

高レベル放射性物質研究施設 (C P F) の概要

有 田 克 彦 *

1. まえがき

動燃事業団の東海事業所に設置の「高レベル放射性物質研究施設」は、詳細設計および核燃料安全専門審査会による安全審査を53年3月同時期に終了したあと、準備作業を経て53年7月10日に起工式を行い、本格的な建設作業が開始された。

本施設の建物本体は榊竹中工務店が請負い、55年完成の予定である。

核燃料サイクル技術の確立をめざす国のエネルギー政策のもとに、動燃事業団はダウンストリーム技術についても開発プロジェクトをすすめているが、本施設ではこのうち再処理工程から発生する高レベル放射性廃液の処理、技術に

関する研究および高速炉燃料の再処理に関する研究の二つを目的とし、建設するものである。建設の着工を機会に、ここに本施設の概要を紹介する。写真1は完成時の外観図である。

なお本施設は英文名Chemical Processing Facilityから略称をCPFとしている。

2. 施設の目的

本施設はつぎに示す二つの研究をホットの状態で行うことを目的としている。

(1) 高速炉燃料の再処理技術に関する研究

新型炉燃料のうち、主として高速炉燃料の再処理技術の研究を行うが、この高速炉燃料にはウラン・プルトニウム混合酸化物を用いるため、軽水炉燃料に比べてプルトニウム含有量が多い、

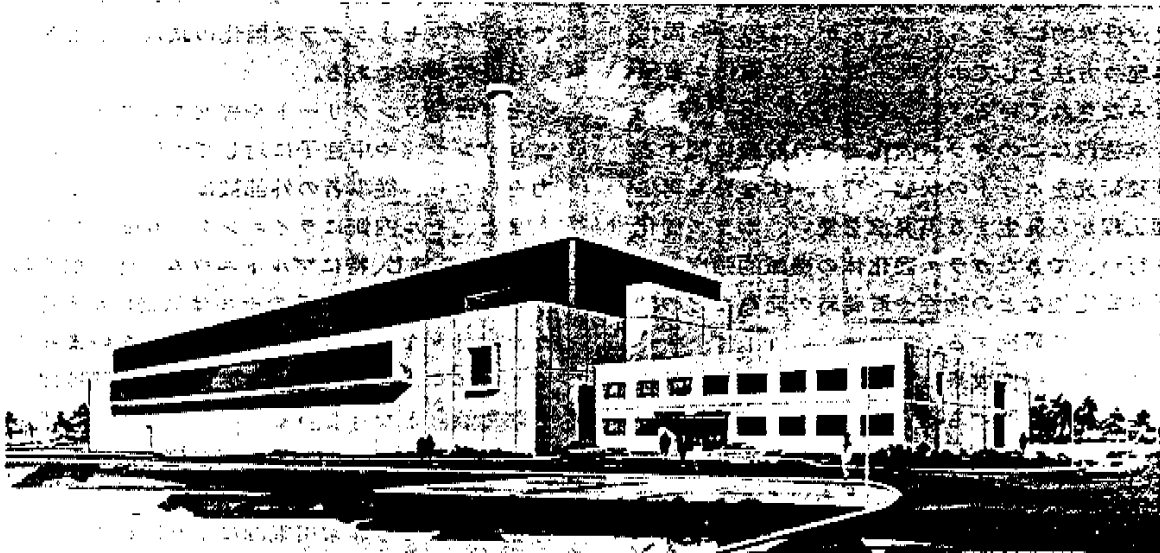


写真1 高レベル放射性物質研究施設外観図

* 動力炉・核燃料開発事業団 核燃料開発本部

また燃焼度が高い、崩壊熱が大きい、核分裂生成物が多い、短冷却期間で再処理、などの特徴を有している。本研究においては、これらの特性に合った再処理技術の研究を行うことを目的としている。

方式は現在の軽水炉の再処理と同じ湿式ピュレックス法で行うが、部分的には将来ボロキシレーション法やパルスカラム抽出法を試みられるように考慮されている。

これらの研究成果は、現在高速炉燃料の再処理技術開発スケジュールの一環としてコールドで工学試験が行われている燃料ビンの前処理技術開発や廃棄物低減化の研究などの研究成果とあいまって、60年代初めに運転が予定されている高速炉燃料の再処理のパイロットプラントの設計に反映されることになる。

