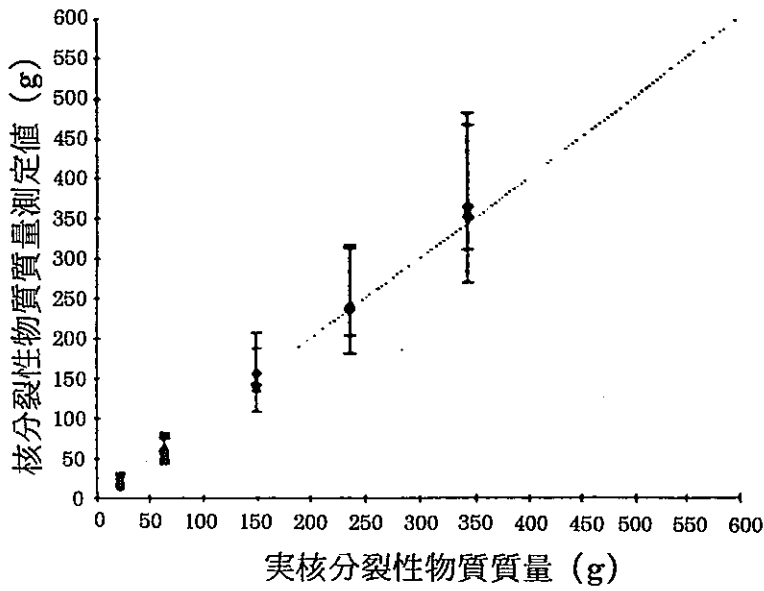


図1-10 ハル・モニターDDA校正計測チェック

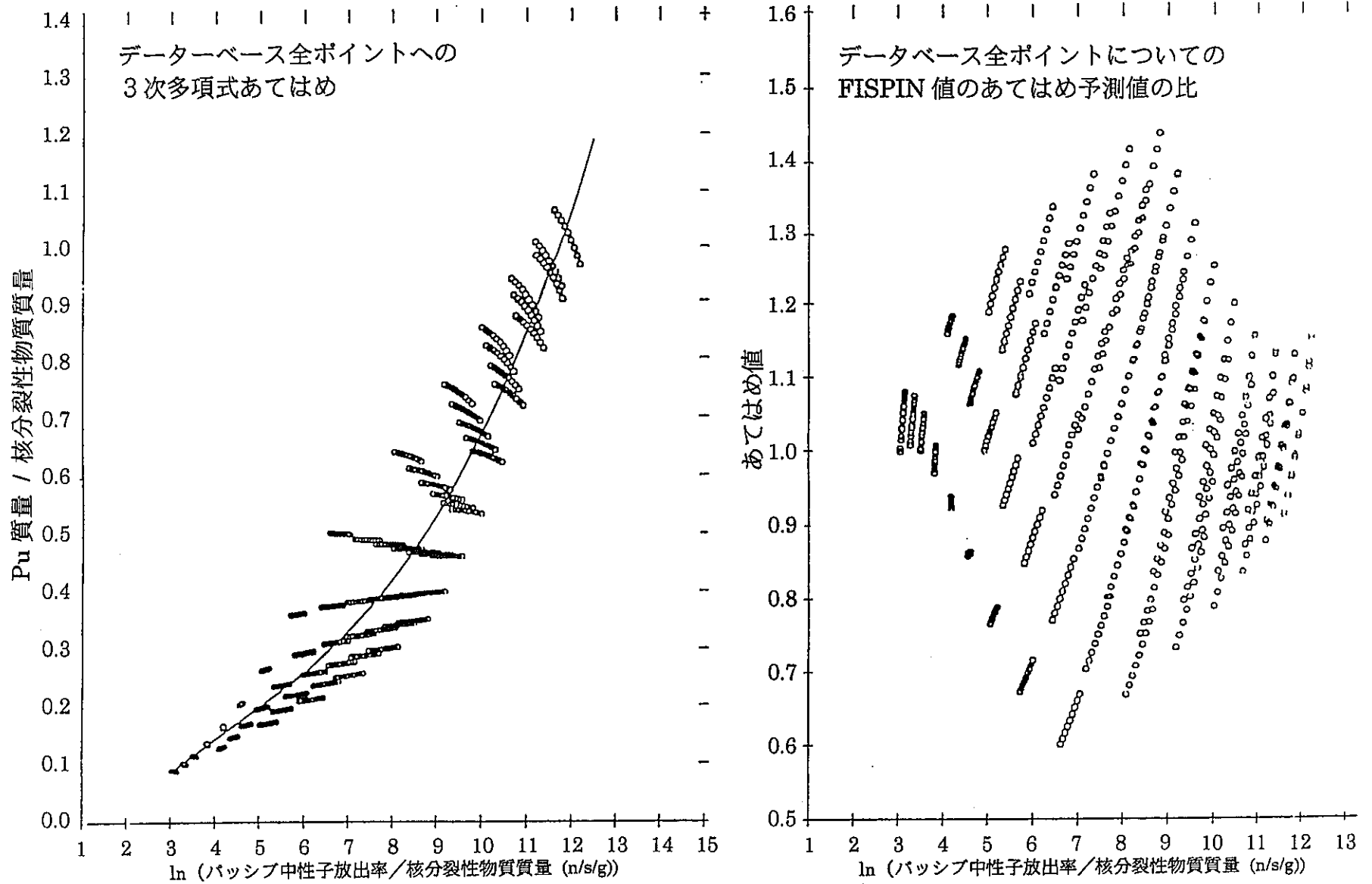


図1-11 THORPのNDAシステムにおける多項式あてはめ曲線と推定

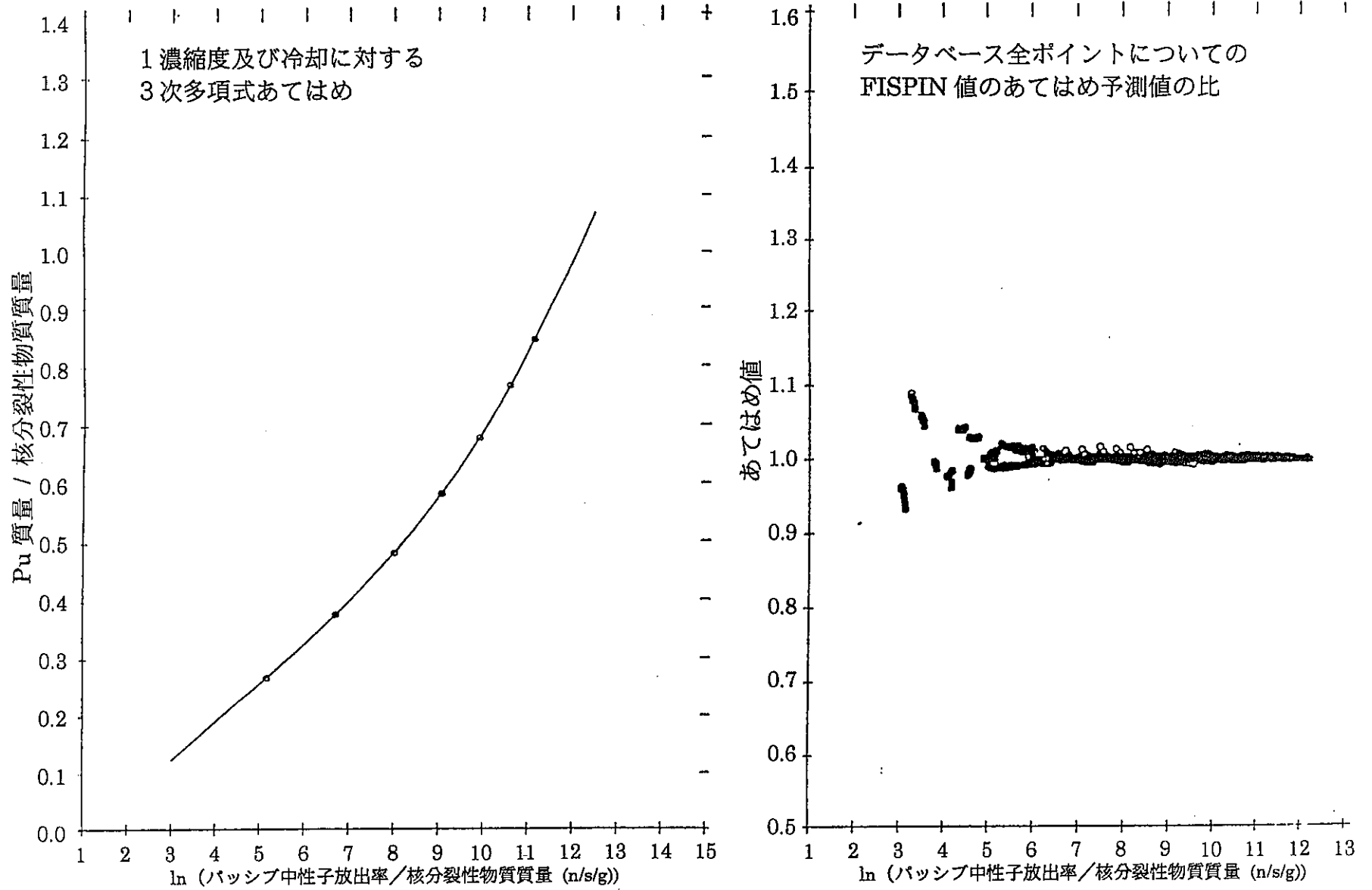


図1-12 THORPのNDAシステムにおける多項式あてはめ曲線と推定

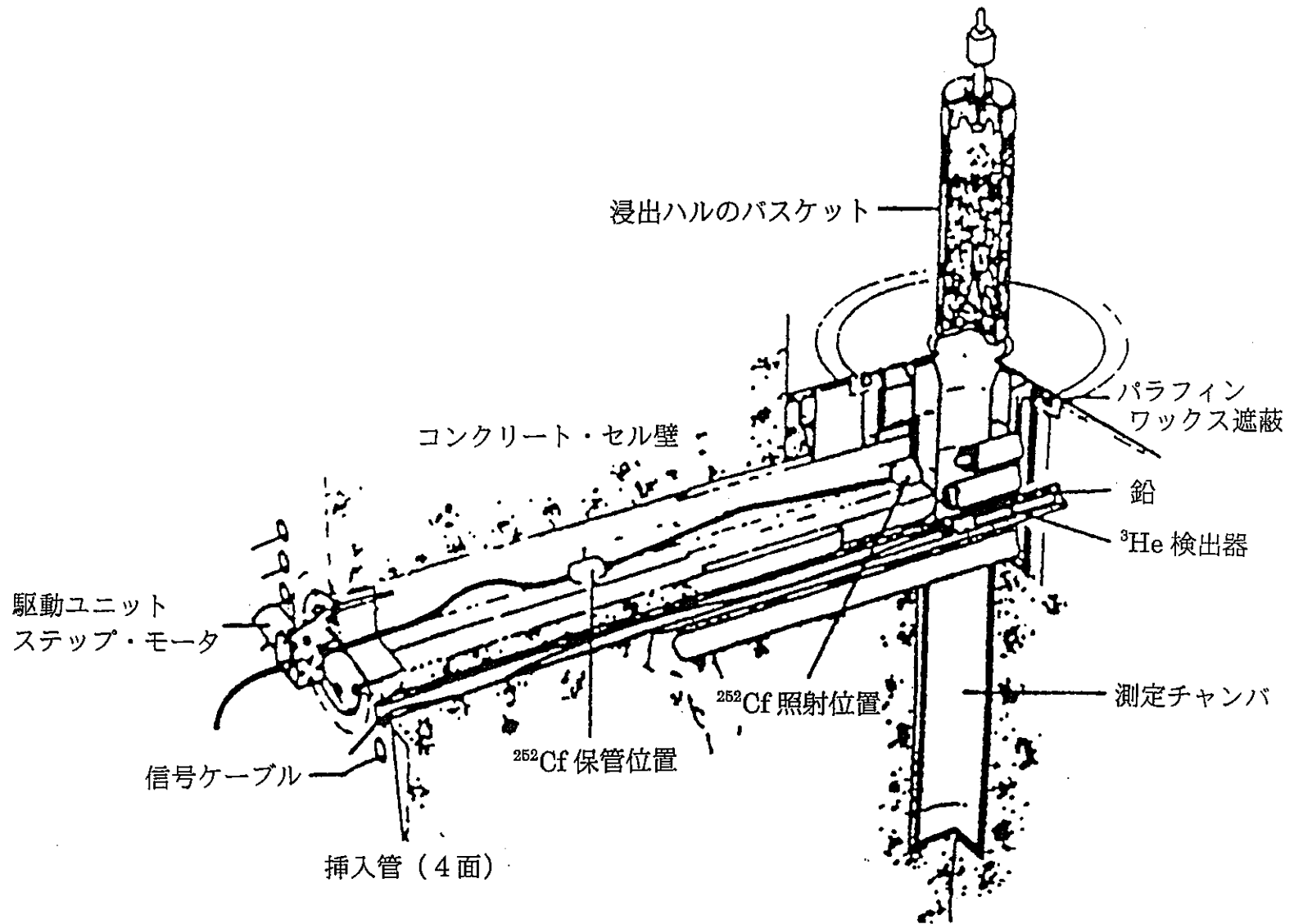


