

© 1988 ISIJ

解 説

新しいトリウム溶融塩発電システムの開発

古川 和 男*

New Development of Thorium Molten-Salt Reactor System

Kazuo FURUKAWA

1. はじめに

いうまでもなくエネルギー問題は人類活動の根幹にかかわるものであり、昨今一見平穏に見えるが、瞬時に大動乱が始まる要因をはらんでいる。これをもつと安定したものにすることが、来世紀の人類社会にとり最重要課題といつて過言でないであろう。

将来の世界エネルギー予測について、大局的展望を与えてくれるのは、MARCHETTIの図式(Fig. 1)¹⁾であろう。これは各種エネルギー資源の年間利用率 F に関するもので、多くの示唆に富んでいると考えられる。これを基礎にあえて問題を整理してみよう。

(1) まだ今後数十年間の主体は、化石燃料であろう。しかも天然ガスの比重が着実に増大すると信じられる。理由は石炭・石油よりクリーン(不純物少なく、 CO_2 発生も少ない)であることと、膨大な非生物起源の資源が地殻岩盤中に確認されつつあるからで、最大利用期は2060~70年代になるかも知れないとの意見が強まっている。

(2) しかし化石燃料は依然不安定な供給源で、 CO_2 、 NO_x 、 SO_x などによる環境問題をかかえている。安全かつ経済的な核エネルギー装置が開発されるならば、少なくとも世界の根幹の電力源・熱源は極めて安定する可能性がある。

(3) その他のエネルギー技術は、太陽エネルギーを含めて、まだ当分特殊目的ないし補助的であろう。特に生産用ないし基本電源用としてそうであろう。

(4) 以上は相対比率に関してであつたが、全エネルギーの年間使用増加率は過去100年の平均で約2.36%である。今後に外挿すると、50年で約3倍、100年で約10倍の使用量となる。人口増加が現在の50億から倍近くになるのを考えると過大ではない。一方、現在の一人平均のエネルギー使用量は0.5~1 kWh[†]であり、熱量としては太陽からの入力[†]の3~6×10⁻³%となる。人類の発生熱が約0.1%程度であれば地球環境は余り影響を受けないとの説もあるが、これは甘すぎるであろう。評価の基礎モデルがまだ十分信頼できるとは思われない。

我々はエネルギー利用効率の向上にもいつそう熱心にならねばならないが、利用管理形態の面からも、おそれるだけ電力の形態がよいであろう。

しかし、以上の総論には、多くの疑義が持たれよう。

2. 核エネルギー利用の見通し

核問題は、余りに不健全な取扱いを受けてきた。俗に言う政治的・軍事的でありすぎた。しかし、1945年に始まる多くの不幸な事件を介しつつ、次々に華麗な虚構がくだかれ、事態がよほど明白になつてきた。その要約を試みてみよう。

(a) エネルギー獲得に圧倒的に優れるのは、核分裂反

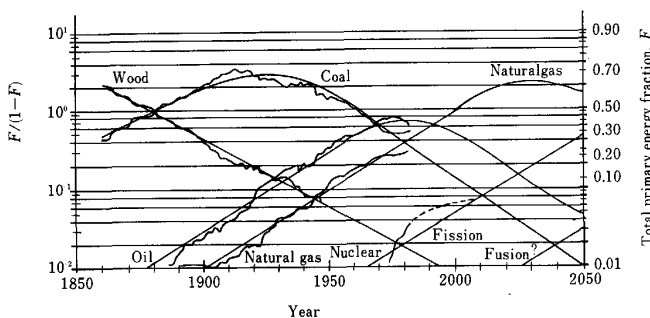


Fig. 1. Historical trend in energy substitution. The amount of primary energy (in coal-tons eq) is plotted as fraction "F" of the total energy market [MARCHETTI¹⁾].

昭和63年3月16日受付 (Received Mar. 16, 1988) (依頼解説)

* 東海大学開発技術研究所 教授 (Institute of Research and Development, Tokai University, 1117 Kitakaname Hiratsuka 259-12)

Key words: energy strategy; nuclear energy; thorium; fission reactor; fluid fuel; molten-salt; coolant; small power station; fuel cycle; developmental program.

† th は熱量, e は電力を示すこととする。

応である²⁾。素反応一個当たりと比較すれば、DT核融合でさえも1/10のエネルギーしかえられない。しかも、(b)連鎖核分裂反応は、入力なしでも起こりうる。(アフリカ・ガボンの天然U鉱床内で、17億年前に天然の炉が20万年、断続的に燃焼したと信じられている。)しかし、核融合は高温高密度状態にするため、莫大な入力が必要である。

(c)核融合はクリーンといわれるが、少なくともD・T反応であれば、Tのもつ潜在的危険は核分裂炉より遙かに大きいと考えるべきである³⁾。

(d)Tを避けD・D反応、¹¹B・H反応(中性子を生ぜず、3個の⁴Heとなる)などを目指すと、科学的実現性さえ不確かとなってくる。また核融合は基礎的研究、すなわち炉物理・炉化学的研究を固めるべき段階で⁴⁾、炉工学以前である⁵⁾。安易な期待は許されないことがしだいに明らかとなった。低いエネルギー効率を基本に、余りに経済負担が大きいのである。

(e)戻って核分裂技術の方は、現在でも決定的兵器といえる原子力潜水艦を確立するために、大急ぎでまとめられた軽水冷却炉技術が民間にも流用されているところに問題があり、安全性の面から大きく後退を強いられている。ソ連も大きくくずれ、電力の70%以上を軽水炉に頼る仏でさえ世論は反対が優位となりつつある。日本のみで、「聖域」を守れるであろうか?

「世界は一つ」との認識が強まる中で、我々はいま何を考えねばならないのであろうか? 課題を整理すると、

(A)資源、(B)核拡散、(C)安全性、(D)経済性、(E)小型化、(F)開発手法の合理性となるであろう。しかし、過去40年に選んだ方式は失敗であった、と見るべきであろう。それは、“ウラン系固体核燃料による増殖発電炉路線”であった。いま新しく提示したいのは、次の三原則:

原則[Ⅰ]:ウラン資源でなく、トリウム利用への切替え。

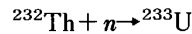
原則[Ⅱ]:固体核燃料でなく、液体特に溶融ふつ化物塩技術利用への切替え。

原則[Ⅲ]:核燃料増殖(生産作業)と発電(公共的事業)の分離。

である。

3. トリウム液体核燃料について

新しい原則[Ⅰ]に従う理由は、Uが偏在し独占されているのに対し、Thは持たない国(日本など)の方が希であり、地殻中にUより3~4倍多く、独占されないからである。各地の砂鉄から容易に採取でき、錫や希土類鉱石の残渣中に多く、現に処理に困っている。これで課題(A)が解決する。なお、天然Thは²³²Thが100%であるが、それに中性子 n を加え、



とし、この核分裂性²³³Uを利用する。しかしこれは、²³⁵Uや²³⁹Puと異なり強力なガンマ線源を必ず随伴するため、核兵器に適したものでなく、盗難および謀略的利用の防止監視は簡単な放射線検知器で容易に行える。したがって、課題(B)も解決しやすいであろう。

