

海外から返還されるガラス固化体について

平成 20 年 10 月 17 日
原子力安全・保安院
放射性廃棄物規制課

1. 過去における検討経緯

1-1 原子力安全委員会における検討

これまでに、返還ガラス固化体に関して最終処分を前提とした場合に必要となる記録については、原子力安全委員会において海外再処理に伴う返還廃棄物の安全性の検討において議論されており、「海外再処理に伴う返還廃棄物の安全性の考え方等について」(87 年 8 月 27 日 原子力安全委員会決定)によれば、返還ガラス固化体の処分について、以下のように述べられている。

返還廃棄物の仕様を処分の観点から検討するに当たっては、廃棄物の処分の安全性が、固化体、容器等の人工バリアと地層等の天然バリアとの組み合わせによる多重バリアによって確保されるものであることを踏まえ、処分時点で安全評価を行う際に必要な情報のうち、返還廃棄物の仕様に含まれていることが適当な情報を把握しておくことが望ましい。このような情報としては、たとえば固化体の組成、内蔵放射エネルギー、容器の材質等の他、発熱性の廃棄物についてはさらに、固化体の発熱量、熱伝導率等が挙げられる。

1-2 電気事業者及び行政庁における検討

我が国の電気事業者と英国及び仏国の再処理事業者との再処理役務契約（仏国事業者と 77 年、英国事業者と 78 年）に基づき、英国及び仏国の再処理事業者から我が国の電気事業者に対して再処理に伴い発生するガラス固化体の仕様及び必要な運転管理項目がそれぞれ提示された。電気事業者は、このガラス固化体の仕様等の妥当性について検討した結果いずれについても妥当なものであるとした。

また、その検討結果につき、我が国電気事業者の依頼に基づき、再処理役務契約の適切な履行の観点から行政庁（当時の科学技術庁）は検討を行い、いずれの検討結果についても、貯蔵が安全に行い得ることはもとより、当時の知見のもとで将来の処分の安全性を評価する上で必要と考えられる情報が仕様等に含まれていることを専門家による検討を経て確認した（仏国分について 88 年 1～8 月、英国分について 91 年 12 月～92 年 7 月に検討を実施）。

1 - 3 国による実ガラス固化体試料の確認

仏国からのガラス固化体の実際の返還(95年4月開始)に先立ち、科学技術庁は日本原子力研究所(いずれも当時)に委託し、英国及び仏国から入手した実ガラス固化体の試料の密度、放射能濃度、発熱量、均質性等につき試験を実施した(「海外再処理返還廃棄物確認手法信頼性実証試験」89年4月～93年3月に実施)。

この試験結果は、実ガラス固化体試料の製造記録とよく一致し、いずれも仕様の範囲内にあることが確認されたことから、英国及び仏国から返還されるガラス固化体の製造記録により当該ガラス固化体が仕様範囲内であることについて確かめる方法の信頼性は有るとの結論を得た。

2. 返還ガラス固化体に係る記録保存状況と今後の方針

我が国の電気事業者によれば、「1 .」で処分の段階を見通して充足性が確認された記録がこれまでの仏国からの返還の際に順次仏国の事業者より引き渡され、我が国電気事業者において保存されている。

また、今後返還が実施される英国からのガラス固化体についても同様に順次英国の事業者より引き渡され、我が国電気事業者において保存されることとなっている。

なお、仏国から返還されたガラス固化体については、我が国電気事業者により、標準的な仕様や一体毎の放射能濃度及び発熱量が公開されている。今後英国から返還されるガラス固化体についても、我が国の電気事業者によれば同様な情報公開を行う方針で英国再処理事業者と調整中の由である。

3. 返還ガラス固化体におけるいわゆる低粘性流体の含有について

3 - 1 ガラス固化体の仕様について

我が国の電気事業者によれば、ガラス固化体の製造に当たり、仕様値並びに英国及び仏国の再処理事業者による研究開発に基づく運転管理項目とその条件が決定されており、この条件下(溶融炉の温度等)で製造されたガラス固化体は均質性が確保され、いわゆる低粘性流体が発生することはないとしている。

