

溶融塩高速炉の検討

(研究報告書)

2000年6月

核燃料サイクル開発機構
大洗工学センター

本資料の全部または一部を複写・複製・転載する場合は、下記にお問い合わせください。

〒319-1184 茨城県那珂郡東海村村松4番地49
核燃料サイクル開発機構
技術展開部 技術協力課

Inquiries about copyright and reproduction should be addressed to:

Technical Cooperation Section,
Technology Management Division,
Japan Nuclear Cycle Development Institute
4-49 Muramatsu, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki 319-1184,
Japan.

© 核燃料サイクル開発機構 (Japan Nuclear Cycle Development Institute)
2000

熔融塩高速炉の検討 (研究報告書)

久保田健一¹⁾、江沼康弘¹⁾、田中良彦¹⁾、此村 守¹⁾、一宮正和¹⁾

要 旨

平成11年度より2年間の予定で高速増殖炉サイクルの実用化に向けた調査研究として、「実用化戦略調査研究フェーズⅠ」を実施している。本報告書は、このフェーズⅠの中間段階、すなわち平成11年度の研究成果をまとめたもので、実用化戦略調査研究において対象としたFBRプラントシステムのうち熔融塩高速炉について技術的成立性及び経済性等の観点から検討を加えたものである。

平成11年度は、その他概念の高速炉として流動燃料炉全般を対象として検討に着手し、現時点での知見に基づき軽水炉との燃料サイクルの整合が取れるU-Puサイクルが可能な唯一の高速増殖炉体系として、塩化物熔融塩炉を選定した。次に、熔融塩炉の抱える技術的・経済的な様々な課題を抽出・評価したうえで、塩化物熔融塩炉としての諸特徴を具備した熔融塩燃料組成及びプラント概念を暫定構築し、熔融塩以外の冷却材を使用するプラントと比較評価するため、限られた技術情報を前提として技術的及び経済的成立性について評価し以下の結果を得た。

- (1) 塩化物熔融塩炉は固有の安全性を有し、再処理費や燃料費の著しい合理化効果が期待できる。
- (2) 燃料インベントリと炉心冷却能力はNa冷却炉より劣るため、原子炉及び冷却系機器の物量がNa冷却炉より増加する。
- (3) 熔融塩との共存性のある経済的な構造材料開発の見通しが不明である。

以上の結果より、現状では次の検討ステップへの移行は時期尚早と考えられる状況であるとの結論に至った。

1) 大洗工学センター システム技術開発部 FBRシステムグループ

本研究は、実用化戦略調査研究の一環として実施したものである。

Investigation of Molten Salt Fast Breeder Reactor

Kenichi Kubota¹⁾, Yasuhiro Enuma¹⁾, Yoshihiko Tanaka¹⁾,
Mamoru Konomura¹⁾ and Masakazu Ichimiya¹⁾

Abstract

Phase I of Feasibility Studies on Commercialized Fast Reactor System is being performed for two years from Japanese Fiscal Year 1999. In this report, results of the study on fluid fuel reactors (especially a molten salt fast breeder reactor concept) are described from the viewpoint of technical and economical concerns of the plant system design.

In JFY1999, we have started to investigate the fluid fuel reactors as alternative concepts of sodium cooled FBR systems with MOX fuel, and selected the unique concept of a molten chloride fast breeder reactor, whose U-Pu fuel cycle can be related to both light water reactors and fast breeder reactors on the basis of present technical data and design experiences. We selected a preliminary composition of molten fuel and conceptual plant design through evaluation of technical and economical issues essential for the molten salt reactors and then compared them with reference design concepts of sodium cooled FBR systems under limited information on the molten chloride fast breeder reactors.

The following results were obtained.

- (1) The molten chloride fast breeder reactors have inherent safety features in the core and plant performances, and the fluid fuel is quite promising for cost reduction of the fuel fabrication and reprocessing.
- (2) On the other hand, the inventory of the molten chloride fuel becomes high and thermal conductivity of the coolant is inferior compared to those of sodium cooled FBR systems, then, the size of main components such as IHX's becomes larger and the amount of construction materials seems to be increased.
- (3) Furthermore economical vessel and piping materials which contact with the molten chloride salts are required to be developed.

From the results, it is concluded that further steps to investigate the molten chloride fast breeder reactor concepts are too early to be conducted.

1) FBR System Design Group, System Engineering Technology Division, OEC

目 次

はじめに	1
1. 「均質炉／非均質炉」と「流動燃料炉」について	2
1.1 均質炉及び非均質炉	2
1.2 流動燃料炉	3
2. 流動燃料炉の調査結果	5
2.1 水均質炉	5
2.2 液体金属燃料炉	5
2.3 熔融塩炉	7
2.4 その他	9
2.5 熔融塩炉選定の考え方	10
3. 熔融塩炉	11
3.1 熔融塩炉の開発経緯	11
3.2 塩化物熔融塩炉選定の考え方	13
3.3 塩化物熔融塩炉の既往研究概要	14
4. “熔融塩タンク型モジュール炉” のプラント概念	15
4.1 基本概念及び着眼点	15
4.2 プラント概要	17
4.3 経済性見通しと開発課題	18
5. まとめ	23
謝辞	24
参考文献	25
添付資料－1 熔融塩高速炉概念における三塩化物選定の考え方	36
参考文献	43
添付資料－2 熔融塩増殖炉（MSBR）プラント基本概念の概要	44

表リスト

表 1.2-1	「流動燃料」に関連する原子炉形態の調査範囲	27
表 2.1-1	水均質炉(Aqueous Homogeneous Reactors)プラント基本概念	28
表 2.1-2	溶融Pu合金燃料炉(LAMPRE-I)のプラント基本概念	29
表 2.3-1	溶融塩と液体金属との比較	30
表 4.2-1	塩化物溶融塩炉(溶融塩タンク型モジュール炉)の基本仕様	31
表 4.3-1	設計要求事項への対応(溶融塩タンク型モジュール炉)	32

図リスト

図 2.5-1	各種流動燃料炉における溶融塩炉の位置付け	33
図 4.2-1	塩化物溶融塩炉原子炉概念	34
図 4.2-2	塩化物溶融塩プラント基本系統図	34
図 4.2-3	塩化物溶融塩炉炉心概念	34
図 4.2-4	塩化物溶融塩炉のFP除去システム概念	35
図 4.2-5	塩化物溶融塩炉の再処理システム概念	35

はじめに

熔融塩炉は、通常の固体燃料原子炉とは概念が全く異なる。固体燃料原子炉では、燃料と冷却材とは分離され、かつ燃料は炉心という位置に固定されている。熔融塩炉では、燃料と冷却材とが一体となっており、熔融塩として原子炉システムの内部を循環している。熔融塩が燃料としての機能を果たすか冷却材としての機能を果たすかは、熔融塩が原子炉システムのどこに存在するかということで決定される。この炉概念は原子炉システムをコンパクトにし、また再処理とも容易に結合できることから、かなり理想に近い概念であると言える。しかし、現実にはたとえ熱中性子炉型であっても極めて少数の原子炉しか運転されておらず、その結果も十分実用に耐えるものとは言えない。つまり、理想的ではあるが現実からは相当遊離した概念である可能性もある。本研究では、このような現実を踏まえ、現在までの研究の状況を調査し、高速炉にふさわしい性質を備えた熔融塩を選択する考え方を整理するとともに、原子炉システムのイメージを構築し、開発課題を整理することを目標とした。

1. 「均質炉／非均質炉」と「流動燃料炉」について

1.1 均質炉及び非均質炉

原子炉の種類は、中性子のエネルギーによって「高速中性子炉」と「熱中性子炉」に分けられ、「熱中性子炉」はさらに燃料と中性子の減速材が均質に混ざり合っている「均質(Homogeneous)炉」とそれ以外の「非均質(Heterogeneous)炉」に分けられる。「高速中性子炉」には減速材がないので、この観点における均質炉・非均質炉の区分はない。(なお、「高速中性子炉」には炉心構成要素の配置について、燃料とブランケットの設置位置に関する「均質炉心」と「非均質炉心」という分類があるが、ここでの議論とは別の内容である。)

「熱中性子炉」としての「均質炉」は、燃料と減速材が均質に混ざり合っている原子炉で、「非均質炉」はそれ以外の原子炉を指す。ただし、減速材が黒鉛やベリリウムのような構造材を兼ねる場合(熔融塩炉など)には、次に示すANLの分類方法[1-6]では燃料が液体で均質ならば「非均質炉」としては分類しないで「擬均質(Quasi-homogeneous)炉」として「均質炉」に準じる取り扱いをしている。

I. 均質 (Homogeneous) 炉及び擬均質 (Quasi-homogeneous) 炉

- 粒子燃料 (Particulate-Fueled) 炉[1]
- 水均質 (Homogeneous Aqueous) 炉[2]
- 熔融塩 (Molten Salts) 炉[3]
- 液体金属燃料炉[4]
- UF₆・ガス・プラズマ燃料炉[5]
- 固体均質炉[6]

II. 非均質 (Heterogeneous) 炉

- 半均質 (Semi-homogeneous) 炉
- 液体金属冷却炉
- ガス冷却炉
- 有機材冷却炉
- 沸騰炉
- 超臨界流体冷却炉
- 水冷却炉
- 他の液体による冷却炉
- 沸騰水炉
- 加圧水炉

III. その他の原子炉概念

1.2 流動燃料炉

(1) 流動燃料炉の調査範囲

前記 1.1 項の分類によると、均質 (Homogeneous) 炉及び擬均質 (Quasi-homogeneous) 炉は下記の 6 項目に大別される。

- ① 粒子燃料 (Particulate-Fueled) 炉
- ② 水均質 (Homogeneous Aqueous) 炉
- ③ 熔融塩 (Molten Salts) 炉
- ④ 液体金属燃料炉
- ⑤ UF_6 燃料炉
- ⑥ 固体均質炉

各々の具体的な代表的プラント概念又は実験炉としては、

- ・ 粒子燃料炉：ガス冷却炉、高温ガス炉
- ・ 水均質炉：Water Boiler 型炉 (LOPO、HYPO、SUPO)、HRE-I、HRE-II
LAPRE-I、LAPRE-II
- ・ 熔融塩炉：MSRE、MSBR
- ・ 液体金属燃料炉：LAMPRE-I、LMFR

等がある。

UF_6 燃料炉については旧ソ連で研究用原子炉が建設・運転されたのが唯一の実例 (1.5kWt、1957 年臨界) であるが、フッ素 F による中性子の減速効果で熱中性子炉体系となる。固体均質炉は、固体の燃料と減速材が均質に混ざり合った炉という概念であるが、実例としてあげられているものはガス冷却炉や高温ガス炉であり、粒子燃料炉と重複する部分の多い分類となっている。

均質炉及び擬均質炉の区分以外にもウラン濃縮度、減速材の種類、核分裂物質及び親物質の種類、冷却材の種類等で原子炉を区分することができ、これらの区分[7]を参考に本研究における流動燃料炉に関するプラント概念調査範囲を整理すると表 1.2-1 のようになる。

以上の内容から、流動燃料炉の中で粒子燃料炉又は固体均質炉として分類されるガス冷却炉及び高温ガス炉を除けば各種の実験炉が実際に建設・運転されたのは液体燃料 (水均質、熔融塩、液体金属) 炉が中心であり、これを含めた流動燃料 (液体及び気体燃料の総称) 炉の特徴について整理した結果を以下に示す。

(2) 流動燃料炉の特徴

流動燃料炉に共通する一般的な特徴は次の通りである。[8,9]

流動燃料炉として共通する長所

- ・ 原子炉構造が単純である。原子炉容器の外に熱交換器を設置して「炉心外冷却型」として除熱することで中性子断面積の大きな材料を熱交換器に使用することも可能である。

- ・燃料取扱いが容易である。ポンプでの輸送も可能となる。
- ・再処理が単純である。照射前の燃料加工や検査が簡素化され、照射後の分解・脱被覆や溶融の工程が簡略化される。冷却期間もはるかに短縮されて貯蔵施設での核分裂性物質の保有量も削減できる。
- ・廃棄物処理も簡素化できる。
- ・核分裂生成物の連続的除去が可能となる。これは中性子経済を改善し燃焼度を向上させる。放射性物質のインベントリが小さいので潜在的な危険性が低く、安全上の退避距離を小さくすることができる。

液体燃料炉として共通する長所

- ・固有の安全性 (Inherent Safety) があり、制御が容易である。全ての液体燃料では加熱による温度上昇に対して大きな負の反応度温度係数が得られる。これは、熱伝導プロセスには依存しないで、液体中の音速にのみ依存する。この瞬間的な効果は原子炉に自己制御性を与える。燃料濃度の調整によるシム制御も可能である。

もちろん長所ばかりでなく、次のような短所もある。

流動燃料炉として共通する短所

- ・放射性物質 (燃料・FP) が燃料内部に蓄積される固体燃料炉と比較して、流動燃料炉ではこれらを閉じ込める障壁が少ない。
- ・発泡による燃料密度や濃度変化で反応度のゆらぎや振動が起こりえる。これはより制御が困難な問題である。
- ・炉心から外部へ出て行く燃料からの遅発中性子の損失がある。
- ・炉心以外の冷却系における核分裂性物質の保有量がある。
- ・燃料が冷却系を循環することによりポンプや熱交換器が放射能化され、燃料や FP が付着する。
- ・腐食と質量移行の問題がある。その程度は燃料の種類によって異なるが、いずれにしても腐食が最大の課題である。
- ・長所として記載した連続再処理の可能性であるが、逆に連続再処理ができない場合にはバッチ処理を行う必要があり、稼働率や燃焼度の低下を招く恐れがある。この点については、連続再処理装置としては耐食材料や成分分析方法並びに制御監視方法等の新規開発が必要とされ、原子炉本体の開発に比べて困難の度合いが大きいとされる。

[9,10]

2. 流動燃料炉の調査結果

2.1 水均質炉

(1)水均質炉の概要 (表 2.1-1 参照)

水均質炉 (Aqueous Homogeneous Reactors) は、軽水又は重水を冷却材兼減速材とした均質炉で、炉心燃料には硫酸ウラニル (UO_2SO_4) や UO_2 を、ブランケットにはトリウム塩溶液又は ThO_2 スラリー他を用いた。最初の炉は Los Alamos Scientific Laboratory に建設された LOPO (LOW POWER water boiler) で、水が放射線分解されて水素と酸素を発生するので沸騰しているように見えたことから Water Boiler と呼ばれた。その後米国では HRE- I、HRE- II が、またリン酸を冷却材兼減速材とした LAPRE- I、LAPRE- II が建設・運転されたが、1960 年に研究が中止された。

日本で最初に臨界となった原子炉 JRR-1(1957)も硫酸ウラニル軽水溶液の Water Boiler 型と呼ばれる炉であった。

(2)水均質燃料炉に固有の特徴

水均質燃料炉に固有の長所

- ・水均質燃料に固有の長所は特にないが、水 (軽水又は重水) 溶液であるため他の流動燃料に比べて実験が容易にできるという特色がある。

水均質燃料炉に固有の短所

- ・一般に蒸気圧が高いので高温にできない。リン酸塩溶液では濃厚溶液として低圧・高温にできるが、増殖炉体系ではなくなる。
- ・高温の電解質溶液は化学的な反応性が高く、材料腐食、塩の原子価変化、加水分解を起こす。
- ・水の放射線分解で水素と酸素ガスが発生するので爆発の危険がある。

2.2 液体金属燃料炉

(1)液体金属燃料炉の概要

液体金属燃料炉 (Liquid-Metal-Fueled Reactors ; LMFR) は、液体金属中に燃料が溶液やスラリーとして入っている炉で、左図は LMFR の除熱方法の観点からみた分類である。[7]

中性子経済を考えると液体金属としては Bi が最も有力であるが、Pb や Pb-Bi も検討され、減速材としては黒鉛や BeO が考えられたが、米国では水均質炉とともに 1960 年に研究が中止された。

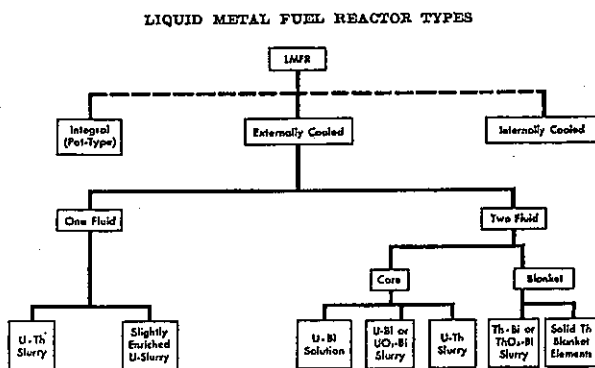


Fig. 18-1. Classification of Liquid Metal Fuel Reactors.