²³²Thの質量が²³⁸Uより6も軽いので、239~244あたりの重さになるプルトニウム、アメリシウム、キウリウムなどの超U元素は、Th燃料中にほとんど生じない。プルトニウムは原水爆原料として最適であり、最悪の毒性物質である。また、これらのやつかいな超長寿命放射性廃棄物が産れない。逆にこれらの消滅処理を容易に遂行できる。

さらにTh燃料は、熱中性子炉での核燃料再生率が²³⁵U、²³⁹Pu(これは高速炉燃料によい)より優れる。ただガンマ放射能が強いため固体燃料に成型加工するのは困難となるので、原則[Ⅱ]により液体核燃料炉が⁶⁾⁷⁾望まれる。その液体が熱媒体を兼ねるところにも大きな魅力があるが、歴史的に考察の対象となった液体または懸濁液は、

- i) 水溶液またはスラリー
- ii) UF₆系液体または気体
- iii) 液体金属合金またはスラリー(Bi, Pb系など)
- iv) 液体Pu合金
- v) 溶融塩またはスラリー

などである。発電に必要な高温では、(i)は高圧となり、核物質を含む溶液は極めて腐食性である。(ii)も材料腐食に困難がある。熱中性子吸収の少ない液体Bi, Pbなどを媒体とする(iii)の研究も1950年代に活発に行われたが、400°C以上では実用的容器材が発見できなかった。(iv)はNbなどの耐熱合金を用い、Li冷却の宇宙炉などを設計する際に有望となろうが、民間用とは考えられない。

結論として、(v)のみが歴史的に残っている。

4. 溶融ふつ化物燃料炉の開発

4.1 歴史的経過

一般に、単純な液体金属⁸⁾および溶融塩⁹⁾などは、原子またはイオンが構成単位であるから、放射線照射損傷を受けない。したがって最適の核工学システム構成材となりうるが、溶融塩としてさらに必要な条件は、(イ)熱中性子吸収の小さい元素から成り、(ロ)400~800°Cで安定(化学反応性のみでなく、蒸発・熱分解もしない。)、(ハ)低粘性であることが挙げられる。

Table 1のようなデータ¹²⁾があれば、上記の条件に最適な溶媒として⁷LiF-BeF₂二元系ふつ化物塩を見出すのは比較的容易であろう。我々が実用できる元素または

¹²⁾ 文献2)の和訳付録E参照。

Table 1. Natural elements and practically separable isotopes having tiny thermal neutron cross-sections.

	(abundance)	(m barn)
1.	^{16}O	0.19
2.	^2H (D)	0.519 (^1H 332.6)
3.	^{12}C	3.53
4.	^{10}B	5.5 (^{11}B 767 000)
5.	^3He	7.36
6.	^4Be	7.6
7.	^9F	9.6

8.	^{83}Bi	33.8
9.	^{10}Ne	39.
10.	^7Li	45.4 (^6Li 70 500)

11.	^{12}Mg	63.
12.	^{14}Si	171.
13.	^{82}Pb	171.
14.	^{15}P	172.
15.	^{40}Zr	185.
16.	^{13}Al	231.
17.	^1H	332.6

67.	^{17}Cl	33500.

同位元素中で、第 6, 7, 10 番目に熱中性子に対して不活性なもの組合せである。これを 1950 年頃 Oak Ridge 国立研究所 (ORNL) の人々が発見し、Flibe (フリーベ) という愛称をつけている。彼らの 30 年の努力により、これを溶媒として U-Th 混合物を溶解させた溶融塩が、核エネルギーシステム構成材として極めて適格であることが明らかにされてきた (1947~1976)。これは人類にとり奇蹟的な幸運と思う。

他のいくつかの溶融塩も研究の対象となつたことがある。例えば、水酸化物の $^7\text{LiOH}$ とか NaOH なども H の中性子減速材を兼ねるので関心を持たれたが、やはり容器材がなかつた。また、高速中性子炉用として、軽い F を含まない塩化物系が話題となるが、本格的設計に耐えられるとは思われない。それらを含め、包括的な溶融塩核燃料炉の歴史を、Fig. 2 に示しておいた¹⁰⁾。

4.2 一般の諸物性について

Flibe 系溶融塩の一般的特性を、Fig. 3 に示した。ま

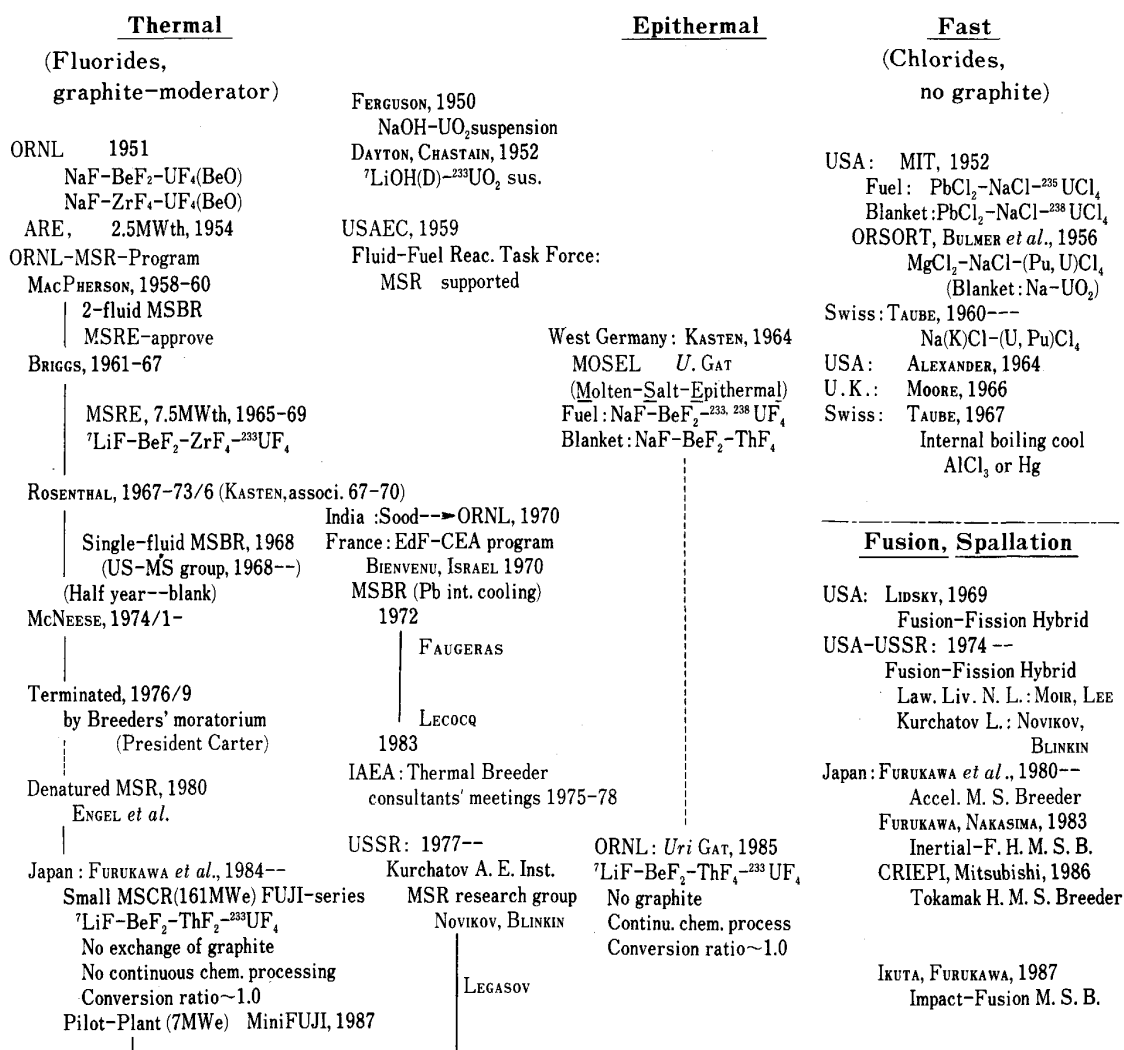
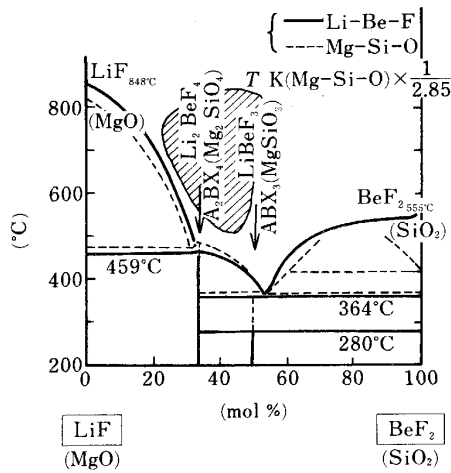


