解	説
---	---

高レベル放射性廃棄物の処理処分の研究開発の現状について

佐々木 憲明^{*1}

(1987年7月10日受理)

Present Status of Research and Development on the Treatment and Disposal of High-Level Radioactive Waste

Noriaki SASAKI^{*1}

KEY WORDS : high-level radioactive waste, solidification process, borosilicate glass, liquid-fed ceramic melter, deep geological disposal

1. はじめに

原子炉の使用済み燃料を再処理し、有用なウランとプルトニウムを回収した後に残る高レベル放射性廃液は、その管理をいっそう容易にし、将来安全に処分するために、ホウケイ酸ガラスに固化される計画である。

ガラス固化処理については、原子力委員会の方針に基づき、1975年頃から本格的に研究開発が行われた結果、実証施設の建設が開始される段階にまで進展してきている。

一方、ガラス固化体の処分については、2000年頃の実証を目途として深地層処分を重点とした開発計画が進行中である。本資料では、これらの現状について概要を紹介する。

2. 高レベル放射性廃棄物の管理方針

原子力委員会が定めた方針はおおむね次のようなものである(第1図参照)¹⁾。

(1) 再処理工場のステンレス製タンクに貯蔵されている高レベル放射性廃液は、ホウケイ酸ガラスにガラス固化処理する。このため、ガラス固化プラントを建設・運転し、1990年代前半を目途にその処理技術を実証する。

(2) ガラス固化体は、空冷のために地上で30~50年

間貯蔵する。このため貯蔵プラントを建設する。

(3) 貯蔵後は、地下数百メートルより深いところに地層処分する。この技術は2000年頃を目途に実証する。

なお、高レベル放射性廃棄物の処理処分の技術開発は、動力炉・核燃料開発事業団(以下「動燃」という)が中核的役割を担当するものとされており、日本原子力研究所(以下「原研」という)などの研究機関、大学、民間メーカー等との協力、分担、連繫を図りながら進めるとされている。

3. ガラス固化処理

3.1 高レベル放射性廃液

高レベル放射性廃液は、核分裂生成物やアクチノイド元素(再処理工程で回収できないわずかなウランやプルトニウムならびにネプツニウムなどの超ウラン元素)の大部分を含む硝酸酸性溶液であり、その発生量はウラン1トン当たり約500~1,000 lである。発熱量および放射能量は、たとえば燃焼度が28,000 MWD/MTU、比出力が35 MW/MTUの使用済燃料を再処理した場合で、廃液発生量が1,000 l/MTUとすると、原子炉から取り出し後5~6年の時点で、それぞれ1 l当たり約1.4 Wあるいは約400 Ciとなる。高レベル放射性廃液に含まれる核種で比較的放射能量の高いものは、 Cs^{137} 、 Sr^{90} - Y^{90} 、 Pm^{147} 、 Ce^{144} - Pr^{144} である。「発熱する」、「放射能が高い」、「多くの元素を含む」、「長寿命の核種を含む」ということが高レベル放射性廃液の特徴である。

^{*1} 動力炉・核燃料開発事業団東海事業所; 茨城県那珂郡東海村村松 4-33 (〒319-11)

Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation, Tokai Works; 4-33, Muramatsu, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken, 319-11.

第1図 高レベル放射性廃棄物の管理方針¹⁾

第2図 ガラス固化体の外観

3.2 ガラス固化体

第2図は、ガラス固化体の外観^{*1}であり、溶融炉から溶融ガラスを容器（「キャニスタ」と呼ばれる）に注入して冷却後、蓋を溶接したものである。おもな仕様の例を第1表に示す。

第2表はガラス固化体組成の代表例である。

固化体の形態としてガラスが採用されている理由は、一般にガラスは、

- (1) 耐浸出性、耐放射線性に優れている
- (2) 適度な熱的安定性、機械的強度、物理的性質をもつ
- (3) ほとんどの廃棄物成分を均一に固溶することができるとともに廃液組成の変動に対する特性の変化が小さい
- (4) その製造プロセスの開発度が高く実用の域に達している

