

■ 解 説 ■

溶融塩技術の核エネルギーシステムへの応用(1)

Applications of Molten-Salt Technology in Nuclear Energy Systems (1)

中村 規男*・古川 和男**

Norio Nakamura Kazuo Furukawa



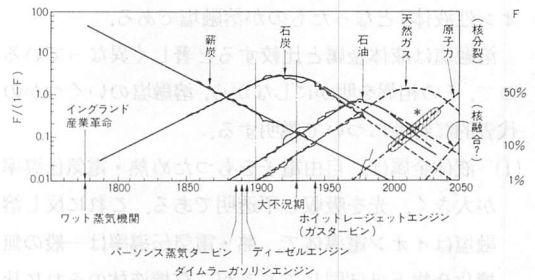
1. はじめに

溶融塩技術は新しい産業技術の一つとして、広く利用されることが期待されている。もともと溶融塩(スラグ, フラックスを含む)は、古くから金属製錬技術に使われてきたものであり、その規模の大きいものは製鉄溶鉱炉である。もっと単純な溶融フッ化物もアルミ電解工業において、950℃という高温で、1886年以來ほぼ100年間使われてきた。これらの利用例はいずれも化学反応媒体として用いられたものであるが、今後は高温媒体熱工学技術としても脚光を浴びるであろう。

融体工学が「高融点液体を、高温領域(一応300℃以上とする)で制御しつゝ利用する工学」と定義¹⁾するならば、その代表的なものは、高速増殖炉の熱媒体として開発された液体ナトリウム技術であろう²⁾。この巨大な投資は、融体工学の近代化を大きく前進させることになった。しかし液体ナトリウムそのものは、熱的特性がすぐれているが、強い特異性をもつ熱媒体である。

その点では、本稿で取上げる溶融塩技術は目的に応じて種々の溶融塩の選択が可能であり、単に熱媒体としての用途だけでなく、多くの機能を一つの媒体で果すことができるという大きな特長がある。

さて、今後のエネルギー技術開発の見通しであるが、図-1に示したIIASAの解析³⁾が参考になる。この解析から、世界のエネルギー消費総量の増大がそれ程大きくないと考えた場合でも、約10年の核燃料倍増時間をもつ増殖発電システムを来世紀前半には導入することが必要となり、大きな課題となることが考えられる⁴⁾。



* 2020~2070年頃に 必要な核燃料倍増性能 10~15年 (装置性能) 5~10年

図-1 世界における各種エネルギー利用率「F」の経年変化³⁾

(馬野著「石油危機の幻影」ダイヤモンド社参照)

このような要求に対して一つの核エネルギー変換方法では不十分で、二つあるいはそれ以上の異なる核エネルギー技術を組合せた複合システムによる達成が考えられる。

いろいろな複合化システムが考えられるが、Harmsらは「Nuclear Energy Synergetics」(核エネルギー協働システム論)としてこの概念を体系化している。本稿では溶融塩技術の基礎について述べ、これが核エネルギーシステムおよび複合化システムへどのように有効な展開が可能であるか、その概要について言及することとする。

2. 溶融塩技術の基礎

2.1 溶融塩とは⁵⁾

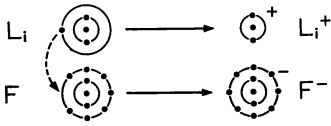
溶融塩はまだ一般にあまり知られていない物質とはいえないが、溶岩もその一種である。塩とは酸と塩基との中和反応によって水とともに生成される化合物、たとえばNaCl, LiF, NaNO₃などであるが、それらは図-2に示したようなバラバラの正イオンと負イオンの集合体である。各イオンは閉じた電子殻からなってお

* 石川島播磨重工業(株) 技術研究所スタッフグループ

〒135 東京都江東区豊洲 3-1-15

** 東海大学開発技術研究所

構成原子(価電子をもつ) 融体構成イオン



(Li^+ , F^- イオンは, He, Neに等しい所の閉じた電子殻をもち, 化学的に不活性)

図-2 塩を構成するイオンの電子構造

り, 化学的反応性を失っている。ただし静電相互作用をおよぼし合って凝集し, 常温ではイオン性結晶となる。高温では融けてイオンがバラバラに運動する「イオン性液体」となったものが熔融塩である。