以下に各種の液体金属燃料の概略を示す。

- ・ 液体金属溶液；U・Th・Pu の溶解度が高いのは Bi で、実験炉 LMFRE- I が米国で計画されたが、構造材の問題等で具体化は見送られた。
- ・ 液体金属分散系；金属間化合物分散型、イオン性化合物分散型
- ・ 溶融 Pu 合金燃料炉；→表 2.1-2 参照
〔LAMPRE- I ；1MWt〕 Pu-Fe 共融物（10%Fe）を Ta カプセルに収納、
周囲を Na で冷却
〔LAMPRE- II ；20MWt〕 同上、U-Mo 合金ピン又は可動性 U-Na ペーストを親
物質として増殖炉を指向したが計画段階で中止
- ・ U-Bi 燃料 He ガス冷却炉；
〔LMF-GCR ；57MWt/16.47MWe〕 設計検討のみ

(2)液体金属燃料炉に固有の特徴

液体金属燃料炉に固有の長所

- ・ 高温、低圧で運転できる。
- ・ 放射線損傷を受けない。
- ・ 中性子の減速能力がないので、高速炉と（減速材を追加して）熱中性子炉の両方に使える。
- ・ 熱伝導度が高い。
- ・ 揮発性の FP ガス（Kr,Xe）は抜け出しやすく中性子経済を良好にする。
- ・（最も有力視された）Bi でも D₂O より安価である。

液体金属燃料炉に固有の短所

- ・ 共存性の良好な構造材料の選定が困難である。（最も有望視された Bi に対しては Ta、Mo、W、黒鉛等が使用できることが分かっているが、Ni や Cr も溶けるため経済的な構造材料を見出すことができなかった。）
- ・ 炉内構造物の材質として相対的に安価な黒鉛を採用する場合には、中性子は減速されるので増殖炉体系ではなくなる。
- ・ 比熱が小さく、熱輸送能力（密度×比熱）が水より劣るためポンプの負荷が大きくなる。
- ・ 融点が高いので予熱が困難である。
- ・ Bi 中の U の溶解度は高くないので、高濃縮 U を使用する必要がある。

2.3 溶融塩炉

(1) 溶融塩炉の概要

溶融塩炉 (Molten-Salt Reactors ; MSR) は固体燃料にはない様々な特徴を有するが、それらは溶融塩又は溶融塩炉に固有の特徴だけではなく、溶融塩炉をその一部として包含する液体燃料に共通の特徴があり、さらには気体燃料をも含む流動燃料という大きな枠組みの中で共通の特徴もある。

溶融塩とは

最初に、「溶融塩とは何か」から説明することとする。[7-13]

Molten Salt は Fused Salt とも表現され、イオン性の中性化合物である塩 (金属または陽性の塩基性基と陰性の酸基とからなる化合物) が溶融したものをいう。したがって、イオン性液体であるため他の物質との化学的反応性は低く、中性で安定した物質である。また、イオン性ということで水や有機物質と比べると放射線の照射に対しても極めて安定である。

塩には多くの種類があり、自由に種々の混合多元系を作ることができ、それらを混合融解させることで融点と蒸気圧が低くて利用しやすい塩を得ることができる。ここで、電気陰性度 (注記参照) に関しては、異種の元素の電気陰性度の差が大きいほどその化合物は安定であるが、核燃料物質である U、Pu 及び Th は元素の周期表の中央部分 (Ⅲ a 族 ; IUPAC 命名法では 3 族) に位置するアクチノイド元素であり、周期表上で離れた位置にある元素 (例えば右端に近いⅦb 族 - IUPAC 命名法では 17 族 - のハロゲン元素 ; F、Cl、Br、I 等) とは安定な塩を作ることができる。

注記 ; 電気陰性度とは、原子が化学結合をつくるときに電子をひきつける能力をいう。

異種の 2 原子からなる化学結合 A-B において A と B との電気陰性度の差が大きいほど、電子は一方の原子にひきつけられ、A-B、A-A、B-B の結合エネルギー D_{A-B} 、 D_{A-A} 、 D_{B-B} の値から結合エネルギーに対するイオン項の寄与 Δ_{AB} を

$$\Delta_{AB} = D_{A-B} - (1/2) (D_{A-A} + D_{B-B})$$

によって算出し、次に x_A 、 x_B ($x_A > x_B$) をそれぞれ原子 A、B の電気陰性度としたとき、 $x_A - x_B = \sqrt{(\Delta_{AB} / 23.06)}$ の関係が多くの場合についてできるだけ満足されるように、各原子の電気陰性度の値 x を定めた結果であり、電気陰性度の差が大きい 2 原子間で形成される結合ほど一般にイオン性が大きくなる。(「理化学辞典」より)

このような性質を有する溶融塩については、液体金属と比較することでその特徴をより明確にすることができる。このような観点から両者の一般的な性質を対比させたものが表 2.3-1 である。溶融塩としては MSBR の燃料として選定されたフッ化物及び文献で物性値が公開されている塩化物を、液体金属としてはナトリウム及び鉛を代表として選

定した。[14,15]

この比較表から次のことがわかる。

- ・ 融点は液体金属の方が低く、相対的に取扱い易い。
- ・ 熱伝導率や粘性は、冷却材としてみた場合は液体金属の方がはるかに優れている。
- ・ しかし、熱輸送能力（密度×定圧比熱）については、熔融塩の方が優れている。
- ・ 化学的な安定性の面では液体金属は一般的に活性であり、特にアルカリ金属は水やハロゲン元素と激しく反応し、空気中では燃焼するが、熔融塩は不活性である。

(2)熔融塩炉に固有の特徴

前述の流動燃料炉に共通の特徴をベースとして、熔融塩炉に固有の特徴を改めてここで整理することとし、フッ化物と塩化物の相違も摘出する。[7,8]

熔融塩炉及び液体金属燃料炉に共通する長所

- ・ 高温、低圧で運転できる。
- ・ 放射線損傷を受けない。
- ・ 炉心の固有の安全性として大きな負の反応度温度係数を持つ。
- ・ FP ガスの放出が容易である。

熔融塩炉に固有の長所

- ・ 燃料塩及び親物質塩(U,Pu,Th)の溶解度に十分な幅があり、設計の選択範囲が大きい。
- ・ 熔融塩本来の性質に由来する化学的な不活性により、液体金属のような水や空気との激しい反応がない。

熔融塩炉に固有の短所・課題

- ・ 高融点冷却材中での補修時対応が困難となり、遠隔操作技術の開発が必須となる。

ここまでは全ての熔融塩炉に共通の内容であるが、短所あるいは課題については塩の種類によって異なるので3章で個別に記述する。

2.4 その他

(1)UF₆ガス燃料炉

UF₆は通常は固体又は気体（大気圧では 56.4℃で昇華）であるが、三重点を過ぎると液相が現れる。このため、構造上の理由により最低運転温度が制約されるということがないという利点を有するが、逆に UF₆ガス燃料は熱中性子炉体系であることに加えて腐食の問題や熱伝導が悪いこと、さらには低密度のために臨界質量を確保するには容積が大きくなってしまふことなどが問題点である。

旧ソ連で建設・運転された唯一の研究炉の仕様を以下に示す。

旧ソ連の研究炉 (1.5kWt) の基本仕様

炉型 (冷却系概念)	Be 減速 UF ₆ ガス燃料炉
熱/電気出力	1.5kWt/
ループ数	1
原子炉出/入口温度	80~90℃/
増殖性能	(熱中性子炉; プランケット/親物質なし)
燃料形態	UF ₆ ガス燃料(90%濃縮 U)
減速材	Be
反射体	黒鉛 (径方向 50cm、上下方向 60cm)
原子炉停止系	B ₄ C 制御棒 5 チャンネル (水平方向 1 チャンネル+垂直方向 4 チャンネル) 及び手動制御用 B ₄ C ロッド 2 本
炉心安全性	負の温度係数

(2)溶融金属燃料高速炉 (Fast Reactor with Melted metal Fuel ; FRMF)

溶融金属燃料炉概念の中で、Pu を収納する材料問題を回避するために燃料と冷却材が直接接触する direct contact core の概念が 1950 年代から 60 年代にかけて考えられたことがあった。[9] FRMF は、この流れに位置付けられるプラント概念である。[22]

FRMF は、金属燃料が細粒(granules ; 直径 1-3mm)となって 1 次 Na 系を循環することで運転しながら部分的に燃料の再処理が可能となるという特徴を有する高速炉概念である。炉心領域では溶融状態にある金属燃料が格子状のノズルから Ar ガスキャピティに向かって細かいジェット状となって放出され、重力で Na プールに落下して冷却されて細粒となる。細粒は主冷却系 Na により輸送されてサイクロンセパレータで再び分離され、Na は I HX に送られ、燃料の細粒はセパレータの速度と重力によって炉心に入り、一巡する。FP は原子炉運転中に除去されるので、炉内に蓄積している放射性物質の量が少なく事故時の安全性が顕著に増すとされている。(再処理プロセスの詳細は不明であるが、EBR-II と同様の金属燃料乾式再処理によるとされている。)

このように、溶融 Pu 燃料の流動燃料としての安全性と、運転中の連続再処理による燃焼度の向上という溶融塩炉と同様の長を備えたユニークな概念であるが、冷却材 Na に関連する課題と溶融塩炉に関連する課題を両方同時に抱え込むということにもなる。

2.5 熔融塩炉選定の考え方

2.1 から 2.4 に述べた流動燃料炉のうち水均質燃料炉、 UF_6 (ガス) 燃料炉及び液体金属 (液体 Bi ; Bi との共存性のよい経済的な構造材料は黒鉛) 燃料炉は全て熱中性子炉体系であり、高速炉体系への適用はできない。

次に、熔融 Th 合金燃料炉は軽水炉との燃料サイクル整合性の観点で、熔融 Pu 合金燃料炉は Na 冷却の高速炉体系であるが燃料収納容器材料の選定等が課題となるため検討対象から除外した。さらには、この材料問題を回避するために冷却材 Na と直接接触させる概念 (2.4(2)FRMF) が考案されているが、この場合には熔融塩炉と同様に FP 除去や再処理も開発課題となる。このため、Na 冷却炉と熔融塩炉の双方の課題を同時に抱えることになるため得策でないと判断した。(図 2.5-1 参照)

したがって、流動燃料炉の選択肢の中で残るのは熔融塩炉である。

3. 熔融塩炉

3.1 熔融塩炉の開発経緯

(1) 熔融塩の種類

熔融塩炉用の塩の候補としては様々なものが検討され、最終的にフッ化物と塩化物が残った。その他の熔融塩（水酸化物、硝酸塩、炭酸塩、ホウ酸塩、珪酸塩、硫酸塩、硫化物等）については、中性子吸収断面積、核分裂物質溶解度、熱的性質、構造材との共存性、放射線に対する安定性等の観点から除外された。[8]

フッ化物は、F の中性子減速能が大きいため熱中性子炉用（ただし、十分な減速能ではないため黒鉛等の減速材は必要）として検討され、米国では2基の実験炉（ARE、MSRE）の建設・運転を成功させた後、1970年代前半には ^{232}Th - ^{233}U サイクルによる熱中性子増殖炉として、1,000MWe 級の実証炉 MSBR の設計研究まで行われた。

一方、中性子減速能の比較的小さな塩化物は ^{238}U - ^{239}Pu サイクル高速炉用塩の候補として位置付けられた。

(2) フッ化物熔融塩炉の残された開発課題

フッ化物熔融塩（MSBR 向けの ^7LiF - BeF_2 - ThF_4 - UF_4 等）炉は、2基の実験炉（ARE；2.5MWt、MSRE；10MWt、実際は8MWt程度で運転）の運転経験があるため、大小様々な問題点や課題が摘出されているが、その中で最も重要と考えられる未解決の問題は次の3点である。

① フッ化物ではFの存在により中性子スペクトルは軟化するが十分ではないので減速材を必要とする。材質としては、照射下でフッ化物熔融塩に対して耐性を有する黒鉛が選定されているが、プラント寿命中（30年）の累積照射量には耐えられないため3-4年毎に交換する必要がある。この黒鉛については、燃料塩が内部に侵入すると局所的に燃焼が進み温度が上昇するため照射損傷が進展し、黒鉛の寿命をさらに縮めることになる。また、FP（Xe等）が滞留すると中性子が吸収され増殖比が低下することになる。このような問題点が以前から摘出されているが、未解決のままになっているとのことである。[9,16]

② フッ化物熔融塩炉の構造材として開発されたHastelloy-Nに関しては次の課題が残っており、組成の最適化が必要である。[12]

- ・粒界に蓄積するHeによる照射硬化の問題は、その後Heの粒界への移動を制限するように材料を改良したが、高速中性子の構造材料への照射量はできるだけ低減させなければならない。
- ・配管内面の微小割れは、当初Crの選択的除去が原因と考えられたが、その後FP（特にTe）による金属間化合物の生成に起因することが判明し、Ni基合金ではCrが15%以下では割れが発生するが、たとえ15%以下でもNbを約2%含む改良型Hastelloy-Nでは割れが防止できることが確かめられた。なお、 UF_4 の原子炉運転条件下での不安定性（ $\text{Cr}+2\text{UF}_4 \rightleftharpoons 2\text{UF}_3+\text{CrF}_2$ ）を改善するため、2%程度の UF_3 を常に保持するようにする手段としてはBe（ UF_4 からFイオンを奪う

性質がある)の注入が有効と考えられている。[12,17]