Fig. 2. History of several molten salt reactor concepts including thermal-, epithermal- and fast-neutron fission reactors, fusion-fission hybrid reactors, and spallation (accelerator)-fission hybrid reactors.



- (1) Suitable melting point 370~460°C
- (2) Suitable nuclear-chemical engineering medium
 - Nuclear: No radiation damage Compatible with graphite (moderator, reflector) Compatible with Ni-Mo-Cr alloys
 - Chemical: Good solvent (chemical reaction medium) No chemical reaction with air, water, etc.
 - Energetic: High temperature... low pressure, High heat capacity

Fig. 3. Phase diagram of LiF-BeF₂ and significant benefits of molten Flibe (LiF-BeF₂) system.

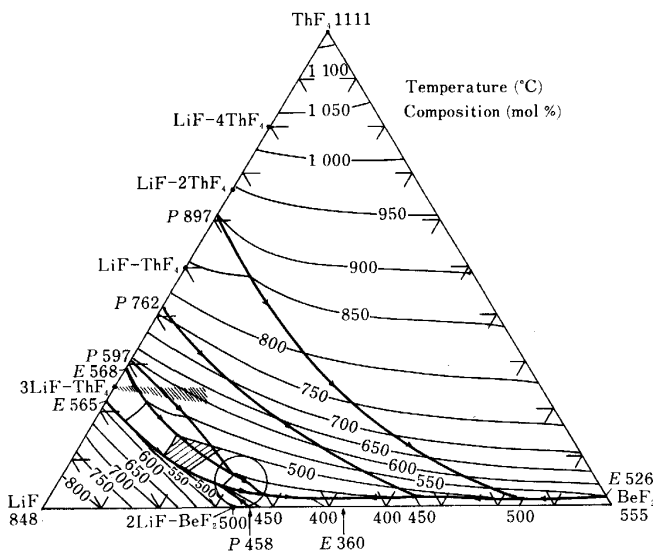


Fig. 4. Phase diagram of LiF-BeF₂-ThF₄¹⁴⁾.

た二元系状態図と三元系状態図 LiF-BeF₂-ThF₄ および LiF-NaF-BeF₂ とを, Fig. 3, 4, 5 に示してある. これらから, 溶融塩としての特性はほとんど理解していただけるであろう.

Fig. 3 に示した LiF-BeF₂ と MgO-SiO₂ の両状態図の驚くべき相似性¹¹⁾ は, 実はこれら理想的なイオン性液体⁹⁾ の間で, 構成イオンの寸法比がよく一致していることからの当然の帰結である. なお電荷が 2 倍の後者では, 融点は絶対温度で約 2.8 倍となっており, この還元温度で図示されている. (Fig. 5 も同様である.) こ

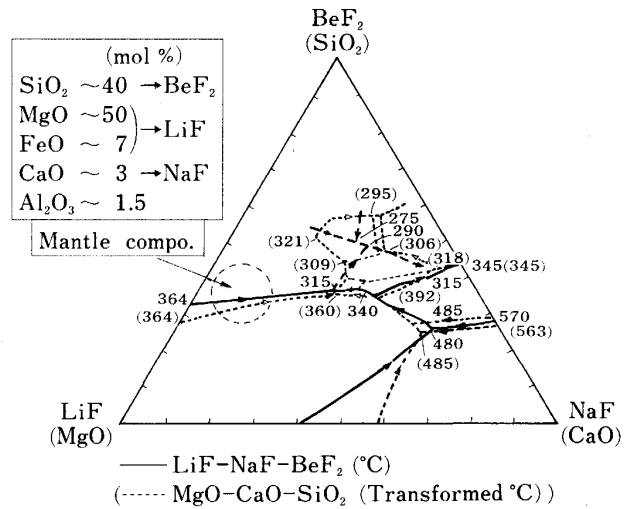


Fig. 5. Comparison of ternary phase diagrams: LiF-NaF-BeF₂ and MgO-CaO-SiO₂ in mol% and in transformed temperature scale¹²⁾.

れらにおける密度, 粘性係数, 当量電導度, 自己拡散係数などの相似性も明らかにされた¹²⁾.

Fig. 5 に示したように, 三元系でも同様であろう. Mg-Ca-Si-O 系塩は地球マントルの主成分であるから, Li-Be-F 系を主体とする核燃料溶融塩が, 核物質・核反応生成物を化学的に出し入れする様子は, 地球のマグマ挙動を真似ているともいえるであろう¹²⁾.

なお, Fig. 4 のように高濃度まで ThF₄ が溶解しても, まだ融点は 500°C までであるのも, 炉物理的設計上の大きな利点である. さらにこの図の斜線部で, 粘性係数が 6~7 C Poise (10⁻³ Pa·s) と低いのも幸いであろう¹²⁾.

一番小さい径のイオン類 Li⁺, Be⁺⁺, F⁻ などから成るこの塩は, 一定空間に最も多くのイオンを收容でき, 原子比熱から考えて単位容積当たり最良の熱容量をもった液体 (水に近い) となる. 熱輸送に有利で, 流量, したがって, 配管径が小さくできる. (Table 2 参照)

Flibe の物性値は, 物性表¹³⁾ にまとめてある. Flibe の他, 代表的な燃料塩 (ただし ²³³UF₄ は微量なので無理), 二次冷却材塩の物性値を, 一例として Table 2 に示した.

4.3 黒鉛材料との共存性

黒鉛は, 一般に極めて優れた高温材料であるが, 熱中性子炉で中性子減速・反射材さらに構造材として最良なものでもある (Table 1 参照). これが上記燃料塩とも高温まで十分な共存性を持ち, 裸で浸漬使用できるのはたいへんな幸運である.