^{*1} 写真に示す例は展示用の見本であり、内部が見えるように頭部が一部切り取られている。

第1表 ガラス固化体のおもな仕様の例^{*}

固化体容器	
形 状	円筒型
材 質	ステンレス鋼
高 さ	1,040 mm
外 径	430 mm
重 量	約 80 kg

固化体内容物	
種 類	ホウケイ酸ガラス
重 量	約 300 kg
体 積	約 110 l
放 射 能 量	約 40 万 Ci ^{**}
発 熱 量	約 1.4 kW ^{**}

^{*} 動燃の例
^{**} ガラス固化の時点における計算値
(原子炉取出し後 5.5 年の冷却に相当)

第2表 ガラス固化体組成の例^{*}

成 分	組 成 (wt %)
SiO ₂	46.7
B ₂ O ₃	14.3
Al ₂ O ₃	5.0
Li ₂ O	3.0
CaO	3.0
ZnO	3.0
Na ₂ O	9.6
核分裂生成物酸化物	9.8
その他の酸化物	5.6

- ^{*} 動燃の例
- (5) 品質管理が容易である
などの利点をもつことである。
ガラスのなかでもとくにホウケイ酸ガラスが選定されている理由は次のとおりである。
 - (1) 溶融温度が比較的低い (1,100~1,200℃ 程度の温度で優れたガラス固化体を作製することができる)
 - (2) 耐浸出性等に優れるとともに、他の物性も固化体製造上問題ない。
 - (3) 物性データが豊富である。
 - (4) 廃棄物の含有、とくにガラス構造になじみにくいといわれているモリブデンの固溶に対する許容性が比較的高い。

ガラス固化体の物性は、製造、貯蔵、処分の観点から

みて重要であり、模擬ガラス固化体、トレーサ入りガラス固化体あるいは実ガラス固化体（実際の高レベル放射性廃液からガラス固化体を作製したもの）を用いて、熱的、物理的、機械的、化学的な性質のほか耐放射線性などについて、世界各国で非常によく調べられている²⁾。とくに、ガラス固化体の化学的耐久性すなわち水への浸出挙動については、これが地層処分時の核種放散の基本事象であると考えられることから、よりよいガラス固化体を求めるために詳細に研究され、膨大なデータが蓄積されている。また、ガラス固化体は α 線、 β 線、 γ 線などの自己照射を受けるので、これらの照射の影響についてもよく調べられてきた。その結果、ガラス固化体の物性についての理解が深まり、高レベル固化体として十分な性能をもつものであることが世界的に一致した認識になっている。第3表は、ガラス固化体の物性の一例を示したものである³⁾。

なお、ホウケイ酸ガラス固化体の他にも数多くの別の固化体が研究されたが、現時点でも基礎研究が続けられている主要な固化体として SYNROC がある。これは、おもに Ti 系の結晶相から成る固化体であり、日本では原研においてオーストラリアと協力して基礎研究が行われている⁴⁾。

3.3 ガラス固化のプロセス

ガラス固化のプロセスは、世界的には2つの方法が実用化されている。一つはフランスが開発した AVM 法であり、他の一つは、日本、アメリカ、西ドイツが開発している、液体供給式直接通電型セラミックメルター法 (Liquid-Fed Joule-Heated Ceramic Melter 法、略して LFCM 法) と呼ばれる方法である⁵⁾。溶融ガラスに直接通電して加熱する溶融炉（耐火物で築炉し、外側を金属製ケーシングで囲ったもの）に、廃液をガラス原料とともに直接供給して溶融するものがある。

第3図は、LFCM 法によるガラス固化プロセスの例（動燃で開発されたもの）である。ガラス固化の施設内に受け入れられた高レベル放射性廃液は、必要に応じて濃縮あるいは組成調整などの前処理が行われた後、エアリフトポンプにより連続的に溶融炉へ供給される。この時、ガラス原料も同時に溶融炉へ供給される。廃液は溶融炉の中で蒸発・乾燥・仮焼し、ガラスの中に溶融していく。