(2) 高レベル放射性廃液の処理技術の研究

使用済燃料の再処理の工程から発生する高レベル放射性廃液のガラス固化による処理の研究を目的としている。

この放射性廃液は固化処理して、金属容器(キャニスタ)に収納し、工学施設内に管理された状態で貯蔵する。そしてさらに将来の方向として陸地地層中などに隔離し、長期間貯蔵する方式が世界的に考えられているが、このうち固化処理の方法としてホウケイ酸ガラス固化が有望とみなされている。

本施設はこのガラス固化とその貯蔵に関する基礎研究をホットの状態で行う。すなわち再処理工程から発生する実廃液を使い、ガラス固化を行い、できたガラス固化体の機械的強度、化学的安定性などの物性や貯蔵時の発熱などの問題について研究する。

これらの研究成果は、現在高レベル放射性廃棄物の処理に関する研究の一環としてコールドで行われているキャニスタの試験やガラス固化などの工学試験の研究成果とあいまって、60年代初め運転の予定されている固化のパイロットプラントの設計に反映される。

3. 施設の概要

(1) 建家

図1に本施設の枢要部である1階の配置を示すが、研究棟は地下1階、地上2階で延床面積6170 m^2 、管理棟は地上2階で延床面積1140 m^2 であり、建物全体の延床面積は7310 m^2 となる。ともに鉄筋コンクリート造りである。

研究棟には、A、Bの2系列(A系列は再処理の研究、B系列はガラス固化の研究の系列)のコンクリートセルおのおの5室が中央に配列され、その他、操作室、実験室、サービスエリア、換排気室などが配置され、管理棟には事務室、居室、発電機室などが配置されている。

本施設は建家の耐震性には特に考慮がはらわれ、基礎は格子状の剛性の高い鉄筋コンクリート製の地中連続壁によって直接岩盤に支持されている。施設内には管理区域を設定し、管理区域はさらにグリーン、アンバー、レッドの3区域に放射線管理上分けられており、換排気設備によりこれら区域は負圧に保たれ、放射性物性の漏出を防止している。表1は管理区域の負圧の程度を示す。

(2) セル

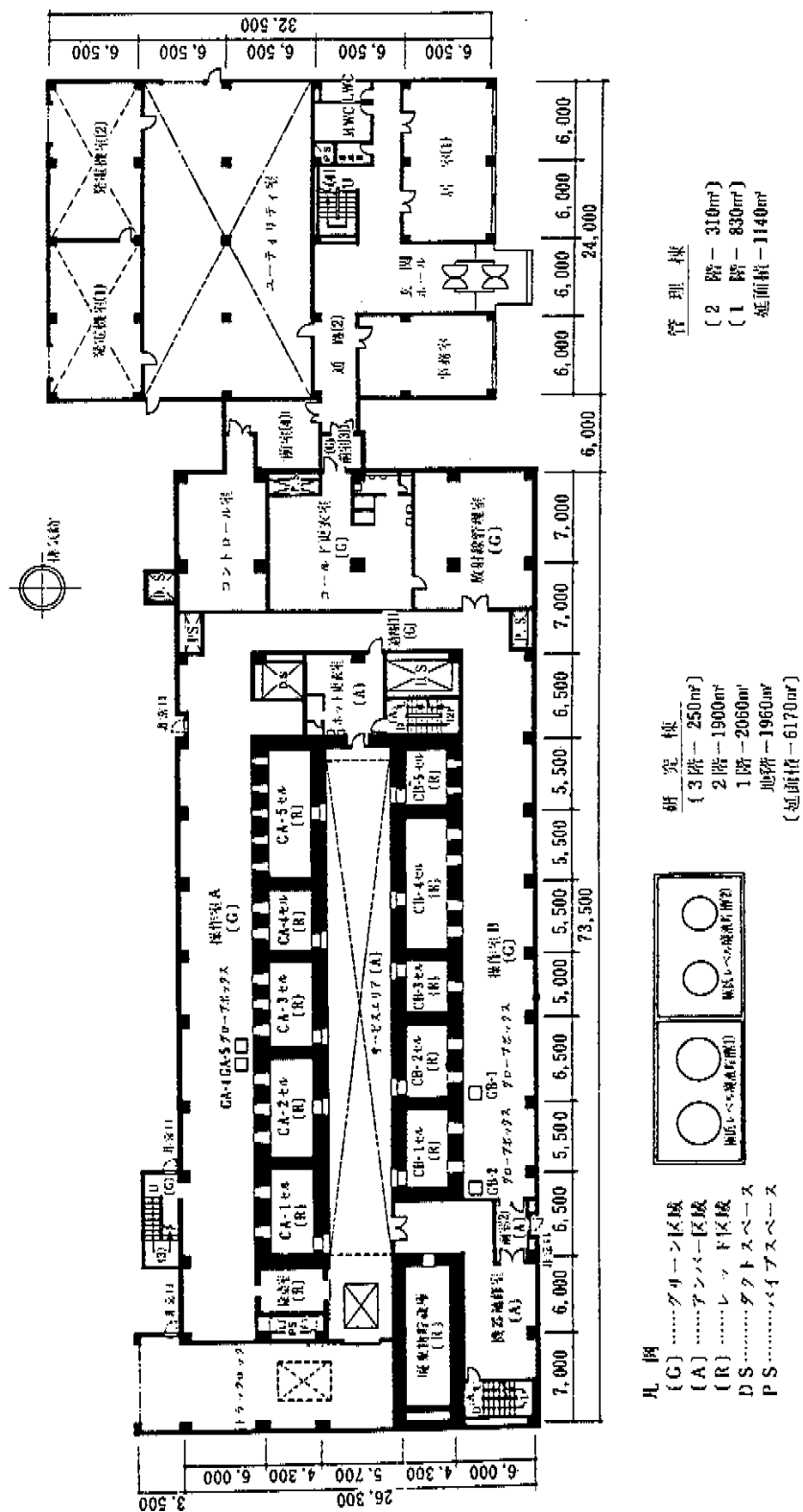
図1に示すCA-1セルからCA-5セルの5つのセルが再処理の試験に使われるA系列のセルであり、CB-1セルからCB-5セルまでの5つのセルがガラス固化の試験に使用されるB系のセルである。