図1-13 ドンレーFBR再処理プラントにおける浸出ハル中性子呼び掛けのためのカリ
フォルニウム・シャッフル

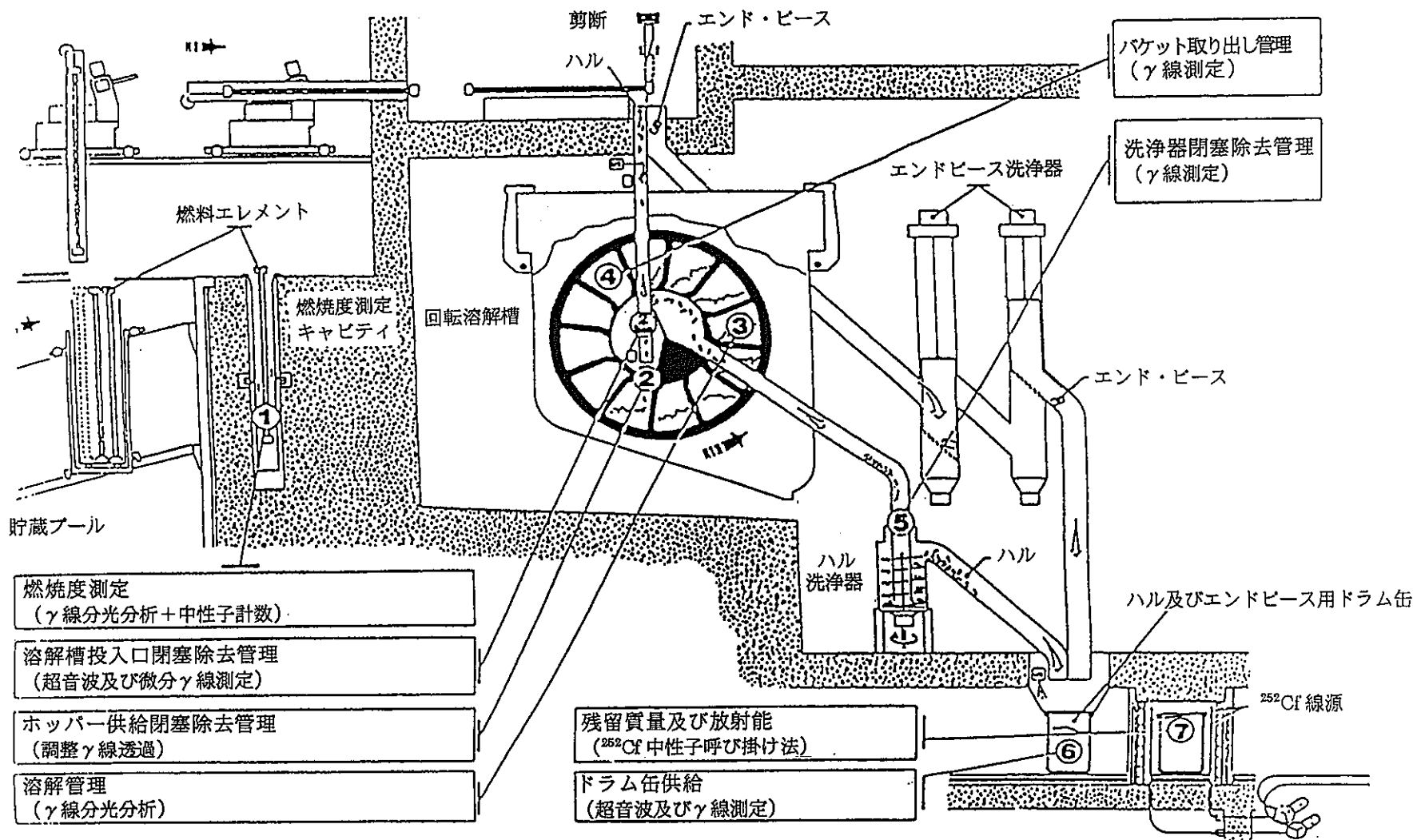


図1-14 UP3/T1 : 超音波及び核物質計測

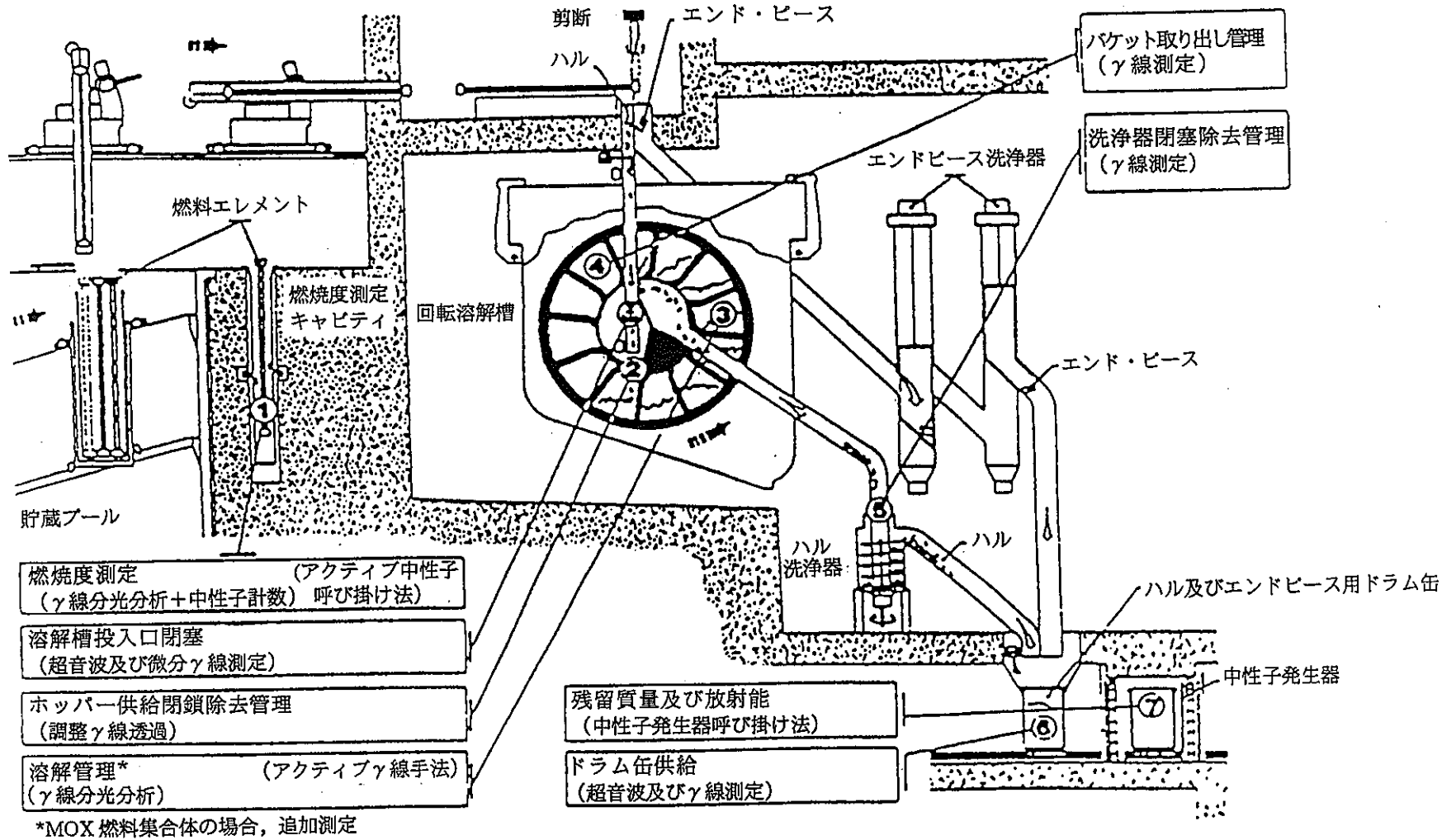


図1-15 UP2-800/R1：超音波及び核物質計測

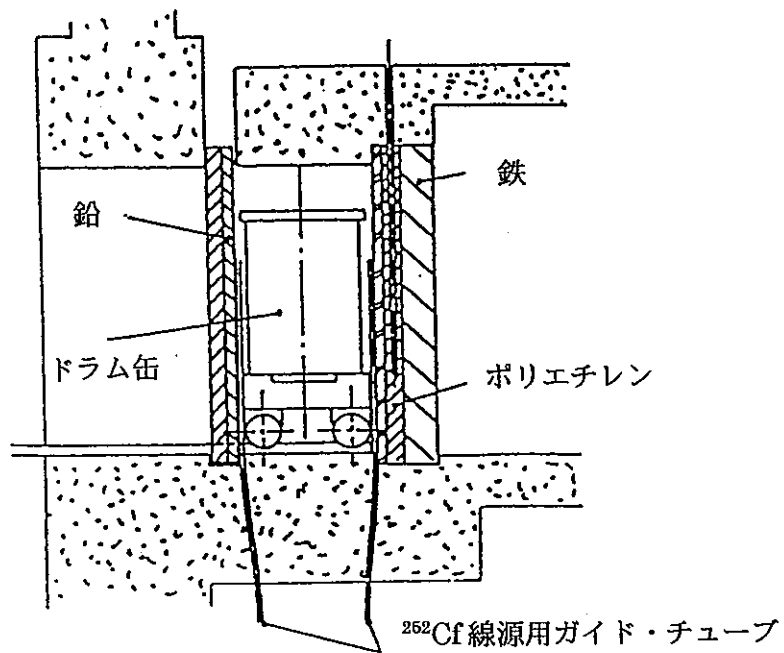
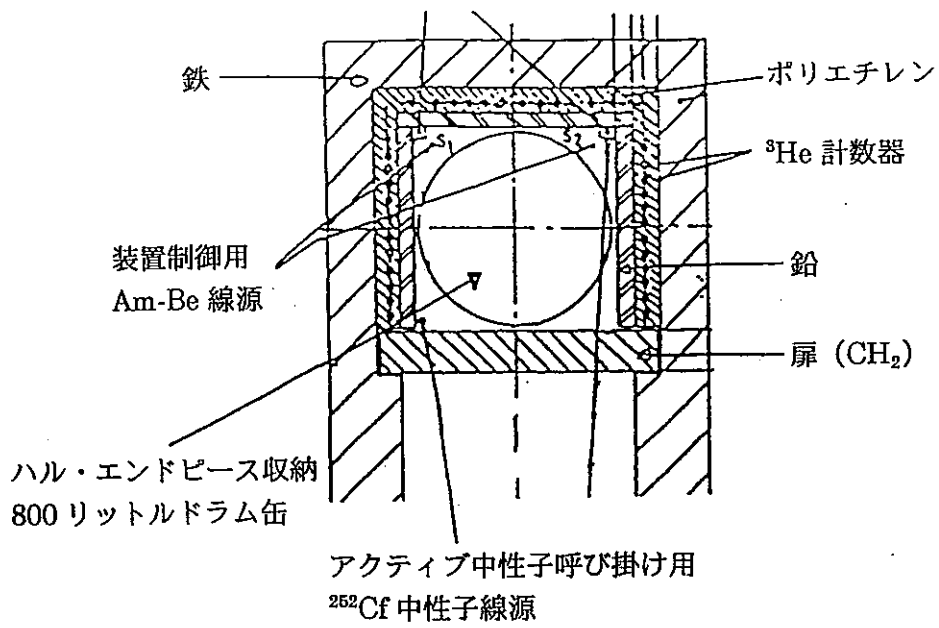