溶融炉内の中心部分のガラス温度は 1,100~1,200°C 程度に保持される。

溶融ガラスは、溶融炉の底部に設けられた金属製ノズルを通してステンレス製の容器に注入される。容器は冷却後蓋が溶接され、さらに十分冷却された後、容器表面

第3表 ガラス固化体の物性の例^{*,3)}

密度	2.74 g/cm ³
熱膨張係数	83×10 ⁻⁷ /°C (30-300°C 平均)
熱伝導率	0.87 kcal/m ² ·hr·°C (at 100°C)
比熱	0.21 cal/g·°C (at 100°C)
転移点	501°C
軟化点	604°C
液相温度	885°C
粘性	40 poise (at 1,150°C)
電気伝導率	4.8Ω·cm (at 1,150°C)
浸出率	2.3×10 ⁻⁵ g/cm ² ·day (static 100°C-24 hr)
曲げ強度	約 57 MPa
揮発速度	約 4.8 mg/cm ² ·hr (at 1,150°C)

* 動燃の例

の除染、除染後の各種検査を経て保管庫の中で空冷保管される。

前処理装置、溶融炉などの工程機器から発生する廃気には、放射性の微粉、ミスト、気体状のルテニウムなどが含まれる。これらはオフガス処理機器で十分に除去される。

3.4 技術開発の現状

上述のようなガラス固化の技術は、模擬廃液を用いた実験室規模および実規模のコールド試験、さらには実高レベル放射性廃液を用いた実験室規模のホット試験を組み合わせて進められてきている。動燃では、モックアップ試験設備や高レベル放射性物質研究施設 (CPF) 等にて、それぞれコールドの実規模試験、実廃液を用いたホット試験がともに 1982 年から続けられているし、また原研の廃棄物安全試験施設 (WASTEF) においても 1982 年以来多量の RI を用いてガラス固化体の安全性に関する試験が行われている。

このような試験研究の成果を受けて、1987 年の7月現在、ガラス固化技術を実証するための施設の安全審査が行われているところである。この施設は東海再処理工場相当の規模であり、ガラスの製造速度は約 9 kg/h である。安全審査が終了次第、1987 年度中には建設が開始され、1990 年度の完成、試運転を経て、1991 年度にはホット運転が予定されている。第4図はこの施設の完成予想図である。

1975 年頃から進められてきたガラス固化の技術開発は、このようにいよいよ実証施設の建設が始まる程度にまで進展してきたが、今後は、技術の高度化、機器の高性能化を目指した研究のほか、燃料の高燃焼度化に対応

第3図 LFCM 法によるガラス固化プロセスの例 (動燃の場合)

する技術開発が考えられる。

3.5 各国の状況

第4表は、各国の主要なガラス固化施設の状況をまとめたものである。

アメリカでは、二つの大型施設 (DWPF⁶⁾, WVDP⁷⁾) が現在建設中であり一つ設計中のもの (HWVP⁸⁾) がある。いずれも LFCM 法に基づいている。さらに、Battelle PNL では、ホットの工学規模のセラミックメ

第4表 各国のガラス固化施設の状況 (1)

