

に採用してはなりません。腐食現象は、じゅうぶんに「技術問題」なのです。

我々の選んだ燃料塩は HastellyN に対して充分な共存耐食性が実証されています。この様に優れた条件下にあります。今後、さらに実験炉 miniFUJI 炉などによって炉寿命間の健全性が、実際的に実証されることが急務であるのは間違い有りません。

* 構成材料 (3) 減速材黒鉛

黒鉛は融点が四千度にもなり、また熱伝導度が高いので極めて優れた高温材料で、しかも全くフッ化物熔融塩と反応いたしません。したがって中性子減速・反射遮蔽材さらに構造材として最高のものと考えられます。それが、塩中で裸で使えるのは実に幸運です。我々の炉では、制御棒としても使おうと考えています。これのみを使った炉内で炉心熔融は考えようがありません。

しかし、燃料塩が黒鉛の細孔に浸入しますと不都合なので、表面張力を考慮して1ミクロン(千分の1mm)以下の孔径の孔しか持たない良質な等方性黒鉛を使用いたします。さらに照射損傷による寸法変化の無いものが必要です。中・高速の中性子の影響が大きいのですが、はじめ少し(1%以下)寸法が縮みそれから戻るので、元の寸法に戻ったら寿命が来たとします。既に、米・仏などで充分に実用できるものが作られています。しかし、さらに長寿命な黒鉛が開発できれば、出力密度が高められ炉本体が小型に出来ますから、経済性が大いに高まり発電コストが下がります。一応満足していますが、さらなる改善努力が直ぐに効果的である重要な開発課題です。

* 原子炉本体と1次系

・ 炉本体と1次系 :

炉の内部構造は単純(図4参照)そのものです。裸の黒鉛が空間の90%を占め、熔融塩が隙間を流れる(流速1m/sec以下)のみで、炉容器は開閉不要です。燃料塩の循環している一次系全体は、融点500度以上に保った高温格納室内に納めてあり、底には、漏洩した燃料塩を集めてドレインタンクに誘導するようになっています。(制御機能は説明済み。)

燃料塩の熱は冷却材塩に伝えられ、それで水蒸気タービン発電します。その概要は、図6に示しました。

・ 燃料塩ポンプ :

これには短軸型の遠心ポンプが使われます。塩充填前には必要であれば、予熱ガス循環にも使用できます。また上部にはガス空間がありますから、膨張タンクを兼ねることもできます。長軸のものが必要になることもあるでしょうが、それらを含め高速炉用ナトリウムポンプの経験が大いに活かします。MSREで使用されたポンプを図7に示します。MSBR用の設計例が図8です。

・ 中間熱交換器 :

常圧で高速炉用とも共通するところが多く、その経験が活かします。但し、ナトリウムより境界熱抵抗が大きく、粘性も高いので、浅い溝やフィンが有効となります。燃料塩の保有量を最低にしたシェルアンドチューブ型になるでしょう。図9には、MSBR用に設計されたものを紹介します。

・ 高温格納室 :

一次系全体はこの中に完全に格納されます。凝固しないように塩の融点以上の500℃に保持されますが、高温の支持構造の耐震性、一次系の保守・点検・修理作業の遠隔化などが新しい開発課題です。未経験なので、小型のminiFUJI炉で開発実証させますが、装置及び作業は単純化され、発電コスト低減にも有効です。

* 2次系と発電装置系

・ ポンプ :

これは一次系とほぼ同じです。

・水蒸気発生器：

ここでもナトリウム冷却高速炉用の機器開発の経験が、多大に活かされます。しかもこの場合はナトリウムに比べ熱衝撃性や事故時の重大性が大きく軽減されますので、過去に強力に開発された安全設計技術基準は余裕をもって活用できます。

しかも、塩に対する耐食性から Ni 合金が好まれますので、水腐食対策も容易です。塩が高温なので高熱効率の超超臨界水蒸気発電が期待できますが、そのコストと効率の間の調整が課題になります。

*炉化学的管理

この炉は「化学的装置」ですから、この炉の真髓にかかわる大事な案件で詳しい紹介が必要ですが、余りに膨大です。半定量的な簡潔な紹介に留めさせていただきます。(それでも専門化向きになり過ぎたかもしれませんので、一般の方は読むのを省略しても構いません。)

ここでは、U233 燃料の標準的原発 FUJI-II における炉化学的機能について考察を行います。その基礎となる基礎的設計パラメータは、表 1 (第4部) のほかに Table 2? で補ってあります。

・中性子照射および核分裂効果

燃料塩の中性子照射効果については、すでに出力密度で 1000MWth/m³ まで何らの変化もないことが実証されていますが、FUJI では 200MWth/m³ 以下ですから問題はありません。

1 個の分子 ²³³UF₄ の核分裂で、4 F⁻+0.015 (Br⁻+I⁻) の陰イオンが残り、平均約三価に相当する種々の陽イオンが生じます。従って余った F⁻ を受け止め還元するために、少量の三価の UF₃ が塩中に存在している必要があります。その対応操作は、後で説明します。

・核分裂生成物 (F.P.) 挙動：

FUJI では 1 日 350gr、全寿命で約 1920kg の ²³³U を消費します。総量 8300mol に相当する F.P. (核分裂生成物) が生産されますが、その内の希ガス成分の 99% は気相に分離する設計となっています。それらの溶解度は 1×10⁻⁸ mol·cm⁻³ melt·atm⁻¹ 以下ですから、1 時間内に 99% 除去するのは決して困難ではありません。

F.P. は、三群に分けて燃料塩内の化学挙動が説明できます：

[第一群]：希ガス F.P. およびトリチウム (三重水素) [Kr, Xe, T]

炉の終末期における安定同位元素および 10.76 年半減期の ⁸⁵Kr の総量は、Xe 312Kg、Kr 46Kg ですが、それらの短寿命の同位元素により、Cs, Rb, Sr, Y, Ba などが塩外で壊変分離されるでしょう。Zr, Mo も少量塩外に除かれます。

T の生成は、⁷Li、⁶Li および核分裂から 1 日に約 380Ci、全寿命内に約 210g になります。一部は一次系カバーガス中に、大部分は二次系溶融塩のカバーガス中に DTO (重水素を含む水) などの形で分離回収されます。

[第二群]：可溶安定なフッ化物となる F.P. [Rb, Cs, Sr, Ba, Y, 希土類, Zr, Br, I 等]

上述のように一部は Kr, Xe 先駆核で気相に分離されますが、さらに短寿命の、例えば 3.2 秒半減期の ⁹⁰Kr から生まれる Sr その他は塩中に残ります。それらの総量は十分な低濃度に留ることが判っています。I, Br も、三価の UF₃ を含む還元状態の塩中には安定に溶存し、問題になりません。

[第三群]：化学的に貴または準貴な F.P. [Ge, As, Nb, Mo, Ru, Rh, Pd, Ag, Cd, Sn, Sb 等]

これらは固相元素となり塩に溶解しませんが、MSRE での測定から、黒鉛・容器壁・気相に 10:40:50 位の比率で分布することが知られています。しかしそれらの大部分は密着というより、微粉体の集合体となります。ある部分は、濾過分離できます。いずれにしても、炉内に微細な構造物はないので、工学的な問題となるとは考えられない。炉内の燃料塩空間は約 10 m³ で、固形 F.P. の約半量がダストとなって気相に移行することを考えると、スポンジ状になっても 1% の空間に相当する 100 cm³ 以上になるとは考

えられないからです。但し、実際の炉で挙動を監視確認する必要があります。

なお、F.P.の侵入沈着した黒鉛表面は、0.5mm 削れば放射能的には再使用可能となります。

複合効果として塩中の三価金属イオンの総量は、1.3 mol%以下にしないと溶解積を越す恐れがありますが、FUJI-IIの場合、 U^{+3} 、 Pa^{+3} 、稀土類、 Y^{+3} を含めて約0.63 mol%以下と推定され問題はありませ

ん。
結論として、以上のような予備的検討結果からは、全寿命の間第一群以外のF.P.を分離する必要はないものと思われま

・炉運転条件の調整：

黒鉛は多量の H_2O 、 CO_2 、 CO などを吸蔵しHastelloy N腐食の原因となるので、減圧加熱・ガスフラッシュにより脱気に努めます。また精製熔融塩 ${}^7LiF-BeF_2$ で、炉内全体と共にフラッシュ洗浄します。燃料塩はU233 必要量の約85%を含むものを装荷し、 ${}^7LiF-233UF_4$ (73 - 27 mol%、共融点490°C) を少しずつ加えて臨界とします。塩の電気化学的状態(酸化還元電位 redox potential) は、UC2 沈着防止と、F.P.のTeによるHastelloy N脆化防止のため、次の条件： $0.17 > UF_3/UF_4 > 0.02$ 、に従うようにします。一応「全U中の7%が UF_3 」と選べば良いでしょう。

その還元には、金属Beを使用します。 UF_3 7% (110 moles) には、Be 56 moles (0.5 kg) が必要です。核分裂は1日350 gr、全寿命で1920 kg (UF_4+UF_3 の8300 moles) に相当します。これから余るF量は $(1.00-0.07) \times 8300$ moles であり、還元に4025 moles (36.5 kg) Be が使用されます。

これはかなりの BeF_2 増加を塩に与えますが、9460 moles ThF_4 添加を ${}^7LiF-ThF_4$ (70-30 mol%、包晶点597°C) により行うのに伴って 7LiF も22000 moles 増加します。この比 ${}^7LiF/ThF_4=22000/(56+4025)=5.4$ は、標準塩組成の4.5からそれほど遠くないのは幸いです。

微細な塩組成調整は、成分添加やBe還元または NiF_2 酸化などにより行われるでしょう。複雑な操作に思えるでしょうが、塩の総量が大きいので年に1回程度の微調整にすぎません。