行政庁(当時の科学技術庁)の行った「1 - 2」に示した検討の中で、いわゆる低粘性流体が発生しないことについては、溶融炉の温度等の運転管理項目の管理により均質性を有するガラス固化体を製造できる旨の結論を通じて評価されている。

3 - 2 国による実ガラス固化体試料の確認

行政庁（当時の科学技術庁）では、実ガラス固化体試料について「1 - 3」に示した確認試験の中で、いわゆる低粘性流体が発生していないことを含め、均質性が確保されていることを、金属析出物等が偏在していないことにより確認されている。

3 - 3 国内の技術知見

これまで我が国では、ガラス固化体に関して数々の研究が実施されており、いわゆる低粘性流体の発生に関する研究成果から得られた知見として、低粘性流体の発生は主として溶融時の組成管理及び温度管理に影響されるとされている。

- (添付 1) 原子力安全委員決定；
「海外再処理に伴う返還廃棄物の安全性の考え方等について」(昭和
62年8月27日決定、平成13年3月29日一部改訂)
- (添付 2) 国による実ガラス固化体試料の確認結果広報資料；
「海外から返還される高レベルガラス固化体の確認手法の信頼性に
ついて」(平成6年 科学技術庁)

○海外再処理に伴う返還廃棄物の安全性の考え方等について

昭和62年8月27日
原子力安全委員会決定

一部改訂 平成13年3月29日 原子力安全委員会

まえがき

我が国が返還廃棄物を受け入れるには、その廃棄物が安全上適切な性状を有することはもとより、輸送及び貯蔵に伴う安全性が確保されることが必要である。

このうち、輸送に係る安全性については放射性物質安全輸送専門部会において検討されているので、本報告書では貯蔵に係る返還廃棄物の仕様を検討するに当たっての基本的考え方を示すとともに、返還廃棄物を貯蔵する際に貯蔵施設に要求される基本的要件並びに貯蔵の安全性を検討する際に考慮されるべき事項等を示した。

なお、貯蔵後の処分に関しては、今後の研究開発に委ねられる部分が多いことから、現在の知見の下で、将来、返還廃棄物の処分に関する安全評価等を行う際に必要になると考えられる事項について示すに留めた。

本報告書は、現在における知識、経験及びこれまでに得られた最新の情報に基づき作成したものであり、今後の経験と新しい知見とにより有益な情報が得られた場合には必要に応じ見直されるべきものである。

第1章 安全性検討の基本的考え方

使用済燃料の再処理によって発生する廃棄物の処理処分対策については、他の原子力施設で発生する廃棄物と同様に、原子力委員会放射性廃棄物対策専門部会の報告「放射性廃棄物処理処分方策について」(昭和59年8月及び昭和60年10月)に従って進められているが、海外再処理に伴って発生する返還廃棄物の貯蔵・処分の安全性については、国内で発生する廃棄物と同様の基本的考え方が適用されるので、国内で発生する廃棄物についての研究開発の成果も踏まえ総合的に検討する必要がある。

1.1 返還廃棄物の内容

使用済燃料の再処理においては、剪断処理工程、溶解工程、清澄工程、分離工程、精製工程、脱硝工程、酸及び溶媒の回収工程等から、気体、液体及び固体の各放射性廃棄物が発生する。

これら廃棄物のうち液体廃棄物の固化体及び固体廃棄物が我が国に返還されることが予定されており、それらの中には高レベル放射性廃棄物、被覆材剪断片等、廃液処理廃棄物、雑廃棄物等の放射性廃棄物が考えられる。

(1) 高レベル放射性廃棄物

分離工程の抽出第1サイクルからの抽出残液を主体とする高放射性廃液は、蒸発濃縮された後、ホウケイ酸ガラスに固化処理して安定化することが予定されている。

(2) 被覆材剪断片等

剪断処理工程から出てくる使用済燃料集合体のエンドピース及び溶解工程から出てくる被覆材剪断片（ハル）は、セメントによる固化処理等が予定されている。

(3) 高レベル放射性廃液を除く廃液処理廃棄物

酸及び溶媒の回収工程から発生する廃液等は、セメント、アスファルト等により固化することが予定されている。

(4) 雑廃棄物

その他、再処理工場の保守・補修に伴って発生する雑固体廃棄物（廃機材、紙、衣類等）は、セメント、アスファルト等による固化処理等が予定されている。

1.2 返還廃棄物の仕様の検討に係る基本的考え方

返還廃棄物に対する仕様の検討は、本来的には廃棄物そのものの仕様を対象とするものであるが、我が国において当該仕様の返還廃棄物が安全に受け入れられるか否かについて判断するためには、廃棄物自体の特性を評価することはもとより、当該廃棄物を貯蔵する貯蔵施設との関係において、当該廃棄物が安全に貯蔵しうるものであるかについても検討を行っておくことが必要である。