図1-16 UP3のCf-252シャッフルの平面図と断面図

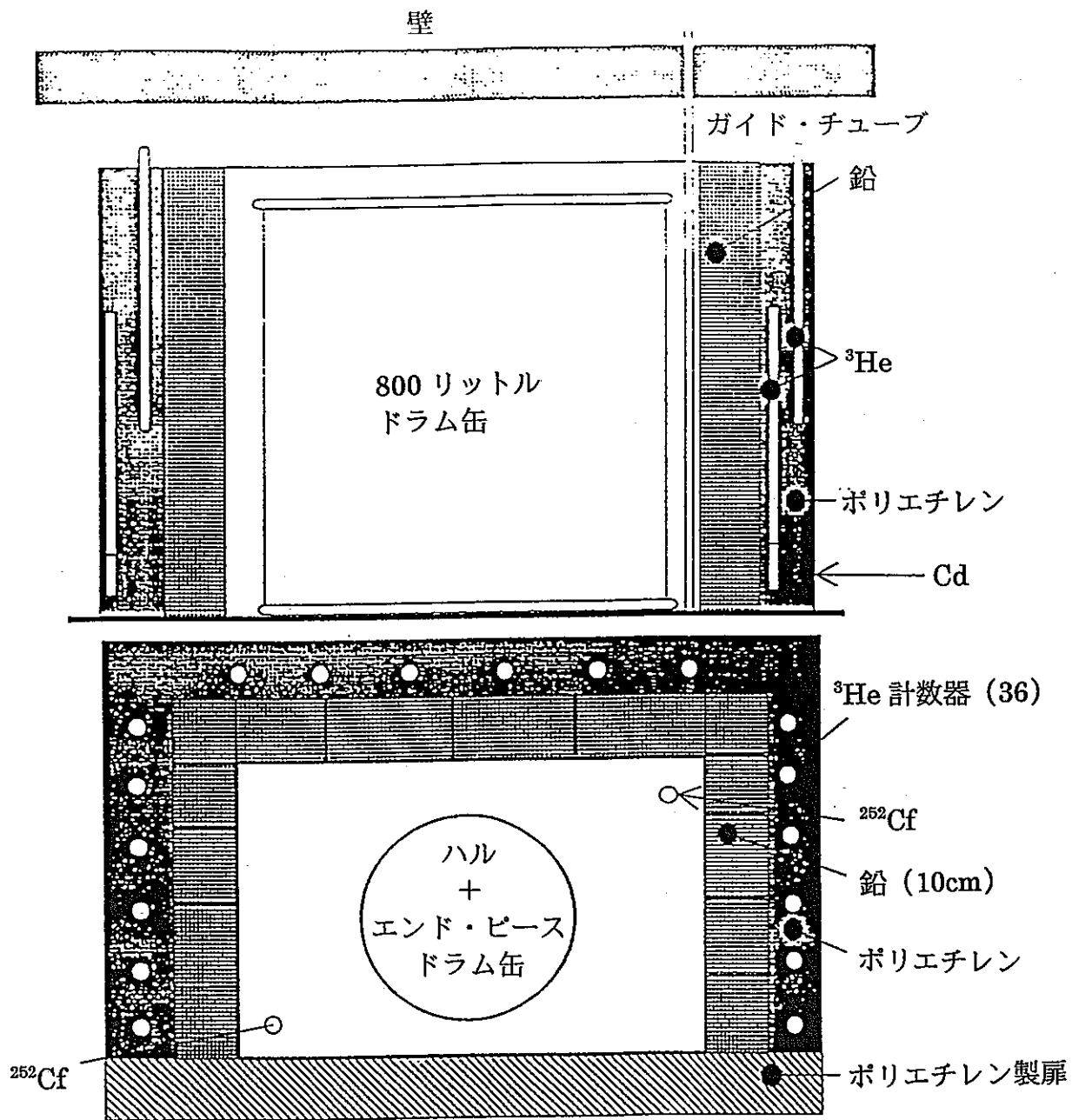


図1-17 ラ・アークにおける計測施設

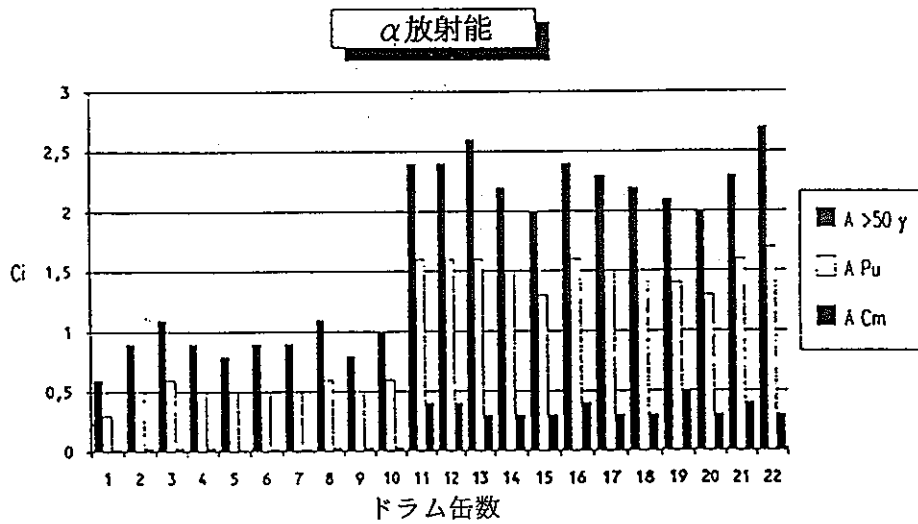
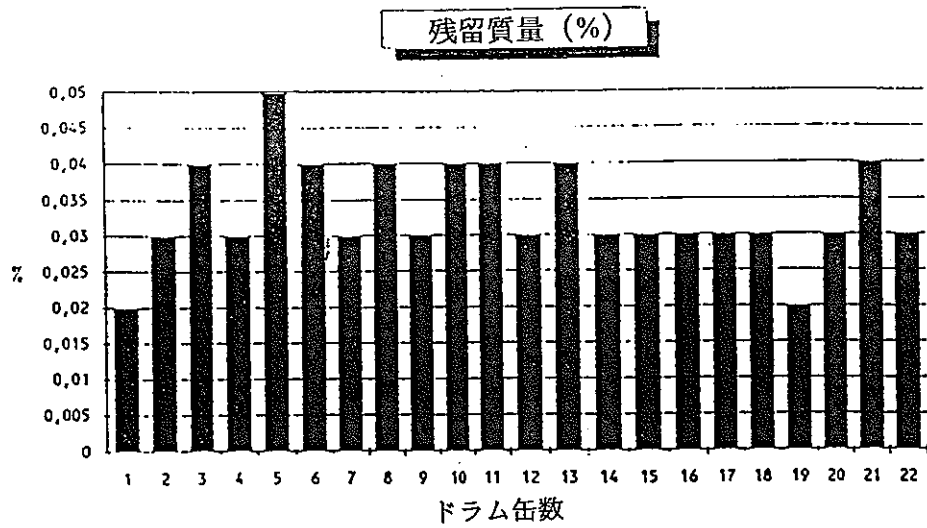


図1-18 UP3におけるNDAシステムの精度

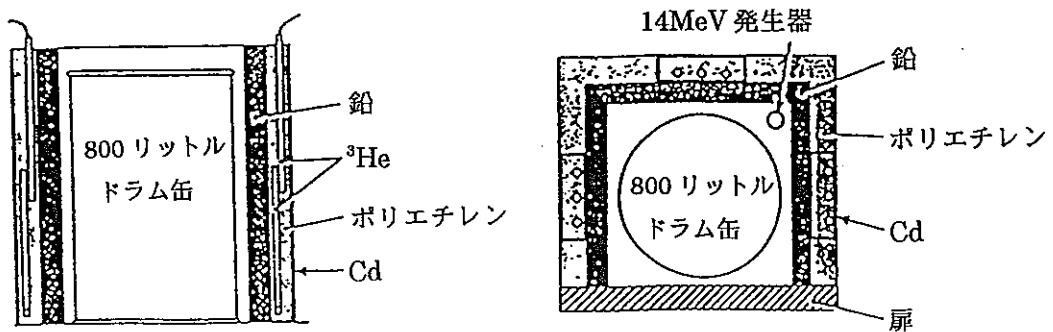


図1-19 CEN-カダラッシュのPromotheeシステム

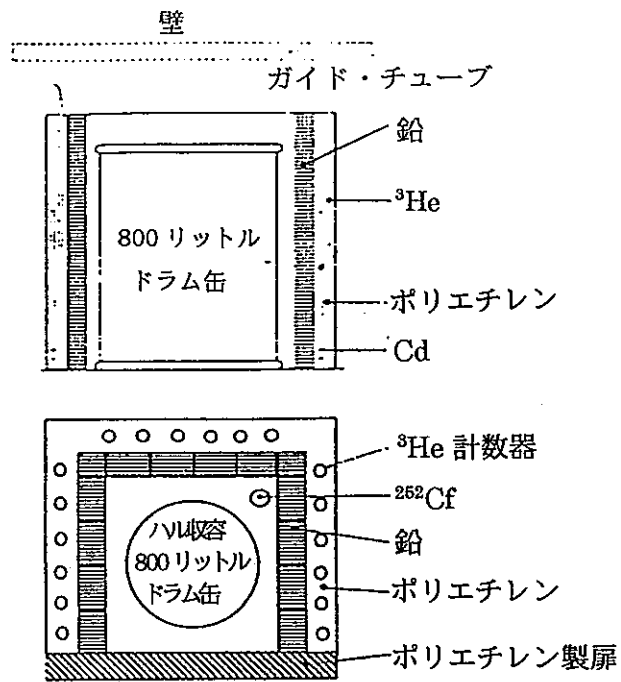


図1-20 CEN-カダラッシュのDanaideシステム

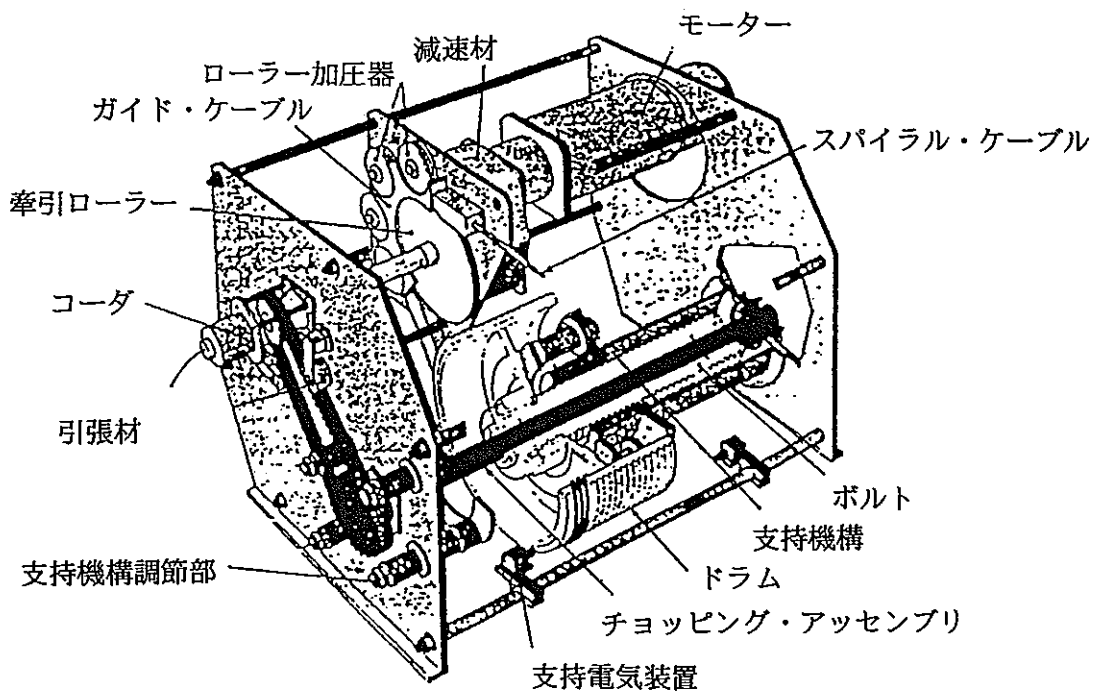


図1-21 最新シャッフル移動システム

2. 欧州のLWR燃料再処理施設及びFBR燃料再処理施設における保障措置と計量管理の実施

2.1 ドンレーにおける保障措置

ドンレーのサイトには以下7つの主要施設が設置されている。

- 高速原型炉
- 高速炉用再処理プラント
- 材料試験炉(MTR)用燃料成型加工プラント
- MTR燃料再処理プラント
- 燃料貯蔵施設
- 共同補助サービス区域
- 廃棄物区域

これら7つの全区域は、1973年以来ユーラトムの査察対象になっている。FBR用燃料再処理プラントは、1978年にIAEAにより査察対象に「指定され」、1982年に「再指定」された。査察は、IAEAとユーラトムの合同チームにより行われている。

高速炉と関連再処理プラントへの保障措置適用の初期段階は、施設付属書の設計情報及び図面の検認であった。この設計情報は、1978年から1980年の間にかけて、査察合同チームにより検認された。再処理プラントの設計情報に対する検認は、高速原型炉のプルトニウムをベースとした高速炉用燃料の再処理のため改良されたという事実に基づき実施されたものであった。すなわち、同再処理プラントは、ドンレー高速炉(DFR)からの高濃縮ウラン燃料を再処理するために、元々1960年代に建設されていたものである。設計情報の検認には、燃料移動経路のチェックと、再処理プラントの配管が査察官の入手したプラントの図面に示されているものと一致していることの確認が含まれていた。

設計情報検認(DIV)が完了した段階で、原子炉とその関連燃料貯蔵施設とが、単一の物質収支区域(MBA)を構成することと、再処理プラントが、計量管理目的で以下に示す二つのMBAに分けられることで合意がなされた。

- (1)「ヘッドエンド(前処理)」MBAには、燃料解体、剪断、溶解及び原料溶液の遠心分離による分別と、これに関係した保障措置目的での核物質計測が全てにおいて必要となるメイン・ストリーム(浸出鋼製ハル、遠心分離からの硝酸塩不溶解物質、溶媒抽出ユニットへの主原料溶液)が含まれる。また、二つのMBAの間を移動する液体バッチのプルトニウムとウランの含有量を計測するために、ヘッド

エンドMBA内に計量管理タンクが配置されている。

(2)「溶媒抽出、濃縮及び貯蔵」MBAには、3サイクルの溶媒抽出（それぞれは、抽出、脱着及び逆洗）が含まれる。計量管理の観点から最も重要な液体の流れは、原料溶液、プルトニウム製品、第一サイクルからの抽残液、第一及び第二サイクルからのウラン溶液、第三サイクルからの抽残液及び再処理プラント内リサイクルのための溶媒洗浄に使用された洗浄液である。減損ウランはドンレーに貯蔵されるが、硝酸プルトニウム製品は、BNFLに搬出される。このような搬出物質が、同プラントからの主要製品である。

原子炉において、新規燃料集合体が貯蔵される個別のホールには封印がなされる。この封印がなされる位置は、原子炉に向かう経路において5ヵ所、原子炉からの燃料経路において3ヵ所である。さらに、照射済燃料ケーブルは燃料経路の一部となっていることから、この貯蔵庫の廃棄物分別場所にも封印がなされる。また、増殖炉サブアセンブリやドライバサブアセンブリを含む照射済原子炉コンポーネントの貯蔵に使用する照射済燃料貯蔵ポンドの出入り口にも封印がなされることになる。ユーラトムから供給された2台の監視装置も、原子炉区域に使用されている。

封印は、再処理プラントにおいて、(i)搬出用フラスコ充填弁の無記録使用に対する保障措置のために搬出施設において、(ii)溶媒抽出からヘッドエンドMBAへの液体のリサイクルを制御する弁において、また、(iii)再処理操業キャンペーン中における燃料解体ケーブルへの入力弁といった主要な3ヵ所で使用される。また、再処理操業キャンペーン中において、燃料解体ケーブルへの入力弁、一定容量フィーダー、溶媒抽出と同プラントの貯蔵区域の間の液体の流れを制御するために使用する弁にも、封印がなされる。再処理操業キャンペーン中の保守作業では、これら封印の撤去がしばしば必要になる。この再処理プラントでは、1台の監視カメラが使用されている。このカメラは、燃料解体ケーブルの入口と廃棄物排出ポートを監視するものである。高速炉燃料経路の保障措置に使用される封印の場所が、図2-1に示してある。