- ③MSBR 向けの燃料組成 ($\text{LiF-BeF}_2\text{-ThF}_4\text{-UF}_4$) にわざわざ「 ${}^7\text{LiF}\cdots$ 」と記載しているのは、炉内での ${}^6\text{Li} (n, \alpha) {}^3\text{H}$ 反応でトリチウム ${}^3\text{H}=\text{T}$ が発生するのを極力低減するために存在比 92.58%の ${}^7\text{Li}$ を 99.99%以上に濃縮しているためである。しかし、 ${}^7\text{Li}$ でも高速中性子吸収で T が発生し、その割合は MSRE での運転経験では ${}^6\text{Li}$ によるものの約 1/7 であった。発生した T は T_2 又は TF となるが、TF は分解しにくく He ガスパージで容易にオフガス系に集められるが、 T_2 は金属の壁で T となり容易に透過するため 2 次系に移行する。2 次系から水蒸気系への移行も同様に容易である。 T_2 と TF の割合は UF_3/UF_4 の比に依存するということでこの観点からは極力小さくすることが望ましいが、前述の Cr の溶出防止の観点からはある程度の UF_3 の存在が必要となるという背反する状況がある。

なお、塩化物溶融塩においてはシステム概念が異なり、高速炉体系のため減速材としての黒鉛は不要であり、また燃料中に Li もなく、黒鉛と T の問題は回避される。

(3) 塩化物溶融塩炉の開発課題

塩化物溶融塩炉については、フッ化物溶融塩炉と比べるとその開発は概念検討の段階に留まっており、MSBR のようなレファレンス設計と言えるものはない。したがって、その短所については一般的な内容にならざるをえないが、フッ化物溶融塩との対比において次の問題が指摘されている。[14,18]

- ①塩化物溶融塩はフッ化物に比べて熱伝達特性が劣るため、1 次系燃料塩と 2 次系冷却材との熱交換器の伝熱面積すなわち大きさに影響を与える。炉心の容積と炉外の燃料インベントリの割合は遅発中性子による原子炉制御性からの制約で一定の値以上が必要となる[14]ため、熱交換器が大きくなれば炉心容積も大きくする必要がある。したがって、フッ化物溶融塩よりも燃料インベントリが増大する傾向にあり、これを極力低減する原子炉システム概念を検討する必要がある。
- ②フッ化物溶融塩用構造材料として開発された Ni 基合金の Hastelloy-N は、その熱力学的な計算結果に基づけば塩化物に対しても満足のいく材料となる可能性はあるが、詳細検討の基準とすべき燃料仕様が決まっていないため、今後の課題である。
- ③塩素には ${}^{35}\text{Cl}$ (75.53%) と ${}^{37}\text{Cl}$ (24.47%) の同位体があるが、 ${}^{35}\text{Cl}$ の (n, p) 反応断面積が大きいので増殖炉体系を確立するためには ${}^{37}\text{Cl}$ を濃縮する必要があるとする見解がある。[18]この点については、増殖比には多少影響を与えることは考えられるが臨界性に影響するほどではないとする見解[14]もあり、詳細な中性子反応断面積が不明なエネルギー領域があるため今後の検討課題といえる。

3.2 塩化物溶融塩炉選定の考え方

(1) 塩化物溶融塩炉検討の位置付け

溶融塩炉概念の中で、フッ化物溶融塩炉は熱中性子炉体系の ^{232}Th - ^{233}U サイクルとなり軽水炉との燃料サイクルが不整合となるため除外すると、 ^{238}U - ^{239}Pu サイクルが可能な塩化物溶融塩炉概念が高速増殖炉体系として唯一の選択肢となる。

しかし、我が国の既往設計研究では塩化物溶融塩炉は詳細に検討されたことがなく、発電システムとしての溶融塩炉設計を試行する段階である。すなわち、現段階では塩化物溶融塩炉の実用化FBRとしての経済性ポテンシャルを評価することが命題である。

(2) 溶融塩炉検討の新たな試み

塩化物溶融塩炉については、現在までのところフッ化物溶融塩炉におけるMSBRのような代表的な原子炉プラント概念が確立されておらず、また燃料組成も試行錯誤が続けられている状況である。それは、塩化物溶融塩の熱伝達特性がフッ化物溶融塩に比べて劣るため、結果として燃料インベントリが増大し魅力を半減していることが最大の原因であると考えられる。そこで、この欠点を克服するための検討の方向としては次の2案が考えられる。

①三塩化物溶融塩を採用（添付資料-1参照）し、原子炉寸法縮小を工夫するとともに2次系には熱交換器をより小さくできる熱伝達特性のよい冷却材を用いる等の方策により燃料インベントリの削減を検討する。

②フッ化物溶融塩での高速炉体系が構成できる可能性について検討する。

これらの選択肢のうち、②については実験的な研究を並行して進めることが必要となる方向のため、本研究においては①の観点に立つ検討から着手することとした。

3.3 塩化物溶融塩炉の既往研究概要

(1) 塩化物溶融塩炉の開発経緯

1952年にMITのGoodmanらが提案したMIT Fluid Fuel Fused-salt Reactorは、 PbCl_2 及び NaCl の中に UCl_4 (22%U-235)を溶かしたもので、ブランケットは劣化U (0.3%U-235)を含む UCl_3 であり、これが最初の塩化物溶融塩炉概念であった。[3]

その後、ORSRT(Oak Ridge School of Reactor Technology)のBulmerらが NaCl 、 MgCl_2 、 PuCl_3 及び $^{238}\text{UCl}_3$ を燃料($^{238}\text{UCl}_3$ は内部増殖用)とする概念を1956年に提案した。ブランケットはNa中の UO_2 パウダーであった。同時に彼らは、 ^{35}Cl の(n,p)反応断面積が大きいので ^{37}Cl を濃縮する必要があることを指摘した。[3]

また、ORNLのH.G.MacPhersonは1958年に塩化物が高速炉に適合する唯一の化合物であると断言し[18]、同所のGrimesとCuneoは、1960年に各種実験データの比較評価・分析から熱中性子炉にはフッ化物が、高速炉には塩化物が適していることを系統的にレビューした。[19]

一方、ポーランドのTaubeは1961年に高速炉用の溶融塩としては ^{37}Cl の三塩化物(UCl_3 、 PuCl_3)が最適であることを明確に示した。[18]その概要を添付資料-1に示す。その後ORNLのAlexander(1963年;炉心領域の親物質はU-238であるが、ブランケット領域の親物質はTh)やANLのNelsonら(1966年)も塩化物溶融塩炉の概念を検討しているが、塩の種類としては三塩化物を選定しており、その根拠として上記Taubeの論文[18]を引用している。[14,20]

なお、これらの検討は全て炉心特性と原子炉廻りの概念検討が中心であり、MSBRのようなプラント全体の系統概念や基本仕様の検討はなされていない。

(2) その他の塩化物溶融塩炉の研究

上記(1)の検討以外にも我が国では塩化物溶融塩炉単独あるいは加速器を併用してTRUの消滅処理と発電に使用することを目的とした概念検討がなされているが、原子炉を中心とした基礎的概念検討に留まっている。[23]

4. “溶融塩タンク型モジュール炉”のプラント概念

4.1 基本概念及び着眼点

燃料塩（1次系）として三塩化物（ UCl_3-PuCl_3 ）を、2次系には溶融塩より熱伝達特性がよく、同時に化学的活性の小さい液体金属鉛を採用することを特徴とする溶融塩高速炉である。

プラント概念構築の着眼点としては、次の4項目を掲げる。

- ①1次系システムには配管のないタンク型を、2次系には熱伝達特性のよい鉛冷却材を採用し、中間熱交換器を小さくして燃料塩インベントリを大幅に低減する。
- ②定検時のFP炉外排出（炉内でのFP除去は出力運転中実施）のみでプラント寿命中（40年間）燃料交換を不要とする。（MSBRの概念で採用されたプラント運転中に連続で炉外再処理できる施設は不要）
- ③燃料塩は、プラント寿命後の再処理運転により再利用可能とする。
- ④出力規模の適正化とモジュール化による経済性向上をはかる。

これらの内容に基づき、本検討対象プラント概念を掲記のように「溶融塩タンク型モジュール炉」と呼ぶこととする。

このような着眼点とする背景を以下に述べる。

- ①→溶融塩炉では燃料は炉心だけでなく冷却系全体に存在する。炉外へ出て行く燃料中の遅発中性子の割合を原子炉制御上必要とする一定値以下にするためには、炉内と炉外の容積も一定の割合を確保する必要がある。炉外のインベントリは、中間熱交換器、1次主循環ポンプ、配管、弁等の容積で決まるが、このうちの最大のもは中間熱交換器である。したがって、この大きさをいかに小さくできるかがポイントとなる。

また、溶融塩炉の冷却材（2次系）選定の考え方には、次のような観点が必要となる。（MSBRの場合）[13]

- 燃料塩（1次系）と水蒸気系の構造材料との共存性
- 燃料塩と水蒸気のどちらにも激しく反応しないこと
- 中間熱交換器内の弱い放射線に耐えること
- 熱輸送特性がよいこと
- 起動時の最低温度でも凝固しないこと
- 燃料塩に入っても影響がなく、容易に分離できること
- 安価であること

MSBRでは各種溶融塩の他に液体金属（ Na, Bi, Pb 等）も検討されたが、 $NaBF_4-NaF$ 共有塩が最も有望とされた。Naは水蒸気との反応性で、BiやPbは構造材との共存性の問題から除外されたようである。しかし、今回の検討では、PbについてはNaに代わる冷却材としての可能性を別途検討する状況にあることから、その熱伝達特性の良好性に注目し、IHX、SGの伝熱面積の削減（熱交換器の小型化）を指向して、溶融塩より熱伝達特性に優れる鉛を採用した。なお、鉛は溶融塩より融点が低いので水系との取合い温度からも好ましい。

- ②,③→運転に伴い発生・蓄積するFPは炉の実効増倍率を徐々に低下させる。したがって、適当な頻度でFPを除去する必要がある。しかし、MSBRで研究されたオンライン運転による炉外連続再処理については、 ^{232}Th から ^{233}U を生成する過程で ^{233}Pa を分離する必要性(^{233}Pa は比較的長寿命で中性子吸収断面積が大きく、炉内に放置すると非核分裂性の ^{234}U に変わるので、増殖比が0.05低下してしまう。[21])や組成調整はU-Pu高速炉体系の塩化物溶融塩では必ずしも必要ではないので、ここではプラント運転終了後に一括して行うこととした。
- ④→Na冷却大型炉の出力を3,800MWt/1,600MWe(4ループ)とした場合、蒸気発生器の単基出力は950MWt/400MWeである。一方、2,250MWt/1,000MWe(4ループ)のMSBR(${}^7\text{LiF-BeF}_2\text{-ThF}_4\text{-UF}_4$ [71.7-16-12-0.3mol%])の炉心体積は 100m^3 であるが、塩化物では融点を 550°C 程度以下にするためには UCl_3 及び PuCl_3 の合計濃度を50-60mol%程度に設定する必要があるとされており[14]、これはフッ化物に比べて4.5倍程度の濃度となる。そこで出力密度をフッ化物(平均 22.5W/cc)より高く設定すれば、炉心体積をMSBRの $1/4$ (25m^3)としても蒸気発生器1基の出力にほぼ見合う出力が達成できる可能性がある。したがって、4モジュール(蒸気発生器1基/モジュール)として経済性向上をはかる。

4.2 プラント概要

熔融塩タンク型モジュール炉の基本仕様を表 4.2-1 に、またプラント概念を図 4.2-1～3 に示す。

基本仕様の中で、炉心特性（増殖比・燃焼度）に関して、次の点に留意する必要がある。増殖比はブランケットなしの基本状態で 1.0 近傍（1.03）であり、高増殖（～1.2）を達成するには、高増殖オプションとして炉内固定ブランケットを配置する等の方策が必要となる。炉内固定ブランケットの構造・再処理法については、今後の検討課題である。また、炉心取出平均燃焼度はプラント寿命 40 年 1 バッチで 5 万 MWd/t 程度であり、これは出力密度・プラント寿命の検討結果から総合的に設定した値である。この燃焼度は U 資源有効利用の点で十分ではなく、燃焼度増加のためには、出力密度の増加・炉外滞在熔融塩量の減量等の方策が必要となる。しかし、出力密度の増加は熔融塩炉内滞在期間の減少を導き遅発中性子割合の低下から原子炉制御性へ影響を与える。また、炉外滞在熔融塩量の減量は中間熱交換器の小型化に関係するなど問題が多く、熔融塩システムを考える上で、今後解決していかなければならない課題である。

4.3 経済性見通しと開発課題

(1) 設計要求に対する適合性

設計要求事項に対する対応について、見通し及び今後の検討方針等としてまとめた結果を表 4.3-1 に示す。この「設計要求事項」は元来固体燃料炉を前提とした項目で構成されているため、一部に「流動（熔融塩）燃料炉」向けでない内容もあるが、その場合には適宜読み替えや注記を加えている。

表 4.3-1 の中で、特に説明を要する項目及び「○」ではなく「△」や「×」と評価された項目について以下に補足する。

- ①設計成立の見通しについては、特に構造設計の面で適切な構造材料候補の選定（現状は Hastelloy-N を暫定）等未解決の問題があり、詳細な成立性評価が行える段階ではない。
- ②使用済燃料貯蔵プールは燃料交換をする場合を想定した要求事項で、熔融塩炉等の流動燃料には該当しない。
- ③発電単価、建設費、燃焼度の重要経済性指標については、再処理・燃料加工のコストを含めた総合的な評価が必要であり、原子炉施設の概略検討段階にある現時点では Na 冷却大型炉との比較は困難である。
- ④Pu 燃焼については、燃料交換（追加）不要とする概念の本プラントにおいては機能要求としては必ずしも適切なものではないが、運転中の Pu 追加対応は可能である。
- ⑤ブランケットでの純粋 Pu 生成については、（親物質が燃料と同じ領域に存在する）1 領域体系のため対象外であり、また運転終了後の再処理工程においても「純粋」な Pu の生成はない。
- ⑥軽水炉やもんじゅの設計指針、基準類への適合については、流動燃料に適した指針類の設定が必要である。
- ⑦保守・補修性については、1 次系全体への燃料及びFPの付着と高温条件により遠隔操作技術の開発が必要であるが、Na 炉の 1 次系と比較して特に高温での操作が課題となる。

(2) 中間評価結果

(i) 経済性

経済性の指標となる「物量（設備及び建物）」「工期」「効率」についての検討状況は次の通りである。

原子炉及び冷却系の物量、建屋容積

主要機器物量：原子炉容器（1 基）	約 220 t/モジュール
中間熱交換器（6 基）	約 250 t/モジュール
蒸気発生器（1 基）	約 380 t/モジュール

燃料インベントリと熱伝達係数の面で Na 冷却炉より劣るため、原子炉容器と中間熱交換器の物量がかかなり増加する結果となった。

原子炉容器内径は約 9m で、Na 冷却大型タンク型炉（1,500－1,600MWe 級）

と同程度であるが、溶融塩炉では4モジュールで同出力となるため、出力換算では約4倍の物量となり、この物量の差が最も大きい。中間熱交換器ではこの開きは約2倍である。

蒸気発生器については、本概念では液体金属と水との熱伝達であるため Na 炉との相違はそれほど大きくない。

原子炉建屋容積：32m×108m×30mH、約10万m³/4モジュール

単位出力当たりの原子炉建屋容積は Na 冷却大型炉と同程度である。
(ただし、タービン建屋に付属する運転操作エリアを除く。)