また、返還廃棄物は、将来、その形態を大きく変えることなく処分されることが現実的であるとみられるが、具体的処分方法については現在研究開発の段階にあり、また、実際の処分実施までには時間的余裕もあるため、現時点では、処分の安全性を評価する際に必要と考えられる情報を出来る限り把握するよう努めることが望ましい。その際、再処理によって発生する廃棄物の中にはTRU廃棄物も含まれること等の特徴があり、その点での配慮が必要である。

第2章 返還廃棄物の貯蔵について

返還廃棄物の貯蔵の安全性は、固化体、容器及び貯蔵施設の組合せによる閉じ込め性によって確保されるものである。

このため、返還廃棄物の貯蔵の安全性を検討するに当たっては、まず第一に、返還廃棄物が安全に貯蔵されるに適した性状であることを評価することが必要である。その上で、その仕様と貯蔵施設との組合せで予備的な安全評価を実施して、当該仕様の返還廃棄物が安全に貯蔵しうるかどうかを評価することとなる。しかしながら、返還廃棄物の仕様を検

討する時には貯蔵施設の詳細が明らかでないことも考えられる。この場合には、再処理施設安全審査指針の中における廃棄物の貯蔵に関する基本的考え方を踏まえて当該仕様の返還廃棄物を安全に貯蔵する貯蔵施設を設計しうることを確認するものとする。その際、貯蔵施設に関する評価パラメータについては、現状の技術の中で対応できると考えられる幅の中で評価を実施し、その評価結果に問題がなければ、当該仕様の返還廃棄物は安全に貯蔵しうると判断される。

2.1 返還廃棄物の仕様の評価

返還廃棄物が安全に貯蔵されるのに適した性状であることを評価するため、まず、返還廃棄物が安定な固化体であり、その容器が十分な耐食性を有するものであること等を当該廃棄物の態様に応じて評価するとともに、返還廃棄物の仕様に平常時及び異常時の安全性の評価に必要な情報が含まれており、当該情報が妥当なものであることを評価する必要がある。

貯蔵の観点からの評価項目としては、返還廃棄物の発生の起源・態様・処理工程等の他、内蔵放射エネルギー、固化媒体等の化学的組成、容器の材質、形状、寸法等の基本量に係るものが考えられる。

熱解析を必要とするものについては、発熱量、熱伝導率、比熱、容器の表面輻射率等が、被ばく解析に係るものとしては、内蔵放射エネルギー、容器の材質、形状、寸法に加えて、廃棄物の重量、容器の表面線量率や表面汚染密度、等が考えられる。

これらの評価項目のうち、仕様で保証されていない項目については、これに代替できる情報により評価できることが必要である。

2.2 貯蔵施設に要求される基本的要件

返還廃棄物の貯蔵の安全性は、固化体、容器及び貯蔵施設の組合せによって確保されるものであるが、高レベル放射性廃棄物等の貯蔵施設に要求される基本的要件としては以下のものが考えられる。

(1) 基本的立地条件

貯蔵施設の立地地点及びその周辺においては、自然環境及び社会環境上大きな事故の誘因となる事象が起こるとは考えられないこと。また、万一事故が発生した場合において、その影響を拡大するような事象も少ないこと。

(2) 平常時条件

平常時において貯蔵施設からの直接ガンマ線、スカイシャインガンマ線等による一般公衆の被ばく線量が法令に定める線量限度を超えないことはもとより合理的に達成できる限り低いものであること。