セルは重コンクリートや普通コンクリートによりガンマ線や中性子に対して十分しゃへい能力を持たせ、従事者の外部被ばくを防いでいる。

また、セル内側にライニング(6mmのステンレス板)を施し、特にプルトニウムを裸で取り扱うCA-2、3、4、5のセルは気密性が考慮された設計となっており、負圧運転とあいまってプルトニウムの漏洩による従事者の内部被ばくを防ぐ設計となっている。セルの負圧は常時 -20mmAq 以下に保たれ、換排気設備が故障しても予備の送風機が準備されており、また商業電源停止の場合でも非常用電源により運転される。表2に両系列のセルの要目を示す。

(3) 排気筒

施設周辺環境への影響を最小限にするため、本施設内からの換排気はフィルタや高性能フィ



ルタによりほとんどの放射性物質を捕集したあと、環境へ高さ57mの排気筒から放出される。この排気筒は建家とは独立に建てられ、鉄筋コンクリート造りであり、耐震性についても特に考慮がなされている。

4. 試験系統

前記二つの目的に対応する試験系統について以下簡単に説明する。

(1) 再処理技術の研究系統 (A 系列)

再処理技術の研究には「常陽」の使用済燃料を供する。すなわち、高速実験炉「常陽」の炉心燃料で最大約50,000MWD/T (75MWt 6 サイクル) 燃焼後、少なくとも60日冷却した使用済燃料1集合体 (91ピン) を「常陽」海外輸送用キャスクにて本施設内に搬入し、1回の試験に

このうちから4ピン取り出し、再処理の試験を行う。この試験を年6回予定している。

図2-1にこの系列の試験フローシートを示すが、まずCA-1セル内でキャスクから燃料ピン1集合体が納められている収納缶を取り出し、CA-2セルへ送ったあと、収納缶中から燃料ピン91ピンを取り出し、CA-2セル内の貯蔵ピットに納める。1回の試験ごとにこの中から4ピンずつ取り出し、燃料ピン剪断機にて数センチメートルに切断し、CA-3、4セルにてこの剪断された燃料ピンを硝酸溶液で溶かす溶解工程、抽出器により核分裂生成物とウラン・プルトニウムを分離する共除染工程、さらに、ウランとプルトニウムを分離するための分離工程を経たあと、ウランおよびプルトニウムを別々に取り出す。