また、同再処理プラントには、高いレベルの封じ込め機能が組み込まれており、主に安全面に対処するための多重封じ込めシステムが導入されている。しかし、IAEAとユーラトムの両者による主たる保障措置面での特徴は核物質計量管理の利用であり、設計出力経路は、全てが監視対象になっている廃棄物、製品及び試料採取の流れの部分に限定されている。再処理プラントのヘッドエンドMBA(MBA1)において、ヘッドエンドへの燃

料入量は、燃料が照射及び冷却されている間の核分裂、捕獲、増殖及び他の核交換に関する原子炉物理計算により関連付けられる燃料の製造元データに基づいている。このヘッドエンドからの固体廃棄物はNDA手法（1.2節参照のこと）により監視されるが、これら計測に関する主たる問題は、核分裂生成物に起因した高ガンマ線放射能と高温（摂氏数百度）に起因するものである。

FBR用燃料の再処理を通じて発生する廃棄物に対する処分及び貯蔵要件は、主に存在する放射性同位体の量と成分により決定される。発生した廃棄物は、埋設処分場か、あるいは、3カ所の回収可能貯蔵施設の内1カ所に搬出することが可能である。これらは200リットルのステンレス鋼製コンテナに封入された固体廃棄物を封じ込める高アルファ/ベータ/ガンマ線用貯蔵施設である。高アルファ線・低ベータ/ガンマ線用貯蔵施設は、放射能は低いがプルトニウムを含有している廃棄物を格納する200リットル入りコンテナの受入、貯蔵及び梱包用として設計されている。第三の施設、すなわち、低アルファ線・高ベータ/ガンマ線用貯蔵施設は、原子炉での中性子束からの誘導放射能を伴うプラントの様々なスクラップアイテムを貯蔵するために設計されている。これら貯蔵施設に対する要件が、表2-1に示してある。

廃棄物パッケージを貯蔵施設に搬出する前に、その対象廃棄物の流れにより左右される少なくとも1つのNDAシステムにより、その廃棄物を分析する必要がある。これらシステムは、プラントのサイトと貯蔵施設の両者に配置されている。廃棄物の流れの概略図を、図2-2に示す。ドンレーのサイトにおいては、核物質を含有している3,000の個別アイテムが常に存在し、一部の核物質は、個別アイテムとして特定できない形態で存在している。従って、同サイトでは、識別可能なアイテムとは関係なく、特定の区域に存在している核物質の量を記録できる核物質計量管理システムを運用している。この核物質計量管理システムには、以下の作業が含まれる。

- (1)ある記録区域から他への核物質の移動を記録する作業
- (2)核物質の特性や形態に生じる変化を記録する作業
- (3)報告書ならびに在庫作成作業

ある単一運用計量管理区域(OAA)から他への物質の移動を記録する核物質移動証明は、そのような動きを証明する履歴として使用されている（単一OAA内には80までの臨界区域が存在し、多くのOAAにより、一つの物質収支区域が形成される）。

ドンレーにおいては、(i)各計量管理内部での収支をとるためと、(ii)臨界管理不-

致在庫差を記録するためとに、計量管理システムにおいて「分散評価 (variance account)」概念を採用している。別個の記録が、MBAを構成するOAAを要素である各臨界区域において保持されている。

実在庫 (PIT、すなわち、実在庫確認) の時点で、帳簿在庫 (貯蔵期間における帳簿管理) が、実在庫確認の結果を踏まえて修正され、次の計量管理機関における初期帳簿在庫になる (これは、実在庫一覧を作成するためにも使用される)。

2.2 ラ・アークにおける保障措置

ラ・アークの再処理プラント、すなわち、UP2-800とUP3とは、IAEAとユーラトムの合同査察の対象下にある。IAEAの保障措置は、フランス側の自発的申し出と、その後に締結されたIAEAとユーラトムの協定に従って行われている。現在まで、IAEAでは使用済燃料貯蔵施設だけを対象に査察を行っているが、同再処理プラントの残りの全ての施設は、ユーラトムにより立案された保障措置実施体制に従って、ユーラトムによる査察が行われている。この二つのプラントは、図2-3に示してあるように同じ物質収支区域(MBA)構造を持っている。再処理プラントをMBAに分割することにより、保障措置手段の有効な実施のために必要かつ十分な情報を収集して検認するための全ての重要な計量管理ならびに箇所を特定することが可能になっている。

最初のMBA、すなわち、MBA1は両プラントに共通の区域であり、積み降ろし、貯蔵及びUP2-800及びUP3への移送に係わる施設から構成される区域である。第二のMBA、すなわち、MBA2には、ヘッドエンドと計量タンクまでのプロセス区域が含まれており、供給セル、剪断セル (二つのライン)、溶解ライン (二つのライン)、入量計量タンク及び全ての関連補助装置から構成されている。第三のMBAであるMBA3には、硝酸ウランの濃縮と貯蔵、プルトニウムの転換及び前処理ラインとともに、化学分離及び精製プロセスが行われる全ての施設が含まれている。第四のMBA、すなわち、MBA4には、二酸化プルトニウムのキャニスターの貯蔵庫、すなわち、UP3におけるBSIとUP2-800におけるBST-1に貯蔵される二酸化プルトニウム貯蔵施設が含まれている。第五のMBAであるMBA5は、UP2-800に固有の施設であり、MOX成型加工で受入を拒絶されたMOXやアメリカウムを含有する二酸化プルトニウムを、主プロセスラインでさらに精製するために溶解する施設が含まれている。

この再処理プラントの各物質収支区域において、入量計量管理タンク、ハル監視ステ

ーション、硝酸ウラニル重量計測ステーション及び二酸化プルトニウム重量計測ステーションといった主要な計測点を含む重要な箇所が特定されることになる。

保障措置の有効な実施には、根本的に重要な保障措置手段としての核物質計量管理と、重要な補完的手段としての封じ込め・監視とを適切に組み合わせる必要があり、設計の検認、プラント運転の検認、在庫変化の検認、暫定及び年次実在庫検認が、これら手段に関連した作業である。

ラ・アーク再処理プラントでの保障措置の開発とその後の履行においては、以下の点が考慮された。

- 基本技術特性 (Basic Technical Characteristics) (設計情報) の査察官への提供
- 運転開始後における基本技術特性の検認と再検認
- 特に入量計量タンクでの校正及び運転開始作業期間中における査察官の継続的常駐
- 慎重に選定された核物質計量管理システム
- 入量計量管理タンクに至るまでの主たる保障措置手段としてのアイテムの計数、封じ込め・監視及び計測信号の監視
- 計量管理タンクからプロセス終了点までの主たる保障措置手段としてのフロー測定、計測信号の監視及び試料の採取
- 硝酸ウラニル溶液の重量/体積の検認と、二酸化プルトニウム粉末の試料採取、重量の検認及び非破壊分析
- 月間プロセス実在庫検認と、再処理プラント洗浄後における年次実在庫検認
- 物質収支報告書の評価ばかりでなく、運転及び計量管理記録や報告の審査と評価
- プラント運転中における査察官の継続的常駐

保障措置アプローチが確立されると、査察官は、核物質の「検認」、及び/あるいは、運転計測システムの「認証」だけに頼ることはできなくなる。ラ・アーク再処理プラントの初期設計に対する適切な検認により、保障措置アプローチへの信頼性と十全性が確立されたが、同プラントの寿命期間を通じての継続的なDIV活動により、その保障措置アプローチが適切で首尾一貫したものであり続けること、及びプラントが設計情報や規定された運転手順に従って運転及び保守されることが確保されることになる。

設計情報については、ラ・アークサイトにおいて、査察官により十全性及び首尾一貫性が審査された。設計情報図面と建設及び運転開始文書とは、再処理プラントの保障措

置関連コンポーネントが査察官のニーズを満足するよう導入されていること、同プラントが設計通りに運転されるであろうことを検認するために、査察官により利用された。特定の情報は、プラントのレイアウト、使用済燃料輸送経路、ユーラトムの要請に基づく追加カメラ位置、ハル・モニター、液体及び固体廃棄物経路、運転記録及び計量管理システム、計量管理タンク計測システム、プロセス内プルトニウム在庫の見極め、自動試料採取システムなどから得られた。

査察官は、計量管理タンクの校正に参加し、使用済燃料輸送経路試験、剪断試験、タンク均質性及び試料採取試験、タンク間移動試験に立ち会い、運転手順や在庫量や在庫変化量の報告に使用する計量管理手順を審査し、製造元の仕様、試験及び校正データを評価し、完全なシステムの導入及び運転状態を確認し、認証手段を確立し、自身の検認目的に利用する予定のタンク内容量計測手順、試料採取システム及び分析装置に関する報告を受けた。定期的及び無作為な設計情報検認及び再検認作業は、設計と一致していることの追加保証をするため、ならびにプロセス監視、試料採取、廃棄物の申告及び査察官が使用するための運転側計測システムの認証といったアイテムに対する申告及び確立された運転手順を運転者が遵守していることの検認をするために、査察官により実施されることになる。これら全てのDIV作業（移動経路の検認、運転者と査察官の手順に対する試験、表面上もっともらしい転用経路の特定、保障措置アプローチの遵守又は変更のための）は、ラ・アーグ再処理プラントでの適切な保障措置アプローチへの完全な信頼を醸成することになった。

年次レベルでの実在庫の検認(PIV)より、再処理プラントの全体在庫から検認データを修正する機会が与えられることになる。このPIVの前に、運転者側は、連続したリンス、フラッシング及び回収物質の校正済タンクへの移動により、プロセス容器や配管の洗浄を行う。プラントの全体在庫は運転者側により計測され、これは実在庫の確認(PIV)を構成することになる。

PIT完了時点で、運転者側は当該物質収支期間における物質収支を分析し、フランスの保障措置当局に対して、この運転者側の申告結果を提出する。その後、このフランス保障措置当局は、IAEAの査察官に公式物質収支報告書を提出することになる。ラ・アーグの再処理プラントにおける計量管理記録は、運転記録や全ての関連文書と突き合わされ、その正確さと一貫性が審査されることになる。在庫変化の検認と一体となった実在庫の検認により、運転者側から申告された在庫差の検認と、在庫や在庫の変化、結果

としての在庫差に関連した運転者側からの数値の評価とを、査察官が実施できることになる。UP3再処理プラントにおいて、在庫差は0.3%のオーダーである。

廃棄物又は残留物としてプロセスに残っている物質の量については保障措置面から見た重要性はほとんど無いが、これも検認されることになる。ラ・アーク再処理プラントの運転が有効であることは、廃棄物に含まれる核物質の量が、プラント受入時に分析されたプルトニウムの0.17%未満であるとの事実から証明されている。

ラ・アークの再処理プラントで実施される保障措置体制は、総合的な独立した保証につながる認証を通じて透明性を確保できるように設計された。計量管理報告、記録及び運転記録に対する検認、実在庫の年次検認、核物質の受領と搬出及びMBA間における移動の継続的検認、CCTV、放射線検知器及び動き検知器による核物質の監視といった基本的な保障措置手段は、以下のような措置を広範に適用することにより補完及び補充されることになる。

- (1)ラ・アーク再処理プラントの継続的査察と査察官の施設への無制限立入
- (2)運転データの移転とともに、運転者側作成データの細分化と履歴記録
- (3)完全に独立した検認、封じ込め・監視、分析室に配置された査察官用ハイブリッド型Kエッジ分析装置といった分析システムの導入
- (4)核物質の特性を監視するために、査察官の要請による固有の装置の導入
- (5)査察官用履歴情報記録計に水位、温度及び密度信号を継続的に記録するための専用計量管を装着しているタンクの査察官による選択
- (6)試料がプロセス区域から採取可能で、独立した検認のために分析でき、在庫自身がタンクの水位、物質滞留量等の独立した履歴記録運転者側信号により検認でき、運転者側のデータがニアリアルタイムベースで転送できる月間でのプロセス内動的在庫確認の利用
- (7)プラント自体のみならず、全ての二酸化プルトニウム格納缶や中間貯蔵施設での受領と払出の査察官用装置による計測

ユーラトムでは、それ自体の再処理プラントの分野において、以下に示すような広範な一連の情報にアクセスし、それらを受け取っている。

- (1)ユーラトムのカメラを介した剪断セルにおける使用済燃料の通過
- (2)運転者側のカメラを介した剪断セルに入ってくる照射済燃料の認識番号
- (3)剪断セルに運ばれた照射済燃料の中性子及びガンマ線放出量の計測

- (4) 運転者側監視装置からの信号の分岐と、その信号の専用ソフトウェアパッケージによる分析を介したハルに含まれる残留核分裂性物質計数結果
 - (5) 運転者側の装置から独立した装置を介した計量タンクからの水位、密度及び温度の計測結果
 - (6) 独立した装置を介したラ・アーク再処理プラントの他の56基のプロセスタンクからの水位計測結果
 - (7) 分岐計装を介したプルトニウム格納缶の重量計測信号
 - (8) ユーラトムのカメラを介した二酸化プルトニウム格納缶の認識情報の記録、及び少量の二酸化プルトニウム試料を監視するカメラからの信号
 - (9) ユーラトム所有のカメラを介した、二酸化プルトニウム格納缶のフロー、それらの貯蔵、輸送用コンテナへの充填を監視するためにプルトニウム貯蔵施設に導入されたカメラからの信号
 - (10) 缶パッケージ内のプルトニウムの計測装置からの信号
 - (11) プルトニウム貯蔵施設における扉開閉検知器からの信号（ユーラトムの装置）
 - (12) Kエッジセルに貯蔵された試料を監視するユーラトム所有カメラからの信号
- 多くの区域において（図2-4参照）、運転者側の活動に関して総合的な保証を得るために、査察官は独自の装置を導入してきている。このような装置が導入されている区域の一部には、以下のものがある。