(3) 異常時条件

貯蔵施設において放射性物質を外部に放出する可能性のある廃棄物の取扱に伴う破損等の事象を想定し、その発生の可能性との関連において評価を行った場

合に、一般公衆に対して著しい放射線被ばくを及ぼさないこと。

(4) 閉じ込め機能

貯蔵施設は、必要に応じて放射性物質を限定された区域に閉じ込める十分な機能を有すること。

(5) 放射線遮蔽

貯蔵施設からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による一般公衆の被ばく線量が十分に低くなるように施設に適切な遮蔽を設けること。また、従事者の作業条件を考慮して、十分な遮蔽がなされること。

(6) 放射線被ばく管理

貯蔵施設においては、適切な放射線測定器を設置するなど従事者等の放射線被ばくを十分に監視し、管理するための対策が講じられること。

(7) 放射性物質の放出に対する考慮

貯蔵施設においては、必要に応じて放出される放射性物質の濃度及び量を合理的に達成できる限り低くできるようになっていること。

(8) 放射線監視

貯蔵施設においては、放射性物質の放出の可能性に応じて、放射性物質の放出が想定される経路に放射性物質の濃度等を適切に監視するための対策が講じられること。また、同時に、周辺環境における放射線量率、放射性物質の濃度等を適切に監視するための対策が講じられること。

(9) 定置方法等に対する考慮

貯蔵にあたっては、廃棄物の性状（耐荷重等）を考慮し適切な定置方法により貯蔵すること。また、貯蔵施設にあつてはその貯蔵方法を考慮した上で十分な貯蔵容量を有すること。

(10) 冷却機能

発熱による固化体等の性能劣化を防止する必要がある場合には、適切な冷却機能を有すること。

(11) 地震に対する考慮

貯蔵施設は、地震により発生する可能性のある放射線による周辺環境への影響の観点から、必要に応じて耐震設計上の配慮を行うとともに、立地地点及びその周辺における自然環境をもとに、最も適切と考えられる設計とすること。

(12) 地震以外の自然現象に対する考慮

貯蔵施設は、立地地点及びその周辺において予想される自然現象（地滑り、陥没、津波、洪水等）を考慮した設計であること。

(13) 火災等に対する考慮

火災等のおそれのある貯蔵施設については、その発生を防止し、かつ万一発生

した場合には、その拡大を防止するとともに施設外への放射性物質の放出が過大とならないための適切な対策が講じられる設計であること。

(14) 事故時に対する考慮

貯蔵施設は、事故に対応した警報、通信連絡等のための適切な対策が講じられる設計であること。

(15) 準拠規格及び基準

貯蔵施設の設計、工事及び検査は、適切と認められる規格及び基準によるものであること。

(16) 検査、修理等に対する考慮

貯蔵施設における安全上重要な施設は、必要に応じて、適切な方法により検査、試験、保守及び修理ができるようになっていること。

なお、放射能レベルの低い放射性廃棄物の貯蔵施設に要求される基本的要件は、原子力発電所等の放射性廃棄物貯蔵施設におけるそれと変わらないものと考えられる。

2.3 安全性の評価

返還廃棄物を貯蔵施設で安全に貯蔵しうることを確認するためには、平常時及び異常時の安全性を評価する必要がある。

平常時の安全性については、放射線の遮蔽、発熱性廃棄物の冷却等が適切に行われることを評価するとともに、容器内の固化体に含まれる放射性物質の漏洩及び容器表面に付着する可能性のある放射性物質の揮発並びに剥離を検討し、その環境中への移行の可能性を評価することが必要と考えられる。

異常時の安全性については、機器等の破損、故障、誤動作あるいは運転員の誤操作によって放射性物質を外部に放出する可能性のある事象を想定し、その発生の可能性との関連において、安全性の評価を行う。想定すべき事象としては廃棄物の取扱いに伴う破損、廃棄物の密閉性の劣化等が考えられる。上記事象の解析に際しては技術的に妥当な解析モデル及びパラメータを採用し、かつ、その安全性を評価するに当たっては、一般公衆に対して著しい放射線被ばくを与えないことを判断の基準とする。