熔融塩は液体金属と比較すると著しく異なっている。その相異を明かにしながら, 熔融塩のいくつかの代表的な特性について説明する。

- (I) 液体金属は, 自由電子をもつため熱・電気伝導率が大きく, 光を吸収し不透明である。これに反し熔融塩はイオン電導体で, 熱・電気伝導率は一般の無機化合物とほぼ同じであるが, 有機液体のそれと比べるとはるかに大きい。
- (II) 一般に熱容量は大きく水に近い値を示し液体金属の2~3倍を有しており, 熱輸送・蓄熱に適している。これは, イオンが閉電子殻から成っており半径が小さいため, 空間充填個数が多いことによる。
- (III) 液体金属の原子間相互作用は極めて複雑(量子力学的体系)で, 他の原子の溶解度(腐食性), その化学的挙動などは予測が困難である。これが液体金属技術開発を非常に難しいものにしてている。しかし熔融塩の場合は, イオン相互作用は静電力によるもので単純(古典論的体系)であり, 化学的個性は失っているので, イオンの大きさと電荷が矛盾しないかぎり, どのようなイオンとでも自由に混合・溶解しあうことができるだけでなく, 物性の予測も比較的容易である。物理化学的な基礎実験のみで技術開発を十分にすゝめ得る実績をもっている⁶⁾。
- (IV) 上述のように, 熔融塩は液体金属に比べて化学反応性が低いという特長があり, 空気や水などともほとんど激しい発熱反応を行わない。このことは容器材料の選択に対しても有利である。Pb, Bi, Sn, などの液体金属は, 低融点・高沸点で比較的化学反応性も低く有用な液体金属であるが, 400℃~500℃以上になると, Ni, Crなどを溶解し実用化が困難である。しかし, 液体Naが600℃程度までステンレス鋼が利用できるのは例外的といえる。ところが

熔融塩の場合はNi, Mo系合金が適しているので, 高温の利用が可能である。

- (V) 沸点は凝集力と関係づけられるが, 融点はそれと余り関係がない。後者については, 構成原子(イオン)の振動振幅に関係し, 熔融塩は高温までそれが余り大きくならない。したがって, 液体金属とは異って融点近くでも, 熔融塩は比較的蒸気圧が高いのが大きな欠点である。また粘性については, 熔融塩は単原子液体金属に比べると高い。
- (VI) しかし, 熔融塩は他の塩と容易に混合・熔融して均一になり, 混合エントロピー効率による融点低下が可能である。したがって, 低融点, 低蒸気圧の熔融塩が得られる。

熔融塩を構成する陽イオン種は約80種, 陰イオン種は約30種であるので, 単塩の種類は $80 \times 30 = 2,400$ 種が考えられることになる。さらに, それらの単塩を混合して多元系塩を作り, 適当な組成濃度を選ぶとすれば, 広範多種な熔融塩系が考えられる。

2.2. 熔融塩の工学, 特に核工学利用

これまで熔融塩の基本的性格について述べた。しかし, 熔融塩を理想化しすぎて説明したことは否定できない。現実には, イオン性の弱い原子からなる塩の場合には, 状況によっては化学的活性, 熱分解性が問題となり, また毒性, 経済性その他も工学的考慮が必要になる。

工学的利用面から熔融塩を見直すと, その基本的特長は, 用途の多面性であり,

- A. 高温熱媒体,
- B. 高温化学反応媒体,
- C. 核化学工学媒体,

に整理できる。

この中でA.に対する説明は, 前に述べた。液体金属は一般にこの用途に限られる。熱伝導率が高いので熱媒体としては適しているが, 高い熱伝導率のために熱衝撃, 熱応力に関し設計上の配慮を要する²⁾。またLi以外は比熱が小さいために, その大きい熔融塩の方が流量を少なくできるので配管を細く短くできる可能性がある。したがって, 粘性が高いという熔融塩の欠点も補うことができる。

B.についても自明であろう。溶鉱炉や地球のマグマで示されるように, 比較的微量であれば, あらゆる反応物質および反応生成物をその熔融塩中に安定に溶存しておける可能性をもっている。そして, 必要に応じて酸化・還元・加熱・冷却・加圧・減圧などの操作を