- (1) 燃料の識別と燃焼度計数を伴った使用済燃料集合体のビデオ監視に関連した統合封じ込め・監視Consulhaシステムを装着した、ユーラトムとIAEAにより共同で査察される貯蔵プール。23台のカメラが、フランスのIAEA支援計画に基づいて開発された封じ込め・監視システムの一部として導入されている。
- (2) 燃焼度装置(BUD)が剪断前の燃料の燃焼度を監視し、他の方向に燃料集合体が移動していないことを確認するためにガンマ線モニターが集合体移動のフローをチェックする剪断セルより手前のセル。
- (3) 入量計量管理タンクの水位、密度及び温度が履歴記録装置への生信号として独自に記録されるヘッドエンド。
- (4) Kエッジ密度計が導入されている中央分析室。この装置は、計量管理タンクから採取され査察官により選定された試料に対する個別分析を実施するために、査察官により利用されるものである。

(5)可能性のある核物質持ち出し経路を監視するため、主要な活動、もっと特定すれば、プルトニウム貯蔵施設での活動に係わる周辺行動を観測記録するために、広範な封じ込め・監視装置の再処理プラントへの導入。

以上のことから、ユーラトムが導入し所有した装置を通じて達成される認証は、運転者側の核物質計量管理結果の認証に他ならない。この認証手段が成功するか否かは、一貫性のある透明な保障措置を保証するために調和のとれた方法で統合及び組み合わされるべき手段の能力に依存することを認識すべきである。

ラ・アーク再処理プラントにおいて、運転者側の核物質計量管理システムは、MBAを細分化したUGA（処理管理ユニット）と呼ばれる個別ユニットに基づいたものである。二つのUGA間にまたがる核物質の如何なる移動も、発行前に厳密な承認手順の適用対象になっている移動書式(FT)と呼ばれる運転記録が策定されることになる。1ヵ月に一度、プロセス内在庫の確認が行われ、1年に一度はプラント洗浄後に、実在庫の確認(PIT)が実施される。月間及び年間の在庫は、在庫書式(FI)を通じて申告される。この移動書式と在庫書式の両者とも、SMBD（物質監視データベース）と呼ばれる電算化システムを通じて処理される。この移動書式は、ユーラトムの第3227176規則（Euratom No.3227176 Regulation）に従った計量管理報告（RVS、在庫変化報告）を1ヵ月に一度作成するのに使用される。

従って、計量管理システムでは、以下のような主要分野における保障措置活動に焦点を当てている。

- 在庫変化の検認
- MBA内における核物質のフォローアップ
- 月間暫定在庫の検認
- 年間実在庫の検認
- 記録と報告に対する検査
- 運転者側計測システムの再検認

異なるMBA内の全ての物質は、以下の点を含む検認の対象にされる。

- (1) アイテムの計数と特定
- (2) 非破壊計測、監視及び適宣、重量計測
- (3) 封じ込め・監視手段の評価
- (4) 溶液中のウランとプルトニウムの容量と質量の決定

(5)試料の採取と分析

(6)物質収支期間におけるMBR、MUF、MUF-D及びCUMUFの評価

(7)サブキャンベーンベース及び原子炉燃料タイプ毎でのSRDの評価

(8)記録と報告に対する検査

施設に出入りする核物質及びMBA間における核物質の全ての在庫変化は、検認の対象になる。ハルや構造材（燃料エンドフィッティング）の移動はNDAによる検認の対象とされ（1.3節を参照のこと）、前処理済ドラム缶の数の計数が光学的監視により実施される。ファインや高放射性廃棄物のようなMBAで発生するその他の廃棄物についてみると、その年間での発生量は、独立した検認システムを確立する必要がないほど非常に僅かなものでしかない。

ヘッドエンド区域を通過して出ていくハル内に含まれるプルトニウムとウランの量を見積もるのに使用される運転者側のNDAシステムからの信号は、保障措置査察官側にも分岐されている。この計測された生信号は、特定のプルトニウム閾値を超えていないことを確認するために独自にチェックされる。この信号は、それらを記録して評価するために、サイト内の査察官事務所に配置された計算機で分析される。

保障措置計測は、扉の開閉、セル内に存在するハルを格納したドラム缶等といったプロセス情報を収集するために、プラントのプログラム可能ロジック制御装置(PLC)とJバスで接続している保障措置用PLCで実施される。この信号は、増幅器の第二出力からのもので、保障措置用システムは、PLCと接続した独自のマルチスケーリング計数器を持っている。このスケーラーは、プラントのスケーラーと同期している。この保障措置システムのアーキテクチャーが、図2-5に示してある。この保障措置システムにおいては、以下に示す二つのタイプの解釈がなされる。

(1)ハルとエンドフィッティングに含まれる残留核分裂性物質の正確な見極めが、保障措置用データとプラントデータとを比較するために、プラントのPLCで使用されるのと同じ手法の保障措置用PLCで実施される。追加の値が、ドラム缶内のハルの位置に起因した不確かさのようなプラントの補正要因を考慮することなく計算される。

(2)残存燃料に含まれるウランとプルトニウムの平均質量を見極める。ハル内のウランとプルトニウムの質量の比は、計測された中性子放出率と関連付けられる燃料の燃焼度の関数である。保障措置利用のために、ウランとプルトニウムの質量の

平均値が計算される。

一般に、ハルを収納しているドラム缶の核分裂性物質の含有量は30%過大評価されることが考えられている。また、プルトニウム含有量については、PWR用燃料のハルでは30%、BWR用燃料のハルでは55%過大評価され、ウランの含有量については、PWR用燃料のハルでは50%、BWR用燃料のハルでは80%過大評価されると、一般には見なされている。

要約すると、ラ・アークでの詳細な計量管理の検認は、以下に示す4つの検認レベルに重点を置いている。

- 独立したユーラトムの手段を介したプラント記録(FT)といった運転記録の検認
- 運転記録と計量管理記録の間の一貫性の検認
- 計量管理記録とルクセンブルクのユーラトム当局者が受け取った計量管理記録との間の一貫性の検認
- 各検認（査察、封じ込め・監視、NDA、DA）に関連した手順に係わる遵守性の検認

2.3 THORPにおける保障措置

THORPは、ラ・アークの再処理プラントと同じ方法であるが、管理と独立性において異なるレベルで保障措置されている。ユーラトムの管理体系は、以下の通りである。

- (1) 独立した主要要素（照射済燃料集合体の計測、全てのタンクの校正、重量計測システムでの重量のチェック、試料採取/分析など）の検認とデータの転送
- (2) 定義されたポイントで運転者側が収集したデータの入手と履歴記録とデータの転送
- (3) 封じ込め・監視手段（例えば、校正が確立された時点で、証拠を残さずに運転者側が偽運転データを捏造するのを困難にするために導入される手段）とデータの転送
- (4) データ転送だけ、すなわち、全ての外部、主要内部及び在庫ポイントでのニアリアルタイムでの運転データの直接転送

このデータは、以下のように分類される。

- MBA間における核物質のフローに関するデータ
- MBA内における核物質のフローに関するデータ
- 実在庫データ
- ニアリアルタイム物質計量管理(NRTMA)システムとプルトニウム在庫監視システム

からのプロセス内在庫データ

—校正曲線といった固定データ

従来の計量データへのアクセスをタイムリーに行うことに関するユーラトムの要件を満足させるために、ユーラトム側には、BNFLのプラント情報計算機へのアクセス権が与えられている。また、ユーラトムでは、BNFLがプラント全体を通じての物質のフローを監視するのに使用する同計算機で稼働しているNRTMAシステムにもアクセスしている。

供給ポンド燃料モニター、ハル・モニター、缶内容物モニター、バーコード読み取り装置、査察重量計測ステーションといったBNFLの装置からの結果（ユーラトムでは、これら信号を転送ラインから分岐して入手し、独自の分析を実施する）も、装置の計算機からユーラトムの事務所にある計算機に転送される。

従来の計量管理に関する限り、ユーラトムでは、BNFLのプラント計装計算機からユーラトムの計算機にデータベースのデータを定期的にコピーする。これらデータの中には、ユーラトムがMBA間のフローばかりでなく、MBA内のフローも分析するのに必要な従来の計量管理記録と報告が含まれている。ユーラトムでは、プラントの容器間における全ての液体の移動を分析するため、プラントの運転の全体像を把握することが可能になる。ユーラトムでは、データ全体にアクセスすることで、その認証に対して多大な保証を得ることができるようになっており、従来の保障措置システムでは見落としてしまう可能性のある不一致を検知することが可能になっている。

ユーラトムは、転送されてきたデータから、又は、計算機にアクセスするデータから、プロセス内在庫において必要な条件の見極めに重要な要因であるプラントの運転状態を認証することができる。例えば、供給液体バッファ貯蔵タンクからプロセスへの払出と、その払出時間に関する情報は、在庫を計算する上で必要不可欠である。同様に、定常状態条件であることが、プロセス内在庫にとって不可欠な前提条件として運転者側により認識され、ユーラトムにより妥当性が確認されることになる。

ヘッドエンドにおいて、燃料は、供給ポンドから剪断/溶解区域に移動され、小さな断片に剪断され、硝酸で溶解され、液体は精製されて計量管理タンクに払い出されることになる。浸出ハルの不溶解燃料はモニターされ、浸出ハルは、隣接する封入プラントEP2に搬出するために、精製プロセスからの固体廃棄物と一緒にドラム缶に移される。

ヘッドエンドにおいて、核物質は全体の燃料集合体として入っていき、精製された溶解液及び廃棄物として出ていく。明らかに、最初の信頼できる精度の高い全体処理核物

質含有量の見極めは、この区域の出口にある入量計量管理タンクである。計測は、可能な限り高い精度で、同区域内のあらゆる出量のフローに対して行われるが、原子炉計算（入力照射済燃料に対する）とハル・モニター計測に起因した不確かさがあり、これにより、保障措置の保証が、主に封じ込め・監視(C/S)に左右されることになる。さらに、嚴重な放射線遮蔽と単一経路配置により、C/Sの導入にとって理想的な環境が得られることになる。

ユーラトムでは、ハルに対するモニター操作を監視することにより、検認することの必要性、また、そのためには、コンクリート製遮蔽に追加の貫通部を設ける必要のあることを認識した。追加貫通部の位置と数とを特定し、セル構造の耐震に含める必要があり、従って、BNFL保障措置専門家に報告し、その最終的判断が必要になった。

追加の手段は（例えば、追加貫通部、運転者側計器からの信号分岐、液体廃棄物の密度チェックを必要としないカメラ）が、ユーラトムとの協議に後に追加された。

運転目的と保障措置目的の両者に利用されるハル・モニターは、THORPプラントの基本設計における初期段階から含まれていた。

表2-1 廃棄物貯蔵施設に対する要件

施設	施設記号	α 放射能 (GBq/m ³)	放射線 (mSv/hr)	廃棄物分類
低レベル固体廃棄物ピット	D1212	< 0.74	< 7.5	低レベル $\alpha\beta\gamma$
中レベル廃棄物（短寿命） 遮蔽施設	D9833	< 0.74	> 7.5	低レベル α 、 高レベル $\beta\gamma$
中レベル廃棄物（長寿命） 施設	D9867	> 0.74	< 0.75	高レベル α 、 低レベル $\beta\gamma$
中レベル廃棄物（長寿命） 遮蔽施設	D9875	> 0.74	> 0.75	高レベル $\alpha\beta\gamma$ ハル