第3章 返還廃棄物の処分について

再処理に伴って発生する廃棄物の処分については、その特性を考慮して今後具体的方法が決められることになっている。

高レベル放射性廃棄物の地層処分については、現在、各国において諸研究が進められており、今後の技術開発の進展に伴ってより適切な処分方法を探りうるものと思われる。

また、TRU廃棄物については、一般に放射能レベルが低く、発熱量も少ないが、長半

減期のアルファ放射性核種を含み、性状も多様で、種類も多いことから、具体的な処分方法は今後検討され、適切な処分方法が決められることとなっている。

これら高レベル放射性廃棄物等の処分の基本方針は、原子力委員会において策定された「放射性廃棄物処理処分方策について」（昭和59年8月及び昭和60年10月）の中に示されており、処分の安全評価指針、基準に関する安全研究は、原子力安全委員会においてとりまとめられた「高レベル放射性廃棄物等安全研究年次計画」及び「低レベル放射性廃棄物安全研究年次計画」（昭和60年8月）に従って計画的に推進されている。

また、低レベル放射性廃棄物の処分の安全規制については原子力安全委員会において策定された「低レベル放射性固体廃棄物の陸地処分の安全規制に関する基本的考え方について」（昭和60年10月）を踏まえて行われることとなる。

したがって、返還廃棄物の処分についてもこうした両委員会の方針に沿って検討されることが望ましい。

返還廃棄物の仕様を処分の観点から検討するに当たっては、廃棄物の処分の安全性が、固化体、容器等の人工バリアと地層等の天然バリアとの組み合わせによる多重バリアによって確保されるものであることを踏まえ、処分時点で安全評価を行う際に必要な情報のうち、返還廃棄物の仕様に含まれていることが適切な情報を把握しておくことが望ましい。そのような情報としては、例えば、固化体の組成、内蔵放射エネルギー、容器の材質等の他、発熱性の廃棄物についてはさらに、固化体の発熱量、熱伝導率等が挙げられる。

第4章 その他の留意事項

廃棄物の貯蔵については、諸外国の状況も含め、必要な技術的なデータを幅広く蓄積、整理しておくとともに、その安全性の解析方法についても十分検討し、整理しておくことが重要である。

処分については、現在、我が国において処分実施へ向けての研究開発及びそれに対応した安全評価、指針・基準等に係る安全研究が進められているが、これらの研究の実施に当たっては、返還廃棄物も念頭におきつつ総合的に進めることが必要である。

また、仕様の検討の他、貯蔵施設の安全審査及び返還時の受け入れに係る安全規制体制を適時整備して行く必要がある。

返還廃棄物は海外再処理に伴って発生し、固化されるため、特に、品質保証、品質管理についての検討を行うとともに、廃棄物等に係る諸データは基本的には海外再処理実施国にあることから関係機関の間で十分に情報交換を行うことが重要である。

(参考)

昭和62年8月27日付け原子力安全委員会決定文

海外再処理に伴う返還廃棄物の安全性の考え方等について

当委員会は、昭和62年8月27日放射性廃棄物安全規制専門部会から「海外再処理に伴う返還廃棄物の安全性の考え方等について」の報告を受けた。

当委員会は、同報告の内容を検討した結果、この報告に示された基本的考え方等は妥当であり、返還廃棄物の貯蔵に関する安全性に係る検討はこれに沿って行われるのが妥当であると考える。

海外から返還される 高レベル廃棄物ガラス固化体の 確認手法の信頼性について



核燃料サイクルと高レベル放射性廃棄物の処理処分

現在、日本では使用済燃料の再処理をフランス及びイギリスの事業者へ委託しており、再処理にともなって発生する高レベル放射性廃棄物は、ウランやプルトニウムと同様に日本へ返還されることになっています。高レベル放射性廃棄物は、ガラス原料とともに混ぜて高温下で溶かし合わせ、ステンレス鋼製容器の中で冷却、固化されて、放射性物質をしっかりと閉じ込めたガラス固化体にして輸送され、青森県六ヶ所村の日本原燃（株）の廃棄物管理施設で管理されることとなります。そして、最終的には、今後建設される処分場において地下の深い地層中に処分される方針です。

実証試験

この実証試験では、日本に返還されるガラス固化体があらかじめ提示されている仕様の範囲内にあることを検証することにより、廃棄に関する確認の方法の信頼性を実証することを目的としました。

このため、海外の再処理事業者であるフランス核燃料会社（COGEMA）及びイギリス核燃料会社（BNFL）から返還予定のガラス固化体と同一の品質管理の下で作製された試験用試料を入手して、日本原子力研究所の廃棄物安全試験施設（WASTEF）のホットセルにおいて、種々の測定、試験を実施しました。