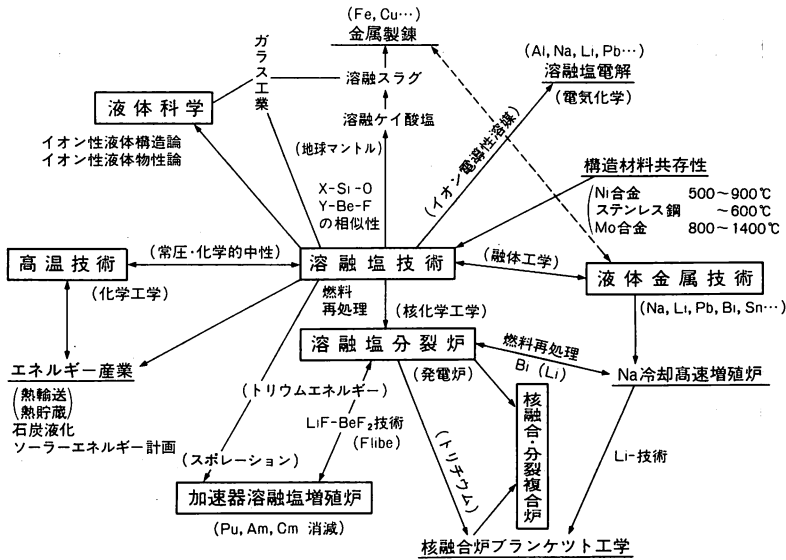


図-3 溶融塩技術と諸科学技術との相関

加えて、一部の成分を溶融塩から出し入れすることにより、有効に化学反応工程を組立てることができる。希ガス元素、水素、不活性金属などに対しては一般に溶解度を持たないが、これは欠点というよりは種々の利点となる場合が多い。

C. については、まだふれていなかったが、溶融塩中に中性子または陽子を入射し進行させる場合を考えると、関連する粒子線・ふく射線による照射損傷が問題となることが多い。しかし一般にイオン性液体ではこれらの問題は生じない。単にイオンの熱運動が激しくなる（温度が上昇する）だけであることが実証されている。（不安定な錯イオンを含む塩では、その損傷・分解が問題となることがある。）さらに核化学反応によって、元素変化、原子数変化まで起ったとしても、化学的バッファを加えておけば、もともとB.の機能を持っているので、十分に溶融塩で対処できるであろう。また、溶融塩は放射線遮蔽機能も持たせることができる。

これらの3つの機能を1つの溶融塩で同時に効果的に発揮することは、米国のオークリッジ国立研究所における溶融塩分裂炉³⁾ MSREですでに実現している⁶⁾。

これら将来の応用を中心として、関連の液体金属技術その他の諸科学技術との相関図を、図-3に示してみた。

なお上記A, B, Cの機能は、表1の下に示したようにもう少し細分化できる。それらが種々の核エネルギー

表1 溶融塩技術の機能と、その核エネルギーシステムへの応用⁵⁾

| 核分裂炉 | 主要機能 |
|-------------------------------------|-----------------|
| (1) 溶融塩発電炉 (MSBR, MSCR等) | At, B, Cb, Cp |
| (2) トリチウム生産溶融塩炉 | " |
| (3) 超U元素消滅溶融塩炉 (高速炉を含む) | " |
| ・スポレーション加速器炉 | |
| (4) 溶融塩強力中性子源 (MSINS) | At, B, Cp |
| (5) 加速器溶融塩増殖炉 (AMS B) (一流体型または二流体型) | At, B, (Cb), Cp |
| ・核融合またはハイブリッド炉等 | |
| (6) D, T核融合炉 | At, B, Cp |
| (7) D, D " | " |
| (8) D, Tハイブリッド炉 | At, B, Cb, Cp |
| ・その他 | |
| (9) 核燃料等の化学処理施設 | B |
| (10) 放射性廃棄物貯蔵施設 | At, As, B, Cs |

* At: 熱輸送 As: 熱貯蔵

B: 化学処理

Cb: 核物質燃焼(核分裂, 核変換, スポレーション等)

Cp: 核物質生産(核分裂性物質, 核融合性物質等)

Cs: 放射線遮蔽

ギーシステムの中で、表1のように発揮される。

2.3 LiF-BeF₂ (フリーベ, Flibe) その他の代表的溶融塩について

2.2で述べた多角的な機能を発揮できる溶融塩媒体成分としては、熱中性子吸収断面積が小さくて無駄な核反応を起さない元素から成る必要がある。表2からみると、⁷LiF-BeF₂ (Flibe) が適しているのは明らか