これらはそれぞれ精製工程、回収工程を経た

表1 管理区域の負圧と換気回数

区 域	場 所	負圧 (mmAq)	標準換気回数 (回/時)
グリーン区域	操作室、放射線管理室等	-2~-7	4 以 上
アンバー区域	排風機室、サービスエリア等	-8~-15	5 以 上
レッド区域	セル内、貯槽室等	-20~-50	10 以 上

表2 セル仕様の概要

系 列		A 系					B 系				
セル 区 分		CA-1	CA-2	CA-3	CA-4	CA-5	CB-1	CB-2	CB-3	CB-4	CB-5
セル内寸法(m)		6.5×3.0	7.5×3.0	6.5×3.0	4.5×3.0	9.9×3.0	6.0×3.0	5.5×3.0	4.0×3.0	10.0×3.0	4.4×3.0
天井高さ(m)		5.5	5.5	5.0	5.0	5.5	5.0	5.0	5.0	5.0	5.5
しゃへい能力(ei)		10 ⁴	10 ⁴	10 ⁴	10 ⁴	5×10 ³	10 ³	10 ³	10 ⁴	10 ⁴	5×10 ³
しゃへい厚 (mm)	前 面 壁	1,275 重コンクリート		1,200 重コン		1,200 普通コン	1,200 重コン		1,275 重コン	1,200 重コン	1,200 普通コン
	天 井	1,000 重コン		1,500 普通コン		1,000 普通コン	1,500 普通コン				1,100 普通コン
	床	1,600 普通コン				1,000 普通コン	1,365 普通コン		1,600 普通コン	1,365 普通コン	1,000 普通コン
内 装		ステンレス鋼ライニング									
セル内気密度		負圧維持	0.1vol%/hr				負圧維持				

※コンはコンクリートを略記

凡 例

→ 液体試料フロー

⇒ 固体試料フロー

□ 試験工程

○ 検査、測定工程

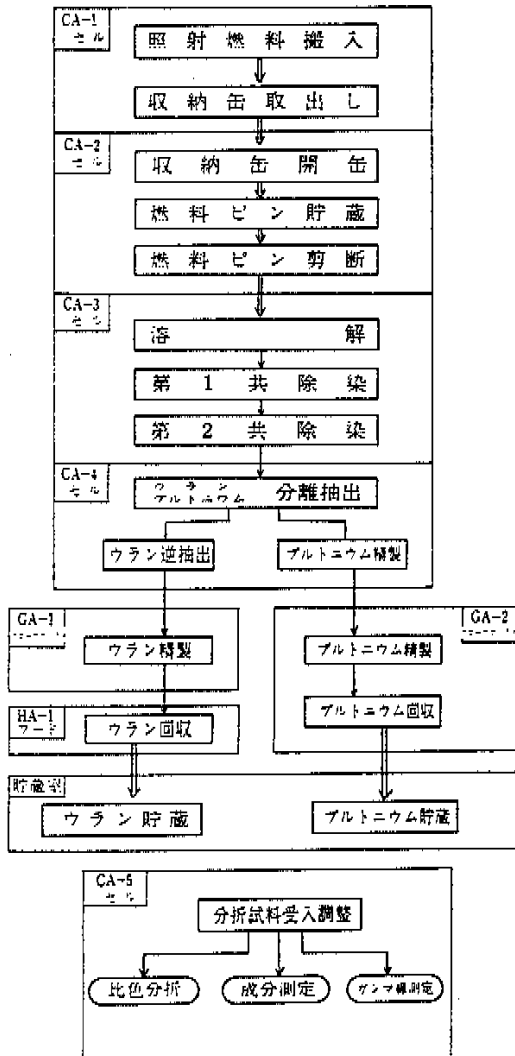


図 2-1 A 系列試験フローシート

あと、酸化ウラン、酸化プルトニウムという形で回収し、1回の再処理の試験が終了する。

これら一連の試験の中で、ホットでなければ確認し得ない放射性物質の挙動の問題、ホットでの溶解条件、溶媒条件、抽出条件などの確性を行い、高速炉燃料再処理で予想される技術上の問題を解決する。

本プロセス中、安全上の問題として臨界管理

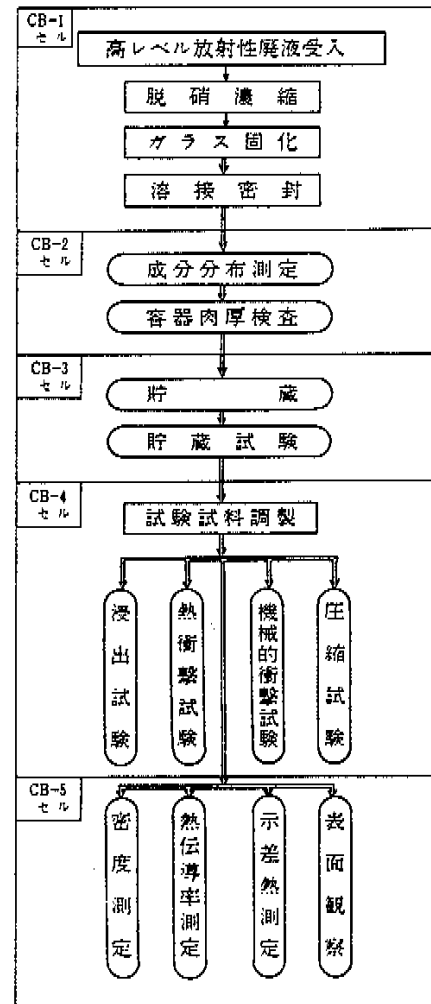


図 2-2 B 系列試験フローシート

の問題があるが、燃料ビン4ビン中に含まれるウラン235およびプルトニウムの合計量は200g以下であり、質量管理のみで充分安全は保たれる。

(2) 高レベル放射性廃液のガラス固化 (B 系列)

ガラス固化の研究には、当事業団東海事業所の再処理工場の再処理工程第1サイクルで発生する高レベルの実廃液を試験に供する。すなわ

表 3 施設内で取扱われる放射性物質の量

試験系列	種 類	最大使用量	放射 能 量	含有核分裂物質	年間試験回数
ガラス固化試験	高レベル放射性廃液	10 ℓ/回	30,000ci/回	無	最大10回
再 処 理 試 験	照射燃料・未照射燃料・混合酸化物	2 kg/回	15,000ci/回	ウラン235-100 g/回以下 プルトニウム-100 g/回以下	最大6回

1回使用予定量と年間使用回数

ち、この廃液は軽水炉燃料を28,000MWD/T燃焼後、180日冷却した場合の核分裂生成物がベースとなっているが、この高レベル放射性廃液を1回の試験に最大30,000 ci使用し、ガラス固化の試験を行う。この試験を年間10回予定している。図2-2にこの系列の試験フローシートを示すが、まず再処理工場から本施設まで事業所内を廃液を送る液体輸送キャスク（通称サンドリオン）にて廃液を搬入し、CB-1のセルの一時貯蔵槽に真空ポンプを使ってセル外のキャスクから送り込む。廃液はガラス固化体のキャニスターなどへの影響を考慮し、一旦脱硝され、そのあとガラス素材とともにガラス溶融炉にてガラス固化される。

実証プラントにおいては300φ×1000mmぐらいの固化体となるが、本施設では65φ×500mmのステンレス鋼管中へ廃液を流し込み、そのままガラス固化させる。

このあとCB-2セルでこの固化体1体としての物性測定なども行い、CB-3、4、5セルでの貯蔵試験、固化体をテストピースに切断し

ての機械強度試験や物性測定などを行い、1回の試験を終了する。これら一連の試験の中で、A系列の試験と同じくホットでなければ確認し得ないホットガラス固化体の物理・化学的性質の評価や、溶融時のオフガス発生の評価などの技術上の問題を解決する。

なお、これらA、B両系列に供される試料の量をまとめて表3に示す。

5. 安全性について

本施設では施設周辺環境への影響および従事者の被ばくを最小限にするため種々の方策が講じられているが、法律「核原料物質、核燃料物質および原子炉の規制に関する法律」第53条にしたがい、核燃料安全専門審査会（加工・使用部会）においてその安全性、特に周辺環境への影響、従事者の外部被ばく、内部被ばくの可能性、核分裂物質の臨界の問題、火災や爆発の可能性、耐震性の問題など審査され、充分安全性が確保し得る施設として53年3月28日、使用の許可が下りている。