ただし, 燃料塩が細孔に浸入すると不都合なので, 表面張力を考慮して 1 μm 以下の孔径しかない良質な等方性黒鉛が望ましい. さらに照射損傷による寸法変化ができるだけ小さくしなければならない. 50 keV 以上の中性

Table 2. Physical properties of typical molten materials including ⁺fuel salt and ^{*}secondary coolant salt for molten-salt reactors [500°C].

	Na	LiF-BeF ₂ (Flibe)	LiF-BeF ₂ -ThF ₄ ⁽⁺⁾ [635°C]	NaBF ₄ -NaF ^(*)	H ₂ O [300°C]
• Chemical compo. (mol %)	—	66-34	72-16-12	92-8	—
• Melting point (°C)	98	459	499	384	0
• Vapor pressure (mm Hg)	18 (548°C)	<0.1 (458~649°C)	<0.1	270 (627°C)	6.44×10 ⁴
• Isobaric speci. heat (J/kg/K)	1.26×10 ³	2.34×10 ³	1.36×10 ³	1.51×10 ³	5.69×10 ³
• Density (kg/m ³)	833	2050	3330	1870	712
• Thermal conductivity (W/mK)	158	1.17	1.23	0.84	1.29
• Kinematic visco. (m ² /S)	0.29×10 ⁻⁶	7.44×10 ⁻⁶	3.0×10 ⁻⁶	0.8×10 ⁻⁶	0.13×10 ⁻⁶
• Speci. heat capacity (J/m ³ K)	1.05×10 ⁶	4.79×10 ⁶	4.53×10 ⁶	2.82×10 ⁶	4.11×10 ⁶

子 3×10^{22} nvt に耐えるようなものが、米さらに仏です
でに開発されている¹⁴⁾¹⁵⁾。

4.4 容器用構造材料について

これらの塩の容器材としては、ORNL の日本人二世
Dr. H. INOUE が発明した Hastelloy N (Ni-15 ~
18Mo-6~8Cr 合金 [重量%]) が十分実用できる。溶融
ふつ化物には Ni, Mo が優れるが、Cr は余り良くない
ので、少なくとも 850°C の耐熱性を維持できる程度に減
らしてある。加工性・溶接性もよく、最近は航空機用と
して国産もされている。なお、溶融塩炉では核分裂反応
生成物の Te との反応を防ぐため、約 1% の Nb を添加
した改良型 (Modified) Hastelloy N¹⁶⁾ が実用されるで
あろう。この材料の詳細な解説¹⁷⁾ は別に行つてある。

なお、Ni 系合金は照射損傷を受けやすいので、炉心
には持ち込まない。溶融塩炉では、固体燃料体における
被覆管などのように、金属が苛酷な条件下に置かれるこ
とはない。1~2/3 インチ径の熱交換器チューブが最も
薄い管であろうが、これが問題となるほどの腐食は考え
られない¹⁷⁾。

また、液体 Na 炉のような構造材に対する熱衝撃破損
問題のないのも、工学設計を非常に容易にする。

4.5 炉化学的挙動について¹⁴⁾¹⁸⁾¹⁹⁾

すでに ORNL において実験炉 MSRE (Molten-Salt
Reactor Experiment, 熱出力 7300 kWth) の 4 年間の運
転実験実績から、基本的な現象はほとんどすべて明らか
にされている。例えば核分裂反応生成物 (FP) の挙動
についても、安全上最も注意を要する希ガス元素 (Xe,
Kr) は塩中に全く溶解しない。したがって、容易に炉
心から除去でき、事故時における環境への放出を心配す
る必要がなくなる。またその大きな中性子吸収毒作用が
炉心から排除できるので、炉再起動に対する妨害作用が
なくなる。さらに重要なのは、これで核燃料再生率が驚
くほど高くなることである。

安全なふつ化物を作る FP 元素類は、塩中に安定に
留まるが、その量は炉寿命の間ほとんど無視できる濃度
にすぎない。金属状態にいる方が安定な FP 元素 (例
えば Mo, Nb など) は、黒鉛・容器壁・気相に、
10・40・50% くらいの割合で移行する。しかし保守作業

はすべて遠隔であり、十分対応できる。炉解体後の黒鉛
は、0.5 mm 深さまで表面を削れば、再使用可能であろ
う。Hastelloy N 上に移行した Te による表面割れが心
配されたが、溶融塩の酸化還元電位を調節し、前述のよ
うな改良型 Hastelloy N を使用することで解決した。
Hastelloy N の腐食は、専ら塩中に混入してくる水分お
よび酸素によることが知られているが、種々の実験操作
の行われた MSRE でさえ、最初に黒鉛に吸着していた
水分による腐食がほとんどすべてと考えられるくらい
に、後からの汚染は起きにくいことが確かめられている。

核反応で発生するトリチウムの除去は、二次冷却材塩
に NaBF₄-NaF を使うならば、圧倒的に広く薄い熱交
換器チューブ壁を通して、この塩によく移行し、しだいに
そのカバーガス中の水分内に捕集できる¹⁴⁾¹⁹⁾。核エ
ネルギーシステムの中で、トリチウム対策が確立してい
るのはこの炉型だけである。固体燃料を再処理する時
には、皆環境に放出されてしまう (将来の DT 融合炉開
発には、この技術が有用)。

簡略であるが、以上の説明から、課題の (C)(D) のみ
でなく、(E)(F) にも有効なことが、しだいに理解して
いただけると思う¹⁴⁾¹⁹⁾。

5. トリウム溶融塩核エネルギー協働 システム構想

上述の優れた技術基盤に基づいて、ORNL は 1970 年
頃に“溶融塩増殖発電炉” MSBR (Molten-Salt Breeder
Reactor) の設計を完成させている。その概要は、文献
14)19) に詳しい。これは核エネルギーシステムの理想
に近いものであるが、次のような欠点を持つことを指摘
したい²⁰⁾：

- 100 万 kWe 以上となり、小型炉は作れない。
- 折角の液体燃料炉であるのに、炉心黒鉛を約 4 年
ごとに取り替えるため、炉容器を開閉せねばならない。
- 連続化学処理装置が炉に付随するが、その開発は
材料面からみて、炉本体開発より困難である。
- 増殖性能が、これでも不足であろう²⁰⁾。

したがって、我々は原則 [III] を導入し、積極的に核燃
料増殖機能 (生産作業) を、公共的な発電事業から分離

することとした。a)～d)のすべてが解決できよう。

前者(専用の増殖施設)としては、次の三種の構想が提案された。[発生する熱の処理および消費電力再生のための発電機は自蔵しているが、発電は目的ではない¹³⁾]

(1) 加速器溶融塩増殖炉 [AMSB, Accelerator Molten-Salt Breeder²¹⁾²²⁾]

約 1000 MWe の陽子加速器とターゲット用溶融塩プールを持つ。

(2) 衝撃核融合溶融塩増殖炉 [IFMSB, Impact Fusion M. S. B.²³⁾]

陽子の代わりに特殊飛翔体を持つ。

(3) 慣性核融合溶融塩増殖炉 [IHMSB, Inertial-Confined Fusion Hybrid M. S. B.²⁴⁾]