かであろう。これは図-4に示したように、状態図が MgO-SiO₂系と酷似している。このことは、液体構造として諸物性まで極めて類似していることを暗示しており、その実態の詳細については明らかにされていない⁷⁾。このMgO-SiO₂は地球マンツルの主成分であって、高温化学反応媒体として最適であり、溶鉱炉スラグなどはこれと類似の珪酸塩であることは、よく知られている。

表2 熱中性子吸収断面積の小さい元素または同位元素

| element (abundance) | (barn) (natural elem) |
|-----------------------------|------------------------|
| 1. O | 0.00019 |
| 2. D (0.0148%) | 0.00052 [H 0.3326] |
| 3. C | 0.0035 |
| 4. Be | 0.0076 |
| 5. F | 0.00096 |
| 6. Bi | 0.034 |
| 7. ⁷ Li (92.5%) | 0.045 [Li 7.0] |
| 8. ¹¹ B (80.0%) | <0.05 (0.005) [B767] |
| 9. Mg | 0.063 |
| element (barn) | element (barn) |
| 10. Si 0.16 | 15. H 0.33 |
| 11. Pb 0.17 | 16. Rb 0.37 |
| 12. Zr 0.18 | 17. Ca 0.43 |
| 13. P 0.185 | 18. S 0.52 |
| 14. Al 0.23 | 19. Na 0.53 |
| | [K 2.15] |
| ³⁷ Cl(24%) 0.433 | [Cl 33.1] |

このFlibeは、(I)熱中性子分裂炉の核燃料溶媒として利用できるだけでなく、(II)Liを適当な同位元素組成に選び、核融合炉のトリチウム生産ブランケットを兼ねた熱媒体として有望である。さらに、(III)スプレー加速炉で、ターゲット塩、ブランケット塩の主成分として活用できる可能性をもっている。

Flibeの物性値データを液体Liと比較してその概要を表3に示した⁸⁾。なお、SiO₂に類似することから明らかのように、BeF₂が多くなるとFlibeは急速に高粘性となるので、図-4の斜線を施した領域が実用に供される。

この溶媒⁷LiF-BeF₂にUF₄, ThF₄, PuF₃その他を溶解させた系が、種々の目的に応じて用いられる⁹⁾。

目的によっては、⁷LiまたはBeを含まないもの、比較的重い原子核からなるものなどが必要となる。融点が約550℃以下のものが有用となる。表4には、これらFlibe系溶融塩の基本的特長を整理して示した。

2.4 Flibe系溶融塩との材料共存性について

Flibeと構造材との共存性について簡単に述べる。まず黒鉛材料については、これをFlibeに直接触して使用できるため、原子炉設計上都合がよい。表2からも知られるように、黒鉛は高温における最良の中性子減速材および反射材であり、容器用金属材料に対する中性子遮蔽の機能をも果すことができる。

容器用構造材としてNi-Mo-Cr系合金を使用できることも、Flibeを有利にしている。この合金は、空気環境下で、良い高温耐熱材であるが同時に、溶融フッ化物に対してもすぐれている。ただし、Cr成分は比較的少ない方がよいので、Hastelloy Nが、ORNLおよびCabot社により開発されている。

この合金を使用した前述の実験炉MSREが建設され、1965~1969年まで延べ17,655時間運転(燃料塩⁷LiF-BeF₂-ZrF₄-UF₄:65-29.1-5-0.9mol%は、21,788時間循環)されたが、この間の腐食については無視できる程度であった⁶⁾。

また、Hastelloy N製の腐食試験ループにおいて、燃料塩LiF-BeF₂-UF₄(65.5-34.0-0.5mol%)を最高740℃、温度差170℃で1万数千時間循環させた質量移行実験結果を図-5¹¹⁾に示した。これによれば、Hastelloy Nの腐食減量は、0.1mil/年以下であり、照射損傷に対する性能改善を行ったTi添加Hastelloy Nではその半分であった。一方ステンレス鋼は、それらの約50倍腐食された。