国名	プラント名 またはプロジェクト名	サイト	ガラス 溶融方式	ガラス 製造能力 (kg/h)	実績	備考
米 国	RLFCM	バツテル, PNL (ハンフォード) (ワシントン州)	LFCM	15	'84年より、ガラスを製造開始。	研究開発用大型ホットメルタ。米国では、PNLにて'73年以来 LFCM 技術の開発が続けられている。
	DWPF	サバンナリバープラント (サウスカロライナ州)	LFCM	104	施設建設中。	'89年よりホット運転開始予定。
	WVDP	ウェストバレー (ニューヨーク州)	LFCM	45	施設建設とコールドテストを並行して実施中。	'84年よりコールドテスト開始。'91年よりホット運転開始予定。ニュークリアフュエルサービス社の商業用再処理工場の高レベル廃液ガラス固化施設。
	HWVP	ハンフォード (ワシントン州)	LFCM	45	施設研究中。	'88年から設計、'89年着工、'95年コールドテスト、'96年ホット運転開始予定。
西 独	PAMELA	ベルギー, モル	LFCM	31	'81年着工、'84年コールド運転、'85年10月ホット運転開始。'87年7月現在、合計 850 本以上のガラス固化体を製造。	'86年10月より、別の廃液のガラス固化を開始。ベルギーと西独とが協力して建設した施設。
	WA-W	バックースドルフ	LFCM	31	KfKにフルスケールのガラス固化モックアップ施設を建設し、'86年11月より、その運転を開始。	WA-W 再処理工場は、1993年頃運転開始の予定。
フランス	AVM	マルクール	AVM	15	'78年よりホット運転中。'86年7月までに主として、ガス炉燃料再処理廃液約 1,106m ³ 処理し、約 1,412 本の固化体、ガラスとして 490 ton を製造。	
	R-7	ラ・アーグ	AVH	25	R-7 (UP2-800 再処理プラント用) は、建設完了、コールドテスト中。'88年ホット運転開始予定。	
	T-7				T-7 (UP3 再処理プラント用) は、'90年ホット運転開始予定。	
英 国	WVP	セラフィールド	AVH	25	'83よりフランスから技術導入。施設建設中。1990年初め頃ホット運転開始予定	

第4表 各国のガラス固化施設の状況 (2)

国 名	プラント名 またはプロジェクト名	サ イ ト	ガ ラ ス 溶融方式	ガ ラ ス 製造能力 (kg/hr)	実 績	備 考
日 本	ガラス固化 技術開発施設 (TVF)	東海村 (動燃)	LFCM	8.8	詳細設計終了。 許認可手続き中	'87年より建設, '91年よりホット運転 開始予定
① RLFCM (Radioactive Liquid Fed Ceramic Melter) ホット試験用大型セラミックメルタ (米) ② PNL (Pacific Northwest Laboratory) パシフィックノーウェスト研究所 (米) ③ LFCM (Liquid Fed Ceramic Melter) 液体供給式直接通電型セラミックメルタ ④ DWPF (Defense Waste Processing Facility) 軍事用廃棄物処理施設 (米) ⑤ WVDP (West Valley Demonstration Project) ウェストバレーガラス固化プラント (米) ⑥ HWVP (Hanford Waste Vitrification Plant) ハンフォードガラス固化プラント (米) ⑦ PAMELA (Potanlage Mol zur Erzeugung Lagerfabiger Abfalle) モルガラス固化パイロットプラント- パメラ (西独-ベルギー) ⑧ WA-W (Wiederaufarbeitungsanlage-Wackersdorf) バッカスドルフ再処理工場 (西独) ⑨ KfK (Kernforschungszentrum Karlsruhe) カールスルーエ原子力研究センター (西独) ⑩ AVM (Atelier de Vitrification Marcoule) マルクールガラス固化プラント (仏) } およびこれ等の施設で採 ⑪ AVH (Atelier de Vitrification La Hague) ラ・アークガラス固化プラント (仏) } 用されているガラス固化 ⑫ WVP (Windscale Vitrification Plant) ウィンズケールガラス固化プラント (英) ⑬ TVF (Tokai Vitrification Facility) ガラス固化技術開発施設 (日本, 動燃)

第4図 ガラス固化施設の完成予想図

ルターである RLFCM が 1984 年以来稼動中⁹⁾であり、
 実用施設の設計等に成果が反映されている。

西ドイツはベルギーと協力して、ベルギーのモルに
 LFCM 法に基づく PAMELA プラントを建設している。
 PAMELA プラントは 1985 年 10 月にホット運転が開始
 され¹⁰⁾、すでに 850 本以上のガラス固化体が製造されて