内壁に沿う溶融塩滝を第 1 壁とする慣性核融合炉。

この中で(1)の AMSB が最も技術的に実現性が高いと考えられる。これは、高速陽子と塩中の重い Th 核とのスプレッション反応で数十個の中性を生産し、それで塩中の Th を ²³³U に変換するものである。20 年の時間があれば、実用化に大きな困難があると考えられないであろう。

しかし、さらにコンパクトで経済性の高いのは(2)の IFMSB である。新しい未熟な技術であるが、構成が単純で意外に早い展開が可能であるかも知れない。これは特殊な飛翔体の中に DT 球を仕込んでおき、溶融塩に打ち込んで爆縮させ、中性子を発生させる。

これらは反応原理が異なるが、工学的にはかなり類似している。すべて、溶融塩としては、例えば、⁷LiF-BeF₂-ThF₄-²³³UF₄ (64-18-17.5-0.5 mol%) を使用する。この ²³³U 含有塩は汲み出して、次節で説明する溶融塩発電炉のタンクに直接注入すれば、発電できるのである。余分となり汚れた燃料塩は、増殖施設内にある化学処理施設で ²³³UF₄ を除き(これは、発電炉に送られる塩に添加し戻される)、ほぼ純粋な ⁷LiF-BeF₂-ThF₄ 塩となつて、増殖施設に希釈用塩として添加される。増殖施設は高度に集中立地される(世界に数十個所)。管理保障措置も容易となろう²⁰⁾²⁵⁾。

このような増殖施設と世界中に分散された大、中、小規模の発電炉とを組み合わせる共生系(Symbiont)で、単純な増殖燃料サイクルを完成させる構想を、“Th 溶融塩核エネルギー協働システム構想”—Thorium Molten-Salt Nuclear Energy Synergetics [THORIMS-NES] と名付けている²⁵⁾。

6. 安全な小型溶融塩発電炉

前述の増殖施設は、2010 年頃からしだいに実用化していけばよいと考えられるが、その前にまず小型溶融塩

発電所から実用化をはかり、関連技術の成熟をはかるのが合理的であろう。今後十数年内に必要となる ²³³U 量はまだまだわずかだからでもある²⁵⁾。

まず、35 万 kWth (15~16 kWe) 規模の小型発電炉(FUJI-series)の設計研究が進められ、ORNL の増殖発電炉 MSBR が持つ欠点(前節始め)を避けて、黒鉛を取り替えず、希ガスの分離以外の連続化学処理は行わないようにしたが、種々の設計の中で FUJI-II と名付けた炉はほぼ理想的なものとなつた²⁵⁾²⁶⁾。その構造概要と特色を紹介しよう。

炉の縦断面図は、Fig. 6 のようである。炉内体積の約 90% は黒鉛が占め、そのすきまを下から上へ流れる燃料塩により自らの発生熱が運び出される。それは中間熱交換器で二次系の冷却材塩に伝えられ、水蒸気発生器で超臨界もしくは超々々臨界水蒸気(317 気圧, 593°C)発電技術と有効に組み合わせられて、発電効率は 44~46% となるであろう。

なお、この炉の主要特性値を Table 3 に示したが、炉の定性的な特色を以下にまとめておこう。(*印は FUJI-II 独自)

Ⓐ 資源が豊富かつ普遍 [3. 参照]

Ⓑ 核兵器向きでなく、核拡散防止に有利 [3. 参照]

*特に FUJI-II では ²³³U が炉内で自給自足され(400 g/日の Th は追加する)、運転初期以外は核燃料の輸送がほとんど不要となる。1 回の輸送絶対量を 3~5 kg ²³³U に押えれば核兵器は作れない。(なお燃料塩は、²³³U を 0.7 重量%含むに過ぎず、高放射能物体である。)

さらに、この炉に少量ずつ超 U 元素(Pu も)を加えるなら、何の困難もなく有効利用しつつ消滅できる。

Ⓒ 破壊工作対策を含めて、極めて高い安全性。

a) 燃料塩は、常圧であり、空気・水と反応せず、照射損傷もない。事故時でも、ガス発生は考えられない。

b) 優れた炉自己制御性: 炉反応度の温度係数が負であるから、反応が高まると自動的に制御される。

c) * 炉の極めて低い余剰反応度: 固体燃料炉では 10~20% が必要で、それを数十本の制御棒で押えている。故障が心配であるが、FUJI は燃料自給自足型であるから、反応度変化がないに等しく、余剰度も 0.1% 以下でよく、制御棒不要となる可能性がある。反応度事故は考えられないであろう。

d) 炉本体構造は、常圧かつ開閉不要で単純であり、運転制御・保守操作も極めて簡単で、誤操作・故障の機会は十分少ないであろう。

e) 塩の循環が突然完全に止まり、しかも炉反応が停止できないという最悪の運転状態でも、炉中心部は 1100°C 以上にはならず、黒鉛に心配はない。(もし塩通路が破壊し閉塞された場合には、1400°C 以上で塩が沸騰し、燃料が減つて炉は停止する。)