しかし、MSREを解体した結果、燃料塩に接した

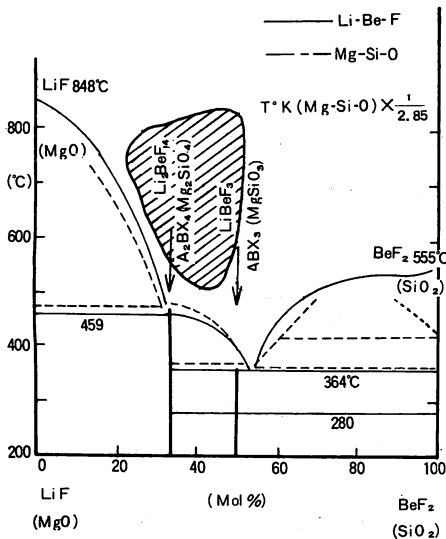


図-4 LiF-BeF₂ (Flibe)系の状態図

(MgO-SiO₂系状態図を点線で示した。ただし温度軸は絶対温度で1/2.85に縮小してある。)

表3 DT核融合炉ブランケット材としてのLiとFlibe (LiF-BeF₂)の比較⁸⁾

| | 液体 Li | | 熔融 Flibe(LiF-BeF ₂) | |
|-----------------------|---------------------------|---|---|---|
| T増殖 | 最良 | ○ | ○ | Li ₂ BeF ₄ |
| 照射損傷 | なし | ○ | ○ | なし |
| 熱伝達 | 秀 | ○ | ○ | 良 |
| 磁場の影響 (ポンプ動力) | 大 | × | ○ | 小 |
| 構造材料 | | | | |
| ステンレス鋼 | < 773K (500 °C) | △ | ○ | < 873K (600 °C) |
| Ni合金 | < 573K (300 °C) | × | ○ | ≤ 1073K (800 °C) |
| 化学的安全性 | 火災・水反応 | × | ○ | 安定 |
| Tritium溶解度 | 大 | △ | ○ | 小 |
| 化学処理機能 | 劣 | × | ○ | 良 |
| 取扱技術 | O, H, C, N管理要 | × | ○ | 管理不要 |
| | (宇宙空間用 実験室ループ) 数百時間 | | (熔融塩実験炉 MSRE) 7.5MW(th) Loop 21,788時間 | |
| (実績) | | | | |
| 物性値 (1000°F = 538 °C) | | | | |
| 密度 | 0.48 (0.48) | ○ | | 2.02 Mg / m ³ (2.02g/cm ³) |
| 粘度 μ | 5 (0.5) | ○ | △ | 120 Pa·S (12 centipoise) |
| 蒸気圧 | 0.13 (0.001) | | ○ | 0.05 Pa (0.0004 Torr) |
| 融点 | 452 (179) | ○ | | 732 K (459 °C) |
| 沸点 | 1591 (1318) | | ○ | ~ 1970 K (~ 1700 °C) |
| 定圧比熱 Cp | 4.2 (1.0) | | ○ | 2.3 KJ/kgK(0.56 cal/g °C)(熱容量は倍) |
| 熱伝導度 K | 0.0051 (0.51) | ○ | | 10 ⁻⁴ W/(k·m) (0.01 Watt/cm ² °C) |
| Prandtl 数 (μCp/K) | 0.06 | | ○ | 30 (熱衝撃小) |
| 電気伝導度 | 28000 | | ○ | 1.8 mho/cm |
| 表面張力 | 0.345 (345) | | ○ | ~0.2 N/m ~ (200 dyn/cm) |

表4 熔融 Flibe 系塩の特色

| | | | |
|---|-------------------------|---|------------|
| <ul style="list-style-type: none"> 核化学反応 (中性子吸収) 極めて少ない 安定したイオン集団からなる液体(イオン性液体) 放射線照射損傷なし 熱容量, 流動性が高い 融点が高い (370~450°C) 透明, 常圧 化学的に不活性 (水に溶けにくい) 構造材料とよい共存性 (500~800 °C) Ni-Mo-Cr合金, 黒鉛 多くの種類のイオンを, よく溶かす 核物質 (Th, U), 核反応生成物 ただし fission ガスは放出 (再起動容易) | (溶媒) | (溶質) | 単一液層で対処が可能 |
| | (組成例) | ⁷ LiF-BeF ₂ -ThF ₄ - ²³³ UF ₄ (72-x)-16-12-x : x = 0.2 ~ 0.8 mol% | |
| | 核工学媒体 | | } |
| | (燃料 ターゲット ブランケット) | | |
| | 熱工学媒体 | | |
| | (冷却 熱輸送) | | |
| | 化学工学媒体 | | |
| | (化学処理) | | |

金属表面の脆化がみられ, 曲げると細かいヘヤークラックが深さ0.1mmにもおよぶことが発見された。原因究明の結果, 核分裂性生成物Teが脆い金属間化合物Ni₃Te₂を作るためであることがわかった。