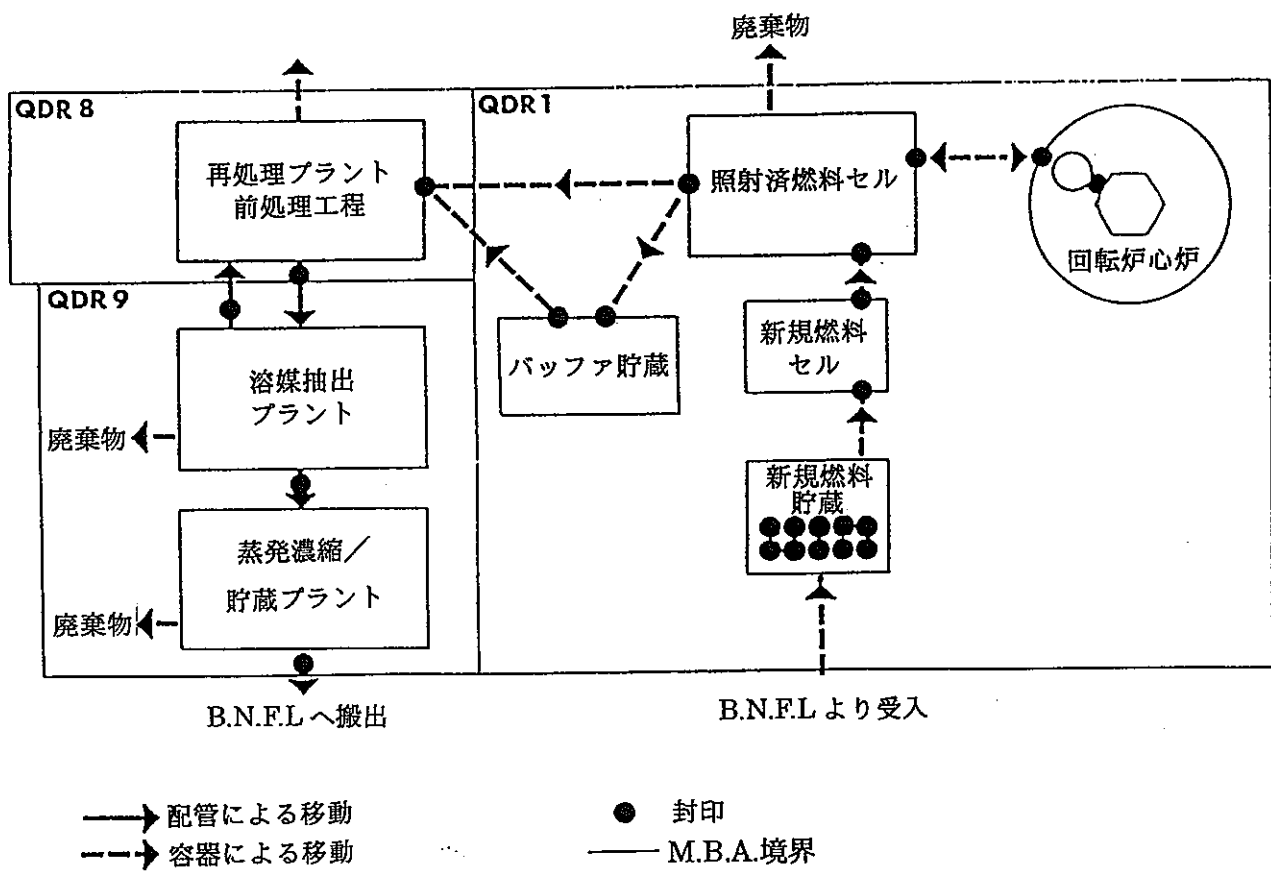


図2-1 ドンレーにおける高速炉燃料経路

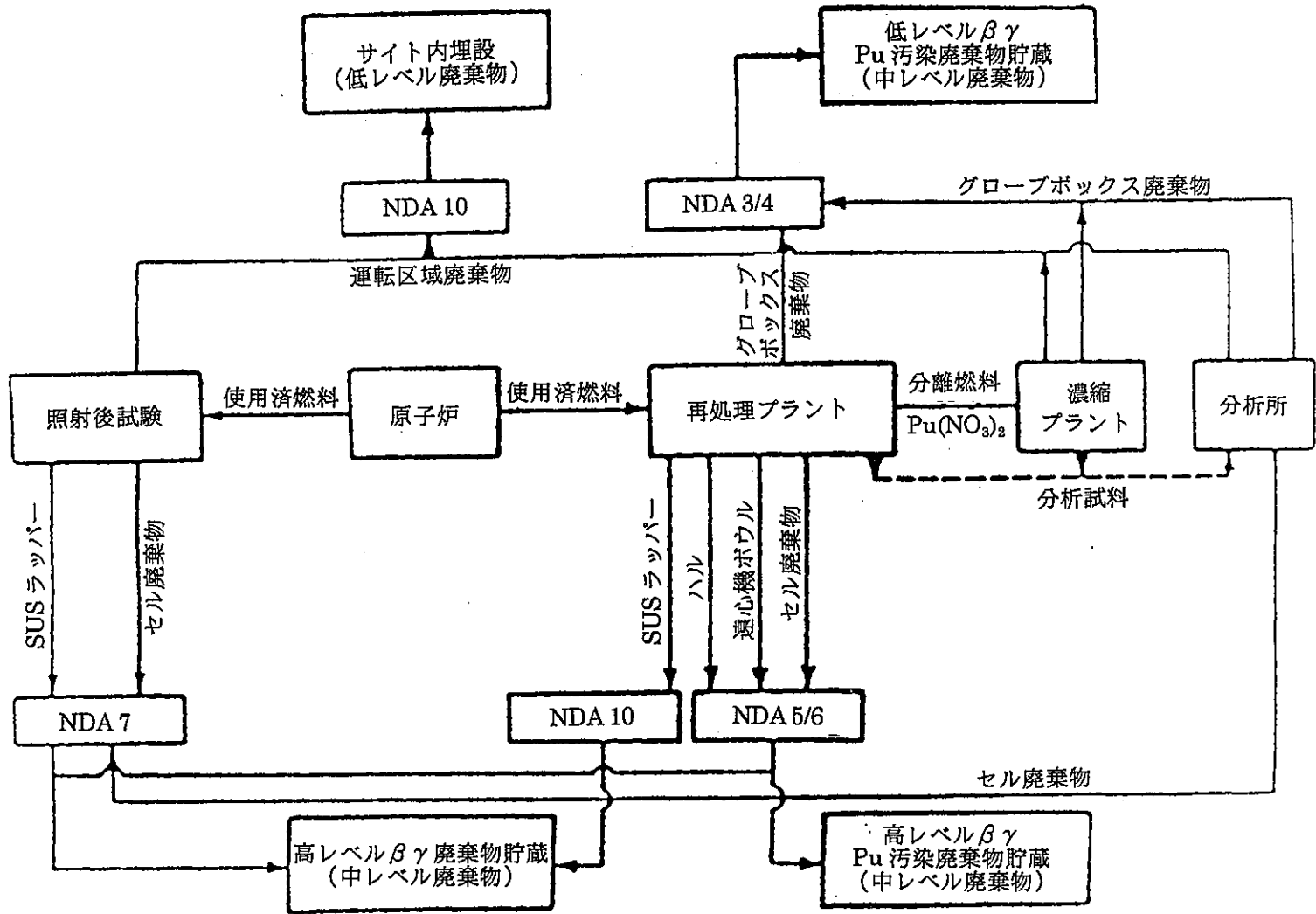


図2-2 廃棄物の流れに関する概略図

保障措置体系

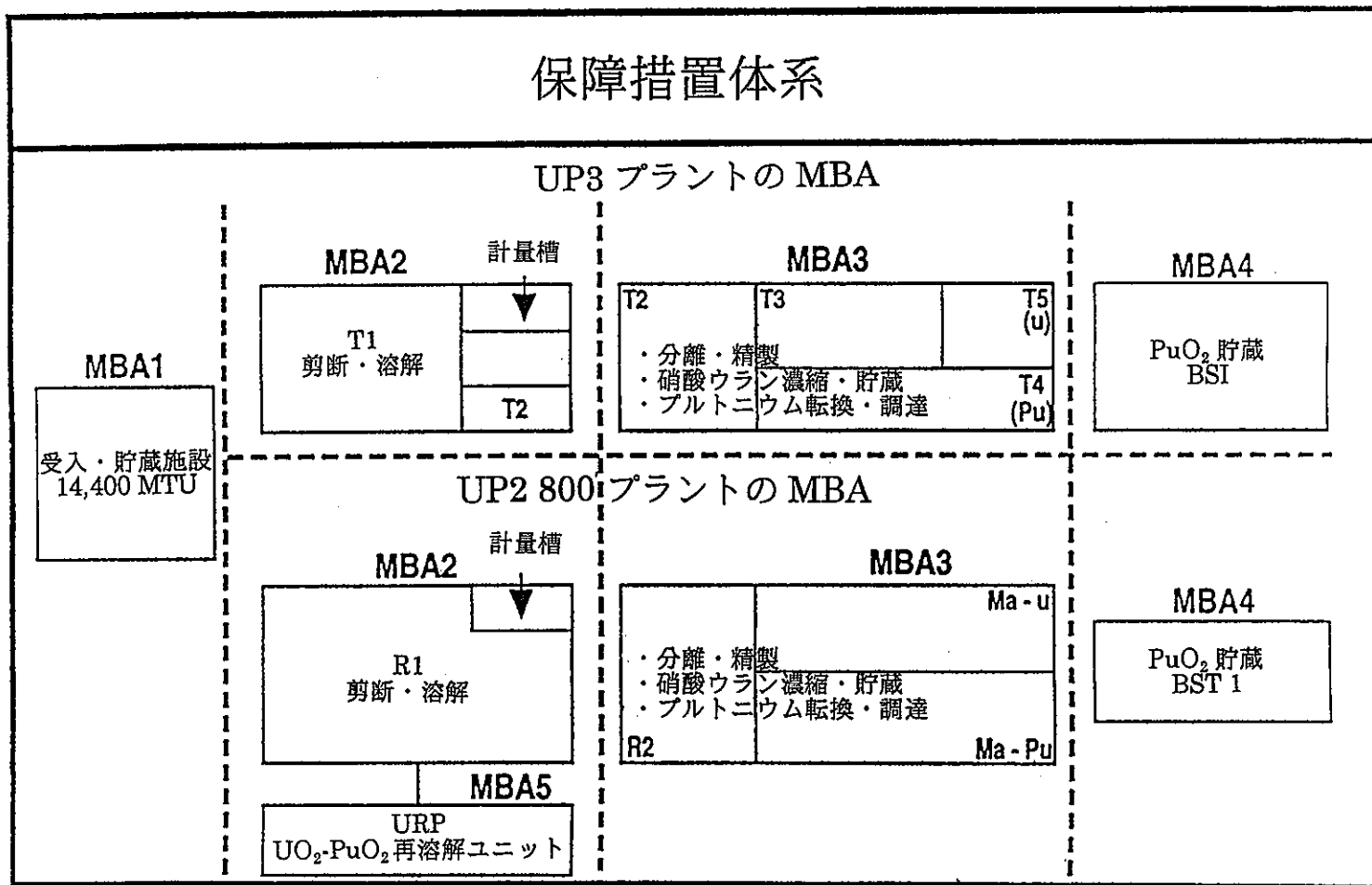


図2-3 ラ・アーグにおける物質収支区域

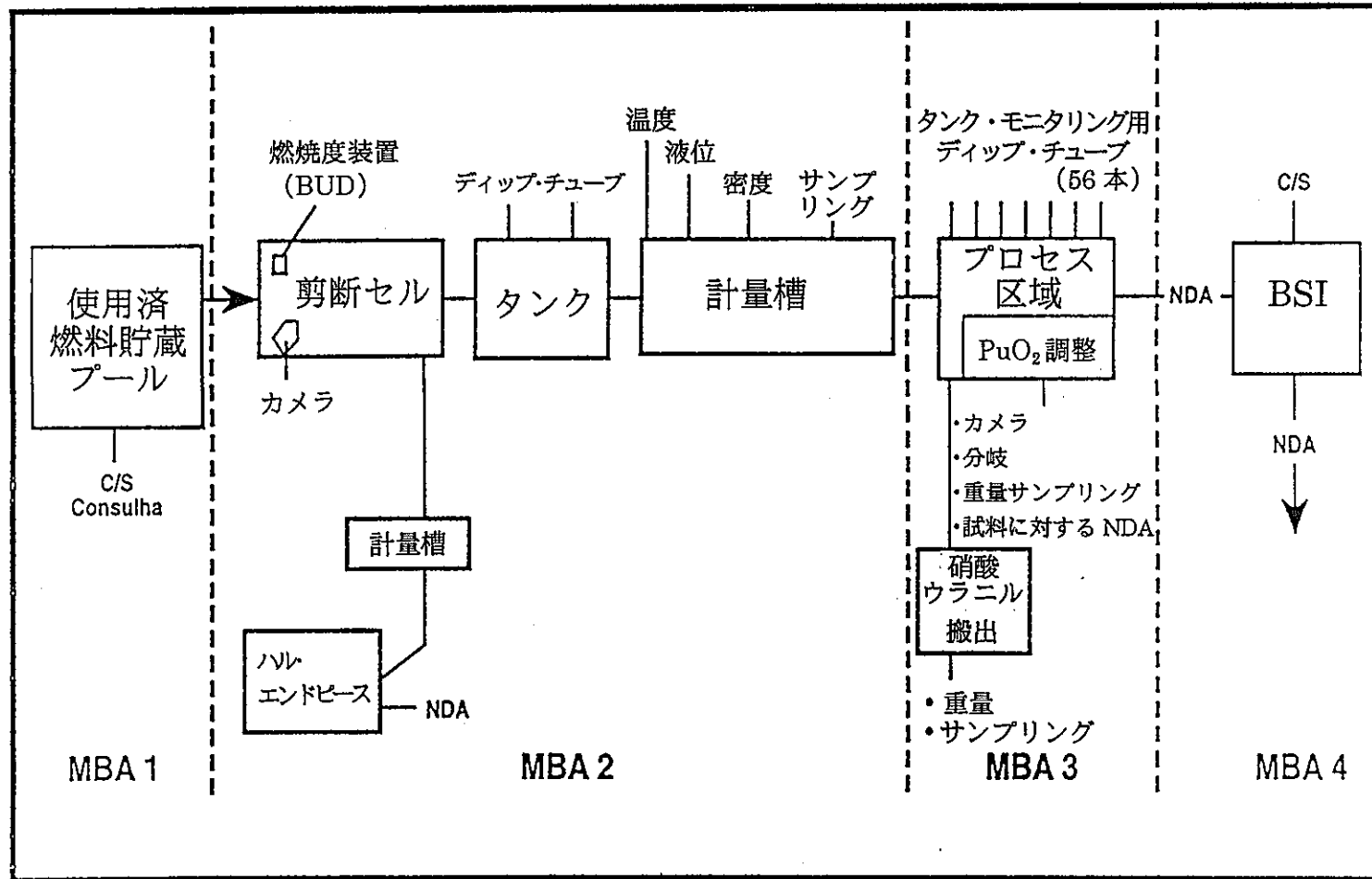


図2-4 ユーラトムの査察官に導入された装置

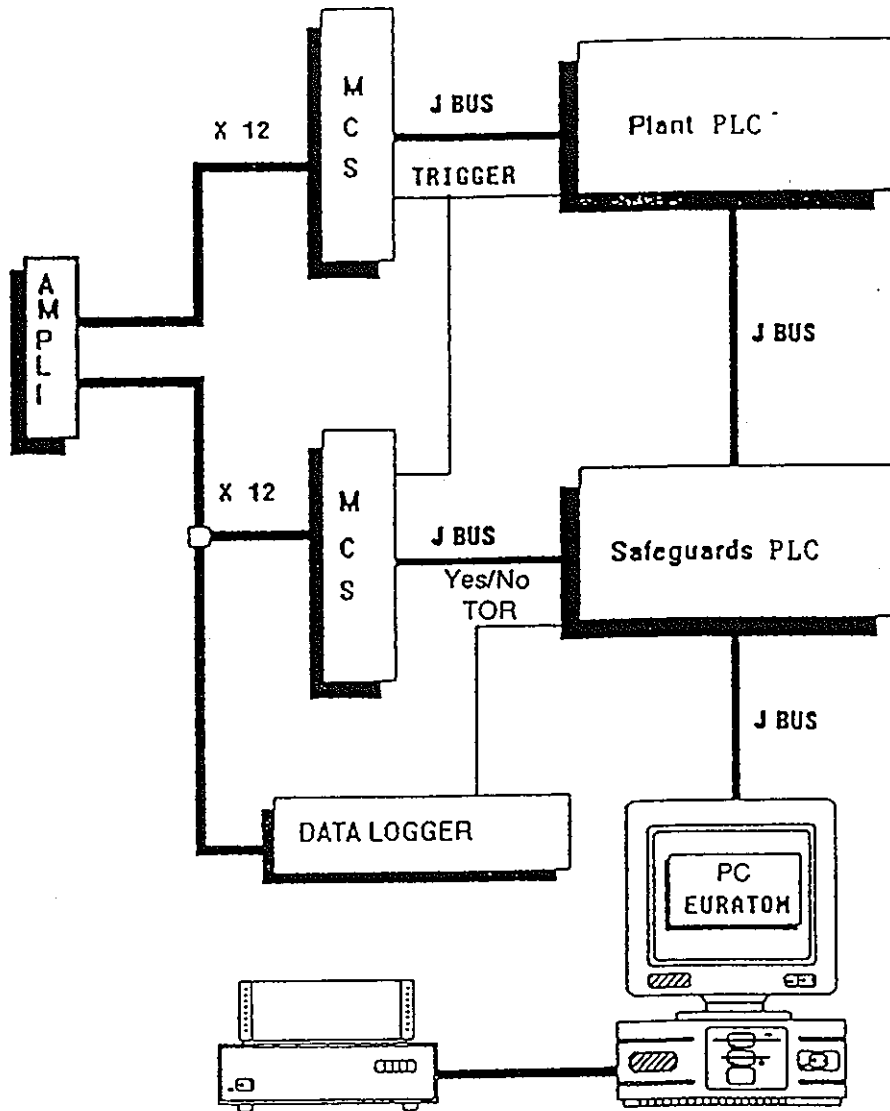


図2-5 保障措置システムのアーキテクチャー

3. 保障措置の実施に係わる現状

保障措置活動は、一瞬の内又は徐々に取り出された有意量の核物質を検知するように設計され実施されるものである。保障措置実施に対する基本的な要件の概要が、表3-1に示してある。

廃棄物に対しては計測を行い、それに含まれているプルトニウムやウランに対する保障措置の終了をする前に、それらを回収不能な形態に処理する必要がある。しかし、今日において、以下のような状況が存在している。

(1) 浸出ハルに対する実際的な検認手法が存在していない。

(2) 計測結果の有用な解釈を可能にするハルを格納した防護（セメント固化）ドラム缶内の核物質含有量を見極める非破壊計測手法がない。破壊分析目的での如何なる試料の採取も、その明確な代表性が無いために意味をなさない。

保障措置対象から外す基本的な概念（INFCIRC/66タイプの協定の22(c)項に示してある）は、包括的保障措置が導入された際にも変更されなかった。INFCIRC/153では、在庫変動（減少）、すなわち、「測定済廃棄物」として定義をさらに一步進めている。すなわち、「計測あるいは計測に基づいて推定され、かつ、その後の原子力利用に適さない態様で廃棄された核物質」としている。この在庫変動は、測定済廃棄物に関する保障措置の終了を報告するのに使用される。また、INFCIRC/153では第107項において、「保管廃棄物、すなわち、処理又は操作上の事故の結果生じ、当分の間回収不可能であると認められ、貯蔵される核物質」を定義している。

核物質廃棄物を最終処分する上での問題としては、以下が挙げられる。

- ・ 廃棄物からの核物質の回収可能性
- ・ 廃棄物の検知限界以下への希釈
- ・ 廃棄物の再利用化
- ・ 検認無しでの保障措置終了最大限度（最大量として月当たり0.01実効kgが勧告されている）
- ・ 処理廃棄物の保障措置終了基準
- ・ 技術基準（0.05有意量[SQ]のバッチ限度と0.02SQの年間限度とが勧告されている）を超える廃棄物に対する保障措置終了基準

廃棄物からの核物質の回収可能性は、廃棄物の性質や廃棄物発生源、回収技術などの要因に左右される。例えば、MOX燃料再処理に伴うハルには、全体処理プルトニウム量に対

して1%までのプルトニウムが、回収の難しい形態で含有されている可能性があるが、標準二酸化ウラン燃料からのハルには、全体処理プルトニウムに対して0.1%未満のプルトニウムしか含まない可能性がある。保障措置終了基準が、MOX燃料ハルからの核物質回収をより難しくすることを基盤にしたものであるとすれば、二酸化ウラン燃料ハルにおける残存核物質は、核拡散に対してより脆弱であると考えられよう。

一方、再処理に伴う被覆ハルの検知限界以下への希釈や再利用化は、再処理された燃料に係わるハルやエンドフィッティングの容量及び質量を、燃料設計から見極めることが可能であることから、それらを検知することが可能である。再処理された以上の量のハルやエンドフィッティングの払出は、異常と見なされるであろう。

前処理ハルに対する保障措置終了基準は、処理廃棄物母材が、未処理ハル廃棄物を発生するプロセス物質収支区域(MBA)から払い出されるものと異なる材料形態であることから、検知限界以下への希釈と再利用化の問題には、一般的には左右されない。処理母材は、一般に、そこから核物質を回収する上で障害となる素材であり、処理済廃棄物母材は、環境中への処分形態を代表するものである。

3.1 IAEAによる保障措置の実施

IAEAは1989年秋に、廃棄物に含まれる核物質のIAEAによる保障措置終了基準を協議するコンサルタントグループ会議を開催した。これら基準における主たる留意点は、以下の通り。

- ・廃棄物を核物質計量管理対象外にできるとの運転者側の希望
- ・このような核物質が「実質的に回収不能」であることを確保したいとする保障措置当局の希望

米国は、「実質的に回収不能」に対する定義のたたき台として、廃棄物からの核物質の現状における回収費用が、秘密施設又は核燃料サイクル施設から同じ核物質を生産するのに要する費用の10倍であるとの案を提示した。1992年の日米間協議において、費用計算の詳細についていくつかの問題が浮上し、1993年6月に東京で開催された日米技術的保障措置協議において、処理済廃棄物に含有される核物質の保障措置終了基準については、両者で合意した上でIAEAに通知するのが望ましいと決定された。日米両国政府により許容可能であるとされたセメントに固化されるハルの量を、表3-2に示す。

最終的に、IAEAでは、測定済廃棄物及び保管廃棄物に対する以下のような国際保障措

置終了政策を1994年半ばに採用した。

- (1)本政策は、測定済廃棄物に対して保障措置の終了をIAEAから認められる上での基準を定義しており、保管廃棄物への移動に対する全般的指針が示したものである。
- (2)保障措置の終了及び保管廃棄物への移動との観点から、以下のような転用シナリオに対して、特定のケースにおいて採用される保障措置アプローチで対処する必要がある。
 - (a)施設の他の核物質源からの転用を隠すために、廃棄物の核物質含有量を入念な計算に基づき過大に申告する
 - (b)施設における他の核物質の転用を隠すために、保障措置の終了している、又は、保管廃棄物に移動させられている核物質を含有している廃棄物を再利用する