f) 炉本体が人為的に破壊された場合でも、あらゆる

¹³⁾ MSBR および後述の発電炉は純粋な核分裂炉であるが、それらとこれは異なる。しかし、生成した ²³³U の一部の核分裂反応は随伴する。

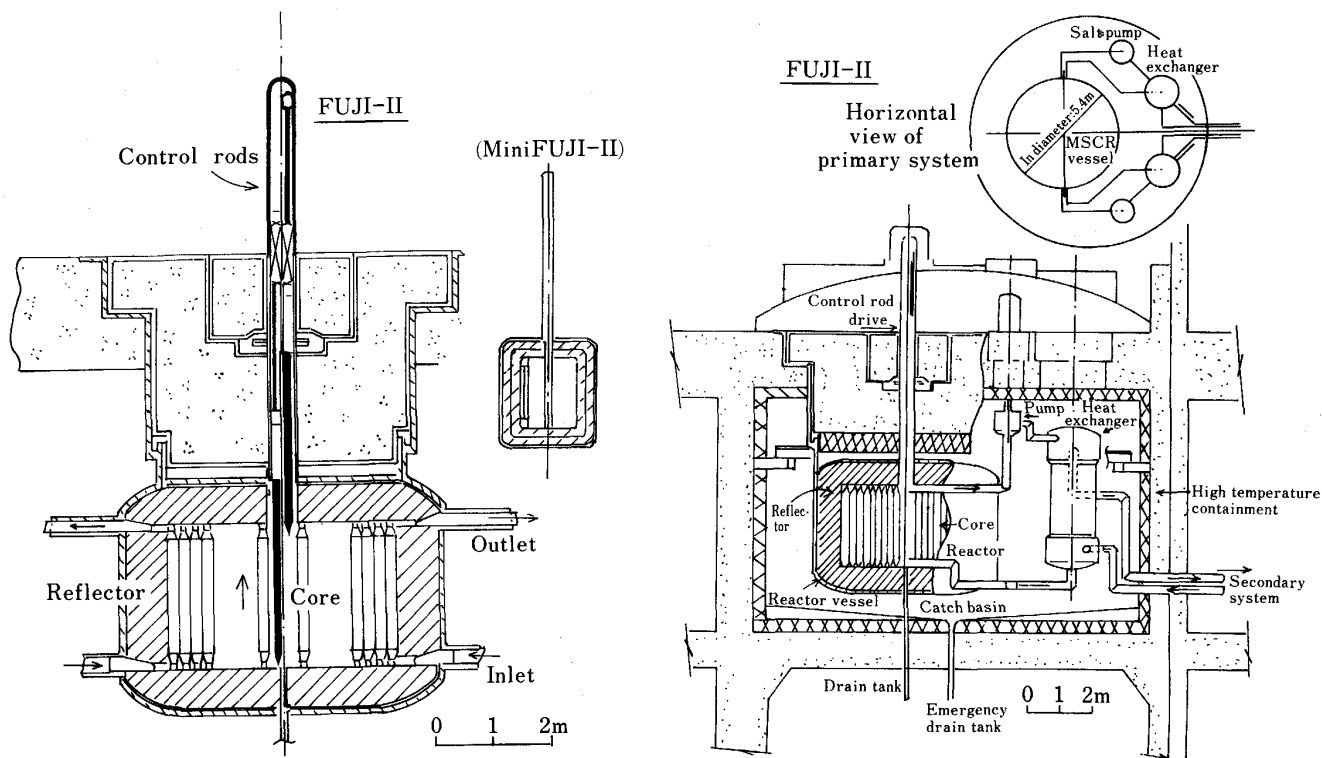


Fig. 6. Vertical cross-section views of reactor vessel and high-temperature containment of FUJI-II (161 MWe).

Table 3. Main parameters of several small molten-salt fission reactors.

	(Fuel self-sustaining) FUJI-II	[Pilotplant] (Super compact mini) MiniFUJI-II	(1965~1969 operated) MSRE-ORNL
Heat capacity (MWth)	350	16.7	7.3
Electric power (net, MWe)	161	7	—
Thermal efficiency (%)	46	42	—
Reactor size (dia. × high) m	5.5 × 4.1	1.8 × 2.1	1.45 × 2.2
High temp. contai. (dia. × high) m	12 × 8	3.7 × 3.2	(5.8 × 7.2)
Fuel conversion ratio (%)	1.002	0.58	—
²³³ U inventory (t)	0.37	0.027	0.032
²³² Th inventory (t)	20.1	0.65	—
Fuel salt ²³³ UF ₄ (mol%)	0.22	0.47	0.14
Total volume (m ³)	13.7	0.45	2.1
Flow rate (m ³ /min)	33.2	1.59	4.5
Temperature (°C)	585~725	560~700	632~654
Main piping (inn. dia.) (cm)	25.0	8.0	15.0

炉型中で最も安全であろう。

(イ) 気体放射能 (Xe, Kr, トリチウム) は常時分離除去されていて、ほとんど放出されない。

(ロ) 燃料塩は常圧であり、また漏れても化学反応は起こさない。下部の収納タンクに自然集められる。これは 500°C 以下で強固なガラス状に凝固する。水にはほとんど溶解せず、放射能閉じ込めに最適な固形物といえる。

(ハ) 炉心溶融・再臨界の恐れはない。燃料塩と黒鉛減速材が分離するからであり、黒鉛は溶解しない。

(ニ) もし黒鉛が空気にさらされても火災とはならない。もし類焼を始めても、(イ)(ロ)(ハ)から考えられるように消火作業は容易である。単純な窒息消火でよい。

④ 経済性の高い小型発電炉

具体的な設計作業を終わらねば定量的なことはいえないが、下記の点から、既存炉に比べての優位は明らかであろう。

a) ③で示された高い安全性、④の資源安定性、⑤の核物質管理法の有効性。

b) 機器・施設の単純性。

(イ) 固体燃料集合体の製造・検査・輸送・炉内取替え・冷却貯蔵・輸送・解体などの不要・それに伴う工場・施設・装置・容器等の不要。

(ロ) 炉容器構造の高度の単純化。配管の小口径化と常圧化。(ただし、塩貯蔵タンク・高温格納室が必要)

(ハ)遠隔技術の積極導入容易.

(ニ)連続化学処理施設の不要。(MSBR との差異)

燃料体解体・再組立てなど要せず単純にバッチ化学処理ができる.

c) 高い発電効率: 容易に 44~46% (軽水炉は 33%)

d) 少ない廃熱・放射性廃棄物: 発電量当たりで軽水炉の 60% となる. 保守作業が少ないので, 汚染廃棄物量も少ない. 使用済黒鉛も, 表面を 0.5 mm 削ると再利用可能であろう.

e) 高い燃料再生率: FUJI では小型でもほぼ 100% (軽水炉では 50~60%)

f) 将来, 極めて単純合理的な溶融塩による核燃料サイクルが完成できるであろう. 専用の増殖 (非発電) 炉から, 単純に塩を汲み出し, 発電炉タンクに移送すればよい. 路上輸送量は極端に減る.

一般に諸操作作業が少ないので, 大規模化の利点少なく, 炉を小型化しても余り不利でない. 特に初期の遠隔技術開発は, 小型の方が容易である.

次に, さらに詳しく開発手法および経費の合理性を説明しよう.

7. 小型発電炉の開発計画

上記のように理想に近い小型発電炉となる見通しがえられたので, その開発具体策を考えてみよう.

a) この炉は原理的構造的に単純であつて, R & D 項目は少なく, しかも大部分はすでに ORNL で研究済みである. 燃料に関しても, 固体燃料ではほとんど終わることのない高価な照射燃焼試験が必要であるが, 照射損傷のない溶融塩ではすべてが終わっている. 残っている項目としては, 主要なものは²⁵⁾,

- (1)改良型 Hastelloy N の 750°C までの機械強度データ
 - (2)高温格納室技術
 - (3)遠隔保守技術
 - (4)水蒸気発電技術 (Ni 系構成材料確認が主体)
 - (5)溶融塩不純物現場モニター技術確立など
- である.

b) 大型の機器類 (炉容器, ポンプ, 熱交換器, 水蒸気発生器など) の開発は, 全く新しい技術でありたいへんだと一見考えられるかも知れないが, 溶融塩は高融点

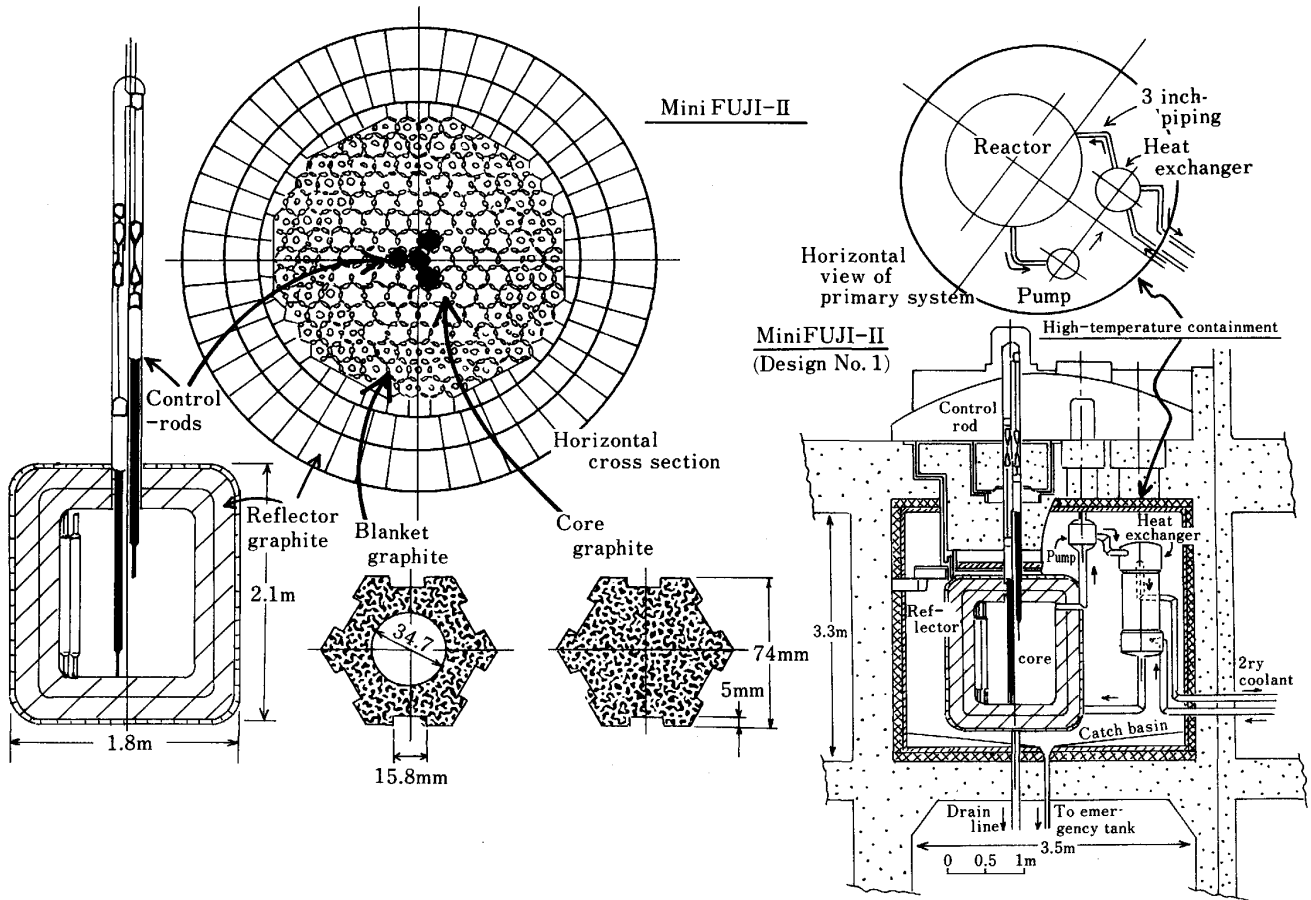


Fig. 7. Horizontal and vertical cross-section views of reactor-vessel and primary loop system in the high-temperature containment of miniFUJI-II (7MWe-pilot-plant). All parts inside of reactor vessel are fully madden of graphite accuiping about 90 vol%.

である以外は比較的水に近いのである。しかも常圧であるのは極めて有利である。さらに有難いのは、同類の常圧高温融体である液体 Na に対しては、この 30 年間に日本も含めて膨大な開発投資がなされていることである。さらに熔融塩の方は化学的に不活性で、強い熱衝撃・蒸気の酸化凝着の恐れがない²⁷⁾ので、大型機器開発はすでにほぼ完了しているといつてもよいのである (Table 2 参照)。

逆にいうならば、Na 冷却高速増殖炉の実用化は、最も楽観的な者でも 2020 年頃というのが世界の定説であるが、これでは投資成果とくに技術者の温存は企業にとって不可能である。すでにそれは米国で現実となつていくが、この熔融塩炉開発はその救済ともなり一石二鳥であろう。Na 技術は熔融塩炉へのつなぎであるというのは、筆者の 30 年来の持論であり、米・仏・ソ連・印・伊の人々も理解し始めている。

c) 具体的には、a), b) を整理して体制を整えつつ、まず超小型の Pilot-plant (MiniFUJI) から建設して、総合的に熔融塩炉技術全般の確証に入っていくとよいと考えている。その基本的試設計も終えている。概要は、Table 3 および Fig. 7 に示されている。これは実は、Table 3 にも併記されている ORNL の実験炉 MSRE にかなり似たものである。既述のように、この炉は 1965~69 の 4 年間ほとんど何の故障も無いに等しいくらいの美事な運転実績を残しているのである。しかも MiniFUJI の方が流量が 1/3 であり、配管直径は半分の 8 cm でよいのであるから、設計がより容易であろう。ただし、温度差を大きくして水蒸気発電 (7000 kWe) の実証を行う。我々は、計画開始より約 7 年間で完成で

きる十分な見通しを持つている (Fig. 8 参照)。

おそらく資金は 200~300 億円くらいでよいかと思う。本格的な設計研究が待たれる。

d) 続いて、実用第 1 号炉の建設にかかることよい。すでに一例として 16 万 kWe FUJI-II を示したわけであるが、再検討の上、5~15 kWe のどれかの規模を選ばよであろう。この資金額の精度は一層低い、1000 億円前後で今世紀内に完成させることも不可能でないであろう。付随する施設・経費が極めて少ないからである。

e) なお、ここで補足説明しなければならないのは ^{233}U 調達問題であるが、上記 2 基の炉に対し過渡期追加分も含めて約 450 kg を今世紀内に生産すればよい。過去にすでに米国においては 550 kg が軽水炉などを利用して作られ使用された実績がある。軽水炉などで ThO_2 または ThF_4 を照射して容易に製作できる。FUJI などでは定常運転に入れば追加不要であり、しかも臨界量が非常に少なくすむからでもある (Table 3)。もし ^{235}U , ^{239}Pu で代替しようとする、上記の 3~5 倍量が準備されねばなくなるのである。(なお、Pu 消滅処理用には、初装荷 ^{233}U の 1/3~1/4 を Pu で置き替えるのは、極めて合理的な選択であろう。)

8. ま と め

我々は、好みの問題としてではなく核エネルギー利用は可能であるかどうか、根底から問いなおす時点にきている。そして恐らく LILIENTHAL も指摘するように、初心に戻り再出発すべきであろう²⁸⁾。その具体策の一つとしてトリウム熔融塩炉を示した。さらに詳しい解

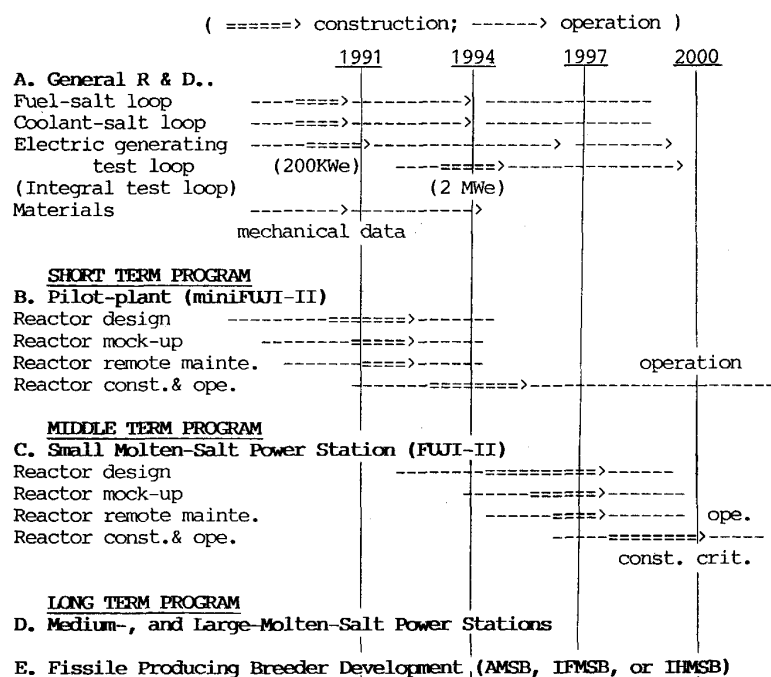


Fig. 8. Developmental program of thorium molten-salt nuclear energy synergetic system.