いる。

フランスでは、LFCM 法とは別の技術である AVM
 法が開発され実用化されている¹¹⁾。これはロータリキ
 ルンでまず廃液を加熱して仮焼体を作り、その粉末をガラ
 ス原料とともに高周波加熱金属溶融炉に供給して溶融す
 る技術である。1978 年からマルクールで AVM プラン

第5図 多重バリアシステムの概念

トが運転されており、1,400 本以上のガラス固化体が製造されている。現在 AVM プラントを容量アップした R-7、T-7 施設がラ・アーグに建設中である。

イギリスは、以前独自の技術を開発していたが、商用再処理工場 (THORP) 用のガラス固化はフランスから技術導入しており、現在 WVP を建設中である¹²⁾。

このほか、インド、イタリア、カナダ、中国、ソ連などでガラス固化の技術開発が進められている。

以上に述べたように、すでに稼動している施設もあるが、各国とも大型のガラス固化施設の設計あるいは建設を現在進めており、1990 年前後には相当数の施設が運転を開始するものと考えられる。

4. ガラス固化体の地層処分

ガラス固化体の地層処分システムとしては、人工バリアと天然バリアを組み合わせた多重バリアシステムが考えられている。安全性については、システム全体としての性能評価が重要な意味をもつ。第5図は多重バリアシステムの概念を示すものであり、固化体、オーバーバック、緩衝材などの人工バリアと岩石等の天然バリアから構成されている。

地層処分については、原子力委員会放射性廃棄物対策専門部会の 1984 年 8 月の報告書¹¹⁾において、四段階の開発計画が定められている。これを第6図に示す。

第1段階は 1984 年に終了し、現在は第2の段階にある。第1段階では、「わが国における有効な地層としては、未固結岩等の明らかに適性の劣るものは別として、岩石の種類を特定するのではなく、むしろその地質条件に応じて必要な人工バリアを設計することにより、地層処分システムとしての安全性を確保できる見通しが得ら

第6図 地層処分に至る開発手順

れた。」との結果が得られている。第2段階の目標は「処分予定地の選定」という重要なものであり、第1段階の成果に基づいて最初の 5 年間の研究開発計画がとりまとめられている¹³⁾。第5表はその重点項目を示したものである。

地層処分の安全性の評価とは、すなわち処分場に埋設した放射性核種が長期にわたって人間環境に還流する程度の評価であるから、地層処分の技術で最も基本となる事項は次の三つであると考えられる。

- (1) 安定な深部地質環境を選定する。
- (2) 多重バリアの概念を明確にし、それが成立することを示す。

(3) 処分場の設計・建設・閉鎖が現有技術（もしくはその改良技術）で実現可能であることを示す。

(1)に関しては、断層運動や地震活動等が地質環境に与える長期的影響の研究、深部地質環境の調査技術や評価技術の開発などを行う計画が進められている。これらの成果に基づいて具体的な調査地点における現地調査が行われることになろう。

(2)については、人工バリアおよび天然バリアの放射性核種の隔離機能の有効性の研究が進められている。人工バリアに関する主要な研究内容は、

① 人工バリアの核種閉じ込め性能および耐久性の評価

② ガラス固化体、緩衝材、岩石などのバリア材が、地下水との共存系において保持しうる核種の移行の抑制機能の限界の評価

③ これらのバリア機能が長期にわたってどのように

第5表 地層処分研究開発5カ年計画の重点事項¹³⁾

事 項	お も な 内 容
1. 地層処分の長期的信頼性に関する基本的な考え方の確立	<ul style="list-style-type: none"> 多重バリアシステムの放射性物質に対する隔離機能の有効性および長期安定性の評価 長期的不確実性事象の取扱等についての検討
2. 地層処分システムの基本的な仕様の明確化	<ul style="list-style-type: none"> 地層処分システムの概念設計を行い、地層処分システムの基本的な仕様の明確化を図る 坑道開削技術等の開発を行い、設計された地層処分システムの実現性の見通しをうる
3. 原位置試験の推進	<ul style="list-style-type: none"> 各種の地層における原位置試験の推進 これまでの鉱山活動、トンネル工事、地下発電所建設工事等の知見の収集、分析
4. 大型研究施設の建設	<ul style="list-style-type: none"> 「環境工学試験施設」（放射性物質を用いた人工バリアおよび天然バリアの試験施設）の建設 「深地層試験場」（深地層での人工バリアおよび天然バリアの調査研究、土木技術等の研究開発等の総合的実施施設）の建設
5. サイト特性調査技術の推進	<ul style="list-style-type: none"> 調査地点の地質環境に大きな影響を与えることなく深部の地質環境を評価するための技術開発
6. ナチュラル・アナログの活用	<ul style="list-style-type: none"> 人工バリアの隔離機能および天然バリアの隔離機能と長期安定性を評価する上で有益な類似の自然現象の摘出と調査研究
7. 基礎的なデータ・ベースの整備	<ul style="list-style-type: none"> 核種移行に係る熱力学的データ、地質環境データ等の蓄積と整備
8. 国際協力の推進	

維持されるかの推定
を挙げることができる。

現在、オーバーパックについては鉄、チタン、銅その他の耐食性に関する研究が行われているし、また緩衝材についてはベントナイト系を中心に、基礎的な性能の評価や製品化に関する研究が進められている。

核種の移動に関する研究についても、日本ではまだ実験室が主体であるが、RI等を用いての分配係数や遅延係数（いずれも核種移行の評価に使われる特性指数）の評価が行われている。さらに、核種の移動に関する計算コードの開発も並行して進められている。

バリア機能の長期的な維持を評価する有力な方法としてナチュラル・アナログの研究を挙げることができる。天然ガラスや歴史出土品等の安定性や腐食についての研

究のほか、粘土鉱物の変質、ウラン鉱床に起因する核種の移行状況等の調査が対象として取り上げられ実施されている。ウラン鉱床を利用する核種移行に関する研究は、動燃のウラン鉱山ですで行われているし、またオーストラリアと協力した調査も始まろうとしている。

(3)については、岩盤の掘削とかグラウト（止水）とかシール（密封）に関する現有技術の評価を詳細に行うことが考えられている。グラウト等の長期的な性能の維持の評価は基礎的な研究で、一方、地質環境の変動限界下での評価は原位置試験で行うことが計画されている。

以上に述べたほかにも、地層処分の技術を開発する上で重要な課題がある。安全解析手法の開発、経済性の評価などがその一例であるが、これらについても第2段階の計画のなかで検討が行われることになっている。

5. 高レベル放射性廃棄物に係わる最近の話題

高レベル放射性廃棄物の処理・処分に関連して、最近いくつかの新しい試みが開始されているので、以下に簡単に紹介する。

(1) ガラス固化体の熱源あるいは放射線源としての利用の研究

ガラス固化体は、一般的に初期には1本当たり1.5kW程度の発熱をし、数十万 Ci の放射性物質を含む。これをたんに廃棄物として貯蔵するのではなく、熱源あるいは放射線源として積極的に有効利用することが考えられる。利用に際してはいくつかの課題を克服する必要があるが、利用の可能性のある分野としては次のようなものを例として挙げることができ、動燃にて大学、産業界と協力して研究が進められている。

熱源としての利用分野：施設園芸、牧草乾燥、メタン発酵、養魚、温水プールなど

放射線源としての利用分野：殺菌、滅菌、殺虫、バイオテクノロジーとしての利用、材料改質、検査・計測、エネルギー利用など

(2) フェニックスプロジェクト

「フェニックスプロジェクト」は、高レベル放射性廃棄物の有効利用と処分の高度化を目標として提唱されている計画で、そのおもな内容は次のとおりである。

① 有用元素等 (Ru, Rh, Pd 等) の回収技術：不溶解残渣からの回収あるいは廃液からの回収(群分離など)

② 核種変換技術：高エネルギーガンマ線、高速粒子線等による長寿命核種の短寿命核種への変換

すでに動燃、原研などで研究が開始されており、周辺技術の開発と合わせて成果が期待されている。

(3) ジオトピア計画 (地底総合開発構想)

科学技術庁では、深い地下 (地底) は宇宙、海洋に続く人類に残された重要な未利用領域の一つと位置づけ、ジオトピア計画 (地底総合開発構想) と称し、地下 (地底) 空間の特性を積極的に利用した科学技術やこれに係わる研究開発を今後総合的に調査検討していく計画である。

地下 (地底) の利用分野の一例としては以下のようなものが考えられており、高レベル放射性廃棄物の地層処分は地底利用の重要な一形態である。

① データベース、遺伝子資源等の貴重品、希少物質の地底保管

② 素粒子観測等きわめて高い精度の測定を伴う研究

③ 地球科学 (地球内部の構造解析など) に関する研究開発

④ 長い立坑の活用として、自由落下時の無重力状態

を利用した材料研究、ライフサイエンス関連実験

⑤ きわめて強い支持力が必要な超電導コイルを利用したエネルギー貯蔵など

6. おわりに

以上に高レベル放射性廃棄物の処理・処分並びに関連する技術の研究開発状況を概説した。高レベル放射性廃棄物の管理の問題は、原子力の平和利用の発展にとって非常に重要であり、今後とも鋭意取り組みなければならないテーマである。第5章で紹介したような新しい計画も開始されておりいっそうの進展が期待されるところである。

参考文献

- 1) 原子力委員会放射性廃棄物対策専門部会；放射性廃棄物処理処分方策について (中間報告) (1984)。
- 2) たとえば、IAEA；Chemical durability and related properties of solidified high-level waste forms, IAEA Technical Report Series, No. 257 (1985), IAEA, Vienna.
- 3) 佐々木憲明；高レベル放射性廃棄物のガラス固化処理技術，ニューガラス，No. 3, 44 (1986)。
- 4) たとえば，日本原子力研究所；原子力安全性研究の現状，p.91 (1986)。
- 5) 佐々木憲明，榎原英千世，山本正男；高レベル放射性廃液ガラス固化プラントの現状，動燃技報，No. 56 (1985)。
- 6) R.G. BAXTER；Design and construction of the defense waste processing facility project at the Savannah River Plant, Proceedings of the Symposium on Waste Management, at Tucson, Arizona, March 2-6, 1986, vol. 2, p. 449 (1986)。
- 7) J.L. KNABENSCHUH, W.H. HANNUM and J.R. CARRELL；Waste conversion approach for the West Valley demonstration project, Proceedings of the Symposium on Fuel Reprocessing and Waste Management at Jackson, Wyoming, August 26-29, 1984, vol. 1, pp.1-87 (1984)。
- 8) R.N. GURLEY, K.M. La RUE, R.L. THOMPSON, K.R. SHAH, J.E. MINOR and D.H. SIEMENS；Design Aspects of the Hanford Waste Vitrification Plant, Ref. 6, p. 455.
- 9) W.J. BJORKLUND and J.L. McELROY；An operating radioactive liquid-fed ceramic melter

- system, Ref. 6, p. 435.
- 10) G. HÖHLEIN, E. TITTMANN, S. WEISENBUGER and H. WIESE; Vitrification of high level radioactive waste—Operating experience with the PAMELA Plant, Ref. 6, p. 413.
- 11) C.G. SOMBRET; The vitrification of high level radioactive wastes in France, *Nucl. Energy*, 24(2), 85 (1985).
- 12) A. WOODALL and A.L. ELSDEN; The Wind-scale vitrification plant and vitrified product store, Presented at American Nuclear Society Topical Meeting, Niagara Falls, New York, September, 14–18 (1986).
- 13) 科学技術庁原子力局; 地層処分研究開発5 年計画 (1986).