建設工期

建屋容積の合計及び高さは Na 冷却大型炉と同程度であり、1プラントの4ループがモジュール化されているのと同様の構成であることから、目標の50ヶ月工程の達成は可能と考えられる。

所内負荷率

未検討（融点が高いため予熱温度は高い。）

プラント稼働率

燃交不要のため定検時のFP炉外排出運転の所要期間（今後検討）で決定される。

建設単価を推定

溶融塩炉は発電コストのうち特に燃料費を著しく低減できる可能性をもった原子炉概念であり、その有効性について議論するには溶融塩燃料サイクルを前提とした発電単価の推定が必要であり、再処理及び燃料加工施設の検討も必要である。今年度は原子炉施設を中心とした概略物量評価の段階であり、発電コストを推定できる状況にはないが、以下に固体燃料炉と比較した場合の一般的な特徴を示す。

- a. 燃料費：ごく簡素な工程で製造可能な上、ペレット等への成型加工が不要である。
- b. 炉と再処理が一体：溶融塩燃料の再処理は炉と一体で簡易な設備で行えるため、別途大規模な再処理専用工場を建設する必要がない。また、再処理、廃炉に伴う廃棄物量が少ない。
- c. 燃焼度向上：究極の溶融塩炉においてはオンラインでの連続再処理が燃焼度向上/経済性向上には不可欠であり、このプロセス技術開発が必須となる。本概念では再処理はプラント運転終了後にまとめて実施し、その燃料を再使用することとしている。

(ii) 構造健全性（含耐震性）

構造設計の特徴

炉容器は内径約φ9m、高さ約11.5mの規模であるが、溶融塩の比重は Na の約3-4

倍程度であり主要な炉内構造物が黒鉛で燃料部材もないことから全体としての炉内重量はそれほど大きくなく、建屋3次元免震の採用を前提とすれば耐震性については大きな問題とはならないと考えられる。

主要機器の構造健全性

熔融塩の比熱はナトリウムと同程度であるが、熱伝導度は1/70程度と小さく、プラントトリップ時の熱過渡は緩和される。

塩化物熔融塩の構造材料との共存性は現時点では詳細不明であり今後さらに検討する必要がある。そのうえ、本概念のI HX伝熱管は1次系塩化物/2次系鉛による環境効果を同時に受けることになり特に厳しい。(なお、フッ化物熔融塩炉については、構造材料はHastelloy-N (Ni-Cr-Mo-Fe系合金)で成立する見通しがついており、塩化物でも見通しがあることが指摘されている。[12,13])

(iii) 安全性

安全性の特徴

液体燃料であるため負の反応度温度係数が期待でき、初めから熔融しているので「炉心熔融」の心配もないことに加えて、FP除去により余剰反応度を低く抑えることができるので核的逸走事故の恐れはない。

原子炉停止系

運転棒+炉停止棒(各6本)で構成されるが、熔融塩炉の固有安全性(負の反応度温度係数、不活性冷却材)に基づくシステム検討により、要求機能の緩和が期待できる。その一方で、高温運転に伴う設計条件の難化が予想される。

崩壊熱除去系

SGACS(自然循環)+SGHRS

格納系

- ・コンクリート格納施設
- ・熔融塩炉は原子炉と再処理・燃料製造が一体となった概念であり、設計に依存する面はあるが「炉」として見た場合には被覆管や粒子燃料のような被覆がなく一般に放射性物質(燃料やFP)に対する障壁が薄い。
- ・フッ化物熔融塩特有の課題である(燃料熔融塩中の ${}^6\text{Li}$ による)トリチウムの発生は、塩化物では回避される。

再臨界排除方策

- ・固体燃料において想定されるシナリオでの再臨界排除は可能。
(他のシナリオを想定する必要性については検討要)

(iv) 製作建設性

製作性

- ・主要機器の概略寸法は次の通りであり、大きさの観点からは製作建設性に大きな問題はないと考えられる。

R/V:内径約φ9m、高さ約11.5m

IHX:シェル内径約φ1.9m、高さ約8.7m

SG:シェル内径約φ4.5m (電磁ポンプ内蔵部内径約φ6.25m)、
高さ約23.3m

- ・液体燃料のため燃料集合体の加工組立は不要となる。

検査性

- ・バウンダリ検査対象部位が高温で、特に1次系は燃料及びFPが付着しているため計装系を含む装置開発及び遮蔽対策が課題

据付性・現地試験性

特有の課題は不明

(v) 運転・保守補修性

運転の容易性

- ・他の炉型では運転サイクルの決定要因となりうる燃料被覆管損傷の問題がなく、運転サイクルの長期化が期待できる。
- ・塩化物溶融塩の融点は、MSBR (フッ化物溶融塩) の融点から約500℃程度と推定され、プラントの起動・停止時間の短期化の可能性はある。
- ・原子炉運転停止期間中の凍結防止設備や高温下の遠隔操作によるポンプ補修機器を開発する必要がある。
- ・燃料交換が不要であるうえに、核拡散の上で最も危険とされる燃料製造や輸送の過程が溶融塩炉では実質的にないに等しいので、固体燃料炉のコ・ロケーション概念以上に核不拡散性に優れているといえる。
- ・燃料部材の固体廃棄物が生じないのでダクトレス燃料や遮蔽体再利用式燃料集合体以上に環境への負荷が軽減される。また、フッ化物溶融塩炉では炉心領域の黒鉛を数年毎に全交換する必要があるが、塩化物溶融塩炉では炉心領域に黒鉛構造物がないので廃棄物の発生は抑えられる。

漏洩検出性

- ・溶融塩は不活性であるが単に冷却材であるだけでなく同時に燃料でもあり運転温度が高温のため、漏洩した場合には常時保温されたドレンタンクに収納する必要がある。

漏洩位置の同定と補修性

- ・ 1次系は燃料塩及び系統全体の放射化によりアクセス性が悪く、遠隔補修が必須

(3) 炉型特有の開発課題

熔融塩炉については基礎的な研究を除いては我が国の既往研究では検討されたことがなく全てが課題であると言っても過言ではないが、熔融塩そのものについては液体金属技術と同程度か場合によっては容易な側面 (Na のような強い被酸化性がなく不活性) がある、とされている。[9]

その上、フッ化物熔融塩の主要課題である炉心黒鉛の耐久性とトリチウムの発生に関する問題は、塩化物熔融塩では本質的に回避される。逆に、塩化物熔融塩に固有の問題として増殖比を改善するための ^{37}Cl の濃縮や、構造材料開発 (これについては実験的な研究が極めて少ない) がある[9]が、他の諸課題と比べて著しく困難とまでは言えない。したがって、他の原子炉形態に比べて塩化物熔融塩炉は研究量が極めて少なく、具体的なプラント設計例に則した課題を抽出するかわりに、全般的な課題を整理することとする。

(i) 新技術、新概念についての課題

- ・ 熔融塩物性データ取得
- ・ 熔融塩熱流動特性評価技術
- ・ 容器構造材料の開発
- ・ 熔融塩ポンプ・IHX・弁・計器等の開発
- ・ FP除去装置及び再処理装置の開発
- ・ 予熱方法

以下は本検討対象プラント概念に固有の課題である。

- ・ 2次系 (鉛) に関するSG内蔵鉛電磁ポンプの開発等は鉛冷却炉と共通

(ii) 概念の成立性を左右する重要な課題

- ・ 熔融塩炉は1次系全体が燃料であり、そのインベントリの削減が最重要な特有の課題である。
- ・ 熔融塩炉の安全設計方針 (放射性物質の閉込め) について、固体燃料との相違を踏まえて適切に設定する必要がある。

(iii) 開発の容易性

- ・ 固体燃料炉の開発とは全く異なる路線 (固体燃料炉が機械工学的技術であるのに対して液体燃料炉は化学工学的技術の側面が強い) ではあるが、熔融塩技術と液体金属技術との共通性もあり詳細に比較評価する必要がある。

5. まとめ

熔融塩炉の経済的な観点での最大の魅力は燃料サイクルコストの安さ（フッ化物熔融塩炉の代表的概念であるMSBRの経済性評価結果によると、軽水炉の約1/3とされる。）であり、大規模な再処理施設及び燃料加工（調整）施設が不要となることにある。[9]

そこで、今年度は最初のステップとして塩化物熔融塩炉の原子炉施設を中心としたプラント基本概念と主要機器の概略寸法を検討し、実用FBRとしての経済的なポテンシャルを評価するための土台作りを実施した。

その結果、「4.3(2)中間評価」で示したように、塩化物熔融塩は燃料インベントリと熱伝達係数の面でNa冷却炉より劣るため、原子炉容器と中間熱交換器の物量がかかなり増加する結果となり、具体的には原子炉容器の物量はNa冷却大型タンク型炉（1,500-1,600MWe級）との出力換算では約4倍の物量となり、中間熱交換器で約2倍となった。蒸気発生器については、本概念では液体金属鉛を採用したことからNa炉との相違はそれほど大きくない結果となった。

しかし、塩化物熔融塩燃料サイクルについては、別途検討されている再処理システムの検討において当初の見込み程には経済性向上効果が期待できない見通しが得られつつあり、また上述のように塩化物熔融塩炉がフッ化物熔融塩炉に比べてもかなり燃料インベントリが大きくなることが明らかとなったことから、原子炉や1次系機器が大きくなるので上述のMSBRの場合のように軽水炉に比べて著しいコストの低減が期待できない状況である。

したがって、燃料インベントリの大幅な削減や原子炉と再処理の一体化による著しい再処理システムの合理化効果が期待できる方策が見出されない限り、現時点では次の検討ステップへの移行は時期尚早と考えられる状況である。

謝 辞

本研究の遂行にあたり、多くの方々のご協力、ご助言をいただきました。

システム技術開発部燃料製造システムグループの田中健哉研究主幹及び再処理システムグループの岡村信夫研究員には、塩化物熔融塩炉全般にわたる貴重な技術情報及び知見をご教示いただきました。また、FBRサイクル開発推進部炉システムグループの森山正敏研究主幹には、研究の方向性に関する有益なご助言をいただきました。

これらの諸兄に対し、ここに記して深く謝意を表します。

参考文献

- (1) C.E. Teeter, J.A. Lecky, and J.H. Martens, Catalog of Nuclear Reactor Concepts, Part I. Homogeneous and Quasi-homogeneous Reactors, Section I. Particulate-Fueled Reactors, ANL-6892, May 1964
- (2) C.E. Teeter, J.A. Lecky, and J.H. Martens, Catalog of Nuclear Reactor Concepts, Part I. Homogeneous and Quasi-homogeneous Reactors, Section II. Reactors Fueled with Homogeneous Aqueous Solutions and Slurries, ANL-6909, July 1964
- (3) C.E. Teeter, J.A. Lecky, and J.H. Martens, Catalog of Nuclear Reactor Concepts, Part I. Homogeneous and Quasi-homogeneous Reactors, Section III. Reactors Fueled with Molten-salt Solutions, ANL-7092, Sept. 1965
- (4) C.E. Teeter, J.A. Lecky, and J.H. Martens, Catalog of Nuclear Reactor Concepts, Part I. Homogeneous and Quasi-homogeneous Reactors, Section IV. Reactors Fueled with Liquid Metals, ANL-7138, Jan.. 1966
- (5) C.E. Teeter, J.A. Lecky, and J.H. Martens, Catalog of Nuclear Reactor Concepts, Part I. Homogeneous and Quasi-homogeneous Reactors, Section V. Reactors Fueled with Uranium Hexafluoride, Gases, or Plasmas, ANL-7180, Sept. March 1966
- (6) C.E. Teeter, J.A. Lecky, and J.H. Martens, Catalog of Nuclear Reactor Concepts, Part I. Homogeneous and Quasi-homogeneous Reactors, Section VI. Solid Homogeneous (Semihomogeneous) Reactors, ANL-7228, June 1966
- (7) H. Etherington edit., Sec.12 Nuclear-Power-Plant Selection, Nuclear Engineering Handbook, McGraw-Hill Book Company, 1958
- (8) D.H. Gurinsky, Liquid Metal Fuel Reactors, Reactor Handbook vol. IV chap.20, S. McLain and J.H. Martens, edit., Interscience Publishers, 1964
- (9) 古川和男, 液体燃料, 石森富太郎編原子炉工学講座 4 = 燃・材料第IX編, 培風館, 1972
- (10) トリウムサイクル調査研究専門委員会, トリウムサイクル—研究開発の現状と発展の道—, 日本原子力学会, 1980

- (11)古川和男,溶融塩炉のシステム構想,原子力 eye 第 44 巻第 9 号 p.67,1998
- (12)菅野昌義他,溶融塩炉開発の現状と将来,日本原子力学会誌,第 16 巻第 5 号 p.249,1974
- (13)溶融塩増殖炉研究専門委員会,溶融塩増殖炉—MSBR 研究の進歩と開発への展望—,日本原子力学会,1977
- (14)P.A.Nelson, D.K.Butler, M.G.Chasanov, and D.Meneghetti, Fuel Properties and Nuclear Performance of Fast Reactors Fueled with Molten Chlorides, Nuclear Applications and Technologies, vol.3,p.540,1967
- (15)日本機械学会,伝熱工学資料改訂第 4 版,1986
- (16)Pigford,T.H., Historical aspects of Nuclear Energy Utilization in the Half-Century and its Prospects Toward the 21st Century, Journal of Nuclear Science and Technology, vol.33, p.195, 1996
- (17)MacPherson, H.G., The Molten Salt Reactor Adventure, Nuclear Science and Engineering, vol.90,p.374,1985
- (18)M.Taube; “Plutonium Fused Salts Fuels for Fast Breeder Reactor Nuclear and Chemical Criterion”, Nukleonika,vol.6,p.565,(1961)
- (19)W.R.Grimes and D.R.Cuneo; “Molten Salts as Reactor Fuels”,Chap.17 of “Reactor Handbook, Second edition, Vol. I .Materials”,(1960)
- (20)L.G.Alexander, “Molten-Salt Fast Reactors”, ANL-6792,(1963)
- (21)古川和男,溶融塩増殖炉への疑問に答えて,日本機械学会誌,第 82 巻第 724 号 p.251,1979
- (22)I.Kh.Ganev et al., Improvement in the Properties and Increase in Safety of the Fuel Cycle in Fast Reactor with Melted Metal fuel, Proc. Int. Conf. on Fast Reactors and Related Fuel Cycles, volume IV P5-1, Oct.28-Nov.1,Kyoto(FR'91), 1991
- (23)中村 久他,発電/TRU 消滅処理システム概念 溶融塩化物燃料体系,日本原子力学会誌,第 39 巻第 7 号,1997

表 1.2-1 「流動燃料」に関連する原子炉形態の調査範囲 (部分)