しかし, 1974~1976年においてその対策が研究され, (I)1~2%のNb添加, (II) 熔融塩の酸化還元電位を,

U⁺⁴/U⁺³ < 60 相当に制御することによって解決された。これでTeはほとんどNiと反応しなくなる。さらに(III)できるだけ引張応力を加えない設計とすることである。これら3点に配慮すれば, 十分に炉建設は可能と考えられる。

最近, ソ連クルチャトフ (Kurchatov) 研究所の

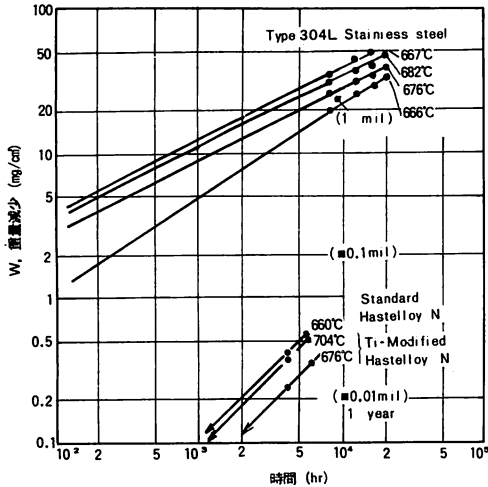


図-5 304Lステンレス鋼または Hastelloy N で作られたループにおける $\text{LiF}-\text{BeF}_2-\text{ZrF}_4-\text{UF}_4-\text{ThF}_4$ (70-23-5-1-1 mol%) 溶融塩による質量移行試験結果¹²⁾

[Wは最高温度 (704~660°C)における重量減少量, 温度差は100°C]

グループは、これらの追試を行い、米国以上のすぐれた結果を得たとの報告がある¹²⁾。

3. 核エネルギー協働システム概念¹³⁾

3.1 核反応技術とその複合について

核融塩技術が核エネルギーシステムに真価を発揮され、優れた増殖システムとなるためには、複合されたシステムにおいて応用されることが考えられる。したがって、単一の核分裂増殖炉ではなく他の核エネルギーシステムの支援の導入が必要である。それは核融合や加速器技術が有力であり、これらと核分裂技術との三者をいかに有効に組み合わせるかが重要となる。

カナダ McMaster 大学の Harms 教授らは、上記三者を3極に置き、それらの中の二者あるいは三者を種々に組合せることによって、個々の技術では期待できなかった新しい核エネルギーシステム機能を作り出すことができることを指摘している(図-6)。そしてそれらの体系化、詳細な検討評価を、Nuclear Energy Synergetics (核エネルギー協働システム論)¹³⁾ と名付けて展開している。

ここではその一部を簡単に紹介しておこう。

3.2 核分裂技術について

中性子 n による核分裂反応は、 ^{233}U , ^{235}U , ^{239}Pu , ^{241}Pu などの核分裂性核種 Fi を分裂させ、反応生成物 Rp と ν_{Fi} 個の中性子を生じさせるもので、その反