これらの試験結果については、仕様の範囲が定められている項目ごとにその範囲に合致しているか否かの評価を行うとともに、これ以外の項目についても試験結果の評価を行いました。



試験試料外観

実証試験の方法

試験試料の物性値の評価を行うため、以下の試験を実施しました。

(1) 密度測定

切断したガラス固化体試料を、電子秤を用いた密度測定装置により測定しました。

(2) 発熱量測定

切断したガラス固化体試料を、双子型熱量計により測定しました。

(3) 放射能組成分析

ガラス固化体試料を酸及びアルカリで溶解して作製した試料溶液をゲルマニウム (Ge) 検出器、シリコン (Si) 検出器及びガスフローカウンターにより測定しました。

(4) 化学組成分析

放射能組成分析用試料と同一の試料溶液をICP発光分光分析装置により測定しました。

(5) 均質性評価

作製されたままのガラス固化体試料に含まれる微小結晶相、金属析出物等を、X線回折、電子プローブX線マイクロアナライザー及び画像解析装置により定量的に評価しました。

(6) 失透試験

ガラスは長期間高温にさらされると結晶化が進むことが知られており、この現象は失透と呼ばれています。

ガラス固化体試料を、結晶化しない温度及び結晶化する温度で熱処理し、それぞれについて微小結晶相、金属析出物等をX線回折、電子プローブX線マイクロアナライザー及び画像解析装置により定量的に評価しました。

(7) 浸出試験

浸出容器内の蒸留水中に静置したガラス固化体試料から浸出した放射能及び元素を定量しました。

実証試験の結果

仕様の中でその範囲が明示されている項目については、仕様の範囲と試験結果とを比較しました。図1では、COGEMA から入手した試験試料について放射能組成及び発熱量を比較していますが、試験結果はすべて仕様の範囲内にありました。図2では、同じ試料について、化学組成を比較していますが、やはり、試験結果はすべて仕様の範囲内にありました。