中性子炉	均質 /非均質	燃料種類/濃縮度		減速材	冷却材	燃料形態	ブランケット /親物質	実験炉・試験研究炉 (初臨界又は運開) 他						
高速中性子		天然又は濃縮 ウラン	被覆管 燃料	MOX		Na	U-238	SEFOR (米 1969)、常陽 (日 1978)、もんじゅ他多数						
								重金属	鉛ビスマス炉 概念検討段階					
								軽水	SCFBR、PBWR、BBWR、RPWR 概念検討段階					
								ガス (CO ₂ ,He)	ETGBR、GBR-4 概念検討段階					
								Na	BN-600 (露 1980)					
								Na	BR-5 (露 1959)					
								Pb	BREST-300,1200 (露) 概念検討段階					
								Hg	天然 U Clementine (米 1946)、BR-2 (露 1956)					
								NaK	U-238 EBR-I (米 1951)、Dounreay (英 1959)					
								Na	U-238 EBR-II (米 1964)					
		ガス (CO ₂ ,He)	U-238 ヘリウムガス炉 (PBMR 型)											
		ガス (CO ₂ ,He)	U-238											
		Na	Na	溶解燃料 (炉内収納)	—	LAMPRE-I (米 1961)								
		Na	Na	—	U-Mo 合金 [*] 又は U-Na [*] ペースト	LAMPRE-II (米; 1959 計画中止)								
		Na	Na	—	U-238	公募概念 (炉 042 非循環型液体金属燃料; 日)								
Na	Na	溶解燃料*	U-238	FRMF (露 1991) ; FR-91 で概念発表 * ; 再処理時は顆粒状態で Na と直接接して循環										
熱中性子	擬均質 均質 非均質	天然又は濃縮 ウラン	三塩化物溶解塩	黒鉛	塩化物溶解塩	流動燃料	Th-232	公募概念 (炉 043 U-Th サイクル液体金属燃料; 米)						
								UF ₃ /U-238	三塩化物溶解塩炉 概念検討段階					
								ThF ₄ /Th-232	ARE (米 1954) ; MSRE (米 1966)					
								—	旧ソ連の実験炉 / 1.5kW (1957)					
								—	LOPO (米 1944)					
								D ₂ O(reflector)	ERE-I (米 1951)					
								ThO ₂ (実際は D ₂ O)	ERE-II (米 1957)					
								—	LAPRE-I (米 1956) ; LAPRE-II (米 1959)					
								濃縮ウラン	Packed-bed/Pebbled-bed ブロック燃料	黒鉛	He	流動粉体燃料	—	AVR (独 1967) ; HTGR
								天然ウラン		濃縮ウラン	MOX /金属 U	重水	重水	固体燃料
		沸騰軽水	Agesta (スウェーデン 1964)、CANDU (1968)											
		CO ₂	ふげん (1975)											
		—	Calder Hall (英 1956)、東海 1 号 (1966)											
		軽水	(沸騰)軽水	—	PWR (1957) ; BWR (1956)									
		重水	CO ₂	—	EL-4 (仏 1967)									
—	有機材	—	WR-1 (加 1965)											
—	軽水	—	RBMK (露 1954)											
—	CO ₂	—	Hinkley Point B (英 1976)											
—	Na	—	Hallam (米 1963)											
有機材	有機材	—	OMRE (米 1957) ; Piqua (米 1964)											
液体金属燃料 /U-Bi 燃料				黒鉛	Bi	流動燃料	—	LMPB (米; 1961 計画中止)						
								He	LMP-GCR (米; 概念検討のみ)					

表 2.1-1 水均質炉 (Aqueous Homogeneous Reactors) プラント基本概念

1. 基本概念及び着眼点

水均質炉(Aqueous Homogeneous Reactor)は、軽水又は重水を減速材として濃縮U又は天然Uの溶液やスラリーを燃料とした熱中性子炉で、1940年代から50年代にかけて各種の実験炉が世界中に建設された。日本で最初に臨界したJRR-1(1957)も硫酸ウラニル軽水溶液のWater Boiler型と呼ばれる炉であった。

水均質炉はシステム構成と用途により次の6種類に区分されるが、実際には一領域専焼炉の実験炉を建設しただけで、研究計画は中止された。

- 1) 一領域専焼炉；Water Boiler型、LAPRE型(LAPRE-I、II)
 - 2) 一領域転換炉 (Pu生産炉)；計画のみ
 - 3) 二領域転換炉 (Pu生産炉)；計画のみ
 - 4) 一領域増殖炉 (Th増殖炉)；計画のみ
 - 5) 二領域増殖炉 (Th増殖炉)；HRE-I、II(実際のブランケット物質はD₂O)
 - 6) 沸騰炉；計画のみ
- LAPRE=Los Alamos Power Reactor Experiment
HRE=Homogeneous Reactor Experiment

(出典：古川和男,液体燃料,石森富太郎編原子炉工学講座4=燃・材料第IX編,培風館,1972)

2. 基本構造

プラントの基本概念については、下記文献に詳細な記述がある。

J.A.Lane, H.G.MacPherson, and F.Maslan ed., "Fluid Fuel Reactors",
Addison-Wesley Publishing Company Inc.,1958

Part I. Aqueous Homogeneous Reactors

Chapter 7. Design and Construction of Experimental Homogeneous Reactors

- p.343 Fig.7-1 LOPO (世界初の水均質炉) の断面図
p.351 Fig.7-4 HRE-I のフローシート (鳥瞰図)
p.363 Fig.7-7 HRE-II のフローシート (鳥瞰図)
p.401 Fig.7-24 LAPRE-I の原子炉構造 (断面カット図)
p.402 Fig.7-25 LAPRE-II の原子炉構造 (断面カット図)

Chapter 8. Component Development

- p.412 Fig.8-2 HRE-II の原子炉構造 (断面カット図)

3. 基本仕様 (水均質炉)

名称	HRE-II	LAPRE-II
熱/電気出力	5,000kW/	800kW/
ループ数	1	1
原子炉出/入口温度	300°C/256°C	430°C/
主蒸気条件	250°C(482°F) /35atg(505psig)	315°C(600°F) /42atg(600psig)
燃料形態	UO ₂ SO ₄ in D ₂ O (含 2mol% CuSO ₄)	UO ₂ in 95wt.%リン酸
主要材料		
Core Vessel	Zircaloy-2	構造材内面は燃料溶液対策として
原子炉構造	sus347	全面金被覆(0.01in.)
原子炉制御系	2系統/溶液濃度制御+温度係数	可動反射体+温度係数
炉心安全性	負の温度係数	同左
一次主循環ポンプ	縦型 canned-rotor ポンプ	自然循環
熱交換器	蒸気発生器(横置U字管)	炉心上方の冷却コイル

(出典：ibid.)

表 2.1-2 溶融 Pu 合金燃料炉 (LAMPRE-I) のプラント基本概念

1. 基本概念及び着眼点

LAMPRE-I (the Los Alamos Molten Plutonium Reactor Experiment No.1)は、溶融 Pu 合金 (Pu-Fe 共融物) を Ta カプセルに収納し外部を液体金属 Na で冷却する液体金属冷却炉で、燃料が溶融 Pu 合金であるため高速炉の課題のひとつである燃料溶融の問題を (最初から燃料が溶融しているので) 回避できることになる。実際の運転では、燃焼が進むに従い上方に蓄積する FP ガスによる反応度変化の問題や Ta の粒間腐食による破損の対策を検討しつつ液体燃料の負の温度係数等の各種データを取得した。

なお、親物質として U-Mo 合金ピン又は可動性の U-Na ペーストを採用した二領域型増殖実験炉(LAMPRE-II; 20MW)が提案されたが、これは検討途中で中止されている。

2. 基本構造

プラントの基本概念については、下記文献に詳細な記述がある。

J.G.Yevick ed., "Fast Plant Technology: Plant Design", the M.I.T. Press, 1966

A.Sesonske and J.G.Yevick, Chapter 11. Description of Fast Reactors, 11.4 LAMPRE-I

p.701	Fig.11.24	LAMPRE-I の原子炉水平断面図
p.702	Fig.11.25	LAMPRE-I の原子炉縦断面図
p.702	Fig.11.26	LAMPRE-I の炉心鳥瞰図
p.703	Fig.11.27	LAMPRE-I の燃料カプセル及びスラグ
p.703	Fig.11.28	LAMPRE-I の燃料サブアセンブリ

3. 基本仕様 (LAMPRE-I / 1MWt)

炉型 (冷却系概念)	溶融 Pu 合金燃料炉 / 液体金属 Na 冷却
熱 / 電気出力	1 MW t /
ループ数	1
原子炉出 / 入口温度	563°C (1045° F) / 450°C (842° F)
主蒸気条件	
設備稼働率	
増殖性能	(ブランケット / 親物質なし)
燃料形態	溶融 Pu-Fe 合金 (10% Fe 又は 2.5wt.% Fe) / 装荷時は solid slug (融点 411°C / 772° F)
燃料被覆管材料	Ta-9.1wt.% W (収納カプセル)
燃料集合体形式	Armco 17-4ph 製のカプセル装着部材と一体 (下図参照)
原子炉停止系	2 系統 (制御棒 4 本 + 炉心周囲のステンレス鋼製可動反射体)
炉心安全性	負の温度係数
1 次系配管方式	上部流入、上部流出
中間熱交換器	
一次主循環ポンプ	電磁ポンプ (100gal/min at 20-psi head)
二次主循環ポンプ	
蒸気発生器	
安全対策	原子炉容器は double-wall、 原子炉容器下部には接続配管なし、 万一炉心から燃料が漏洩しても catchpot と希釈プラグ* は再臨界しないような幾何学的配置としている。 * 希釈プラグ (diluent plug); Armco 鋼製で溶融燃料に溶けると融点が高くなり、その結果燃料が固化する。
原子炉格納施設	
炉内燃料交換方式	上方からアクセス (詳細不明)
使用済燃料取扱方式	

(出典: ibid.)

表 2.3-1 熔融塩と液体金属との比較

項目	熔融塩		液体金属	
	フッ化物	塩化物	ナトリウム	鉛
組成 [mol%]	⁷ LiF-BeF ₂ -ThF ₄ -UF ₄ [71.7-16-12-0.3]	(Pu _x U _{1-x})Cl ₃ [30-その他 NaCl,KCl,MgCl ₂]	Na	Pb
融点 (°C)	499	525	98	328
沸点 (°C)	1525	—	881	1737
密度 (g/cm ³)	3.4	3.0	0.826	10.36
粘性 (Pa·s)	18×10 ⁻³	4.2×10 ⁻³	0.232×10 ⁻³	1.74×10 ⁻³
比熱 (J/kg·K)	1.34×10 ³	0.837×10 ³	1.30×10 ³	0.16×10 ³
熱伝導率 (W/mK)	1.20	0.866	66.1	15.4
膨張率 (1/°C)		約 3×10 ⁻⁴ (体 : at650°C)	2.26×10 ⁻⁴ (線 : at0-90°C)	2.924×10 ⁻⁵ (線 : at40°C)
化学的活性	不活性	不活性	活性	緩慢な反応
備考	at527°C * 1	at650°C * 2 (推定値)	at527°C * 1	at527°C * 1

出典 : *1 日本機械学会,伝熱工学資料改訂第4版,1986

*2 Nelson,P.A. et al.,Fuel Properties and Nuclear Performance of Fast Reactors Fueled with Molten Chlorides, Nuclear Applications,vol.3,p.540,1967

表 4.2-1 塩化物溶融塩炉（溶融塩タンク型モジュール炉）の基本仕様

No.	項目	基本仕様
1	原子炉型式	再処理一体型塩化物溶融塩タンク型モジュール炉
2	電気出力（発電端）	約 420MW _e × 4 モジュール
3	熱出力	1,000MW _t × 4 モジュール
4	ループ数	IHX 6 基 / SG1 基 / モジュール
5	1 次系温度	650°C / 470°C (塩化物溶融塩)
6	2 次系温度	400°C / 570°C (Pb)
7	1 次系流量	2,933t/h
8	2 次系流量	22,110t/h
9	主蒸気温度 / 圧力	495°C / 17.5MPa
10	給水温度 / 流量	340°C / 約 2,120t/h/基
11	タービン発電機	TC4F-35 1 基 / 2 モジュール × 2
12	プラント稼働率	(燃交なし、3 定検毎の FP 除去のみ)
13	炉心・燃料	塩化物溶融塩燃料 (10NaCl - 20UCl ₃ - 2.5PuCl ₃ ; 23ton (Pu fissile))
14	反射体外径	5,260mm
15	燃焼度	約 5 万 MWd/t (炉心取出平均)
16	増殖比	1.03 (ブランケットありの場合 1.2)
17	原子炉停止系	運転棒 6 本 + 炉停止棒 6 本 / モジュール
18	炉心安全性	①受動的炉停止方策：液体燃料の固有安全性（負の反応度温度係数）②再臨界回避方策：流動燃料のため炉心以外の領域での臨界性は排除可能
19	炉心支持方式	下部支持方式
20	炉心上部機構	一体型
21	1 次系配管方式	なし (タンク型)
22	1 次主循環ポンプ	縦型機械式 (約 16m ³ /min (10m 溶融塩) × 3 基 / モジュール)
23	中間熱交換器	管内 1 次側加熱型 (167MW × 6 基 / モジュール)
24	2 次主循環ポンプ	電磁ポンプ (約 33m ³ /min, 1 基 / モジュール)
25	蒸気発生器	電磁ポンプ内蔵貫流加熱型 (1,000MW × 1 基 / モジュール)
26	崩壊熱除去方式	SGHRS + SGACS
27	原子炉格納施設	建屋ライナ張りコンクリート格納施設
28	燃料取扱方式	プラント運転期間中燃料無交換
29	(i) FP 除去装置	定検時 R/V 内設置 (φ0.7m × H9.85m × 2 基 / モジュール)
30	(ii) 再処理装置	寿命後 R/V 内設置 (φ0.8m × H9.85m × 2 基 / モジュール)
31	プラント寿命	40 年
32	免震	建屋 3 次元免震
33	原子炉建屋	32m × 108m × 30mH (約 10 万 m ³ / 4 モジュール)

表4.3-1 設計要求事項への対応 (熔融塩タンク型モジュール炉)