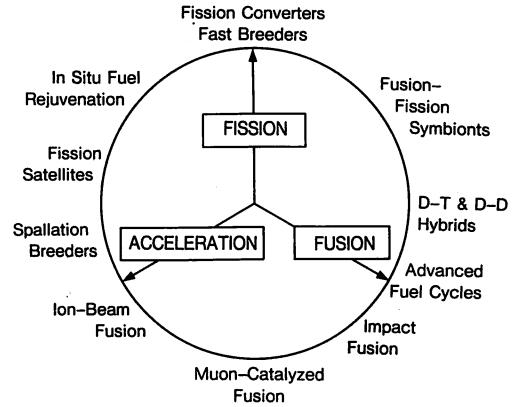


図-6 3種の基本的核工学技術の組合せによる種々の核エネルギーシステム概念

応は、

$$\text{Fi}(n, \text{Rp}) \nu_{\text{Fi}} n$$

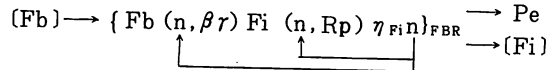
と表示できる。連鎖反応では中性子吸収も含めて、

$$\text{Fi}(n, \text{Rp}) \nu_{\text{Fi}} n$$

と表せる。天然には Fi は少ないので、一般に増殖炉型が必要であって、親物質 Fb を加えて、

$$\text{Fb}(n, \beta\gamma) \text{Fi}(n, \text{Rp}) \eta_{\text{Fi}} n$$

となり、増殖発電炉システム FBR としては、

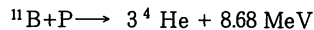


と表示され、外部より Fb の供給を受けて、出力 Pe と Fi を生産する。

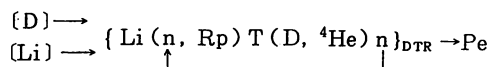
核分裂反応は、約 200 MeV という大きな発熱が得られるが、増殖炉の開発の中心的課題の一つは、反応が本質的に中性子が不足勝ちであることである。その打開策は大きな課題となっており、これを中心として解説を続ける。

3.3 核融合反応と関連して

核分裂は、前記4核種が実効的に関わるのみであるが、核融合では多数の軽い核種の組み合わせが考えられる。たとえば、

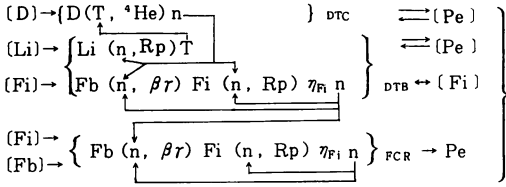


などは、荷電粒子のみが生れる反応で、長期的には極めて魅力的であるが、当面最も実現が有望視されているのは、最も低い温度で融合反応が進行する D-T 核融合炉 DTR,



である。

しかし、D T融合による発熱は17.6MeV にすぎないので、プラズマ加熱などに要する大きなエネルギーを考えると、中性子には比較的余裕があるのに、エネルギー不足型の装置とすることができる。これは核分裂増殖炉との間に相補の関係があることを意味する。このことは1955年にLawson¹⁴⁾ が指摘したところであり、炉心DTCとブランケットDTBに分けて燃料サイクルを示すと、



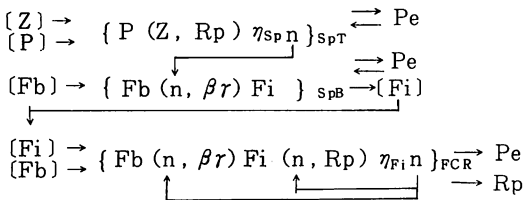
となるであろう。なおFCRは核分裂転換炉を表しているが、これが、融合システムと一体のものを一般に、fusion-fission hybrid (混成炉)、別の装置になっているものをsymbiont (共生炉)と分類している。

3.4 スポレーション(Spallation)核反応と関連して¹⁵⁾

一般に数百~数千MeVに加速した中性子、陽子などを原子核に当てると、核子とカスケード的に衝突し、主として中性子を多数放出する。この中性子のもつエネルギーは意外に小さく、D T核融合の中性子に近く取り扱いが容易である¹⁵⁾。

線型加速器などで陽子を1~2 GeVとして重い原子核(たとえばU, Thなど)に照射し、発生中性子を親物質に吸収させて核分裂性物質を生産する。その代わりに陽子加速などの電力消費があるが、大部分は発生反応熱からの回収が期待できる。

Harmsらの表示によれば、ターゲットSpTおよびブランケットSpBに分けてつぎようになる。



Zはターゲットとなる重核である。

なお、このZに廃棄に困る長寿命放射核種(たとえば、超U元素、⁹⁰Sr, ¹³⁷Cs)を置けば、それらを短寿命または安定な同位元素に壊変させる消滅処理(incineration)の可能性がある。

3.5 トリウム資源利用について

ここで核エネルギー資源について補足しておく。U資源は地球上に偏在し広大なアジアにはほとんど無い。これに比べるとトリウム(²³²Th)資源は広く分布しており、核分裂炉への利用が検討されている。

Th資源の特長を整理してみると、

- (I) 地殻中の存在量はUの約4倍で、偏在しない。
- (II) 中性子吸収によって生ずる核分裂性²³³Uは熱中性子炉で、²³⁹Puなどより利用しやすい。
- (III) ²³⁸Uより質量数が6少ないため、超U元素(Pu, Am, Cm等)はほとんど生成せず、α放射能の強い長寿命廃棄物対策に有利である。
- (IV) ²³³U燃料は、26 MeV程度の硬いγ線を出す核種を随伴するので、検出・監視が容易である。質量数232~236のU同位元素の混合体として取り扱うこととなり、臨界量は余り小さくならない。
- (V) このγ放射能が、燃料再処理、再加工を困難にしたが、液体燃料ではほとんど問題とならない。
- (VI) 天然Thが核分裂性核種を含まないのは不利であるが、増殖炉という点からはUと大差はない。

4. 核エネルギーシステムへの応用

4.1 応用概説

溶融塩を核エネルギーシステムに応用する場合、とくに分裂炉、核融合炉およびスポレーション加速器炉について、協働システム論の立場を考慮しつつ述べる。まず核分裂炉については、すでに述べたが米国オークリッジ国立研究所(ORNL)において、実験炉MSRE(Molten-Salt Reactor Experiment)が運転され、運転総時間約15,000時間、稼働率82%という実績もっている。これは、1965年に臨界に達しているが、1969年にはすべての炉運転実験を終了するまで本質的なトラブルはなく、大きな成果を得ている。溶融塩(増殖)炉は他に炉型にはない多くの特徴をもっているが、核融合炉などの他の核エネルギーシステムと組合せることによって、より有効な核エネルギーシステムとなる。

つぎに、核融合炉については米国LLNL(Lawrence Livermore National Laboratory)などで、主としてハイブリッド炉ブランケット材として設計研究がすすめられている。これは前述の相補性を利用した「核分裂-核融合ハイブリッド炉」に溶融塩を応用しようとするものである。筆者らは、レーザー核融合炉と溶融塩を組合せたハイブリッド炉の概念的検討を

行った¹⁶⁾。用いた溶融塩は Flibe であり、簡単な解析であるが十分な増殖比が得られている。

また、MHD 効果が他の液体金属に比べて小さいという理由から磁気閉じ込め核融合炉ブランケット材として検討されている。

スポレーション加速炉については前に述べたが、その最も大きな特色は多数の中中性子の発生が期待できることであろう。陽子などの高エネルギー粒子を入射するターゲット材として固体 U や Pb を用いるよりも、溶融塩などの液体ターゲットを用いることにより発生した中中性子をそのまま装置内でブランケットとして利用できるのでは都合がよい¹⁵⁾。

参 考 文 献

- 1) 古川和男, 加藤義夫; 日本機械学会誌, 77, 762, (1974)
- 2) 古川和男; 原子炉工学講座, 第 5 巻, XII, 培風館, (1972)
- 3) C. Marchetti; RR-81-29, IAS, (1972); Nucl. Sci. Eng., 90, 521, (1985).
- 4) 古川和男; 電気関係学会東北支部連合大会特別講演(1), 八戸工大, (1983); 7th Miami Energy conf. (Dec. 1985).
- 5) 古川和男; 溶融塩熱技術の基礎, 第 1 章その他, 溶融塩・熱技術研究会刊, (1979)
- 6) 溶融塩増殖炉研究専門委員会; 溶融塩増殖炉 (改定増補版), 日本原子力学会, (1982); M. W. Rosenthal et al; ORNL-4812 (1972)
- 7) 古川和男; 鉱物学雑誌, 14, 34 (1980); K. Furukawa, H. Ohno; Trans. Japan Inst. Met., 19, 553, (1978)
- 8) 古川和男; 日本金属学会報, 16, 675, (1977)
- 9) 古川和男; 大野英雄; 無機融体の物性値 (I) LiF-BeF₂ 系溶融塩, 日本原子力情報センター刊, (1980); 材料科学, 14, 302, (1977)
- 10) R. E. Thoma; Adv. Molten Salt Chem., Vol. 3, 275, Plenum, (1975)
- 11) J. W. Koger, A. P. Litman; ORNL-4396, 243, (1969); 古川和男, 沼田博雄; 防食技術, 29, 135, (1980).
- 12) V. M. Novikov; Atomkernene. / Kerntechn., 45 [1], 45, (1984)
- 13) A. A. Harms, M. Heidler; Nuclear Energy Synergetics, Plenum, (1982); 日本原子力学会誌, 27, 421, (1985).
- 14) J. D. Lawson; AERE-GP/M-185, (1955)
- 15) 中性子ターゲットシステム研究専門委員会; スポレーション中性子工学, 日本原子力学会刊 (1984).
- 16) 古川和男, 井門俊治, 中村規男; 慣性閉じ込めハイブリッド溶融塩炉システム, 日本原子力学会年会, E-1, (1982)