説²⁵⁾もある。

上記のようにまず MiniFUJI を運転し、この技術の合理性を広く社会と共に実感することが必須である。それは幸い、ORNL の努力、特に実験炉 MSRE の実績に基づくならば、疑う余地はないくらいである。それはわずかの投資、約 100 名の人々で遂行できたのである。この余りに美事な成果は、ある意味では不幸であつた。余りに小人数であつた関係者しか、その成果の価値を理解していないといえるからである。液体燃料炉になじみの薄い人々により書かれた誤解をまねきやすい解説が、今でも国内外に多いのはたいへん不幸なことである¹⁷⁾。

改めて、なぜわずかな資金・人容（時間は約 20 年 [Fig. 2]) で技術の基本が完成できたかを考えてみたい。結論は「理論に支えられた開発」²⁹⁾ だつたからである。歴史的にみても溶融塩化学は、物理化学的手法が最も成功した領域であるが、この燃料塩は典型的なイオン性液体であつて、相互作用の主体は古典的な静電力であり、重ね合わせが効き、正に物理化学的理論で半定量的な挙動予測が十分できる⁹⁾。[本質的に量子論的性格の強い液体金属技術とは、対照的である²⁹⁾³⁰⁾。] 彼らはこの原則に誠実に従い、基礎的研究を深めつつ開発を進めた。試行錯誤ではなく、理論予測を踏まえた実験的手法で、難問を次々と解決してきたのである¹⁴⁾¹⁹⁾。これは、今後の開発途上で困難に直面した場合にも、直ちに合理的な対策が立てられるであろうことを意味する。またひるがえつて、過去の成果についても、単なる経験事実以上の理論的保証が得られていることを意味するであろう。

このようにして、この技術が現代の課題(A)~(F) (2. 参照) の真の解決策であることを実証できると信じたい。しかも必要資金はまず 200~300 億円でよいと思う。

溶融スラグは、本質的に Flibe 系溶融塩と同質の媒体である¹²⁾²⁹⁾(4.2)。同じ高温融体工業である鉄鋼業界の持つ能力が、この方面に活かされることを期待したい。
[追記] 本解説に関連深い次世代炉に関する論説が発表された [IAE-4479/3 (1987)]。主著者故 LEGASOV は、Chernobyl 炉事故処理の指揮者であつた。拙訳 [日本原子力学会誌, 30 (1988) 11, 印刷中] を参照されたい。

文 献

- 1) C. MARCHETTI: Nucl. Sci. Eng., 90 (1985), p. 521
- 2) A. A. HARMS and M. HEINDLER: Nuclear Energy Synergistics (1982) [Plenum Pub.], 古川和男訳: 核エネルギー協働システム概論 (1986) [培風館]
- 3) 田島輝彦: プラズマ研だより, 3(1986) 12, p. 1
- 4) 古川和男: 日本金属学会会報, 19 (1980), p. 225
- 5) L. M. LIDSKY: Tech. Review (MIT) (1983 年 10 月), p. 32
- 6) Reactor Handbook, Vol. 1 Materials, ed. by C. R. TIPTON (1960) [Intersci.]
- 7) 古川和男: 液体燃料, 原子炉工学講座, 4 (1972), p. 77 [培風館]
- 8) 古川和男: 日本金属学会会報, 24 (1985), p. 625
- 9) 古川和男: 同上, p. 785
- 10) K. FURUKAWA: Prog. Nuclear Energy, 19 (1988), 準備中
- 11) E. THILO and H. A. LEHMAN: Z. Anorg. Allg. Chem., 258 (1949), p. 332
- 12) K. FURUKAWA and H. OHNO: Trans. Jpn. Inst. Met., 19 (1978), p. 553, 古川和男: 鉱物学雑誌, 14 (1980) (特別号第 2 号), p. 34
- 13) 古川和男, 大野英雄: 無機融体の物性値 I, Flibe, (1980) [日本原子力情報センター]; 材料科学, 14 (1977), p. 302
- 14) M. W. ROSENTHAL, P. N. HAUBENREICH and R. B. BRIGGS: ORNL-4812 (1972), J. R. ENGEL, W. R. GRIMES, H. F. BAUMAN, H. E. MCCOY, J. F. DEARING and W. E. RHOADES: ORNL/TM-7207 (1980)
- 15) A. LECOCQ: CEA NOTE 2381 (1983)
- 16) H. E. MCCOY: ORNL/TM-5920 (1978)
- 17) 古川和男: 原子力工業, 32 (1986) 9, p. 59, 32 (1986) 12, p. 53
- 18) R. E. THOMA: ORNL-4658 (1971)
- 19) 溶融塩増殖炉 (改訂増補版) (1981) [日本原子力学会]
- 20) K. FURUKAWA: Alternat. Ene. Sources VI, 3 (1987), p. 341, p. 353 [Hemisp. Pub.]
- 21) K. FURUKAWA, K. TSUKADA and Y. NAKAHARA: J. Nucl. Sci. Tech., 18 (1981), p. 79, K. FURUKAWA: Atomkern./Kerntechn., 44 (1984), p. 42
- 22) 古川和男: スポレーション中性子工学 (1984), p. 134 [日本原子力学会], Th Fuel React. (1985), p. 271 [日本原子力学会]
- 23) K. IKUTA and K. FURUKAWA: Proc. 6th Int. Sym. Molten Salts, 87-7 (1987), p. 906 [Elec. Chem. Soc.]
- 24) K. FURUKAWA: Atomkern./Kerntechn., 44 (1984), p. 42
- 25) K. FURUKAWA, K. MITACHI, K. MINAMI and Y. KATO: Alternat. Ene. Sources VIII (1988) 印刷中 [Hemisp. Pub.], 古川和男: 日本金属学会会報, 27 (1988), p. 231
- 26) K. FURUSAWA, K. MINAMI, T. OOSAWA, M. OHTA, N. NAKAMURA, K. MITACHI and Y. KATO: Emerging Nuclear Ene. Systems (1987), p. 235 [World Sci.]
- 27) 古川和男: 液体ナトリウム技術, 原子炉工学講座, 5 (1972), p. 89 [培風館]
- 28) D. E. LILIENTHAL: Atomic Energy: A New Start (1980) [Harper & Row], 古川和男訳: 岐路に立つ原子力 (1981) [日本生産性本部]
- 29) 古川和男: 金属物理セミナー, 2 (1977), p. 177, 6 (1983), p. 11
- 30) 古川和男: 原子力工業, 19 (1973), p. 22