少し丁寧に書きすぎたようですが、これで感触的にでも、この炉が如何に巧妙にまた幸運に恵まれて作られた、かけがえのない技術的産物であるかを理解して頂けたかと思えます。

・運転・保守管理・修理

修理、まして最後の廃炉処分作業は如何にも大変だろうとお考えかもしれませんが。容易だとは申しませんが、炉構造が単純と言う利点の他に、放射性物質の放散が極めて少ないのです。これについては、MSRE計画の最後のリーダーだったローゼンタール(M. W. Rosenthal) から興味ある経験話をお聞きしました。彼はその前に、同じ液体燃料炉の水均質炉開発計画の責任者だったのですが、「水均質炉に比べると、作業室内の放射能汚染が無いに等しく、実に作業が楽だった。」と言われるのです。付着した燃料塩があっても、安定したガラス状に固化して飛び散らず、大変な利点なのです。それに比べ、水均質炉の燃料水で汚染した機器保守では、乾くと直ぐにエアロゾルになって空中に飛散し、部屋中が汚染して作業は実に困難だったそうです。

これは原研の研究炉での作業でもしばしばでした。もしも機器がプルトニウム汚染した水に触れていようものなら大変です。乾くと、ビニール紙で囲い飛散を止めようにも僅かな風圧で部屋中に拡散するのです。こういった事は経験無しには中々判らないことです。

なお、固体燃料炉では、設計時に核燃料棒の配置と必要本数を確認するために、それを具体的に模擬実験する大掛かりな「臨界集合体」がどうしても必要です。ところがこの熔融塩炉型ではそれが一切不要なのです。すでに実験炉MSREの運転開始手順を紹介した際にそれがお判りだったと思えます。均質な一つの燃料塩を熱中性子炉で使うに過ぎませんから、十分な精度で臨界濃度が推定できますし、実際は最後の塩追加を徐々に行えば充分安全に臨界に持ち込めます。

これは、熔融塩炉だからこその大きな経済的利点と言えるでしょう。

修理法に関しては、遠隔操作（ロボット）技術になりますが、これには今全世界で一層重大になっている使用済み原発の「廃炉技術開発」と関連して進歩は加速されています。また、液体ナトリウムを用いる高速増殖炉の研究に伴っても、すでに多くのロボット技術が開発されています。少なくとも原則論位は解説したいのですが、それでもすでに膨大な記述を要します。進歩の結果を待つ形で、ここでは触れないことにします。何れにしましても、この炉型の本質的な「単純性」が威力を発揮するのを期待したいです。日本のロボット技術におおいに活躍して欲しいです。

・炉寿命終了後の燃料塩処理など

炉の寿命が終えたならば、燃料塩はドレインタンクに集め、加圧して輸送タンクに移し、「地域センター」に運んで処理します。それは次の第5部で解説します。炉容器はそのまま配管を切断してやはりセンターで処理されます。他の一次系などがどの程度再利用できるかは、今後の経験に待つこととなります。炉建屋構造体は3世代、約百年使用するものと考えて設計できれば、トリウム時代に充分対応できると考えられます。炉構造が単純だから、その様に設計すべきです。

・核廃棄物処理

この詳細についても、第5、6部で核燃料サイクルシステム全体を含めて説明することになります。他の炉系より負担は大いに軽くなると考えます。

* 実験炉 miniFUJI の建設・運転

もう直接に実用的な炉 F U J I を作り動かしてみるべきだ、との意見も少なくありません。しかし、米国で実験炉 MSRE が運転されてから三十年が無駄に経過し、中核の専門家・技術者数百人を急には養成できません。その養成のため、基本技術の再確認と包括総合的な技術習得の場として、「超小型の熔融塩発電炉」建設計画を立てています。出来るだけ控えめ慎重な設計に抑え、見落とし・錯覚などの失敗を避けつつ一刻も早くこの超小型炉を運転実証し技術再確認をしたいのです。

先ず「超小型熔融塩発電炉」miniFUJI（七千KW e 発電）を六、七年で建設し十数年連続で運転したいのですが、その概要は表2および図4に示してあります。

図5は、miniFUJIの断面図を表します。そのサイズは、オークリッジ研の実験炉MSREと類似しています。しかしMSREのような空冷ではなく発電系まで全て実証します。MSREは図6に示してありますが、最初から事故なしに17,655時間、見事に運転され諸実験研究を果たしました。（なおMSREでは、「FUJIで言えば、その全寿命の三分の一量相当」の核燃料燃焼をすでに実行し評価を終えています。）

図5. miniFUJIの青写真 [主な配管：直径8cm]

図6. 熔融塩実験炉 Molten Salt Reactor Experiment (MSRE)——オークリッジ国立研究所(USA)で、1965-69年の4年間無事故運転——

miniFUJIの炉容器は1.8mの直径と2.1mの高さですが、主配管の直径はMSREの15cmの半分の僅か8cmで、設計建設は一層容易になります。最初の目的は、37年前ORNLに存在したすばらしいMSR技術の速やかで健全な回復です。ただしminiFUJIは、更に発電機能および1次燃料塩系の高温格納室機能を含んだ「全発電炉体系技術の完全性実証」を目指しています。

この様な第一期計画の妥当性は、米サンタモニカのRAND研究所で一九九七年秋に、世界七ヶ国およびIAEAより二十四名の専門家を集めて討議を行い、明快な支持をえています。

ただその運転開始までには六～七年が必要です。科学・技術者達の基礎訓練を含む燃料塩・冷却材塩の炉外循環系の実験、構造材料の高温強度データ、それと黒鉛との照射損傷データ、炉構造体の実物大模型の炉外試験などが改めて必要だからです。

しかし、強調しておきたいのは、この革命的原発開発に大きな資金は不要なことです。これまでに説明しましたように基本開発は終わっているのです。この先の開発は国際協力で進めたい、

また進めるべきです。すでにロシアの核弾頭開発研究所が、場所まで決めて miniFUJI 建設を提案しています。だから一層資金そして時間はいくらかも要りません。第 7 部で、全開発計画構想を紹介しましょう。

* 当面の開発戦略 (種々の FUJI 構想)

miniFUJI では、本命のトリウム時代への移行を目指して先ず U233 を燃料とする積りです。しかし変性濃縮 U (原爆にならないように U238 で 20% 以下の純度にした U235) を初期燃料としたものも利用するかも知れません。その時の U238 添加量は Th の数分の 1 で、生まれるプルトニウム Pu は少量で問題になりませんが、これはまた Pu 燃料を意味します。その実証運転もおこなっておきたいからです。(なお米国の実験炉 MSRE でもすでに Pu 燃焼を実施しています。)

それは何故かといいますと、狂気の核冷戦が終った今の世界には Pu が余っており、日本までその対応に非常に困っています。最初は、その始末を一番上手に実践できる熔融塩炉を世に出していったらよいのです。U238 を使わないので新たに Pu が生まれることがないからです。しかも、今の原発が不得手とする「小型原発」から世に提供し、大型炉が中心の現原発体制と不必要に競合しない形で新技術成熟をはたして行くのが適切と考えます。それが「プルトニウム燃焼型 FUJI」(“FUJI-Pu”)です。(次節でもう少し詳しく技術内容を説明します。)

miniFUJI が順調に運転開始したならば、平行してこの「FUJI-Pu」の建設計画が進められるでしょう。これは FUJI の設計を発展させたものです。U233 の代わりに Pu が装荷され核分裂焼却されますが、親物質の Th232 から次第に U233 が生産され、次の“FUJI-U233”炉の核燃料となります。

また必要であれば、過渡期には“FUJI-U235”、すなわち上記の変性濃縮 U を初期燃料としたものも利用するかも知れません。これらには、勿論特に新しい技術問題はありません。ただしこれらの FUJI の性能はまだ多種にわたる設計パラメータ組合せの改良で、大いに改善の余地があるのは指摘しておきたいと思います。

* 使用済み固体核燃料からの Pu 回収 (FREGATE 計画)

この FUJI 炉系は U233 運転で最良の性能を発揮しますが、上述のように FUJI 利用の初期には U233 が天然にないので、初期核燃料の調達法を工夫しなければなりません。だが初期核燃料には、少し性能は落ちるが濃縮 U (U235)・Pu (Pu239, 241) の何でも使えます。それで炉を運転し、炉内で U233 を生産し次の炉で使用すればよいのです。U233 体制に落ち着けば、後はほぼ燃料自給自足できて問題は非常に単純になります。

しかし現在、過剰になった核兵器からの Pu をふくめ世界中で Pu が余分になっており、その始末が日本でさえも重大問題です。その作業に、PuF₃ を初期核燃料とし Th を親物質とする FUJI-Pu 炉を有効に利用して Pu を消滅させれば、見事な一石二鳥の効果ということになります。

既存 U 原発の使用済み固体燃料の化学処理には、単純・安全・経済的な「フッ化乾式再処理法 (FREGATE 法)」が、既にほぼ完成していたのです。この化学処理法は、仏に始まり旧ソ連がチェコ・仏の協力でほぼ完成させたフッ化熔融塩法であって、これを利用すれば固体燃料粉体をフッ素ガス中で燃やして Pu 含有熔融塩核燃料が作れるのです。水や有機物を使用しませんから臨界事故・火災の心配なく、極めて安全単純かつ経済的で、世界の使用済み核燃料や Pu 問題が全面的かつ合理的に解決できると考えられます。