 - (c)事後で利用する核物質を回収するために、廃棄物に対する未申告処理を行う
- (3)この政策の目的において、「その後の原子力利用に適さない様態で廃棄された核物質」という測定済廃棄物の定義は、以下のことを意味している。
 - (a)核物質が環境中に放出され、回収できないようにされる。
 - (b)廃棄物に含まれる核物質を実質的に回収不能なものとし、それにより、保障措置終了後の如何なる時点においても、さらなる原子力利用に適さないようにする特定の措置を、廃棄物固有の特性を踏まえて講じる。このような特定の措置には、廃棄物を長期貯蔵に適した形態にする「処理 (condition)」が一般に含まれる。

この政策において、「処理済廃棄物 (conditioned waste)」とは、ガラス混合及びガラス固化された高レベル放射性液体再処理廃棄物又はスラッジ、セメント混合されたハル、スラッジ及び中レベル放射性液体/低レベル放射性廃棄物、アスファルトと混合された中レベル放射性液体/低レベル放射性廃棄物を元々では意味している。他の処理済廃棄物形態も、今後対象になる可能性をもある。
- (4)一般原則として、未処理廃棄物、すなわち、未処理ハルは、保障措置の終了としては取り扱われないであろう。
- (5)処理済核物質においては、(i)IAEAが特定の施設に対する終了の実施と手順を承認した場合、(ii)IAEAが政策で対象とする形態に廃棄物が処理されていると決定した場合、そして、以下のような場合に、保障措置の終了が認められる。
 - (a)直接利用物質について、IAEAが、廃棄物のタイプ、処理形態及び核物質の濃度

が特定の基準を満足していると決定した場合。例えば、セメントで処理されたハルのバッチにおいて、プルトニウムの最大濃度が $1,200\text{gPu}/\text{m}^3$ である場合。

(b)間接利用物質において、IAEAが、廃棄物の形態と核物質濃度が運転者側による申告通りであると決定した場合。

(6)包括的保障措置協定を締結している国が、以前に保障措置が終了している核物質を回収する決定をした場合、このような回収核物質に対しては、INFCIRC/153(改訂)の第1項と2項に従って、保障措置が再適用されることになろう。従って、上記の(5)で述べた処理廃棄物に含まれる核物質の保障措置終了は、当該国が以下の点に同意した場合に認められることになろう。

(a)保障措置終了時において問題となっている廃棄物の貯蔵場所をIAEAに通知し、他の場所へ問題となっている廃棄物の如何なる事後の移動についても、IAEAに遅滞なく報告すること

(b)如何なる含有核物質を回収するために計画した化学的又は物理的処理の実施においても、事前にIAEAに報告し、如何なるタイプの処理であっても、それを開始する前に、保障措置が終了されていた廃棄物の核物質に対して保障措置を再適用すること

(7)未処理廃棄物も国際輸送に関して、そのような廃棄物に含有される核物質に対する保障措置の終了についての受入国との協定は、ケースバイケースで承認を受けなければならない。

(8)運転者により、当分の間回収不可能であると見なされた核物質は、保管廃棄物に移転しても差し支えない。IAEAと当該国は、保管廃棄物に移転された核物質に適用する適切な保障措置手段について協議しなければならない。このような協議では、廃棄物物質、タイプ、量、化学的/物理的形態、核分裂生成物の有無等を考慮しなければならない。保管廃棄物に適用される保障措置手段は、MBAの在庫に保管されている核物質に通用されるものよりも、一般に厳しさは軽減されることになろう。

3.2 ユーラトムで実施される保障措置

ユーラトム条約と規制3227/76には、燃料サイクルバックエンドにおける保障措置に関して以下のような規定が含まれている。

第77条に従って、欧州共同体委員会は、「特定核物質が、利用者が申告した意図から逸脱して利用されていないことについて、委員会自身を満足させる」必要がある。特定核物質は第197条で定義されており、放射性同位体プルトニウム-239、ウラン-233、ウラン-235又はウラン-233を濃縮したウランを一つあるいはそれ以上含むいずれかの物質としている。このような定義は不明瞭で、核物質の利用、貯蔵のタイプ、あるいは、化学的又は物理的形態に関して如何なる例外も明記していない。

規制3227/76の第22条に従って、欧州共同体委員会は、特定保障措置規定の枠組みの中で、規定されている連絡の形態及び頻度を対象としている規則からの逸脱を、核物質の生産者及び利用者に許可しても差し支えない。このことは、同委員会が第Ⅶ章で規定された他の保障措置手段からの逸脱を許可する法的可能性を持たないことを意味している。従って、ユーラトムは、以下のことを勝手に行うことはできない。

- (1) 申告基本技術特性(BTC)からの逸脱に対する許可（規制の第1条）
- (2) 特定保障措置規定(PSP)策定の放棄（規制の第7及び8条）
- (3) 記録、すなわち、計量管理記録と運転記録の保管要件からの逸脱の許可（規制の第9条から11条）
- (4) 査察の中止（条約の第81条に従った）

ユーラトムでは、例えば、処理施設、廃棄物貯蔵又は処分施設がユーラトムの保障措置対象になっていないといった法的規定に対する違反については、それを非難できるかもしれない。このために、ユーラトムは、BNFLやCogema社との密接な協力で、このような困難を回避するために適切な保障措置アプローチを策定し実施している。

特定核物質が回収不能な形態で廃棄される場合、すなわち、誰もが廃棄後の物質に対して如何なる方法でも責任を取らない形態で空気中あるいは海中に放出される場合、運転者側は測定済廃棄物(LD)として、このような動きを申告することが求められ、ユーラトムの保障措置は放出地点で終了することになる。このような移動経路はBTCにおいて記述する必要があり、ユーラトムにより放出点として認められた場合、PSPの中で明記しなければならない。