分類	設計要求事項(注1)	設計対応有:○ 可:△ 依存無:×	見直し及び検討方針	
前提条件	炉心燃料及び冷却材の検討対象		熔融塩炉	
	原子炉出力レベルの選定		400MW _e ×4モジュール、400MW _e は炉心体積(炉出力)と実効増倍率の関係から実効増倍率が1.0を上回るように設定。	
	機器・構造設計			
	●設計成立の見直し	△	腐食環境に良好な Hastelloy-N を構造材として暫定しているが、高温の塩化物熔融塩との共存性確認が必要である。また、熱過渡荷重等の評価が必要であり、現状では構造健全性を見直していない。	
	●新基準採用の要否、及び新基準に向けての開発課題・解決方針	○	上記材料基準、構造設計基準の整備が必要。熔融塩炉の安全設計方針の整備が必要。	
	●耐震・免震設計	○		
	●耐震重要度分類	○	現行基準に対応した重要度分類。	
	●設計成立の見直し			
	●国内立地点の平均的地震動及び岩盤条件	○	原子炉建屋は水平・上下3次元免震を採用予定。地震動は左記を考慮。	
	◎国内立地点の最大地震動条件	○	同上	
経済性	●使用済み燃料貯蔵プール設備・4炉心分	-	熔融塩炉への要求事項ではない。(燃料交換不要で使用済燃料プールも不要であるが、冷却系に燃料保有量がある。)	
	●40年(リファレンス)	○	燃料交換無しで、40年以上の運転が可能設計としている。	
	◎60年程度の寿命延長追求	○	FP除去性能に依存するが60年を追求可能。	
	●発電単価:5円/kWh程度(耐用年数で減価償却)	△	原子炉施設と再処理・燃料加工のコスト割合を含めた総合的な評価が必要である。	
	●建設費:20万円/kWe以下	△	熔融塩特有のコストの考え方(燃料交換無し、再処理プラントに依存しない等)で、経済性メリットを追求。	
	◎燃焼度:15MWd/t程度	△	5MWd/t程度(燃料製造・再処理の容易性でカバー)	
	◎連続運転期間:12~24ヶ月	○	燃料交換無し(40年)	
	◎適正な炉心出口温度	○	650℃。熔融塩の融点から出口温度を設定。	
	◎稼働率:90%程度	○	定期検査の頻度に依存するが、達成可能。	
	◎建設工期:50ヶ月以内	○	50ヶ月以内を目標。	
資源の有効利用	●増殖比			
	●低増殖から高増殖までの柔軟な対応可能性	○	炉内固定ブランケットにより可能。	
	◎増殖比1.2程度(高増殖)		検討中	
	●低除染燃料装荷時の影響検討	○	高速スペクトルにより通常FBR並みの影響、富化度増大要するが、大きな変更不要	
	●TRU燃焼			
	●TRU燃料の経済的燃焼可能範囲の明示	○	燃料製造・再処理の容易さから、従来FBRより広い対応範囲	
	●より多くのMA核種を混入する場合の設計変更点・経済的負担の明示	○	燃料activity増加への対応は必要だが、従来炉に比べて負担は少ない。(製造・再処理容易、40年無交換)	
	環境負荷低減	●Pu専焼炉としてのPu燃焼効率の範囲	△	運転中にPu追加の条件では燃焼反応度劣化を補償可能(追加容易)、燃料組成調整も容易(高Pu富化度)
		●放射性廃棄物発生量低減、管理及び処理・処分し易さへの配慮	○	プラント運転中に発生する放射性廃棄物は放射体とFP除去装置から発生する安定核種金属とそのプロセス廃棄物のみ。基本的に形態は金属なので発生量は最少で、そのまま処分できるので、処分し易い。
		●廃止措置のし易さと廃棄物発生量低減への配慮	○	廃止措置はまず、液体燃料をプラント内で再処理してから取り出すので、新たな再処理施設が不要である。再処理施設由来の放射性廃棄物が発生しない。液体燃料を取り除いた後は通常の廃止措置の手順を用いて廃炉できるので新たな開発要素が少ない。
●FPの核変換による放射能低減に関する検討		○	容易に燃料中に混入可能。(経済的負担少)但し、FP除去しない条件で成立する設計へ変更要する。	
●TRU燃料の経済的燃焼可能範囲の明示		○	燃料製造・再処理の容易さから、従来FBRより広い対応範囲	
●より多くのMA核種を混入する場合の設計変更点・経済的負担の明示		○	燃料activity増加への対応は必要だが、従来炉に比べて負担は少ない。(製造・再処理容易、40年無交換)	
●核物質防護及び保障措置の対応を考慮した燃料取扱設備設計			再処理においてもPuは純度70at%以上にはならない。	
●低除染燃料等の適用可能性		○	燃料サイクルへの影響小なので適用性大。(乾式再処理により本来的に低除染)	
●ブランケットでの純粋Pu生成に対する対策		○	想定する再処理装置では、Pu/(U+Pu)=0.7程度の分離度	
●軽水炉、もんじゅの指針、基準等への適合		×	安全性確保の基本的考え方は同じとしても、燃料形態の違い等により、安全設計方針、構造設計・材料設計方針等は適用できないと考えられる。	
安全性	●実用化時代に要請される安全要求への適合			
	●受動的炉停止能力	○	固有の大きな負の燃料密度係数により可能	
	●自然循環による崩壊熱除去能力(全交流電源喪失)	○	SGACSにより自然循環除熱。	
	●再臨界排除能力	○	多量の漏洩防止、漏洩熔融塩が1個所に集まらない設計により可能	
	運転・保守・補修性	●炉心損傷発生頻度10~6/rv未満となる見直し	○	
		●軽水炉と同等の運転・保守・補修性とするための考え方	△	熔融塩付着機器のメンテナンスはホットセル等の対応が必要であり、困難を要する。故障機器は予備品交換するなどの対応が必要。
		●補修区分の検討	○	運転・保守・補修の観点から考慮。
		●アクセスルート・スペースの確保	○	運転・保守・補修の観点から考慮。
		●生体遮蔽の設計	○	運転・保守・補修の観点から考慮。
		●保守作業量の低減、作業員被曝量の低減等	△	一次系機器は遠隔操作が必要

(注1) ●:設計要求事項(詳細設計終了時点での必須項目)
◎:設計要求事項(詳細設計終了時点での目標項目)

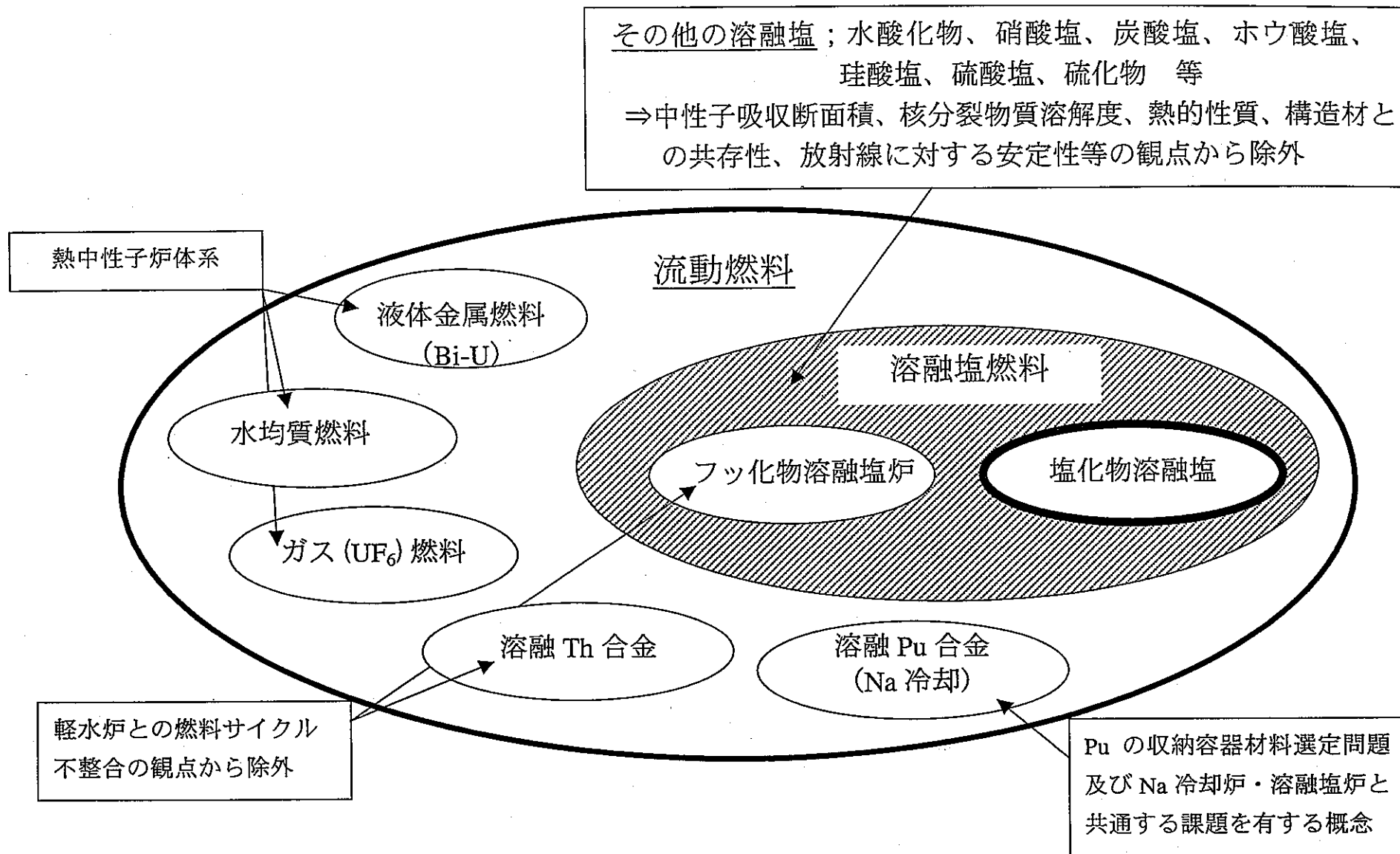


図 2.5-1 各種流動燃料炉における融融塩炉の位置付け

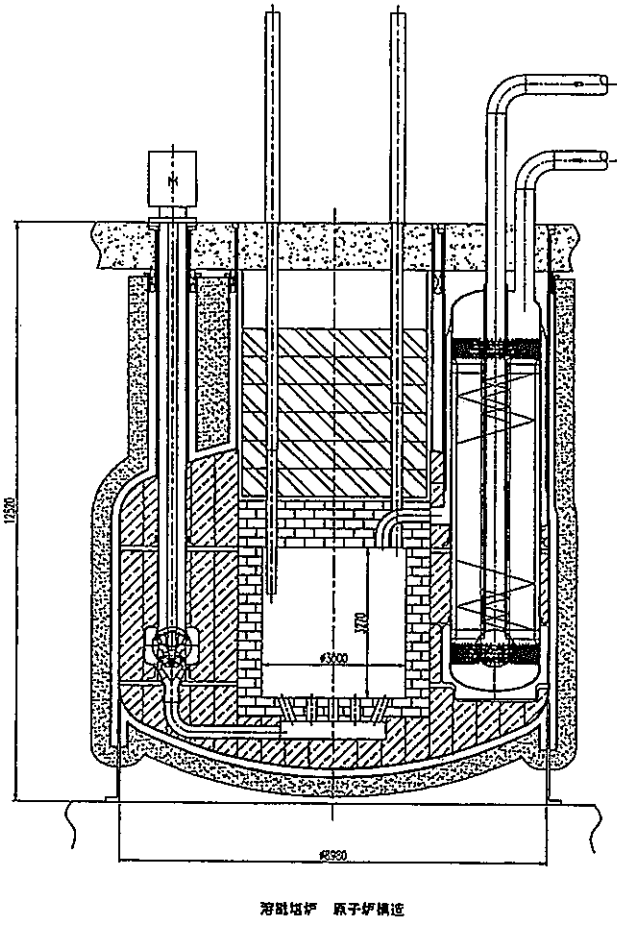


図 4.2-1 塩化物溶融塩炉原子炉概念

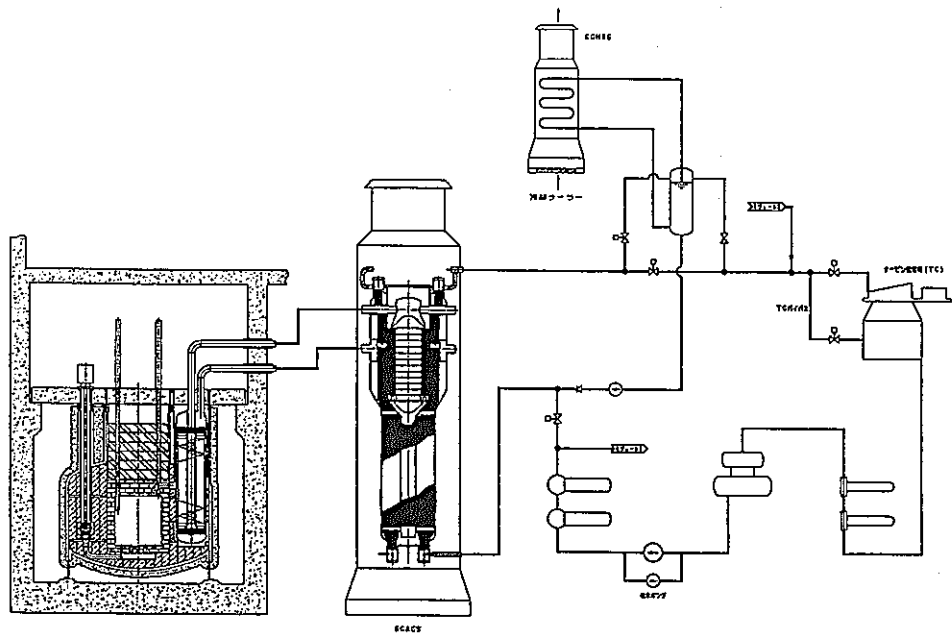


図 4.2-2 塩化物溶融塩プラント基本系統図

炉心概念

- 出力: 1,000MWt
- 燃料種類: 三塩化物
10NaCl-20UCl₃-2.5PuCl₃
- 炉心体積: 25m³
- 出力密度: 40W/cc
- 運転期間: 40年連続運転
- 燃焼度: 約5万 MWd/t
- 増殖費: 1.03 (ブランケットなしの場合)
- 核燃料インベントリ: 280ton (Pu/U)
23ton (Pu fissile)
- 燃料の成型加工不要
- 燃料交換不要