この処理法の原型は高速増殖炉のために開発されたものでしたから、その熔融塩を精製し再び芸術品的な固体核燃料集合体製作が必要でしたが、今やこれらの厄介な仕事が殆ど全て不要になります。さらに我々の熔融塩核燃料用には余り塩の純度を高めなくてよいのは決定的な利点であり、非常に経済的な使用済み固体核燃料の処分法となります。初代 FUJI-Pu 炉の完成までにその実用化は全く容易です。すでに基本技術はほぼ完成している上に、露・チェコ・仏のエンジニアが協力を約束しており、追加開発資金は僅かでよいからです。

これで「世界的難題の使用済み核燃料処理問題」が、見事に解決されます。

この様に現原発体制を支援し活用しつつ、円滑に熔融塩炉の新トリウム技術を成熟させて行き、その間にPuに代わる本格的なU233 調達法を開発すれば良いのです。これに関しては、以下で解説します。

第5部 地球環境の救済に新核燃料サイクルシステム の構築を！

*Puの処分——トリウム時代への円滑な移行

前節に示しましたように、解体核兵器および使用済固体核燃料からのPuを新しい熔融塩原発FUJI-Puによって処分しつつ、次第にU233を溜め込んでゆきます。しかし、それではとても我々が期待しているような本格的トリウム時代は準備できません。

トリウム資源はウランの三倍存在し、しかも普遍的で独占できないから、入手に困難は全くありません。しかもトリウムはU、Puなどとは違い、チタンTi、ジルコニウムZrと仲間では化学的挙動の単純な周期律表第4属の元素です。

今のウラン・プルトニウム路線では、前述のように経済的かつ核拡散防止型の増殖サイクルを作れない所に問題の全てがあり、世界救済が目指せないわけですが、我々の構想では、プルトニウムの利用消滅が進んだならば、その際生れるU233のみでなく、それをこれから説明する「加速器熔融塩増殖炉」で積極的に生産増殖し、単純合理的でしかも十分な規模の熔融塩核燃料増殖サイクルを完成させるべきだと考えています。

*熔融塩発電炉FUJIの世界展開に必要とされる主要な条件

・核燃料増殖サイクルの完成にむかって

具体的に、現体制からトリウム時代を実現させるための「予想される移行シナリオ」は無数に描けますし、世界の総意が決めることであって、今確信をもって示せるものではありませんが、現地球の事態は深刻の度を高めており、例えばこれから示す一つの「シナリオ」の現実可能性は着実に強まっていると思います。それをお話してみましよう。

やっかいなプルトニウムの始末を引受けながら、新しい原発を立ち上げてゆきますと、図7に例示しましたように、既存の原発からの発電量①に対して、FUJI-Puからの④で示されたような発電量が追加できます。これは②のように潜在しているプルトニウムを、③のように新しいフッ化熔融塩再処理法などで分離し熔融塩燃料として燃焼・発電させることを意味します。

図7

なお、④に示した発電量は、第2部の図1(D)が要請する「世界が必要とする原発発電量」そのものです。これを実現するには、さらに新しい多量の核燃料U233の生産が2025年頃から必要になります。Puが無くなって来るからです。今からまだ二十年以上先で余裕がありますが、その方策を次に示しましょう。

皆さんは、それならば高速増殖炉または熔融塩増殖炉を作ればよいではないかとお考えかもしれませんが、そのような「核分裂増殖発電炉」では全く④の実現は不可能なのです。理由を簡潔に示しますと、(a)図1(D)に示した発電量増殖時間10年の実現は全く不可能で、U-Pu高速炉系で精々30年(仏のスーパーフェニックス炉では100年)、Th-U熔融塩炉系MSBRでも20年以上かかってしまいます。(b)そもそも発電所(原発)は公共施設的で安全単純かつ規模自由でなければならな

いが、増殖炉は中性子不足から無理を重ね大型複雑とならざるをえませんが、それでも全く性能不足です。結論として、(c)増殖発電炉はあきらめて発電所(公共施設)はF U J Iのような単純なものに留めて大いに世界展開を容易にしつつ、増殖機能の方は別施設(工場)との協働で果すことです。それには、「核スポレーション(spallation)反応」を利用した「加速器増殖技術」によるのが良いのです。

*加速器熔融塩増殖施設 AMS B (Accelerator Molten-Salt Breeder)

・加速器増殖とカナダ

この技術の基礎は、主としてカナダの物理学者達の努力でほぼ30年前に確立されました。カナダの核科学研究の最高指導者ルイス(W. B. Lewis)は、今でも代表的原発であるCANDU炉(重水減衰軽水冷却U炉)の発明者でもあります。1955年前後に既に主流となりつつあった高速増殖炉方式を否定し、発電は核転換率が90%位と高いCANDU炉に依存しつつ、しかし不足してくる核分裂性物質は、別個に、高質量の原子核を含むターゲットに数百〜数千MeVという超高速に加速した陽子を衝突させて起こるスポレーション核反応によって中性子を得、それを親核物質に吸収させて核燃料増殖を果たすのがよいとしたのです。これを「加速器増殖」と名づけましたが、ソ連もドブナで研究し「電気増殖」と言いました。電力によるからです。

なおこのスポレーションという名前は「核破碎」と訳されることが多いですが、これは発見者ローレンス(E. O. Lawrence)の錯覚であって、主反応は陽子入射で内部温度の上がった核からの中性子蒸発といった方が良いかもしれないのです。従って我々は訳さずに「スポレーション」の語を使用するのを推奨しています。

この技術のことは、私も1961年に原研でナトリウム冷却高速増殖炉計画を論議している時に知りましたが、まだとても「それに必要な強力加速器の実用化は遠いので、日本の緊急な目的には適さない」と考えていました。そして、水力発電およびU資源に最も恵まれるカナダ政府もこれに冷淡でしたが、ルイスは不退転の決意で着々とその基礎固めに邁進していたのです。

彼らは、まず必要な大電流陽子線形加速器の開発に大いに成果をあげつつ、核反応体系の開発にも努力しました。主要技術問題はビームラインとターゲット部の間の真空隔壁(入射窓)を含めての各部材の照射損傷・熱除去です。ターゲット部の照射損傷を回避するには液体金属の利用を考えたのですが、その技術や容器材料を含め、適切な炉化学的解決策を見出せず行き詰っていました。

それを知って、そこまで基礎が整ったならばその対策として、Th含有のフリーベ系熔融塩にターゲット/ブランケットを兼用させ、内部に一切構造物を置かない設計を選ぶべきだ、としたのが我々の一流体方式の「加速器熔融塩増殖炉」AMS Bです。これには、原研の故塚田甲子男・中原康明の両氏、米Brookhaven国立研の故高橋博氏およびグラント(P. Grand)の多大の協力を得ました。後年にはベラルूस Sosny 核研究センターがすぐれた共同研究を進めてくれました。

なお将来は、このスポレーションの代わりに「DT核融合」を利用して中性子をうる可能性もあります。そしてその場合にもフリーベ系熔融塩ブランケットが最適であり種々の検討を行ったのですが、まだ基本的技術基盤が立ち遅れています。将来の課題です。

・AMS Bの構造

これは約十億eV(1000MeV)に加速した陽子をThなどの重い原子核に衝突させ、発生する多量の中性子でTh 232から1個の陽子あたり約10個のU 233を生産増殖するものです。局所的な核反応個所に集中する核的・熱的・化学的諸難題に対処するため、我々は高濃度のThを含有させたフリーベ系熔融塩にターゲット/ブランケットを兼用させ、内部に一切構造物を置かない設計を提案しました。これが加速器熔融塩増殖施設AMS B(1980年発明、5カ国特許)です。

具体的には、図8のようにターゲット・ブランケット容器の規模は、直径4.5mと深さ7mです。容器はHastelloy N製で、黒鉛反射壁で保護されています。塩の上部には、深さおよそ1mの渦が

作られます。陽子線は、中性子漏出を最小にし発生する熱放散を援けるために、渦の底近くの中央からずれた位置に入射されます。液面から約1mの辺りが最も核反応の激しい領域になりますが、固体ターゲット方式のシステムと異なって、放射線損傷の影響を受けず、熱除去が簡単容易になり、ターゲットを位置替えシャッフルさせる必要がありません。反応領域の偏りなど液体ではありえないからです。

塩は ${}^7\text{LiF}-\text{BeF}_2-\text{ThF}_4$ から成り、次第に ${}^{233}\text{UF}_4$ が増殖されたならばそのまま塩を汲み出して発電炉に運ばよいです。次第に濃くなり過ぎますがその添加希釈用には、FUJI 原発での使用済み燃料塩から核分裂性核種と廃棄物を除いた塩を使用し、 ${}^{233}\text{UF}_4$ 濃度をほぼ一定 (0.3-0.5mol%) に保ちます。入射窓にはヘリウムガスカーテン入射技術等を応用するならば、前述のように照射損傷・熱除去などに困難はなく、大電流陽子加速器を20年後に実用化できれば充分です。

初装荷熔融塩に核燃料を入れない(標準型) スポレーションターゲットの場合 (${}^7\text{LiF}-\text{BeF}_2-\text{ThF}_4:64-18-18$ mol%)、陽子ビーム1000MeV、200mA相当に対するU233の生産量は概略400~600kg/年程度と評価されており、小型熔融塩発電炉(FUJI-U233:16万kWe)の初装荷燃料として必要な、U233約400kgをほぼ1年程度の運転で生産出来るでしょう。さらに性能向上の可能性が充分あります。

実際は上記ターゲットに ${}^{233}\text{U}+{}^{239}\text{Pu}$ を種々の組成比で入れ、これでプルトニウムを燃焼消滅させつつ、U233の増産に役立てられます。

その一例を示しますと、前記の標準型塩組成の ($\text{ThF}_4:18\text{mol}\%$) を ($\text{ThF}_4-{}^{233}\text{UF}_4-{}^{239}\text{PuF}_3:17.4-0.1-0.5\text{mol}\%$) の組成に置き換え、初装荷量を $\text{Th}:129\text{ton}$, ${}^{233}\text{U}:746\text{kg}$, ${}^{239}\text{Pu}:3824\text{kg}$ とした場合に、 ${}^{233}\text{U}$ の正味生産量は657kg/年、またPuの減少量(分裂+吸収)は215kg/年、ターゲットの中性子実効増倍係数(K_{eff})は0.56、またターゲットの発熱による出力は電気出力換算で386MWeであって、加速器で必要な電力を賄うことができます。余分な電力生産販売も可能で、立地その他を含め炉化学的な運転保守の諸条件にしたがって、最適設計を選ぶことになります。

別の例では、 $\text{LiF}-\text{BeF}_2-\text{ThF}_4-{}^{233}\text{UF}_4-{}^{239}\text{PuF}_3:64-18-17.15-0.3-0.55\text{mol}\%$ 。つまり、Pu成分の役割はFUJI-Puの場合と同じです。それを燃焼させて、 ${}^{233}\text{U}$ の生産率を上昇させます。 ${}^{233}\text{U}$ の年間正味の生産率は、下記のターゲットおよび陽子線条件下でおよそ700kg/年です[22]：

陽子線：(1GeV、300mA)、ターゲット・ブランケット寸法：(直径4.5m、深さ6m)、

初期の核分裂物質/親物質保有量：(${}^{233}\text{U}:2240\text{kg}$)、(${}^{239}\text{Pu}:4200\text{kg}$)、(${}^{232}\text{Th}:28\text{ton}$)。

・ターゲット・ブランケット塩の炉化学

FUJIと同様に、このAMSBも極めて化学的な装置ですから、その炉化学、即ち「スポレーション反応生成物(S.P.)」の挙動を詳細に理解する必要があります。これについてはかなり詳細な検討を行いました。そして意外なほど単純であることを知りました。

単純になる最大の理由は、ターゲットに一個の陽子照射を行うとほぼ10個のU233が生まれることにあります。1個のTh232の核分裂によってFUJIで生まれるU233は1個ですから、スポレーション反応で1個のU233を生産するには、ほぼ1/10個のTh232がS.P.になるにすぎません。したがって、核分裂生成物(F.P.)量より1桁少ない核反応生成物量を考慮すれば良いのです。さらに、使用する熔融塩量が多くて全てが低濃度に保ち易いのです。しかもこれは「生産工場での作業」ですから、随時に必要に応じて「化学処理」を施せます。

しかも、S.P.の元素分布は意外なほどF.P.の分布に似ています。したがって既に詳細に理解されているF.P.挙動管理能力があれば、ほとんど困難なく対処できると判断しております。

以上のような理由から、既にF.P.については少し詳細過ぎる解説をしましたので、ここでは略すことといたします。

・AMSBの実用化に向かって

1980年代に、加速器熔融塩増殖施設AMSBの技術的な実現可能性が、FUJIと同種の熔融塩を使った「一流体式(単一液相)ターゲット・ブランケット概念」に基づいて明かになりました。此处ではFUJIよりも高いThF4濃度が使用されますが、『理想的に単純な「単一液相のフッ化

物塩燃料によるトリウム増殖サイクル」の全体系が完成できる』、とすることが極めて重要です。

この様に、AMSBをさらに改良しつつ今から20-30年後以降に大々的な利用を計るならば、図7の④に相当し、したがって図1(D)が要請している発電量を実現できるでしょう。

20世紀の加速器開発は、専ら加速粒子の高エネルギー化に努力が注がれ、超伝導利用などでめざましい進展をとげています。この技術基盤と人材・資金を、今後は大電流化(1GeV, ~200mA)にも向けるなら、その実現は可能と信じます。なお一基の加速器のビーム容量では不足であれば、高電流をえるには多重ビーム集束技術も利用できます。現に日本では、我々の意図と非常に近い3GeV陽子によるJ-PARK計画が強力に進められています。またがん治療用陽子加速器の開発利用も活発になってきております。(なお、AMSBでは、塩総量を余り大きくしたくないので、比較的低い加速電圧1GeVを採用しています。)

以上で予備検討結果の概略を示しましたが、AMSBに関しては、理論計算の精度はまだ低いのです。特に我々のような低質量原子核を含む体系ではそうであるので、現在 Sosny Sci. Center などにおいて、低エネルギー中性子部分の実験も含めた理論計算法改良が進められつつあります。また固化した塩に対する陽子入射実験も計画されています。その結果に基づいて適切な塩組成を選択すれば、二倍程度の性能向上もありうる精度と考えています。

なおここで注意願いたいことがあります。「原発」は公共施設的であるのが原則で、単純かつ小型化も出来るようであれば世界中に展開できず、地球救済には役立ちません。従って、スプレーション利用のAMSB(本性が工場的生産装置)を、未臨界型で暴走しないのを理由に一般原発として利用しようなどと錯覚してはなりません。大電流加速器の連続安定運転は無理筋であるし全く不経済です。我々のAMSB提案の13年後に、ノーベル受賞者ルビア(Carlo Rubbia)が「加速器、トリウム、熔融塩」をkey-wordsにして言い出しましたが、我々の核分裂原発FUJIはすでに原発として十分に安全かつ単純で、遥かに実用的です。

* トリウム熔融塩核エネルギー協働システム [THORIMS-NES]

・ 基本的なシステム概念：トリウム熔融塩核エネルギー協働システム(THORIMS-NES)の完成

前節までに示しましたように、解体核兵器および使用済固体核燃料からのPuをFUJI-PuおよびAMSBで有効に燃やしつつ消滅させ、同時にU233を増殖生産しつつ、徐々に20~40年かけて経済的なTh増殖サイクルに円滑に移行できる技術基盤作りのシナリオは整いました。移行への困難は何一つ無いのではないのでしょうか？既存大型原発に対して、初期には小型FUJIが容易に棲み分けしつつ共存できます。

これを「トリウム熔融塩核エネルギー協働システム構想(Thorium Molten-Salt Nuclear Energy Synergetics: THORIMS-NES)」と名づけました。これは、改めて整理いたしますと、以下の3つの原則に依存して構築されています：

- [I] トリウム利用：豊富で資源問題を解消でき、またプルトニウム問題と縁を切ります。
- [II] 熔融フッ化物塩燃料・ターゲット技術の応用：核エネルギー技術の本性に適合し、単純な核燃料増殖サイクルを完成できます。
- [III] 核分裂性物質生産装置(生産施設-AMSB：加速器熔融塩増殖施設)と発電用核分裂原子炉(ユーティリティ施設-FUJI：熔融塩原子炉)の分離：原発の急速多量な世界展開を可能にします。

これらは、世界に広く適用できる増殖サイクルの設立にとって不可欠です。

・ THORIMS-NESの世界展開

燃料自給自足型で小型にもできるFUJI系発電炉は、重大事故の心配やPuテロの恐れもありません。AMSBターゲット塩を汲み出し、少し組成調整すれば燃料塩として使えますが、FUJI炉寿命終了後には、世界の二、三十個所に作った地域センター(AMSB、化学処理工場、核廃棄物処理工場などを集中管理)に燃料塩・炉本体を持ち帰り、リサイクルさせます。「加速器を備えた燃料増

殖化学処理施設(地域センター)」と「発電所」とを分離させた上で世界に展開しつつ、全体として核燃料増殖サイクルを構築させるのです。その構成概要は図10に示してあります。

図10

AMSBを含めた全核燃料サイクルを一種類のフリーベ系フッ化物燃料熔融塩およびターゲット・ブランケット熔融塩が循環していますが、生成放射性物質もできるだけ塩中に留めて循環させ、自然の放射壊変反応および熱中性子または高速中性子反応で次第に消滅させます。化学処理操作は最小限におさえますので、それからの低レベル核廃棄物の発生は激減できるでしょう。なお、核廃棄物問題では、前述のようにPuなどの超U元素が生産されないのが決定的な利点です。

また、核エネルギーから再生型太陽エネルギー体系への交代期(2070年以降：図1(A))においては、核燃料(即ち中性子)が余るので核廃棄物の消滅にそれからの中性子が無償で積極的に利用できます。それにはAMSBも大いに役立ちます。それまでに貯蔵していた過去の使用済み固体核燃料からの核廃棄物の処分も、容易に引受けられます。使い始めた核物質はできるだけ全て使い切るようにします。

しばしば提案されている加速器などによる核廃棄物の性急な核転換消滅作業は、膨大な電力・経費と核廃棄物再生産の恐れがありますが、このように熔融塩核燃料サイクルの中で、特にその核産業終焉期に処分するならば、余剰核燃料の最終処分を兼ねるので、遥かに合理的経済的で一石二鳥です。このようにして、核廃棄物の「万年問題」の大部分は「百年問題」に還元、解決できるでしょう。これで将来、太陽エネルギー時代が安心して迎えられる。(第6部参照)

第6部 新システム THORIMS-NES の特長は？

* 全般的な特長概要

我々の新構想THORIMS-NESの全般的な特色を、表3に纏めてあります。包括的な理解の補助となれば幸いです。

表3 世界的なエネルギー/環境問題とTHORIMS-NES[トリウム熔融塩核エネルギー協働システム]によって達成できる解決

なお、このシステムは、現在の原子力利用における最重要だが未解決といえる5つの課題：「安全性」、「核拡散」、「再処理」、「核廃棄物」、「核燃料確保」への適切な対処策の社会への提示が目標です。それらについて、以下の各項でもう少し丁寧に論議をしておきたいと思えます。これまでの論議と重複し、またどうしても少し専門的解説になりますが、すでに一応の説明はしてありますから、適度に読み流していただいても狙いはご理解いただけるはずです。

その中で「使用済み固体燃料の再処理」対応も国際的に未解決な問題ですが、この対処方策は第4部の終わり近くで「使用済み固体核燃料からのPu回収」論議として、また地球環境を保全し人類が存続するための「原発核燃料確保」の方法は第5部の始めの方で暫定回答を示してありますから、それを参考に願います。

* 安全性

先ずシステム全体の安全性を説明しておきましょう。

第一に、FUJIとAMSBシステムでは、炉心熔融や多量の放射能の外部放出を引き起こすような重大事故は、原理的におきる可能性がありません。

次にFUJIは、3つの封じ込め障壁(軽水炉におけるのと同数)を持ちます。第1は原子炉容器とループ配管からなる一次系システムです。第2は、この1次系全体を収める高温格納室で、第

3 は原子炉建屋です。そして、そのなかに全ての放射性物質が入っています。これらの 3 つの障壁は全て頑丈で、十分に信頼できます。それらは、主要な放射性物質放出の危険性を減らす、このシステム固有の次のような安全特性によって更に格段と強化されます：

◆ 熔融塩燃料は、必要な時には何時でも、受動的な方法（重力）を用いて原子炉から除去されます。

(i) 燃料塩は、黒鉛減速材の集合体中にあるとき以外では、臨界状態になりえません。

(ii) 受動的な冷却装置付きのダンプタンク（高温格納室外にある）の中では、安定なガラス状に燃料塩（融点 500 °C）を凍らせることができます。

◆ 余剰な炉反応度や制御棒で補正を要する炉反応度マージンなどは、極めて小さなものです。

(i) 燃料塩組成は、炉外から添加で連続的に臨界状態に調節されます、

(ii) 外部放出の恐れがあるガス物質（Xe、Kr とトリチウム）は、連続的に除去されます。従って、それらのシステム内残留保有量は、低く保持できます； 毎日のトリチウム放出は、1 日につき 3×10^{10} Bq（1 キュリー）以下に出来るでしょう。

(iii) 制御棒の反応度制御条件は軽少であり、それは制御棒システムの事故がひどい反応度変化につながらないことを意味します。反応度挿入事故解析結果で安全性が証明されています。

◆ FUJI は、原子炉出力の異常な変動を抑えられるように、燃料塩温度に関して大きい負の反応度係数を持ちます。たとえば、FUJI-U3 での反応度の温度係数は、 -2.7×10^{-5} 1/K です。

◆ 黒鉛の温度係数は正ですが、黒鉛の熱容量が大きいために、温度上昇率は遅くなります。

◆ システムは、放射能封じ込め装置の破断に至るような事故の可能性を排除できます：

(i) 1 次及び 2 次系のループは非常に低い圧力（最大で 5 気圧以下）で運転されます；これは、機械的な安全性に大きな余裕を提供します；

(ii) 燃料塩の沸点が動作温度（700 °C）と比較して約 1,400 °C と高いうえに、高温格納室内には水などないので、1 次系では異常な圧力増加は排除されます；

(iii) 2 次系冷却材熔融塩は、化学的に不活性で、不燃性です；

(iv) 1 次冷却装置の故障の場合でも、熱源（燃料塩は、非常用のタンクに排出）がないので、炉内の黒鉛は燃えることは有りません。

FUJI のボイド反応度係数は正なので、一次系システム事故でカバーガスのヘリウムを巻き込んだりして、気泡ボイド体積の増加のために反応度挿入事故になる可能性があります。炉停止なしの減圧事故は、1 つの典型的 FUJI 設計に対して解析されています。炉心の出口で起きた場合には最高の燃料塩入り口温度は 650 °C で、炉心の入り口で起きた場合でも最高の出口温度は 890 °C でした。このように、減圧事故は、炉を停止しなくても安全制限の範囲内で安定化させられます。

AMSRE においても、陽子を入射したときのみ核反応が進む「未臨界（非連鎖反応）装置」であることも加わり、安全性を弱めるものはないと考えられます。

上記のようなわれわれの体系 THORIMS-NES の安全特性は、軍事攻撃または内部の破壊活動に対する予防手段にも貢献します。結論として、これらの事実は、THORIMS-NES 技術が他のどの原子炉システムと比較しても優れた安全特性を備えていると言えるでしょう。

もう一度「全体的な安全特性」を整理しておきましょう。燃料塩の回る一次系が破れたら困るとお考えでしょう。しかし、炉構造は実に単純で圧力なく裸ですから常時監視できますし、必要に応じて検査・修理が可能です。何はともあれ重大事故のないのは決定的に有利です。米国核科学の最高権威者といえるテラー（Edward Teller）が興味深い事をいっています。『国家の政治制度に例えれば、熔融塩炉は（一次系全体を核燃料が回っていて）「民主社会」のようなもので小さい事故はあるかも知れないが、厄介な大騒乱の心配はない。ところが固体燃料炉は「独裁社会」のようなもので何が起るかわからないから、私は前者を好む。』と云っています。炉本体容器内部は不変で蓋を開け閉めしないでよく、制御棒も 2、3 本に過ぎず、付帯装置も幾らもなく常圧で熱衝撃もない施設ですから、使いこなしてみると、弱点のない素直なものであるのが実感されるでしょう。

米実験炉 MSRE が初代なのに「4 年間の運転で無事故」というのは、大変な「安全実証」です。

* 核拡散抵抗性と安全保障対応

・ 核拡散抵抗性一般

核拡散抵抗性に関しては、U233には分離できないU232が常に付随しているため、Puより非常に有利なものです。U232の娘核種（例えばBi212とTl208）からの特に強力な放射能は化学処理によって除去できない訳ではありませんが、もし出来たとしてもそれは数日のうちに復活しまた強くなります。この放射能はU233の盗取を極めて難しくし、安全保障を容易にします。Th-U燃料サイクルは、Puを含む核分裂性の超U元素核種は極少量を生産するのみです。これは、世界的な核拡散防止体制を大いに改善して、安全保障経費を下げるのに貢献します。以下でもう少し詳しく論じましょう。

・ 国際的核燃料サイクルにおける巨視的観点

種々の熱中性子炉から生ずるPuの量が、世界で着実に増加しています。Uを燃料とする軽水炉または重水炉などによる原子力発電の拡大は、この増加を速めます。それが使用済み燃料の中に残っていてもPuは拡散の危険を増大させるので、未使用の低濃縮U燃料と比較できる程度より厳しい保障措置を受けなければなりません。使用済みの固体核燃料が深い地層処分を受けても、核分裂生成物の放射能は200-300年で衰えますから、それは潜在的に将来の「Pu-鉱山」をつくります。

THORIMS-NESによるPu焼却を通してのトリウム燃料サイクル発展は、電力生産において原子力の分担を強化するために最良の計画です。これは、i)原子力エネルギー生産、ii)使用済み燃料中のPuが持つエネルギーを有効利用しつつ消滅処理、さらにiii)原子力エネルギー生産に絡まる核拡散の懸念をほとんど払拭できるU233の生産、の3者の同時実現を意図しているからです。

・ Pu対U233（高速増殖炉FBR対熔融塩炉FUJI）

核安全保障上の法的有意制限量（SQ）はPuに対して8kgであるのに対して、U233も8kgですが、核兵器プログラムへのU233の転用は原理的に不可能でないにしても下記のように技術的に顕著に困難です。FUJI燃料塩中の核分裂性物質濃度は非常に低くて（ $\approx 0.1-0.2$ モル%）、1SQを得るためには1-2トンの塩の化学処理が必要です。さらに、FUJI-Pu燃料中のPuに関しては、通常、それを兵器使用に向かなくする高質量のPu同位元素をかなりの濃度で含みます。

こうして得られたFUJIからの“U233”は通常500ppm以上のU232とその娘核種を含みます。そして、その幾つかは強い高エネルギーガンマ線（タリウムTl208は2.6MeV）を放射します。それらは、U233の1SQ（8kg）から50cmの距離で致死量となる1-2Sv/時間の放射線をもたらす、厚さ25cm以上の鉛または1mのコンクリートが、この放射線から人員を保護するのに必要となります。これは、U233を使う核爆薬を盗んで加工品に仕上げることを、不可能であるか少なくとも非常に難しくします。FUJIにおけるU232含有量は、MSBRの燃料塩の場合に比べ連続化学処理をしないので20-30倍高いのです。

理論的には、FUJIで純粋なU233を準備することは可能です。そしてそれは実際、MSBRで提案されました。これは、生産される極低濃度のPa233を、それがU233に核変換（半減期：27日）してしまう前に燃料塩から連続的に抽出分離すれば可能になります。しかし、この技術は開発が極めて困難で実用化完成されていません。いずれにせよ複雑で精巧な連続化学処理施設を原子炉に組みこむ必要があります。さらに、もし同様な方法でFUJIから1SQのU233を純粋に得ようと仮定するならば、FUJI炉内で使用している燃料塩の全量をすかさず処理して低濃度のPa233を抽出する必要があります。勿論、我々の炉にはこのような装置は持ち込みません。

・ 原子炉区域および地域センターでの微視的な視点より

燃料塩中の核分裂性物質濃度は、FUJI-PuとFUJI-U233共に低いのです（およそ1重量%）。し

たがってPuまたはU233を1SQ(8kg)含む燃料塩は、およそ250リットル、800kgとなります。これは、盗取を事実上不可能にします。しかも盗んでも他の同位体により非常に不純なものに過ぎません。

FUJIは大きな余剰反応度を持ちませんから、盗まれれば炉の運転が止まってしまいます。たとえオペレーターが核分裂性物質を移動盗取しようとしても、安全保障検査官はこの事実を簡単に見つけることができます。これは、盗取への抑止力となります。FUJIは、運転上追加しなければ成らない余分な保有核燃料が極めて少ない、という更なるメリットを持ちます。

われわれの「地域センター」での燃料化学処理や再加工は単純で簡単な作業であり、監視は容易です。それでもNPT体制の完全な実施は、技術上のみでなく予算経費上でも多くの問題を含んでおりますが、U233燃料の場合には、高い透過性ガンマ線による「遠隔点検」技術の応用によりさらに改善できるでしょう。

結論として、世界規模において、まづFUJI-Puを利用しながらそれを徐々にFUJI-U233に置換えつつ、主役のPuを「兵器用の核分裂性物質としては最も扱いにくく望ましくないU233」で置き換えてゆく核産業戦略を、強く推奨すべきです。長期的視点では、原子力エネルギー生産のためのTHORIMS-NESは、PuよりU233を主役にする方がより安全な世界を到来させるのだ、と結論させるでしょう。

*放射線廃棄物管理

・核廃棄物の処分策(概説)

核廃棄物問題では、トリウムは6個だけウランより低原子量だから超U元素がほとんど生まれないので、「高レベル放射性廃棄物の量」を激減できるのは貴重です。これこそ核廃棄物処理対策の原点に置くべき長所です。炉寿命の間、燃料体や黒鉛の取替作業が無くて運転保守作業量が少ないのみでなく、核燃料サイクル全体が一液相中のみの作業ですから、派生する「低レベル放射性廃棄物の量」も激減できるでしょう。

低照射部の炉内黒鉛は、表面を0.1mm削れば再利用可能で、次の炉の反射体などに使えます。Hastelloy N合金も、1-2年冷却すれば再溶解して使用できるでしょう。

放射性元素で短寿命のものはサイクル循環中に安定元素に壊変してしまい、長寿命のものは原発FUJI内の熱中性子またはAMSB内の高低エネルギー中性子によって次第に経済的に、特別の別個の装置なしに核変換させられる可能性を持っています。炉化学上ないし中性子経済上の不利が無い範囲で実行すべきではありますが、その作業に熔融塩は最適の媒体です。何故ならば、照射損傷を受けず反応熱処理に最適で、諸化合物を低濃度であれば十分に溶解保持しつつ、必要に応じて単純な化学処理を施すことができるからです。固体ターゲットでは、無数の困難が伴います。

この変換消滅作業は、原発最盛期[2060-70年頃には太陽エネルギー利用の本格化が期待できるでしょうから]以降の「後退期」における余剰核燃料(すなわち中性子)を積極的に利用始末しながら、経済的実用的に遂行できるでしょう。核廃棄物問題を飛躍的に改善できるのは、この炉技術の大きな特長の1つです。

・経済的な核変換処理を含む放射性廃棄物管理(総括)

放射性廃棄物管理面でのTHORIMS-NESの種々の顕著な利点を、もう一度整理して示しますと：

(1)熱効率が33%の軽水炉では発電量の2倍の廃熱量になるのが、熱効率が44%となるFUJIではその廃熱量が半分近く(63%相当)に減ります。廃熱も廃棄物類の一種ですが、これに関連して発電量当りで核分裂させられる核燃料量は $33/44=75\%$ ですむことになり、それだけ発生核廃棄物も減少します。超U元素ができないことと共に、この点でも核廃棄物問題が大きく改善できます。

(2)FUJIでは、固体燃料集合体の製作がなく、化学処理もあまり必要ありませんし、ごくわ

ずかな保守作業しか必要でありませぬ。これらの要因から、低級/中級の放射性廃棄物発生は非常に少ない量に終わります。

(3) 燃料塩は核分裂生成物のかなりの量を溶解収容することができます。それが原子炉システムを循環している間に、次第に自然壊変するか、中性子捕獲によって破壊されます。

(4) 超U元素の生産が、ほとんどありません。平均すると、FUJI-U233 におけるPuとAm+Cmの生産は、それぞれ1GWe・年の発電ごとに0.5 kgと0.3 gです。軽水炉における対応する数字は、230 kgと25 kgです。3桁に近い5百分の1という格段の減少です。

(5) 超U元素と核分裂生成物元素のような旧来のU-Puサイクル原子炉の遺産を含むすべての放射性廃棄物の経済的な核変換消滅処理は、「図1で示すThorium ERAの終焉時代(およそ2065年以降)に発生する過剰な核分裂性物質(この燃料物質は、最終義務として消滅処理されねばなりません)」から提供される豊富な低コスト余剰中性子を用いて、親物質のThを含まない炉で消滅させれば良いのです。この時代には、FUJIだけでなくAMSBRも、段階的に最も効果的な核変換焼却作業炉に移行します。

この様にして超U元素などを処分しますから、原子力で最大の難問の放射性廃棄物管理問題は、放射性廃棄物の数十年間の一時保管後に焼却処分することによって、「百万年」問題からの「百年」問題になるでしょう。THORIMS-NESの熔融燃料塩とその施設全体は、そのような作業のために最適な媒体なのです。

(6) Ni合金や黒鉛などは可なり再利用できます。しかし、ある程度は廃棄物になって行きますが、皆安定な物質で、管理は比較的単純でしょう。

* 経済性

・FUJIの経済性(概説)

まずこの炉の研究開発費が非常に少なく済むというのは、大きな魅力です。その解説は既に行いましたので繰り返しません、言うまでもなくオークリッジ研の実験炉MSREの優れた成果があるからです。更に、例えば炉運転開始前に「臨界集合体」を用意して臨界条件を実験する必要が無いのも、経費および時間の大幅な節約になります。また、燃料の使用運転管理技術の整備作業がすべて終わっているとまではいいませんが、燃料関係でもう何の開発も必要でないといえます。

さらに、既存の使用済み固体燃料からプルトニウムを抽出して利用消滅を図る過程に関しても、基本的な処理技術は既存のFREGATE技術を単純化して間に合はせられるのは説明済みです。これも、経済性を高めます。

なお、相対的に小型炉でも経済性が高く成るのは何故か、もう少し補足説明しましょう。先ず、上記のように熔融塩炉は安全性が高く、固体炉で次々に要求される巨大な諸安全確保用の補助施設が不要となります。また、固体燃料体に関連する諸作業・工場・装置の大部分も不要です。炉体としても、固体炉では複雑・精密な燃料集合体取扱い機構および燃焼度管理は実に複雑高価となるので、規模効果で大型炉を圧倒的に有利にしていますが、FUJIでは小型でもそれらの負担がないのです。小型にして炉本体内部まで工場生産にすれば、経済性を決定的に高めるでしょう。

これら全ての経済効果は複雑多岐で定量評価はまだ容易ではありませんが、決定的に有利なのは明白でしょう。発電所本体のコストについては、すでに詳細な評価がORNLによってMSBRにつき、また最近米ローレンスリバモア国立研究所によって非増殖炉に対して行われ、言うまでもなく現行軽水炉より有利という結論がえられています。増殖炉MSBRでは、複雑な連続化学処理装置があり、また炉心黒鉛の取替え作業を必要とするのが、我々の場合には共に不要になるのですから、その経済的優位性は明白です。

但し、社会に多量に展開した場合の経済効果は、地域特殊性もからまって単純でない、まだ充分な定量評価が可能とは考えていません。しかし、高い「安全性」「核拡散抵抗性」更には「燃

料輸送量減」に伴う「社会負担の大きな軽減」が期待できるのを考えますと、その包括的な「経済効果」は絶大と期待できましよう。

・FUJIの経済的優位性の詳細

経済性とは実に dynamic な本性のもので、その優れた実現可能性があるからといって、最初から欲張り過ぎては危険です。FUJI は既に充分経済的であると自信を持ち、設計思想に忠実で保守的な手法で「最初の完成」をはかるべきです。その後、技術が成熟して来るに連れて改善策がすすみ、より高度の経済性が実現するでしょう。

その様な視点を承知しつつ、もう少し具体的に FUJI の経済的優位性を、従来の軽水炉システムと比較して説明しておきましょう：

- (1) FUJI の資本コストは、軽水炉とほとんど類似していると予備的に推算されていますが、多くの差異もこれらの 2 種の原子炉の間にあります。高速増殖炉と同様に、FUJI には 3 つの液体ループ系があります。FUJI の熱効率は軽水炉より 30 %高くなり、原子炉容器は単純な原子炉内部構造を持った熔封低圧力タンクです。図 XX からお判りなように大きなフランジは不要です。炉建屋は燃料体取扱い施設不要でより小規模となり、安全システムは単純化されます。簡便な格納建屋でよいではないか、との意見もあります。
- (2) 既に紹介したように、オークリッジ研およびローレンス・リバモア研による熔融塩炉施設の予備的建設資本コスト見積によると、軽水炉に比べほぼ同等、または 10 %位低くなっています。オークリッジ研の場合は増殖炉 MSBR についてですから、それには複雑な連続化学処理装置があり、また炉心黒鉛の取替え作業を可能にせねばならないのが、我々の場合には共に不要になるのですから、その経済的優位性は明白でしょう。
- (3) 燃料サイクルコストは、軽水炉より低くなります。軽水炉は設備寿命の間に天然の U と U235 (核分裂性物質) の非常に大きな量を必要としますが、燃料自給自足型の FUJI ではトリウムと U233 (核分裂性物質) の遥かに少ない必要量で済むからです。さらに重要なのは、FUJI は液体燃料で、軽水炉の様な製造/検査/保管/輸送/持込/交換/冷却/再処理/再加工/——燃料体製作検査輸送保管管理などのプロセスを、大幅に簡略化できます。
- (4) FUJI の運転と保守作業コストは、燃料集合体の交換/配置換え作業が無くなるので、総合的に軽水炉とほとんど類似しているかより少なくなります。FUJI では高放射能の熔融燃料塩が原子炉容器の外を回る一次冷却系となるため、高度の遠隔操作保守を必要としますが、一方、FUJI は軽水炉のような燃料体操作保守停止時間が減り、より長く運転できます。
- (5) FUJI は、次の諸要件から必要な社会の支援基盤がより簡素で済みます：a) 少ない燃料作り、保管、管理作業、b) より少ない燃料輸送、c) 安全対策の軽減、d) 核拡散など安全保障処置の軽減、e) 短い電力輸送距離、f) 少ない立地面積、g) 核廃棄物量や廃熱量の大きな低減、その他。

したがって、消費者に対する FUJI の発電原価は、上記の諸要素を充分に取り込んで評価するようになれば大きく減る筈です。

経済性は総体系規模や地域条件に大きく左右され、個別の評価が必要なのは言うまでもありません。総合的には、将来の更なる技術改良により一層顕著な革命的経済性改善が期待できるでしょう。

その複雑さの一例として、最近話題になっている「河川冷却水不足による軽水原発停止」に触れておきましょう。温暖化で仏原発の夏季停止がしばしば話題になりましたが、最近では米東南部でも渇水により、104 基中 24 基が運転不能になる危機にあるようです。FUJI であれば廃熱は半分近くに減り、社会環境負荷は大いに軽減されます。

・THORIMS-NES 全体の経済性

核分裂性 U233 のコストは、AMSB のより高い資本コストのために、かなり高くなります。しかし、THORIMS-NES で生産される最終的な電力コストは、以下の理由のためにそれほど増加しない

でしょう：(1)核分裂によって消費減量される正味のU233は、100—95%という高い転換率 CR のためにわずか0—5%です(軽水炉は転換率が50—60%にすぎません)。(2)燃料サイクルが単純なのでその運営コストは非常に低くて、6ヶ所村のような高価な湿式 Purex 法に比べれば圧倒的に単純な乾式化学処理と、放射性廃棄物管理だけで済みます。(3) AMSB はそれ自身の電力で支えられ、(4) U-Pu 燃料サイクルに必要な以下の諸項目は、ほとんど不要となります：i) U濃縮作業(無関係)、ii) 残留劣化 U 処理(Th は全量使用)、iii) 超 U 元素管理(ほとんど生まれない)など。

以上のように本質的に高い有利な評価が可能ですが、経済性評価の精度は未だ極めて不十分です。核物質および核廃棄物を含む全機材および土地の評価が含まれますし、世界各地に展開する「地域センター」の実態をさらに深く考察してみる必要があります。早く FUJI および特に遅れている AMSB の詳細な概念設計をまとめ、THORIMS-NES 体系全体の、より具体的な世界展開シナリオを描きつつ、定量的な「経済評価」をまとめたいものです。そしてそれらに対する社会・市民の支持・信頼度が決定的に「経済性」を左右する事も忘れてはなりません。

社会に理解され信頼され愛される「原発」を提供するべく、開発関係者が高い理想をかかげ志気高くその実現に挑戦したいものです。それで始めて経済性は成立するものです。

第7部 その開発戦略を考える

* 基本的な開発戦略

・ 新トリウム熔融塩炉構想にどう対処すべきか？

今、核分裂エネルギー利用問題に関する世界の展望は変わりつつあります。FUJI 概念は、国際的に論議されている原発第4世代 (Generation IV) 炉型六候補の一つに選ばれました。日本では、我々 Thorium Molten Salt Forum のメンバーが、多くの外国人からも協力を得て、ORNL で発展された概念をさらに改善しようとしています。これらの研究者は、第5、6部で説明しましたように長期的な構想としてトリウム熔融塩核エネルギー協働システム Thorium Molten-Salt Nuclear Energy Synergetic System (THORIMS-NES) の開発を提案しているわけです。

例えば、FUJI とは別構想の「熔融塩炉」として、高速炉とか2流体炉、超高温炉 (燃料は固体で熔融塩冷却) などの炉形を考えるのも良い。研究をして悪いと言うことは無いでしょう。しかし、今何が必要か、戦略の根幹を見失ってはいけません。技術的な実現性ないし緊急な社会的必要性を無視し、研究者本位に研究すべき話題ないし時代ではないのです。その特殊な歴史的成果と意義をふまえ、次の「第2歩目」の選択を誤らないことです。

* THORIMS-NES の開発計画

THORIMS-NES 開発の基本的なプログラムは、次の5つの計画から成ります：

- (1) 基礎技術開発計画：熔融塩基本技術から、諸材料・機器・計測器などの開発。
- (2) F-計画：miniFUJI 及び種々の設計思想をもつ FUJI などの核分裂 (Fission) 原発開発。
- (3) D-計画：使用済み核燃料、及び燃料塩とターゲット・ブランケット塩の乾式 (Dry) 処理。軽水炉、FBR、HWR その他原子炉の固体燃料から、Pu を含む熔融フッ化物塩の準備など。
- (4) A-計画：いくつかの段階をたどる AMSB 開発計画。
- (5) THORIMS-NES の全体系整備計画。

以下で、これらの計画についてもう少し詳しい内容を紹介します。この戦略は、1997年に国際熔融塩炉専門家会議で支持されました。中核となるF-計画の技術基盤のほとんどはオークリッジ研を中心とした過去の努力で用意されていますが、それを現実のわれわれの「技術」として掌握しなければならないのです。

なお、THORIMS-NES 開発の概略の日程計画は、簡潔な形で図8に示しておきました。

図8. トリウム熔融塩核エネルギー協働システム (THORIMS-NES) の研究開発の予定表。

(1) 基礎技術開発計画

燃料塩の取り扱い技術全般の総合開発が必要です。塩の精製に始まり、小型のポンプ付きループによって純度管理技術が整えられます。さらに大型の試験ループによる総合技術が整えられます。同様なことが、冷却材塩に対してなされます。此処では、発電との連携技術の開発もなされます。

それらを支える諸材料の調達も最優先な作業です。その工業的製造体制を作ります。それには準備された Hastelloy N の最終仕様を決定するための高温強度試験・腐食ループ試験・照射試験が早急に進められねばなりません。黒鉛に対する照射試験および材質改良は、初期の仕様決定がなされても炉の開発が限り進められ、炉内に試験片がもちこまれます。Hastelloy N もそうです。

ポンプ・熱交換器・水蒸気発生器・計測器等々も、必要に応じ試作・ループ試験が行われます。

(2) F-計画

F-計画を成功させるには、以下のことが必要です：

上記の基礎技術開発と連携して、プロジェクトスタッフの教育と訓練のために、機械ポンプ・計測器その他の機器器具をもつ幾つかの熔融塩テストループを製作・運転します。

原子炉本体や関連機器およびそれを収める高温格納室を整備するには、実物大 mockup 作成が必要です。これは一次系の作製および運転のみでなく、その遠隔点検・修理作業の適正化のためにも重要です。関連技術の開発が進められますが、オークリッジ研で開発された MSRE を含む熔融塩炉技術は言うまでもなく、世界中においてすでに大きな投資がなされた「ナトリウム冷却高速増殖炉技術」も、同じ高温融体炉としてこの開発に多々役立ちます。

それらを総合しつつ発電システムを含む miniFUJI (7-10 MWe、図 3、5、主配管径は 8 cm) の製作設計を確立させますが、それには MSRE (7.4 MWth) からの経験情報が十分に活かされます。その設計図は 4 年以内に完成され、miniFUJI の建設は計画開始後の 6 年で終わると考えます。塩類を装荷して、いくつかの予備試験を行った後に、miniFUJI は 7 年後に臨界となり運転されるでしょう。

平行して、robot を含む遠隔保守技術を開発し、原子炉運転時の取扱い上の問題に経験を得るために、実物大の mock-up 装置による運転員の訓練が行われます。

MSRE から得られた情報成果が利用できるため、miniFUJI のための研究開発と建設の総経費は 400 億～500 億円であろうと考えられます。これには FUJI のための先行的な基礎投資も含まれます。

MSRE の 4 年間の燃料燃焼経験は、FUJI における炉出力密度（燃焼速度）が低いために、既に 10 年間の核燃料燃焼実績が得られていると評価できます。したがって、深刻な問題が新しく発見されるとは予想されません。

miniFUJI 活動から重要な経験を得て、これを MSRE/MSBR データと組み合わせつつ、さらにいくつかの改良を加えながら、次の数年は FUJI の詳細な設計と関連した研究開発作業を実行します。皆順調であれば、早期の FUJI 建設も開始できます。それは、世界（日本を含む）で 2, 3 箇所ということになるでしょう。

FUJI は炉運転性能や、炉心構造などの柔軟性が高いので、大胆過ぎないよう保守的な設計思想に配慮しつつ設計を最適化して、最初の「標準型発電所」としてその建設を進めます。この FUJI が 12-15 年後に臨界を達成するのはそれほど困難でないでしょう。

miniFUJI や FUJI の構成は単純であるので、原子炉の運転保守、更には炉再生および廃炉作業上の困難は比較的少ないと考えられます。また、中・大型炉の設計研究も始められるでしょう。

(3) D-計画

この新しいトリウム系システム実現には、単純であるが種々の乾式（水を含まない）化学処理技術を開発する必要があります。それによって、まづ使用済み固体核燃料から（及び、望むべくは核武器から）Pu 含有の熔融フッ化物塩を準備します。このフッ素化技術は産業化されており、ウラン濃縮のために広範囲に使われています。使用済み燃料に応用するこの基本的な開発は、フランス・ロシア・チェコの化学者によって、FREGATE 計画の下で開発されました。

さらに、FUJI や AMSB で使用される熔融塩のための種々の乾式化学処理操作法の研究開発が実施されます。これには、電解分離、液体金属抽出、蒸留分離、酸化物沈殿その他多くの化学操作が組み合わされることとなります。また、AMSB においては、ある程度の炉内連続化学処理を採用することとなるでしょう。AMSB は FUJI とは異なり公共的定常運転を要求されない工場施設であり、また未臨界装置であるのが、その利用開発を容易にします。