上記の指摘に従えば、全てのタイプの廃棄物の全ての他の移転、すなわち、保管廃棄物(TW)又は測定済廃棄物(LD)としての移転は、ユーラトムによる保障措置の対象のままとなっている。これら物質の報告形態と頻度に関する逸脱は、PSPを通じて認められるかもしれないが、たとえ報告上の逸脱に関する取り決めがなされていたとしても、包括

的な運転及び計量管理記録は、規制3227/76の規定に従って保管されなければならない。

ユーラトム条約の要件に加え、国際原子力機関(IAEA)は、三つの協定、すなわち、INFCIRC/193(EUR/NNWS/IAEA)、INFCIRC/263(EUR/UK/IAEA)、INFCIRC/290(EUR/F/IAEA)の規定に従って、共同体内の核物質に対する保障措置を実施する。これら協定に基づいて、保障措置の開始点と終了点とが見極められることになる。従って、IAEAによる保障措置の終了は、如何なる核物質においても、これら協定の第11条と35条に従って測定済廃棄物として受け入れられた時である。

ユーラトムによる保障措置アプローチは、以下のような要素を包含している。

- (1) 特定核物質を含む如何なるタイプの廃棄物をも貯蔵又は処理する施設の全て又は一部の基本技術特性の規定（規制の第1条）。
- (2) 運転者側により、入手可能な「最善の値」で策定され保管されるべき計量管理記録と運転記録（規則の第9条から1条）。廃棄物を貯蔵するだけのような施設は、一般に受領物質に対する再計測を行わず、搬出者側の数値を使用することになるう。
- (3) 物質が貯蔵され変動のないことを条件とした報告要件からの逸脱。
- (4) 規則の第7条と8条に従った特定保障措置規定の策定、協議及び発行。
- (5) 以下のための第81条に従った年間で1回から4回の査察の実施。

- ・ 記録を監査
- ・ 基本技術特性の継続的妥当性の検認
- ・ 可能で適切な場合に何らかの物理的チェックを実施
- ・ 適宜、封じ込め・監視技術を適用

既に保管廃棄物として申告されている物質の共同体内における他のMBAに移転する場合、以下のような追加要素が必要になるかもしれない。

- 当該核物質が、測定済廃棄物としてユーラトムにより受け入れられる形態である場合（この条件はBTCで記述し、PSPの仕様を通じてユーラトムにより受け入れられる必要がある）：

- (1) コードWDを使用して貯蔵廃棄物から測定済廃棄物に当該物質を移転する場合、他のMBAにLDとして移転する量をユーラトムに通知する。この通知は、WD申告の簡単な通告の形態でも差し支えないが、受領MBAの詳細な内容を記載しなければならない。

が、移転が生じた月末から15日以内に通知しなければならない。

●当該物質が、測定済廃棄物としてユーラトムにより受け入れられる形態にまだない場合（この条件はBTCで記述し、PSPの仕様を通じてユーラトムにより受け入れられる必要がある）：

(1)報告されるべきFWが、その後、規制3227/76に従ってSDとして報告すべきものに
移転。

(2)これら移転は、受領MBA毎に月間ベースでグループ化しても差し支えない。

共同体外への移転の場合、個別に通知する必要のある搬出を除いて、同じ手順が適用される。ユーラトムによりLDとして受け入れられていない物質の場合、コードSFを使用し、搬出を個別に報告しなければならない。

共同体内のMBAから廃棄物/投棄物を共同体外の施設に移転する場合は、以下のようにする。

(1)測定済廃棄物として認定されていない在庫物質は、SFとして報告しなければならない。

(2)測定済廃棄物として認定されている在庫物質は、PSPに明記されている規定に従って、LDとして報告しなければならない。移転は、共同体外搬出に関する情報を提出するためにユーラトムに連絡すべきである。搬出側は、受領側に対して、当該物質がIAEAの保障措置対象外の測定済廃棄物の形態であることを、各輸送毎に連絡しなければならない。ユーラトムへの連絡の形態と内容は、PSPの中で明記されることになる。この移転は、搬出先により月間ベースでグループ化しても差し支えないが、その移転の起きた月の月末から15日以内にユーラトムに連絡すべきである。

(3)TWとして以前申告されたが、測定済廃棄物として認定されていない物質は、SFに従ってFWとして報告しなければならない

(4)TWとして以前申告されており、測定済廃棄物として認定されている物質は、WDとして報告し、標準連絡手順に従って連絡しなければならない。

(5)LDとして以前申告されている物質は、標準連絡手順に従って連絡しなければならない。

共同体内のMBAから共同体内の施設に物質が受領された場合：

(1)搬出施設で測定済廃棄物として認定されていなかった物質の場合、全ての受領物

質はRDとして申告すべきである。

(2)搬出施設で測定済廃棄物として認定されていた物質の場合、ユーラトムに連絡する必要はない。

(3)MBAコードでなく共同体内の施設から物質を受領した場合、受領施設は、搬出側の氏名と住所及び計量管理データを含め、その詳細をユーラトムに連絡しなければならない。

共同体外のMBAから共同体内の施設に物質を受領した場合：

(1)搬出者によりSFとして申告された物質の場合、受領側はユーラトムにRDとして申告しなければならない。

(2)搬出物質が測定済廃棄物でIAEAによる保障措置の対象外である場合、ユーラトムに連絡しなければならない。ユーラトムへの連絡の形態と内容とは、搬出MBA毎に月間ベースでグループ化しても差し支えないが、それが生じた月の月末から15日以内に連絡しなければならない。

施設の運転者側は、規制3227/76の第9条から11条に従って運転及び計量管理記録システムを保管しなければならない。特に、記録は、如何なる時においても更新帳簿在庫を見極められるようにし、全ての運転記録と情報源文書は保管しなければならない。受領と搬出の間を明確に区別することが望ましい。

さらに、廃棄物を処理、減容、前処理又は他の処理を行う施設においては、その運転に関する包括的計量管理記録を保管し、活動計画を提出する必要がある(規制の第6条)。

廃棄物施設の運転者の年間実在庫確認(PIT)における責務は、ユーラトムの査察官に、入手可能な中で最善の数値に基づく在庫一覧を示すことに他ならない。この在庫一覧に対する査察官による物理的検認は、一般には実施されない。PILとMBRとは必要でないが、PIT実施日において分類毎に核物質の帳簿在庫が更新されていることを前提に、その文書をユーラトムに連絡しなければならない。核物質の在庫を示す在庫一覧と文書の形態と内容とは、PSPの中で明記されることになる。

測定済廃棄物として認定されていない何らかの物質が、廃棄物施設で受領されたり、又は、発生した場合、二つのMBA構造を確立する簡略化廃棄物/投棄物体制の活用が有益になる可能性もある。一つのMBAは、在庫(RD,RF)からの如何なる移転物質も受領するもので、そのために、IAEAとユーラトムの保障措置下に置かれることになる。他のMBAは、測定済廃棄物、すなわち、IAEAによる保障措置の終了点以降の物質として認定された全

ての物質を受領するのに利用されることになる。

保管廃棄物に関して、「保管廃棄物の分類に入る全ての放射性廃棄物」は、包括的保障措置の対象になる。従って、ユーラトムでは、運転者側に対して、通常在庫の中に廃棄物を置いたまま、あるいは、再移転することを勧告している。この分野でのIAEAの保障措置は、ユーラトムの保障措置とは明確に異なっている。測定済廃棄物が検認され、IAEAとユーラトムとの間で合意が得られれば、IAEAの保障措置は終了し、物質はMBAから取り除かれることになる。

表3-3には、保管廃棄物と測定済廃棄物の移転に関するユーラトムによる実施要件の要約が示してある。

表3-1 保障措置基準(INFCIRC-153)

実施活動	
フロー検認	中間及び実在庫検認
<ul style="list-style-type: none"> ・ 施設計量記録は在庫変動報告(ICR)と比較される ・ 物質収支報告(MBRs) ・ その他の報告 ・ 記録の一致性チェック 	<ul style="list-style-type: none"> ・ アイテム別在庫リストを物質収支報告及び実在庫リスト一致性に関して比較 ・ 在庫変動報告及び MBR の一致性を比較
廃棄物*	
<p><u>C/S 外物質</u></p> <p>Pu については高検知確率で、U については中程度の検知確率で、移転の検認が行われる。</p>	<p><u>C/S 外物質</u></p> <p>PIV: Pu について高検知確率で検認。</p> <p>IIV: 合計量の不足について中程度の検知確率で検認。</p> <p>C/S 下物質。</p> <p>IIV: CIS システムを評価。アイテムについては員数をカウントし、封印検認を低検知確率で実施。</p>

*廃棄物質は、未検認在庫変動の総量が各廃棄物タイプの物質収支期間当たり 0.5SQ 未満になる範囲まで検認される

NOTE: PIV=実在庫検認

IIV= 中間在庫検認

表3-2 セメント固化ハルのIAEA保障措置終了基準

比重	2.0
ハル	600 グラム Pu/MT
ハル	1,200 グラム Pu/m ³

表 3-3 廃棄物／投棄物の移転に係わる用件の一覧

廃棄物・投棄物発送施設の場合		記録及び報告 TW→WD	記録及び報告 FW	ユーラトムへの 個別発送通知	ユーラトムへの 個別発送申告	ユーラトムへの 受領施設別の月 当り発送申告	受領施設別グル ープ毎発送申告	受領施設へのユ ーラトム体系に 従った移転であ ることの通知 MBA コードを 含む識別／計量 データの提供
TW としてユー ラトムに申告済 みの物質	共同体内-ユー ラトムが LD として承認済	√				√		√
	共同体内-ユー ラトムが LD として未承認		√				√(SD)	
	共同体外-ユー ラトムが LD として承認済	√		√				
	共同体外-ユー ラトムが LD として未承認		√		√(SF)			
LD としてユー ラトムに申告済 の物質	共同体内部						√	√
	共同体外					√		
廃棄物／投棄物の受領／貯蔵施設の場合								
			発送データに従って記録受領	在庫記録更新	ユーラトムへの申告			
共同体内施設から事前に TW 申告済			√	√	√(RD)			
共同体内施設から事前に LD 申告済			√	√				

4. 結論

図4-1には、保障措置の観点からの現状が要約してある。この数字の中で、細かい格子縞模様の方は、単一の核物質計量管理手法が使用された場合において、転用を検知するために保障措置が達成可能な最低の精度を示している。大きい格子縞の方は、現状で得られる最善の数値が示してある、この数字は、必要とされる正確さがプラントにより大きく変化することをたとえ強調したとしても（ハルに含有されるプルトニウムの年間放出量からみて、その検認目的で必要とされる正確さの程度が、現状における技術基準に従った低さでも差し支えないプラントが存在する）、利用可能なNDA手法が、保障措置に必要な精度を有していないことを示している。

前処理される前に、バスケット内（セラフィールド）又はドラム缶内（ラ・アーグ）でハルを計測する場合、その幾何学形状上の問題から、その正確さは20%から50%となる。セメント固化ドラム缶で計測が行われる場合、母材効果のために、その誤差は50%以上に増加することになる。セラフィールドの当局による計測の検認は、認証された運転者側の装置を使用して行われている。

ユーラトムでは、廃棄物に対する保障措置を終了できないが、物質の戦略的重要度と運用上の制約の両者を考慮した保障措置体制を実施している。再処理に伴う廃棄物の流れに対する保障措置は、保障措置当局をジレンマに陥れている。すなわち、一方では、十分な正確さで廃棄物を測定し、その後に固化処理することが望ましいと考えられる。他方では、技術的観点からすると、廃棄物を封入し、プラント内の封じ込め・監視装置の監視対象にする前に、その廃棄物を既存のプラント装置を使用して計測することが、より経済的で、かつ、要求される作業も少なくすむ。しかし、これは、運転者側の作業を妨害し、合理的に独自の検認を行う上で必要な認証手段を複雑にすることになる。

ハルに対するNDA装置による正確さの範囲を、20-50%から10%未満に改善するための研究開発計画が、欧州連合において検討されているところである。

Accuracy %

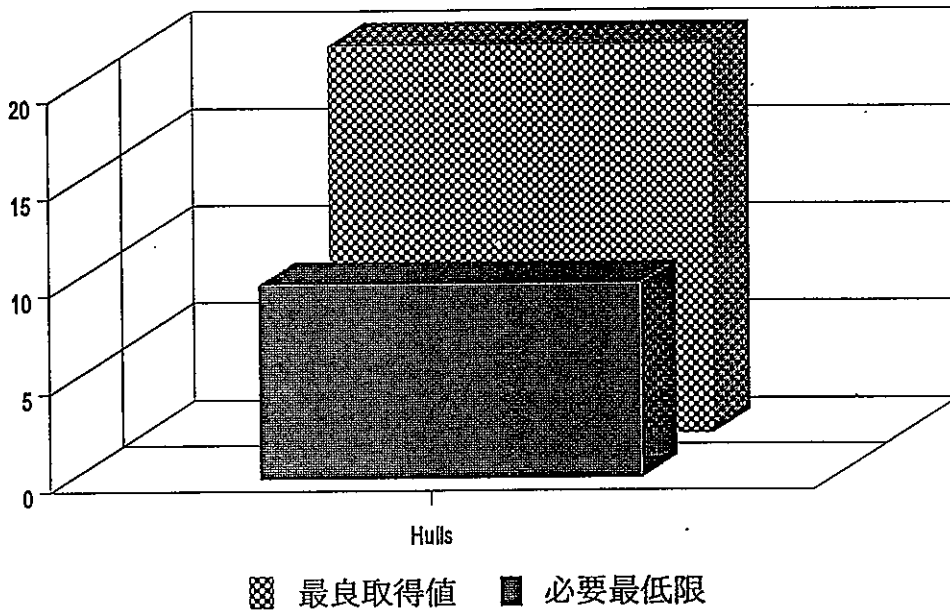


図4-1 保障措置計測/正確さの範囲