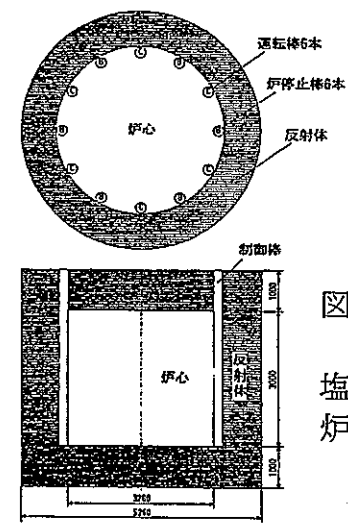


図 4.2-3

塩化物溶融塩炉炉心概念

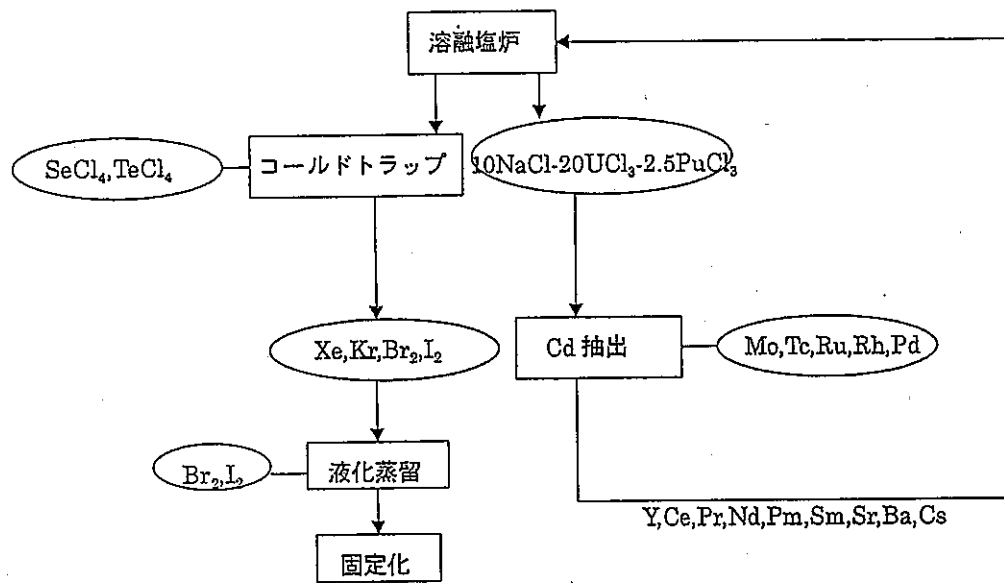


図 4.2-4 塩化物熔融塩炉の FP 除去システム概念

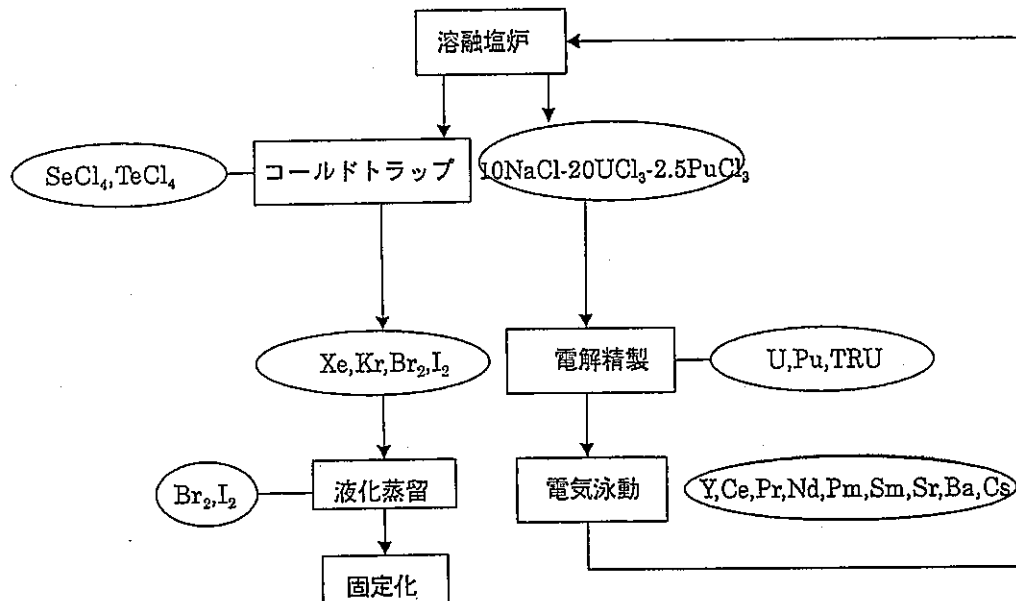


図 4.2-5 塩化物熔融塩炉の再処理システム概念

添付資料-1

溶融塩高速炉概念における三塩化物選定の考え方

1. 概要

溶融塩高速炉概念の検討においては、溶融塩として三塩化物を中心にシステム概念検討を進めている。溶融塩の種類として三塩化物に重点を置く理由は次のとおりである。

- ① Pu 及び U を燃料とする高速増殖炉体系をつくるための物理的・化学的な諸条件に合致する化合物は、ある仮定のもとでは塩化物に限定されることが明らかとなっている。
- ② 塩化物としては U については UCl_3 から UCl_6 までであるが、化学的に安定なものは三塩化物* (UCl_3) と四塩化物 (UCl_4) である。しかし、Pu については $PuCl_4$ が化学的に不安定なため結果として三塩化物 ($PuCl_3$) が残ることになる。

* ; UCl_3 は UF_3 より安定

詳細を次項以降に示す。

2. 高速炉用溶融塩の選定条件[1,2]

Pu 及び U を燃料・親物質とする高速増殖炉の溶融塩として必要な条件は、次の通りである。ちなみに () の中は、熱中性子炉の場合について参考までに示したものであるが、1)及び2)すなわち支配的な中性子エネルギー領域が相違するだけで、基本的には同じ条件が求められることが分かる。

- 1) 高速中性子の減速能が小さい (大きい)
- 2) 高速 (熱) 中性子吸収断面積が小さい
- 3) 熱及び放射線に対する安定性
- 4) 融点や蒸気圧があまり高くないこと
- 5) 燃料の溶解度が大きいこと
- 6) 材料に対する腐食性が少ないこと
- 7) 熱伝導度が高く、熱容量が大きく、低粘性であること
- 8) 安価であること

2.1 高速中性子の減速

燃料の増殖は η 値が 2.2 を越えなければ不可能であるが、Pu-239 の場合にはこの値は中性子エネルギーが 0.1MeV 以上の場合においてはじめて達成される。また、U-238 の核分裂は中性子エネルギーが 1MeV 以上でなければ起こらない。

したがって、中性子の衝突による減速の効果 ξ (average logarithmic energy decrement per collision) と、燃料塩の中に存在する核分裂性元素 1 原子当たりの非核分裂性元素の数を表す N (例えば、 $N=2$; PuX_2 , $N>3+n$; PuX_3+nMeX (X は O や F や Cl などを、 MeX は希釈剤を表す) との間にはある仮定のもとに

$$N \cdot \xi < 0.40$$

が与えられる。(論文[2]の中でも具体的な計算過程は示されていない。)

この式と ξ 及び A (塩の原子の質量数) の近似式

$$\xi \sim 2 / (A+2/3)$$

$$A \sim 2Z \quad (Z; \text{塩の原子番号})$$

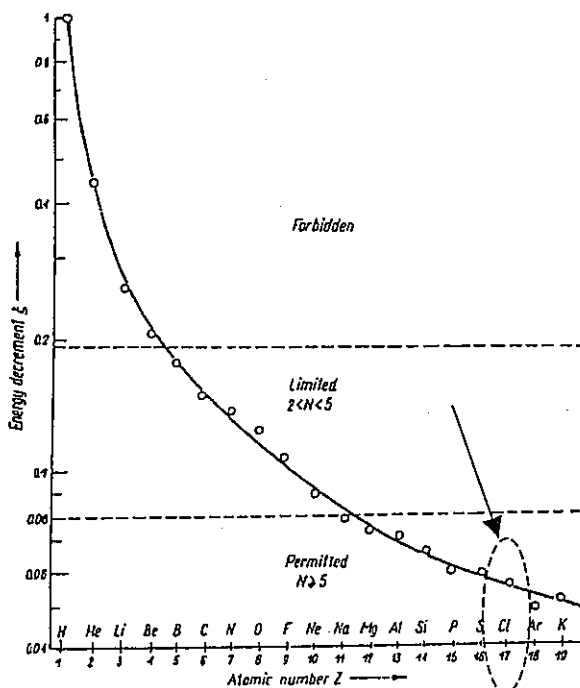
を代入することにより、(Aが1より十分大きい場合は $A+2/3 \sim A$ として)

$$Z > 2.5N$$

となる。

この関係を用いると、三塩化物の場合には少なくとも $N \geq 3$ であり、融点を下げるために希釈剤を使用する(50mol%以上)ので実際には $N \geq 3+1=4$ となり、Zは10以上でなければならないことになる。

ちなみにF(フッ素)のZは9、塩素は17である。(下図参照)一般的には融点を下げるために希釈剤を用いるので、Nは5以上(注記)となり、Zの下限値はさらに大きくなる。



注記; フッ化物溶融塩高速炉において、Nの数を4以下とすることで左図の中央領域の「limited $2 < N < 5$ 」、すなわちフッ化物 (PuF_3) による高速炉体系が成立する可能性を指摘する考え方もある。

Fig 1. Value of logarithmic energy decrement ξ , plotted versus atomic number Z (Data of: Argonne, 1958)

The average logarithmic energy decrement per collision ξ indicates the decrease of neutron energy during one collision with a nucleus of atomic mass A. It results from the definition that

$$\xi = \ln \frac{E_0}{E} = 1 + \frac{(A-1)^2}{2A} \ln \frac{A-1}{A+1} \quad [1]$$

(Hughes 1957).

2.2 高速中性子吸収断面積

(1) 高速中性子捕獲断面積

1 MeV の高速中性子捕獲断面積 σ_c は一部の“マジックナンバー”と呼ばれる原子番号をもつ元素を除いて（およそ $A=100$ までの範囲で）原子番号の単調増加関数となっている。 $A=100$ 以上では $\sigma_c=100\text{mb}$ でほぼ一定となる。

以上の内容を数式で表すと $A < 100$ の範囲で

$$\sigma_c = (A/30)^4 \leq 100\text{mb}$$

となる。燃料塩の中に存在する核分裂性元素 (Pu) 1 原子当たりの非核分裂性元素の数を N とすると、全体の断面積は $N \cdot \sigma_c$ となるが、この場合の断面積も上記のルールに従うと仮定し、これに $A \sim 2Z$ を代入すると

$$N (Z/15)^4 < 100$$

を得る。

具体的には、

- $N=1$ のとき、 $Z < 45$
- $N=3$ のとき、 $Z < 36$
- $N=4$ のとき、 $Z < 30$
- $N=10$ のとき、 $Z < 26$
- $N=20$ のとき、 $Z < 23$

となる。後述の Br 及び I(表中は J と表記)は許容範囲外にあることが分かる。

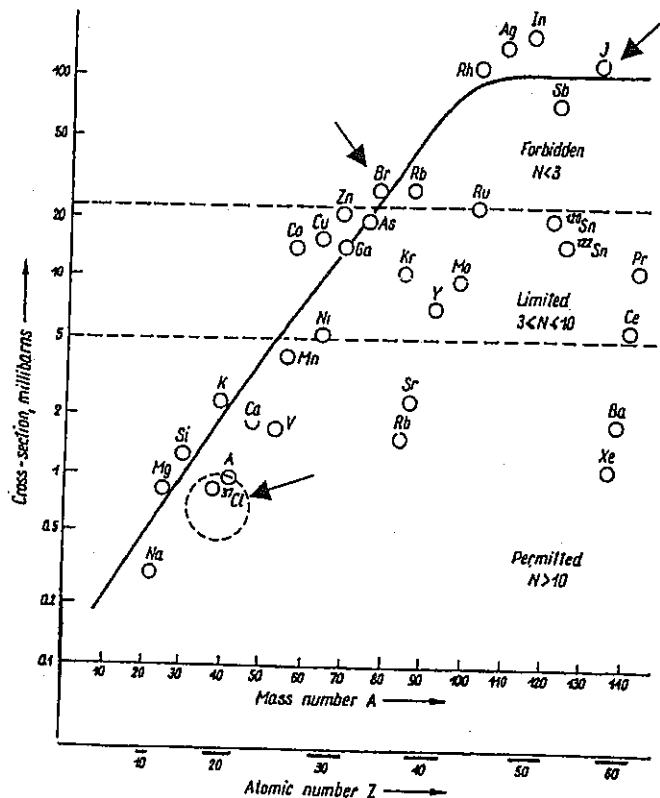


Fig. 2. Cross section for fast neutron radiation capture σ_c (1 MeV neutrons) plotted versus atomic number Z
(Data of: Hughes, 1957)

(2) (n, α) 及び (n, p) 反応断面積

1 MeV 以上のエネルギー領域では (n, α) 及び (n, p) 反応が起こるが、原子番号 Z が 40 以上では問題にならない。しかし、これ以下の軽い元素ではこれらの効果は大きい。そこで、これらの反応断面積の許容値を前述の中性子捕獲断面積以下という具合に仮定すると、下図のような結果となる。

これによると、天然には約 75% の割合で存在する ^{35}Cl の場合は許容範囲外であるが、約 25% の割合で存在する同位元素 ^{37}Cl は許容範囲内にあることが分かる。

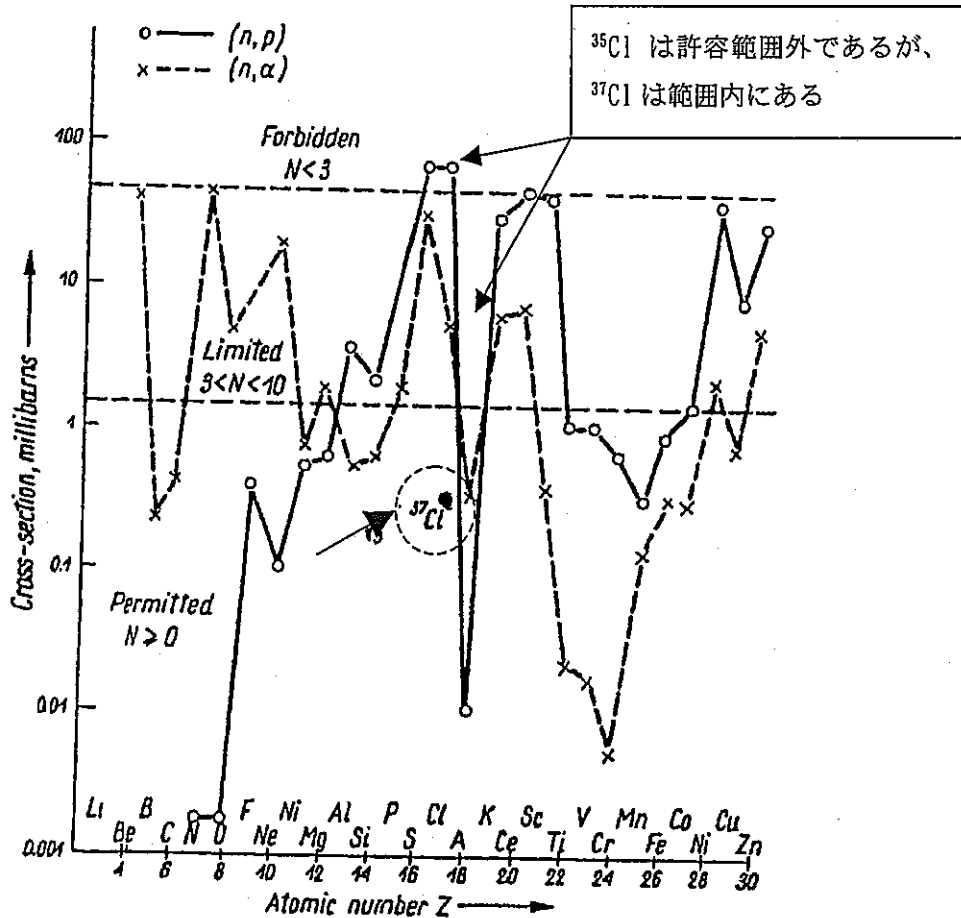


Fig. 3. Cross-section for fast neutron reaction (n, α) and (n, p) plotted versus atomic number Z

2.3 熱及び放射線に対する安定性

高放射線下での化学的安定性のめやすとして電気陰性度(electronegativity;注記)を考えると、Actinides 元素と比べて電気陰性度の差が大きい元素として、C、N、O、F、S、Cl、Se、Br、Iが抽出される。

注記；電気陰性度とは、原子が化学結合をつくるときに電子をひきつける能力をいう。異種の2原子からなる化学結合 A-B において A と B との電気陰性度の差が大きいほど、電子は一方の原子にひきつけられ、A-B、A-A、A-A の結合エネルギー D_{A-B} 、 D_{A-A} 、 D_{B-B} の値から結合エネルギーに対するイオン項の寄与 Δ_{AB} を

$$\Delta_{AB} = D_{A-B} - (1/2) (D_{A-A} + D_{B-B})$$

によって算出し、次に x_A 、 x_B ($x_A > x_B$) をそれぞれ原子 A、B の電気陰性度としたとき、 $x_A - x_B = \sqrt{(\Delta_{AB} / 23.06)}$ の関係が多くの場合についてできるだけ満足されるように、各原子の電気陰性度の値 x を定めた結果であり、電気陰性度の差が大きい2原子間で形成される結合ほど一般にイオン性が大きくなる。(理化学辞典第3版より)

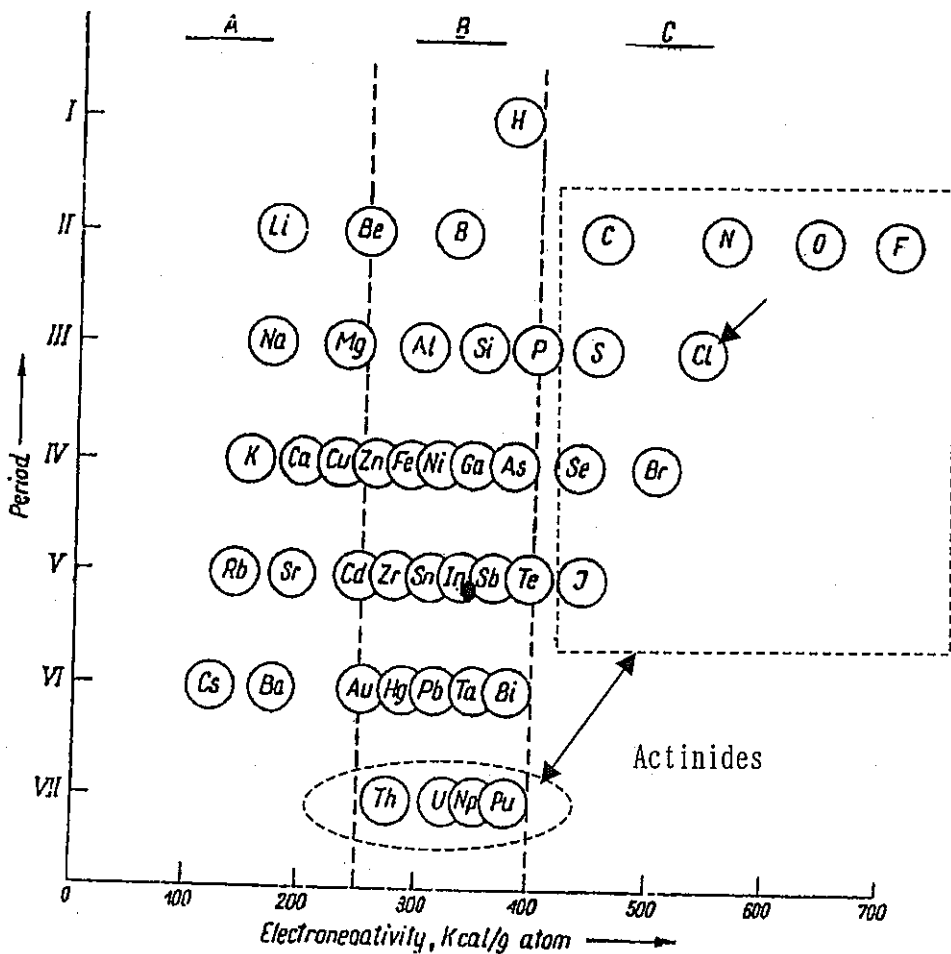


Fig. 4. Electronegativity of elements, E (kcal/g atom)

2.4 融点及び蒸気圧

融点及び沸点のデータを下表に示す。融点は低い方が望ましいがめやすとして800°C程度と設定すると、Cl、Br及びIが残る。(これらとFは全て元素の周期表第VIIb族のハロゲン元素であり、化学的性質は類似している。)

Table 1
Melting and boiling points of some uranium and plutonium salts (melting temperature °C/boiling temperature °C)

Constituent elements	Uranium compounds			Plutonium compounds		
	U(VI)	U(IV)	U(III)	Pu(VI)	Pu(IV)	Pu(III)
F	UF ₆ 64/64	UF ₄ 960/ > 1000	UF ₃ 1140/ > 1200	PuF ₆ 50/62	PuF ₄ 1037/ > 1100	PuF ₃ 1435/ > 1500
Cl	UCl ₄ unstable 179/	UCl ₄ 590/792	UCl ₃ 835/900	—	PuCl ₄ unstable	PuCl ₃ 760/800
Br	—	UBr ₄ 519/ > 600	UBr ₃ 760/ > 800	—	—	PuBr ₃ 681/ > 700
I	—	UI ₄ 506/756	UI ₃ 680/ > 700	—	—	PuI ₃ 771/ > 800
O	UO ₃ high	UO ₂ 2800/ > 2900	—	—	PuO ₂ 1750/ > 1800	PuO 1900/ > 2000
S	—	US ₂ 1850/ > 1900	U ₂ S ₃ 2000/ > 2000	—	—	Pu ₂ S ₃ high
N	UN ₂ high	U ₂ N ₃ high	UN 2650/high	—	—	PuN high
C	—	UC ₂ 2400/high	U ₂ C ₃ 1800/high	—	PuC ₂ 2250/high	Pu ₂ C ₃ 1500/high

なお、低融点の希釈剤の中に微量のフッ化物 (UF₄、PuF₄、UF₃、PuF₃) を入れる場合には融点の上昇は大きくないと考えられ、この場合にはフッ化物も選択範囲に入ることになるが、実際にはUやPuの濃度はかなり高くする必要があるので現実的ではない。

2.5 燃料の溶解度

燃料中の核分裂性物質濃度はおよそ4wt%以上必要であり、核分裂性物質の平均原子質量数が240であるのに対してその他の原子の質量数は約50であり、濃度を原子数に換算すれば約1%である。したがって、この程度の濃度であればどの元素の場合でも溶解度は問題にならないと考えられる。

2.6 材料に対する腐食性、熱伝導度、粘性等

容器や配管の材料に対する腐食性や熱伝導及び粘性・表面張力などの物性値については、一般的な記述はできない。

2.7 経済性

ハロゲン元素は広く存在するのでPuなどの燃料に比べればコストは問題にはならないが、³⁷Clの濃縮コストについては今後検討する必要がある。

3. まとめ

以上の内容を整理した結果が下表である。中性子吸収断面積の条件をクリアする原子番号 32 以下の範囲において、最終的には融点の条件 (800°C 程度以下) により ³⁷Cl だけが残る。(融点の条件を緩和すればフッ化物の可能性も考えられるが、具体的なプラント概念の提案がなされたことはこれまでないようである。)

Z	Elements	Conditions						
		ξ	σ_c	σ_a	E	T_{melt}	Techn. Econ.	Results
1	H hydrogen	Forbidden	Permitted	Permitted	Forbidden	Forbidden	Permitted	Forbidden
2	He helium	Forbidden	Permitted	Permitted	Forbidden	Forbidden	Permitted	Forbidden
3	Li lithium	Forbidden	Permitted	Permitted	Forbidden	Forbidden	Permitted	Forbidden
4	Be beryllium	Forbidden	Permitted	Permitted	Forbidden	Forbidden	Permitted	Forbidden
5	B boron	Forbidden	Permitted	Permitted	Forbidden	Forbidden	Permitted	Forbidden
6	C carbon	Forbidden	Permitted	Permitted	Forbidden	Forbidden	Permitted	Forbidden
7	N nitrogen	Forbidden	Permitted	Permitted	Forbidden	Forbidden	Permitted	Forbidden
8	O oxygen	Forbidden	Permitted	Permitted	Forbidden	Forbidden	Permitted	Forbidden
9	F fluorine	Forbidden	Permitted	Permitted	Forbidden	Forbidden	Permitted	Forbidden
10	Ne neon	Forbidden	Permitted	Permitted	Forbidden	Forbidden	Permitted	Forbidden
11	Na sodium	Forbidden	Permitted	Permitted	Forbidden	Forbidden	Permitted	Forbidden
12	Mg magnesium	Forbidden	Permitted	Permitted	Forbidden	Forbidden	Permitted	Forbidden
13	Al aluminium	Forbidden	Permitted	Permitted	Forbidden	Forbidden	Permitted	Forbidden
14	Si silicon	Forbidden	Permitted	Permitted	Forbidden	Forbidden	Permitted	Forbidden
15	P phosphorus	Forbidden	Permitted	Permitted	Forbidden	Forbidden	Permitted	Forbidden
16	S sulphur	Forbidden	Permitted	Permitted	Forbidden	Forbidden	Permitted	Forbidden
17	Cl chlorine	Forbidden	Permitted	Permitted	Forbidden	Forbidden	Permitted	37L
18	Ar argon	Forbidden	Permitted	Permitted	Forbidden	Forbidden	Permitted	Forbidden
19	K potassium	Forbidden	Permitted	Permitted	Forbidden	Forbidden	Permitted	Forbidden
20	Ca calcium	Forbidden	Permitted	Permitted	Forbidden	Forbidden	Permitted	Forbidden
21	Sc scandium	Forbidden	Permitted	Permitted	Forbidden	Forbidden	Permitted	Forbidden
22	Ti titanium	Forbidden	Permitted	Permitted	Forbidden	Forbidden	Permitted	Forbidden
23	V vanadium	Forbidden	Permitted	Permitted	Forbidden	Forbidden	Permitted	Forbidden
24	Cr chromium	Forbidden	Permitted	Permitted	Forbidden	Forbidden	Permitted	Forbidden
25	Mn manganese	Forbidden	Permitted	Permitted	Forbidden	Forbidden	Permitted	Forbidden
26	Fe iron	Forbidden	Permitted	Permitted	Forbidden	Forbidden	Permitted	Forbidden
27	Co cobalt	Forbidden	Permitted	Permitted	Forbidden	Forbidden	Permitted	Forbidden
28	Ni nickel	Forbidden	Permitted	Permitted	Forbidden	Forbidden	Permitted	Forbidden
29	Cu copper	Forbidden	Permitted	Permitted	Forbidden	Forbidden	Permitted	Forbidden
30	Zn zinc	Forbidden	Permitted	Permitted	Forbidden	Forbidden	Permitted	Forbidden
31	Ga gallium	Forbidden	Permitted	Permitted	Forbidden	Forbidden	Permitted	Forbidden
32	Ge germanium	Forbidden	Permitted	Permitted	Forbidden	Forbidden	Permitted	Forbidden
>32		Forbidden	Permitted	Permitted	Forbidden	Forbidden	Permitted	Forbidden

注記

Fig. 5. Summary of criteria for fused U and Pu salt component selection

注記；論文掲載の上記の図では E (電気陰性度) についてはフッ素の部分もハッチングされているが、2.3 項の電気陰性度の図からは実際には「Permitted」であると考えられる。

参考文献

- (1) C.E. Teeter, J.A. Lecky, and J.H. Martens ; "Catalog of Nuclear Reactor Concepts, Part I . Homogeneous and Quasi-homogeneous Reactors , Section III. Reactors Fueled with Molten-salt Solutions", ANL-7092, Sept. (1965)
- (2) M. Taube; "Plutonium Fused Salts Fuels for Fast Breeder Reactor Nuclear and Chemical Criterion", Nukleonika, vol.6, p.565, (1961)
- (3) W.R. Grimes and D.R. Cuneo ; "Molten Salts as Reactor Fuels", Chap.17 of "Reactor Handbook, Second edition, Vol. I .Materials", (1960)
- (4) L.G. Alexander, "Molten-Salt Fast Reactors", ANL-6792, (1963)
- (5) P.A. Nelson, D.K. Butler, M.G. Chasanov, and D. Meneghetti ; "Fuel Properties and Nuclear Performance of Fast Reactors Fueled with Molten Chlorides", Nuclear Applications, vol.3, Sept. (1967)

添付資料-2 溶融塩増殖炉 (MSBR) プラント基本概念の概要 (1/3)

1. 基本概念及び着眼点

溶融塩増殖炉は、高温・常圧で運転可能なため熱効率は約 44%、放射線損傷に強い、負の温度反応度係数(液体燃料に共通)をもつ等の特長を有することに加えて、核分裂物質のインベントリーは 1.5kg/MWe と少なく、増倍時間は 20 年程度である。

また、燃料が液体であることから出力運転中の連続的な燃料交換・再処理のポテンシャルを有し、燃料交換及び取扱貯蔵設備、並びに燃料再処理・加工設備の簡素化を計った連続再処理施設併設プラント概念の採用により、経済性の向上も期待される。

2. 概念図

プラントの基本概念については、下記文献に詳細な記述がある。

E.S.Bettis and R.C.Robertson,

"The Design and Performance Features of a Single-Fluid Molten-Salt Breeder Reactor",
Nucl. Appl. & Tech. Vol.8,p.190-207,1970

- p.193 Fig.1 MSBR(1000MWe)の基本フロー図
- p.194 Fig.2 MSBR 原子炉建屋平面図
- p.195 Fig.3 MSBR 原子炉建屋鳥瞰図
- p.198 Fig.6 MSBR の原子炉容器縦断面図
- p.200 Fig.7 MSBR の中間熱交換器縦断面図
- p.202 Fig.8 MSBR の 1 次主循環ポンプ縦断面図

溶融塩増殖炉研究専門委員会,溶融塩増殖炉—MSBR 研究の進歩と開発への展望—,
日本原子力学会,1977

- p.109 第IV-1-1 図 一流体 MSBR 概念図
- p.113 第IV-2-3 図 一流体二領域 MSBR の炉本体断面図 (ORNL の設計)
- p.147 第IV-6-1 図 MSBR 用一次熱交換器
- p.151 第IV-6-3 図 MSBR 用短軸遠心ポンプの概念図
- p.163 第IV-7-2 図 原子炉建屋の横断面図全体
- p.165 第IV-7-4 図 原子炉室水準の原子炉建屋平面図

3. 基本仕様 (MSBR/1000MWe)

炉型 (冷却系概念)	黒鉛減速フッ化物溶融塩冷却熱中性子増殖炉 (トリウム燃料サイクル)
熱/電気出力	2250MW t /1000MWe
ループ数	4
原子炉出/入口温度	704°C(1300° F) /566°C(1050° F)
主蒸気条件	蒸気/給水温度: 538°C /371°C 蒸気圧力: 超臨界圧条件
設備稼働率	炉稼働率 80%、連続再処理
増殖性能	1.06 (増倍時間 22 年; 稼働率 80%)
燃料形態	フッ化物溶融塩(⁷ LiF-BeF ₂ -ThF ₄ -UF ