

高レベル放射性廃棄物のガラス固化処理技術

動力炉・核燃料開発事業団

東海事業所環境工学開発部 佐々木 憲 明

1. はじめに

動燃事業団で開発中の、高レベル放射性廃棄物ガラス固化処理技術を中心に紹介したい。動燃では、昭和 50 年頃から、原子力委員会の方針に従い技術開発を進めてきている。今まで、数多くの大学、民間メーカー、国立試験研究機関の協力と指導を得、現在は、技術開発の仕上げの段階に至っている。ここでは、技術開発の状況、ガラス固化技術の内容を理解していただければ幸いである。

なお、最近、新機能を有するニューガラスの研究開発が盛んであるが、廃棄物ガラスは、耐候耐食性制御用のニューガラスの 1 つとして位置づけられている¹⁾。

2. 高レベル放射性廃液の発生と管理方針

図 1²⁾ は、原子炉の使用済み燃料を再処理し、ウランとプルトニウムを再び燃料として再利用する核燃料サイクルを説明したもので、この中で高レベル放射性廃液が発生する。この廃液は核分裂生成物や超ウラン元素（ただし、プルトニウムを除く）、の大部分を濃縮した放射能の高い廃液であり、これをガラス固化処理し、管理しながら一定期間保管した後人間環境から隔離することが、高レベル放射性廃液の処理、貯蔵、処分である。

高レベル放射性廃液の発生量は、ウラン 1 t 当たり約 1,000 l である。表 1 はその組成の例である。廃液は硝酸酸性であり、この中に核分裂生成物、アクチノイド（回収残渣のウランやプルトニウム、およびネプツニウム、アメリカニウム、キュリウム）、再処理工程試薬 (Na 塩)

表 1 高レベル放射性廃液（例）

1. 発生量	約 1 m ³ /MTU
2. 組成	
HNO ₃	2~7N
F. P. 酸化物	30 kg/MTU
アクチノイド酸化物	7.5
Na ₂ O	30
その他の酸化物	9

などが入っている。

高レベル放射性廃液は放射性核種の崩壊のために発熱している。その量は、例えば、燃焼度が 28,000 MWD/MTU、比出力が 35 MW/MTU の使用済燃料の場合で、原子炉から取り出し後 5.5 年の時点でウラン 1 t 当たり約 1.4 kW である。この時放射能は約 40 万 Ci となっている。発熱する、放射能が高い、多くの元素を含むということが高レベル放射性廃液の大きな特徴である。

このような放射性廃棄物の管理については、原子力委員会が昭和 59 年に次のような趣旨の方針を出している。³⁾

- (1) 再処理工場のステンレス製タンクの中で冷却しながら保管されている高レベル放射性廃液は、硼珪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、冷却のために地上で 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 m より深いところに地層処分する。この技術は 2000 年ごろを目途に実証する。

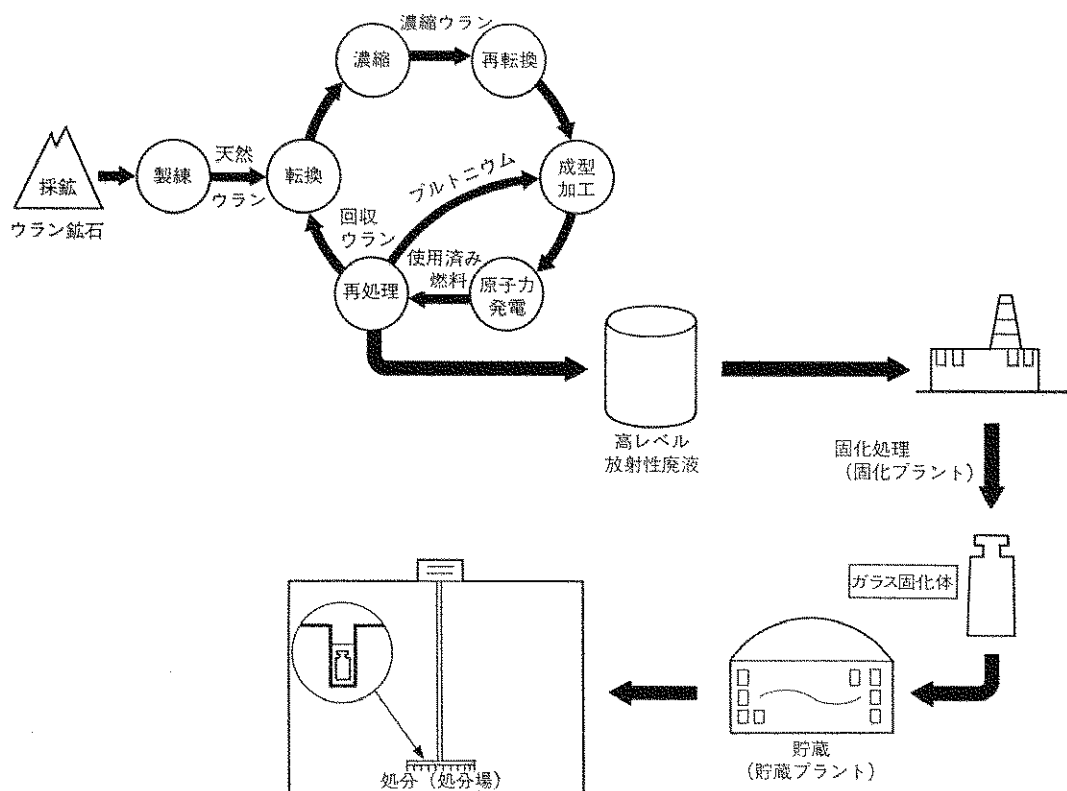


図 1 核燃料サイクルと高レベル放射性廃棄物の処理・貯蔵・処分²⁾

動燃事業団では、この方針に従いそれぞれの段階についての技術開発が行われている。

3. 硼珪酸ガラス固化体の選定

高レベル廃棄物固化体に期待する機能は、「放射性核種の閉じ込め」である。

この閉じ込めを果たすために、各国で多くの種類の固化体が研究されてきている。大きく分けると表 2 に示す 6 種類になる⁴⁾。

第 1 は、仮焼体（酸化物の粉末）である。第 2 はコンクリート固化体、第 3 はガラス固化体であり、リン酸ガラス、硼珪酸ガラス等多くの種類のガラスが研究されている。第 4 は結晶化ガラスである。第 5 はセラミックスであり、この中にはスーパーカルサイン、合成岩石 (SYNROC と呼ばれ、主にチタン系の鉱物 3 種類から構成されている)、その他が含まれる。

第 6 はマルチバリアーを有するもので、例えばコーティングあるいはカプセル化したものである。鉛の合金の中に硼珪酸ガラスのビーズを埋め込む Vitromet は代表例である。このように数多くの固化体が研究されてきたが、現在は硼珪酸ガラス固化体（塊状）が世界の主流である。

アメリカには、工業規模で、仮焼体を製造している工場 (New Waste Calcination Facility: NWCF)⁵⁾ がある。仮焼体は現在貯蔵されているが、これを将来セラミックスとかガラスに変換するということで研究開発が進められている。

SYNROC については、日本では、日本原子力研究所でオーストラリアと協力して、一つの将来技術として基礎的な研究が続けられている。

Vitromet はベルギーが開発したもので、昭

表 2 研究された主な固化体⁴⁾

1. Calcines
2. Concretes
3. Glasses
(1) Phosphate Glass
(2) Borosilicate Glass
(3) Other Glasses
[Alumino silicates, High-silica glass]
[Basalt glass, Nepheline syenite.]
4. Glass Ceramics
5. Ceramics
(1) Supercalcines
(2) Synthetic rock (SYNROC)
(3) Other ceramics
6. Multibarrier Waste Forms
(coating or encapsulating)
(1) Vitromets

表 3 Waste Form Selection Considerations⁶⁾

1. Processing Practicality
2. Leachability
8. Waste Loading
4. Radiation Stability
5. Thermal Stability
6. Physical Integrity

和 61 年にはほぼ実規模で、実際のものがつくられ技術の実証が行われている。ただし、工業規模で生産されているのは、硼珪酸ガラスと仮焼体ということである。

表 3 は、固化体を選定する場合のポイントをまとめたものである⁶⁾。実際に物をつくるためのプロセスの実現性、水に対する耐久性 (Leachability: 浸出率)、廃棄物の含有量、 α 線、 β 線、 γ 線等に対する耐放射線性、崩壊熱に対する熱的安定性、機械的な強度等がポイントとなる。

ただし、最終的にはこの廃棄物は地層等に処分することになるため、人間に対する影響という面では、水に対する耐久性が最も重要である。(ただし、水との接触は安全性論証のための仮説であり、水との接触が必ず生ずるということではない。) 硼珪酸ガラスは、このような

表 4 ガラス固化体の例

○種類	ホウケイ酸ガラス…廃棄物含有量 約 25 Wt% (酸化物換算)						
○発生量	軽水炉使用済燃料 ウラン 1 トン当り, 約 110 l (300 kg)						
○代表組成 (酸化物換算)	ガラス原料 約 75 Wt% 廃棄物 約 25 Wt%						
	<table> <tr><td>核分裂生成物</td><td>10 Wt%</td></tr> <tr><td>Na₂O</td><td>10</td></tr> <tr><td>その他</td><td>5</td></tr> </table>	核分裂生成物	10 Wt%	Na ₂ O	10	その他	5
核分裂生成物	10 Wt%						
Na ₂ O	10						
その他	5						
SiO ₂	43~47 Wt%						
B ₂ O ₃	14						
Li ₂ O	3						
CaO	3						
ZnO	3						
Al ₂ O ₃	3.5~5						
BaO	0~3.0						
廃棄物酸化物	25						