(4) A-計画

長期にわたる THORIMS-NES の包括的世界展開活動の中核としては、AMSB が必要です。現在世界には、エネルギー 1 GeV の陽子線加速器がいくつかあり、さらに関連した研究開発が米国（SNS プロジェクト）や日本（J-PARC プロジェクト）で進められています。これらの装置の電流はまだ小さくて、それを最高 200-300mA までに増やす開発努力が強化されねばなりません。同時に、AMSB のために必要な核スプレッション反応炉システムが本格的に開発される必要があります。

これらの作業のための時間枠に関しては、世界の Pu の貯えが可也大きいので、D-計画の成功によって二、三十年の間は Pu が拡大する FUJI プログラムを十分に支援できると言えます。したがって、AMSB

の開発完了を急ぐ必要はありませんが、FUJI 建設運転を介して熔融塩炉技術一般を一層成熟させつつ、20 年以内に AMSB の原型炉を完成させれば充分でしょう。それに必要な大型機器には、既存のナトリウム冷却高速増殖炉技術が大いに役立ちます。

一旦開発を終えたならば、AMSB の数基および化学処理装置と核廃棄物処分工場を加えたものが、「地域センター」を形成しつつ世界中の各地に 20-30 ヶ所、国際的な監視下に置かれて計画的に整備されなければなりません。FUJI から戻ってくる使用済み核燃料塩は、化学処理装置と核廃棄物処分工場で取り扱われ、核分裂性物質を除かれたその塩は AMSB 用のターゲット・ブランケット塩タンクに、次第に濃厚となる U233 濃度希釈用として添加使用されます。その後、そのタンクから塩が汲み出され、先に分離した核分裂性物質共々に化学組成を調整しつつ、FUJI 原発の燃料塩として利用されます（図 9 参照）。

図 9. トリウム熔融塩増殖核燃料サイクルシステム

(5) THORIMS-NES の全体系整備計画

上記の 4 つの計画が助け合って、小規模の FUJI 発電所の商業化のみでなく大規模発電所の商業化に導きつつ、THORIMS-NES が全世界に展開をして行かなければなりません。幾つかの標準化された FUJI 炉型が準備され、それらが必要に応じて（通常は 2 基対にして）modular 的に組み合わせられると考えられます。「地域センター」の完成および世界展開は、トリウムに基づく原子力エネルギーの本格利用時代の幕開けを意味します。

FUJI の使用は、我々のシナリオ（図 1）では、2060-70 年ごろにはピークに到達しますが、それに達するまでの社会的環境的に最良な世界展開手法が、早い時期から全世界の人々の協力をえて整えられている必要があります。

なお、社会安全保障上は、原発システムが余りに「1 色化された技術」にならないことも重要です。少し方式の違う 2, 3 種が標準化され、競合するのが健全でしょう。また、勿論、電力のみでなく「高温工業熱源」としての利用も大きく発展するでしょう。その一つに「水素生産」も入るかもしれません。

その後、THORIMS-NES は、それまで保管されてきた U-Pu サイクル時代のものを含む「核廃棄物」の処理をするためにも働く（参照 第 6 部 XXX.）こととなります。

* 将来のより先進的開発計画の展望

実用初期の 15-20 年間位は、できるだけ保守的に基本技術の健全性確保に配慮してほしいのですが、技術が成熟安定してきたならば平行して、将来のより野心的な計画を目指して、種々の要素の更なる改善を試みるべきです。考えられるものとしては：

(a) 炉心用黒鉛の改良開発：黒鉛のより高い耐放射線材質の開発は、炉寿命を伸ばし、より高い出力密度で運転でき、より小型の炉心が見込めます。これは、著しく資本費および発電コストを下げます。

そのような改良は、高い技術能力のある黒鉛メーカーによって充分可能です。その照射試験は、最強力な照射試験原子炉（例えばロシア Demitrovgrad の MS-4）を使って実行されるでしょう。それを支援するために、例えばカーボンイオンと高エネルギーの電子照射を含む小片による精力的な基礎研究も、より詳細正確に照射損傷のメカニズムを理解するために実行されなければなりません。

(b) 炉心黒鉛を持たない原子炉：もし炉心黒鉛減速材を持たない高エネルギー中性子利用の原子炉が開発されるならば、大いに役に立ちます。いくつかの研究がすでにありますが、まだ技術的実現可能性は不明です。それらは熱中性子炉 FUJI よりも、まだ多大でより長い研究開発努力を必要とするように見えます。最近の提案の多くは、厄介な「連続化学処理装置」設置を意図し、また 2 流体方式を採用するなどしていますが、その技術実現性はまだ不明です。

(c) スターリングエンジン利用：冷却材塩の出口温度は非常に高いので、より有効な発電技術が工夫されるべきです。スターリングエンジンは、熱を電力に変えるのに最も効率的な装置として知られています。閉ざされた操作空間利用の原則から運転が静かであり、ために最小限の保守作業で良く高温で高効率・長寿命を保証する設計が可能となります。より高い出力規模と効率をめざしたスターリングエンジンの更なる改善は、コンパクトで軽量の発電機開発のために期待されています。

(d) 水素生産を含む高温工業熱利用：FUJI は、塩の沸点 1400 °C から考えて、工業的用途のための高温熱の供給源としても非常に有望です。この種の原子炉で使われる機器配管その他の関連部品は主にニッケル合金できていて、それは 900 °C 以上に耐えます。近年、炭素系複合物の利用開発が進んでいて、その場合には、1000 °C を越した利用温度が実用になるかもしれません。

熱化学サイクルまたは高温電気分解のために、900 °C またはそれ以上の熱を使って水素を製造する研究が進行中です。したがって、FUJI が水素生産炉として種々の形で利用される大きな可能性をもっています。

(e) AMSB のみでなく核分裂性物質生産法の更なる発展：新しい小型で高効率の加速器実現その他による AMSB の改善のみでなく、DT-核融合を含む新しいタイプの核分裂性物質生産法の研究は、i) 慣性閉じ込め核融合と ii) 磁気閉じ込め核融合の両方で続けられるべきです。

しかしその困難が解消できないならば、他のエキゾチックな技術（例えばプラズマフォーカス、衝撃核融合または格子内閉じ込め核融合など）も検討されるべきでしょう。これらの概念に関して、AMSB に類似した熔融塩技術応用の可能性を含め、次の 20 年以内に技術的突破口が開けないか予備検討を種々進めました。しかし現在はまだ、核スポレーション反応が U233 生産に最適と思われる。

* プロジェクト発足ということとは？

本書冒頭の「はじめに」の項末尾に書きましたように、プロジェクトとは「リーダーを決める」ことなのです。その論拠は、技術とは「生きもの」のようなもので分割・分業できないから、と言ったところにあるように思います。未知の物を完成させるのですから、理論の支えはありません。求められるのは「叡智」（総合判断力）です。それを生むものは、責任感をもって日夜刻苦するある個人のみです。しかし、それは一人が権力を持って独裁するとかいうものとは全く別で、権限というより「責任」をもつということであり、プロジェクト集団全員の理解と支持によって生まれるものです。発足初期はまだ未熟でも、組織全体が上記の思想原則の確認から出発せねば無意味です。成功は遠くなるでしょう。

このような考えは有史以来存在していたのだと思います。優れた先人は本能的に理解していました。しかしより公然と言揚し体系化しようとしたのは、大戦直後の全盛期*にあった米国人達だったようです。原爆製造のマンハッタン・プロジェクトの経験に刺激されたのでしょうか。

(*脱線しますが、図 1 Aで、石炭が急速に成長した 1900 年頃が大英帝国の時代ですし、石油の 1960 年辺りが米国全盛となるのです。それが蔭り始めたのが、ベトナム戦争という虚構構築の背景でしょう。大戦直後が、米国の精神文化の最高揚期だったのです。)

筆者は 1961 年末に原研に移り、主として西堀栄三郎先生および米の論説からそれを学びました。初期の「高速炉用液体ナトリウム技術の基礎作り」作業はその小手調べと考えたもので、私の顔は「ナトリウムに見える」といわれる位に頑張り、動力炉核燃料開発事業団発足を援けました。

そしてその時心掛けたのは「如何に“低コスト”で研究開発を成し遂げるか」でした。これは最も大切な「開発時間の節約」に役立つのみでなく、事業に肝要な「魂を入れる」のに有効だからです。ステンレス鋼製のナトリウム・テストループの約 10 組を一体化したものを作りましたが、それを丁度ガラス細工で有機化学実験装置を作るように、優れた溶接工を職員にして監督させつつ皆「手製」しました。図 10の写真はほぼ 10 m の立方体空間に収まった装置で、建屋を入れて約 1 億円位で作り数年で多大の成果を挙げ、事業団および支援メーカーの技術幹部を育てました。（見た米アルゴンヌ研のリーダーが”fantastic”と褒めてくれました。）その後私の顔を知らない世代になって、「もんじゅ」の醜態を演出したようです。あれは、近寄れる所ですからナトリウム火災を消せば済んだことなのです。

図 10. 原研ナトリウム研究室の試験ループ群。

後述のようにロシアの I T P が miniFUJI を一緒に作りたいといっていますが、彼らの若手で未来の有望なリーダー候補に「プロジェクトとは一人だよ」と言いましたら、一言で通じました。彼は既に 7 名位のチームリーダーとして、ある特殊核弾頭を完成させていました。

少し、即物的な論議を致しましょう。「リーダー選出」はする方もされる方も大変だな、とお思いでしょう。プロジェクトの内容が固まり成熟してきますと、自然に適切な人材が生まれてくるものです。