また、それ以外の化学組成及び放射能組成並びに密度についても、試験結果の評価等を行い、妥当な値であることを確認しました。

さらに、顕微鏡観察の結果から、COGEMA のガラス固化体試料が均質であること、また、失透性及び浸出性が文献等の既知の評価結果と同等であることも確認しました。

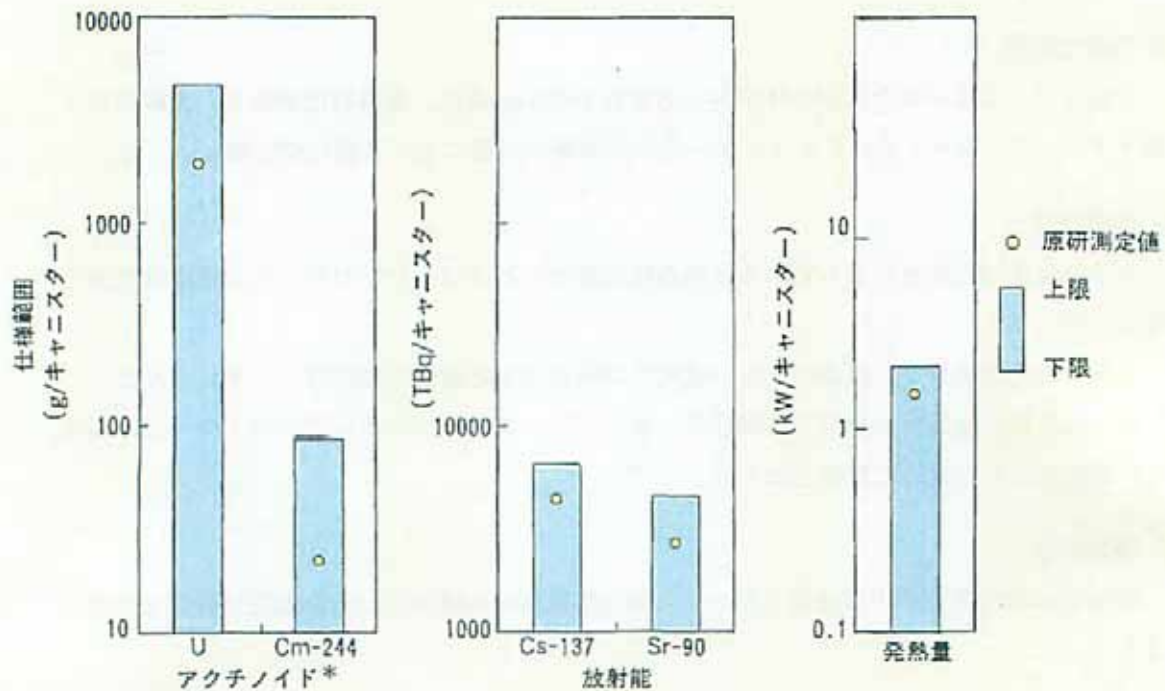


図1 アクチノイド濃度、放射能及び発熱量の分析結果

*プルトニウムについては、Pu-239とPu-240の合計放射能量から全プルトニウム量に換算したところ、仕様の範囲内でした。

以上の試験結果から、COGEMAのガラス固化体試料は仕様の範囲内であり、その物性等はこれまで文献等で報告されているものとはほぼ同等で、我が国が受け入れを予定しているガラス固化体の性状として特に問題となるものではないことを確認しました。

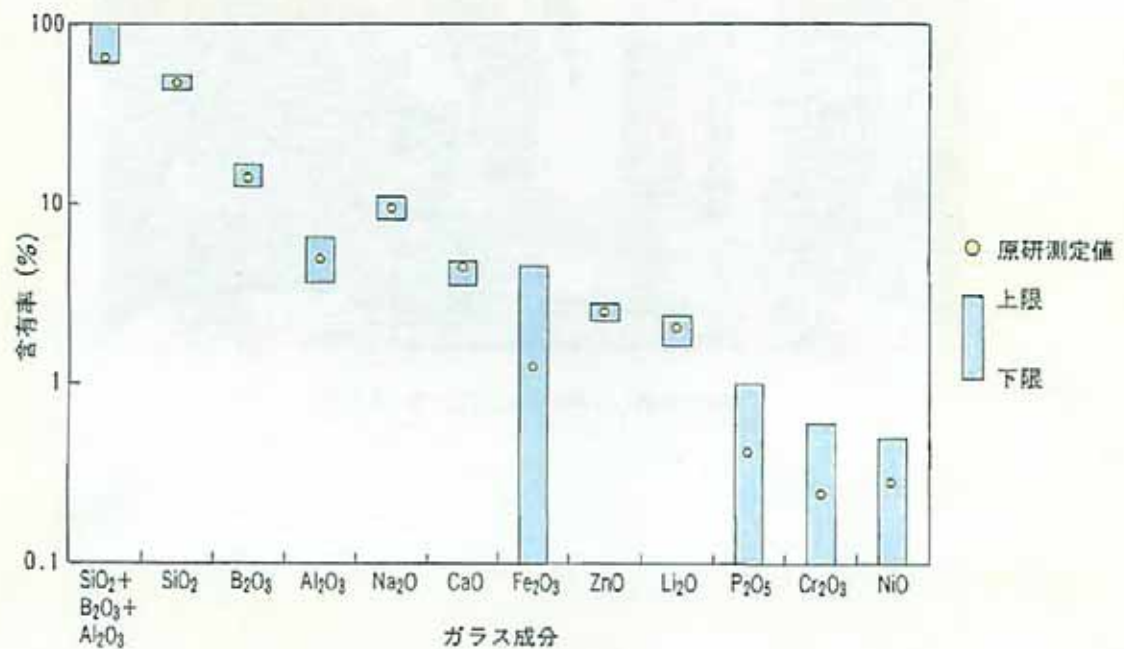


図2 ガラス成分の分析結果

BNFLから入手した試料についても同様に評価、検討を行い、妥当なものであることを確認しました。



試験を実施した原研WASTE Fホットセル

科学技術庁

〒100 東京都千代田区霞が関2-2-1
TEL 03 (3581) 5271 (代表)

「海外再処理返還廃棄物確認手法信頼性実証試験」
この冊子は、科学技術庁の委託により、日本原子力研究所が作成したものです。