因子を考慮した結果、現在の技術では最も優れているということで選定されている。

4. ガラス固化体の組成

ガラス固化体の組成の例を表 4 に示す。動燃で開発された代表的なもので、廃棄物の含有量が酸化物で 25% である。この場合、ガラス固化体は、ウラン 1 t 当たり約 110 l (約 300 kg) 発生する。代表的な 100 万 kW の原子力発電所 1 基当たり、年間これの 30 倍程度のガラス固化体が発生することになる。この例では、ガラス固化体中の核分裂生成物の量は約 10%、ナトリウムが約 10%、その他が約 5% である (いずれも重量百分率)。

ガラスの組成を決める場合、添加物の種類の選択が重要である。動燃ではボロン、シリコンのほかに、リチウム、カルシウム、亜鉛、アルミニウムの酸化物を 3~5% 程度加えたものを選定している。

表 5 は、周期率表にガラス固化体中に含まれる元素を表してみたものである⁷⁾。これから明らかなように、多くの元素が入っている。特にガラス固化技術、あるいは物性の面で注目す

表 5 ガラス固化体構成元素の一例^{7)*}

H	金 属 元 素											非 金 属 元 素										0
	IA	IIA											IIIA	IVA	VA	VI A	VII A	He				
3 Li 3		4 Be												5 B 3	6 C	7 N	8 O 4	9 F	10 Ne			
11 Na 3 PC		12 Mg 2 △												13 Al 2	14 Si 1	15 P 3 DP	16 S	17 Cl	18 Ar			
19 K 3		20 Ca 3	21 Sc	22 Ti 2 △	23 V	24 Cr 2 ●	25 Mn	26 Fe 2 ●	27 Co	28 Ni 2 ●	29 Cu	30 Zn 2 ○	31 Ga	32 Ge	33 As	34 Se	35 Br	36 Kr				
37 Rb 3 FP		38 Sr 3 ●	39 Y 2 ●	40 Zr 2 ●	41 Nb	42 Mo 2 ●	43 Tc ●	44 Ru 2 ●	45 Rh	46 Pd 2 ●	47 Ag 2 ●	48 Cd 2 ●	49 In	50 Sn 4 ●	51 Sb 3 ●	52 Te 4 ●	53 I	54 Xe				
55 Cs 3 FP		56 Ba 3 ●	57 La 2 △	72 Hf	73 Ta	74 W	75 Re	76 Os	77 Ir	78 Pt	79 Au	80 Hg	81 Tl	82 Pb 4 △	83 Bi	84 Po	85 At	86 Rn				
87 Fr		88 Ra	89 Ac	104 Ku																		

58 Ce 2	59 Pr 3	60 Nd 3	61 Pm 3	62 Sm 3	63 Eu 3	64 Gd 3	65 Tb 3	66 Dy 3	67 Ho 3	68 Er 3	69 Tm 3	70 Yb 3	71 Lu 3
90 Th	91 Pa	92 U 2	93 Np 2	94 Pu 2	95 Am 2	96 Cm 2	97 Bk	98 Cf	99 Es	100 Fm	101 Md	102 No	103 Lr

 ガラス固化体成分 1 ガラス形成元素 2 中間元素 3 修飾元素 4 除イオン ○ フリット成分 FP 核分裂生成物
 AC アクチノイド CP 腐食生成物 DP 抽出溶媒劣化物 PC 工程試薬 △ フリット成分として可能性のある元素
 *) 酸化物換算で10⁻³wt%以上含まれる元素 ● 高レベル廃棄物 (参考文献(7)の中の図に、部分的に手を加えている)

べき元素は、セシウム、ストロンチウム、モリブデン、ルテニウム、ロジウム、パラジウム、アクチノイドである。

5. ガラス固化体の製造技術

次に、このような組成のガラス固化体を製造する技術について簡単に述べる。世界的には、大体三つの技術に分かれている(表6)。

一つは、液体供給式の直接通電セラミックメルター法である。これは直接通電のセラミックメルターの中に液体のまま廃液をガラス原料と一緒に供給して熔融する方法である。この技術は、アメリカ、西ドイツ、日本、その他の国々で開発されている。

アメリカでは DWPF⁸⁾、WVDP⁹⁾ が建設中である。前者は昭和 61 年 3 月時点で 30% ほど建設が完了した軍事用のガラス固化施設である。後者は、コールドの運転と並行して建設が続けられている施設である。RLFCM はホット

表 6 ガラス固化体の主な製造法

- 液体供給式直接通電セラミックメルター法
 - 米 国…DWPF, WVDP, RLFCM, HWVP
 - 西ドイツ…PAMELA, WA-W 用メルター
 - 日 本…PNC
(英国、中国でも開発中、カナダは仮焼体供給式セラミックメルターを開発中)
- フランス AVM 法 (ロータリキルン仮焼 - 高周波加熱金属メルター)
 - フランス…AVM, R-7, T-7
 - 英 国…WVP
- その他
インドの WIP 法, イタリアのライジングレベル法

工学試験用のメルターであり、これは昭和 59 年から実際の高レベル廃液を使って運転されている¹⁰⁾。HWVP は設計中である。

西ドイツの PAMELA プラントがベルギーのモルに建設されている¹¹⁾。これは昭和 60 年

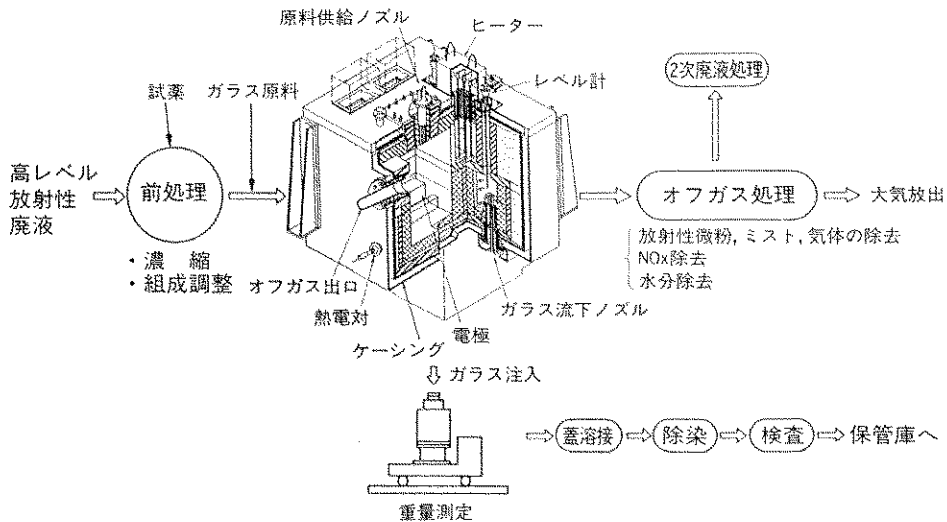


図2 ガラス固化処理方法（直接通電式セラミックメルターによるガラス溶融）

10 月からホット運転が始まり、すでに 400 本以上のガラス固化体が製造されている。WA-W 用メルターというのは、西ドイツの商業用再処理プラント用のメルターである。

もう一つの方法は、フランスで開発された AVM 法¹²⁾である。これはロータリーキルンでまず仮焼体をつくり、その粉末をガラス原料とともに高周波加熱金属メルターの中に供給して溶融する技術である。昭和 53 年から AVM プラントが運転されており、すでに 1,400 本近くの固化体がつくられている。R-7、T-7 というのは、新しい容量アップしたガラス固化施設であり、現在建設中である。

イギリスはフランスから技術導入し、現在 WVP を建設中である^{注1)}。

そのほか、インドとかイタリアでは、金属製の溶融炉又はポットの中に廃液と原料を供給してガラス固化する技術を開発している。

図2は、液体供給式セラミックメルターによるガラス固化プロセスの例（動燃で開発したもの）である。高レベル放射性廃液は、まず貯蔵タンクから移送され、前処理される。ここで必要に応じて濃縮あるいは組成調整が行われた後、ガラス繊維を円筒型に成型したガラス原料

と共にセラミックメルターの中に投入されガラス溶融される。

メルターの中で 1,100～1,250℃ 程度で溶融された後に、ガラスはメルターの底からステンレス製の容器（キャニスター）の中に流し込まれる。ここでは、重量が測定されながら所定量注入される。冷却後、キャニスターは蓋の溶接が行われる。その後、キャニスター表面は、除染、検査され、最後に保管庫の中で空冷保管される。

メルターあるいは前処理装置から、放射性の微粉、ミスト、気体状ルテニウムなどのほか、NOx が発生する。これらは、オフガス処理機器で充分に除去される。

表7は、図2に示したガラス固化プロセスを開発するために動燃で行われてきた主な技術開発あるいは試験項目をまとめたものである。放射能が高く人が近づけないということで、安全性、遠隔操作性、運転性、保守性、寿命などに係わる技術が非常に重要であり、多様な研究開発が行われている。

このような技術開発は、模擬廃液を用いた（コールド）実験室規模試験、コールドの実規模工学試験あるいはモックアップ試験、さらには実廃液を用いた実験室規模のホット試験などを組合わせて進められてきている。

注1) イギリスでは、直接通電式セラミックメルターの開発も行われている。

表 7 ガラス固化プロセスおよび関連技術の開発

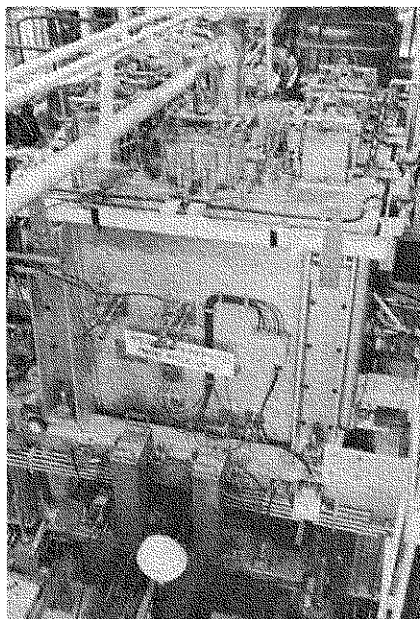
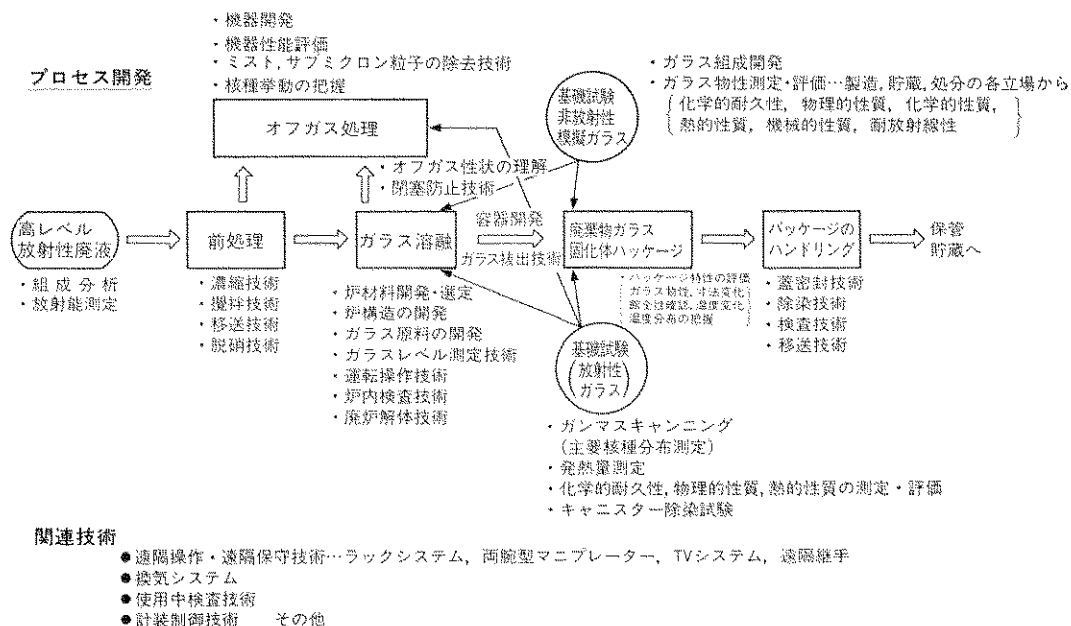


写真 1 液体供給式直接通電セラミックメルトの例（動燃）

コールドの工学試験とモックアップ試験は、それぞれ昭和 55 年あるいは 57 年以来続けら

れ、図 2 に示したプロセスに従って実規模でのデータの蓄積、機器の改良などがはかられている。

実廃液を用いたホット試験は、昭和 57 年以来高レベル放射性物質研究施設 (CPF) にて、現在までに 9 回のランが実施され、固化体の評価などが進行中である。

写真 1 は、現在使用中のメルトの 1 つである。メルトはステンレス製のケーシングで全面が覆われている。直接通電開始までの熱上げのために、天井部に遠隔交換型の SiC ヒーターが設置されている。メルト天井中央部から、廃液がしみ込んだ円筒型のガラス繊維原料が投入される。

このほか、915 MHz のマイクロ波加熱装置を直接通電セラミックメルトと組合せた新しい溶融技術についても開発が進められている。

6. ガラス固化体の物性

表 8 は、高レベルガラス固化体の管理工程に関連する物性の主なものをまとめたものである。

このような関係物性が測定評価されて、ガラ

表 8 高レベル廃棄物管理工程と主な関連ガラス物性

工 程		関 連 物 性
ガラス固化体の製造	ガラス溶融 ↓	電気抵抗, 揮発性, 高温粘性 液相温度, 酸化物溶解度
	容器への注入 ↓	密度, 高温粘性
	冷 却 ↓	熱伝導率, 比熱, 発熱量 熱膨張係数, 結晶化速度
	保 管 ↓	熱伝導率, 発熱量 結晶化速度
	輸 送 ↓	熱伝導率, 発熱量, 結晶化速度,
	貯 蔵 ↓	熱伝導率, 発熱量 結晶化速度
	処 分 ↓	浸出特性 (温度, 圧力, pH/Eh, 地下水組成, 放射線照射量, 地下水流速, 共存物質 等)

表 9 ガラス固化体の物性の例

密 度	2.74g/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 1150°C)
電気伝導率	4.8 Ω・cm (at 1150°C)
浸 出 率	2.3×10 ⁻⁵ g/cm ² ・day (static 100°C-2 4hr)
曲 げ 強 度	約 57 MPa
揮 発 速 度	約 4.8mg/cm ² ・hr (at 1,150°C)

ス組成が決定され、処理や貯蔵の条件が決められている。

表 9 は、このような物性の一例である。

ガラス中の核種が水へ浸出すれば、「閉じ込め機能」をおびやすくことになるが、その機能に影響を及ぼす可能性のある因子としては、次のようなものが挙げられる⁴⁾。

(1) ガラス固化体そのものに関するもの

- ① ガラス固化体の組成
- ② ガラス固化体の割れ
- ③ ガラス固化体の温度
- ④ ガラス固化体の耐放射線性

(2) 浸出プロセスに関するもの

- ① 水の流速, 浸出時間, 温度, 液組成, pH, Eh, イオン濃度, その他
- ② 各元素の水への溶解度
- ③ 表面状態
- ④ γ 線などによる水の放射線分解生成物による影響
- ⑤ 共存物質 (金属, 岩石, バッファー材など)

これらの影響については、世界的にもかなりよく調べられてきている。

次に述べるのは、ガラス固化体の「閉じ込め性」に関する研究の一例である。

ガラス固化体の組成の決定には、各元素の酸化物のガラス中への溶解度が関係する (ここでは、X線回折とか顕微鏡で観察してわかる程度の溶解度という意味で、厳密なものではないが、一つの目安として用いる)。主な酸化物について動燃で調べられた結果では、ジルコニア、酸化鉄はかなりよく溶解する。モリブデンは 3% 程度が上限で、これを超えるとモリブデン酸塩が析出する。ガドリニウムはよく溶解する。酸化クロムの溶解度は 2% 程度である。白金族元素は、溶解度が低く、ガラス中に析出しやすい。ウランはよく溶解する。

廃棄物の含有量は、一般に浸出率に影響を及ぼす。動燃では、廃棄物含有量 25% が一つの標準として設定されていることはすでに述べたが、この例の場合、含有量が 20%, 30% に変化しても、あまり浸出率は変化しないことがわかっている。浸出率の変化はほとんどナトリウムの含有量で決まっているようである。

ガラスは崩壊熱で温度が高くなる。保管中に性質が劣化しないことが望ましいので、その温度による影響、特に浸出率の変化がよく調べられている。

結論的には、ガラスの転移点 (500°C 前後) を超えない温度で管理すれば失透を生ずることなく安定であることがわかっている¹³⁾。なお硼珪酸ガラス固化体の場合、仮に失透したとしても、浸出率の増加は一般的に数倍以下の例が多い⁷⁾。

白金族元素は、1,100~1,200°C ぐらいの温

度では通常、ルテニウムは主に RuO_2 として、ロジウムは主にロジウム-パラジウムの合金として、パラジウムはパラジウム-テルルの合金としてガラス中に分散することが多い。

このような白金族元素は結晶化を促進すると言われているが、ガラス固化体の冷却過程を制御すれば、ガラスが失透することはない。

割れの影響については、割れた分だけ表面積がふえるため、浸出量がふえるとも考えられる。しかし、実規模のガラス固化体に対し、浸出試験が1年間、 98°C の条件で行われた後サンプルの表面状態が調べられた結果、クラック面の変質層の厚さは開放面に比べて著しく小さいことがわかっている。これは飽和効果と言われており、クラック面は浸出にそれほど大きな寄与はしないと結論づけられている¹⁴⁾。

放射線の影響について各国で行なわれた試験の結果から一般に次のような結論が得られている^{14,15)}。密度は α 線によって余り変化せず、ある値で飽和になる。変化量は $\pm 1\%$ 程度以内である。

γ 線、電子線でも、密度は大きな変化はない。機械的強度の変化はほとんど認められていない。浸出率については、 α 線により最大 205

% 増加するという例が報告されているが、一般的には 100% 以下の結果が得られている。電子線、 γ 線の影響は余り認められていない。以上のように、ガラス固化体に及ぼす放射線の影響は認めはされるが、問題になる程度ではないと結論づけられている。

図3は、ガラス固化体の浸出に及ぼす共存物質の影響を示す一例である¹⁶⁾。ガラス固化体の周辺に花崗岩を共存させて浸出試験が行われた結果の例である。

7. ガラス固化技術開発施設の建設¹⁶⁾

上述のように、動燃では、ホットのガラス固化試験、実規模のコールド試験など各種の技術開発が進められている。これらの成果を受けて、技術を実証するためのガラス固化技術開発施設の設計が並行して行われている。この施設は、東海再処理工場相当の規模であり、昭和61年度から62年度にかけて国の安全審査にかけられ、許可が得られた後、62年度中には建設が開始され、65年度に完成、試運転を経て、66年度中にはホット運転が開始される計画のものである。

図4は、この施設の中の主要なセルであるガ

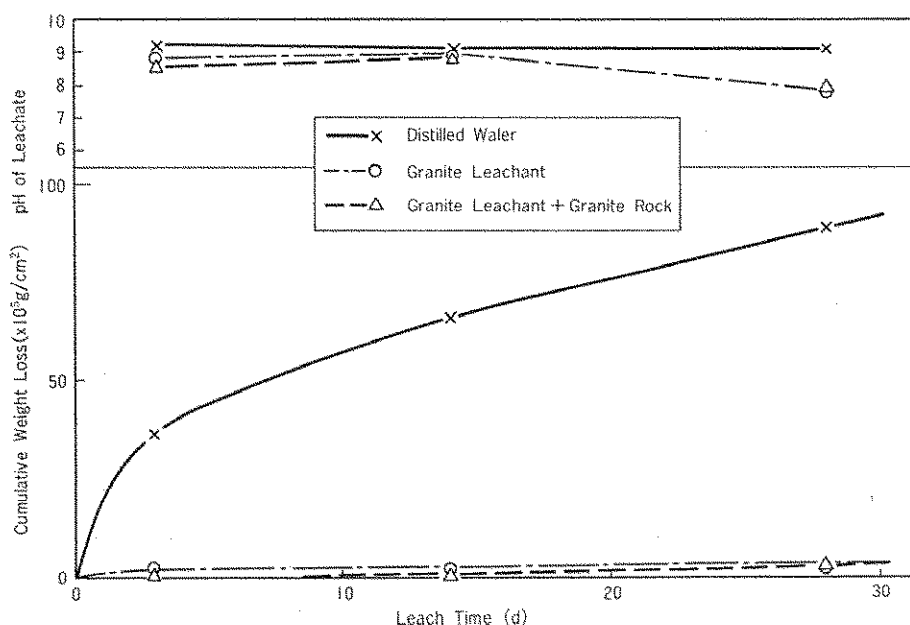


図3 Weight loss from leaching of P0 500 glass at 98°C , $\text{SA/V}=0.1\text{ cm}^{-1.15}$

- | | | |
|----------|-----------|-------------|
| ① 保管庫 | ④ 除染チャンバー | ⑦ 両腕型マニプレータ |
| ② 固化体搬送室 | ⑤ 熔融炉 | ⑧ インセルクレーン |
| ③ 検査セル | ⑥ ラック | ⑨ 解体場 |

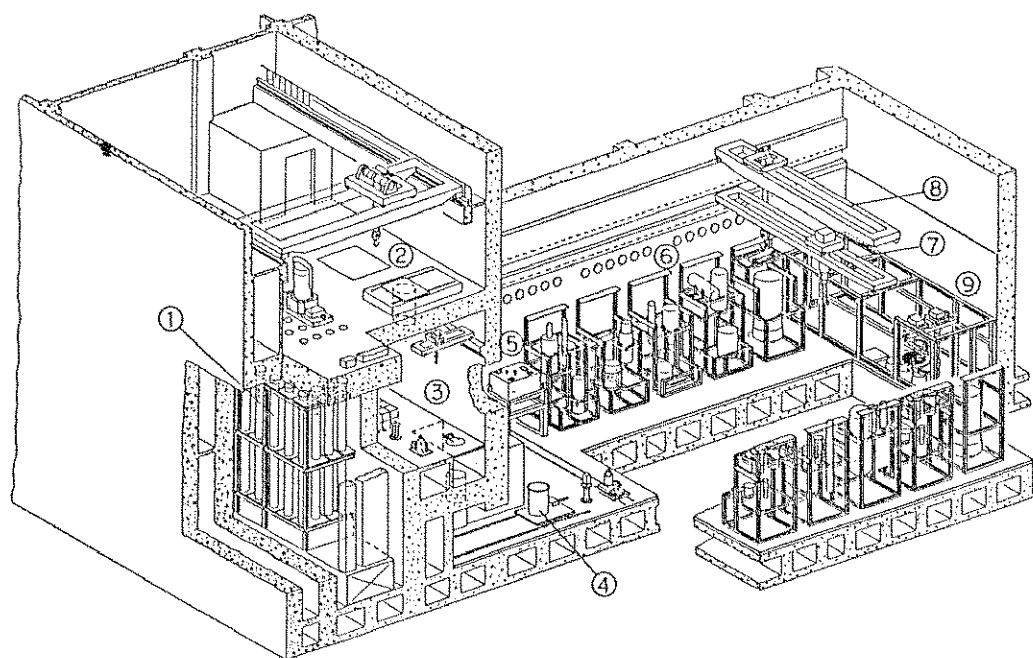


図 4 固化セル概念図

ラス固化セルの概要である。大きなコンクリート製のセルの中に、メルターを始めとする機器等が標準ラックに組み込まれ壁に沿って2列に配列されている。このセルには万が一大型機器を故障等で交換するというような場合には、この中のクレーンを用いて、遠隔でラックごと(メルターについてはメルターのみ)交換するという方式が採用されている。また、通常のメンテナンスは、両腕型マニピュレーターで行われる。

このような方式を採用することにより、施設稼働率の向上、被曝量の低減化、廃棄物発生量の低減化を図ることができる。

8. 高レベル放射性廃液のガラス固化技術に関する最近の話題

最後に、高レベル放射性廃液のガラス固化の研究に関し、最近気づいたところを簡単に紹介する。

一つは、日本でも研究されているが、鉛-鉄-リン酸ガラス固化体の研究がある。これは1984年にアメリカの Oak Ridge 国立研究所で提案されたもので¹⁷⁾、現在、基礎研究が続けられている。ねらいは、硼珪酸ガラスより低温で熔融でき、しかも浸出率も低くなる可能性があるということである。

2番目は、高温熔融ガラス固化体の研究である、これはアメリカの Battelle Pacific Northwest

Laboratories (PNL) で最近研究が行われているらしい¹⁸⁾。浸出率のさらに低いものを目標として、溶融温度を 1,400℃ としている。

最後は、白金族元素の回収に関する研究である。Battelle PNL で、昭和 59 年に発表されている¹⁹⁾。

これは、ガラス溶融時に鉛の合金中に白金族元素を溶解して、鉛とともに回収してしまうというアイデアである。

9. おわりに

以上に、高レベル放射性廃液のガラス固化処理技術について、主に動燃事業団で行っている技術開発の状況を中心に紹介した。原子力発電が日本の安定なエネルギー源として確実に定着している現在、発電に続く核燃料サイクルの早期確立は必須であり、中でも放射性廃棄物の処理、貯蔵、処分は極めて重要である。日本における高レベル放射性廃液のガラス固化技術は、原子力委員会の方針に従い、ほぼ予定どおりに進展してきているし、また、アメリカ合衆国、西ドイツ、フランス、イギリスなどにおいても近年著しく進歩している。すでに稼動している AVM プラント、PAMELA プラント等に加えて、昭和 65 (1990) 年前後には世界各国で一斉に大型施設が運転開始するものとみられている。

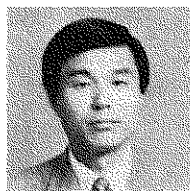
今後の順調な進展を期待するとともに、各位の一層のご支援をお願いしたい。

(参 考 文 献)

- 1) 尾崎義治, 化学と工業, 39(5), p. 118 (1986).
- 2) 動燃事業団パンフレット,
- 3) 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), 昭和 59 年 8 月.
- 4) 例えば, IAEA Technical Report Series No. 257, Chemical Durability and Related Properties of Solidified High-Level Waste Forms, IAEA, Vienna, 1985.
- 5) 例えば, A. P. Hoskins, Processing Experience with the New Waste Calcination Facility, Proceedings of Fuel Reprocessing and Waste Management, vol. 1, p. 1-87, August 26-29, 1984, Jackson, Wyoming.
- 6) J. E. Mendel, The Fixation of High-Level Wastes in Glass, PNL-SA-12921 (1985).

- 7) 佐々木憲明, 高レベル放射性廃棄物ガラス固化体の化学的耐久性, セラミックス, 18 (7), p. 592 (1983).
- 8) 例えば, R. G. Baxter, Design and Construction of the Defense Waste Processing Facility Project at the Savannah River Plant, Waste Management '86, March 2-6, 1986, Tucson, Arizona.
- 9) 例えば, J. L. Knabenschuh et al., Waste Conversion Approach for the West Valley Demonstration Project, ref. 5), p. 1-161.
- 10) 例えば, W. J. Bjorklund and J. L. McElroy, An Operating Radioactive Liquid-Fed Ceramic Melter System, ref. 8).
- 11) 例えば, S. Weisenburger and G. Roth, Status and Plans for High-Level Liquid Waste Vitrification in the Federal Republic of Germany, ref. 5), p. 1-116.
- 12) 例えば, C. G. Sombret, The vitrification of high level radioactive wastes in France, Nucl. Energy, 24(2), p. 85 (1985).
- 13) 例えば, E. N. Boulos, Crystallization of Nuclear Waste Disposal Glass, J. Am. Ceram. Soc., 63 (9-10), p. 496 (1980).
- 14) 石黒勝彦ほか, 高レベルガラス固化体の長期浸出挙動, 日本原子力学会「昭和 60 年秋の分科会」予稿集 (第 II 分冊), p. 273 (1985).
- 15) Ref. 4), p. 148.
- 16) 佐々木憲明ほか, 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, p. 51 (1985).
- 17) B. C. Sales and L. A. Boatner, Science 226 p. 45 (1984).
- 18) L. R. Bunnell et al., High-Temperature Glasses for Nuclear Waste Isolation, PNL-SA-13606 (1986).
- 19) G. A. Jensen et al., Recovery of Noble Metals from Fission Products, Nucl. Technol. 65, p. 305 (1984).

(著 者 紹 介)



佐々木憲明 (ささきのりあき)
昭和 44 年 3 月京都大学工学部工業化学科卒業
昭和 49 年 3 月同大学院工学研究科博士課程修了。工学博士。
昭和 49 年 4 月動力炉核燃料開発事業団入社。昭和 49 年 10 月日本原子力研究所協力研究員, 昭和 55 年 7 月ペンシルベニア州立大学外来研究員を経て, 現在同事業団東海事業所環境工学開発部高レベル廃棄物処理処分技術開発室長代理。
これまで主に, 高レベル廃液の処理, 貯蔵, 処分に係る研究開発に従事。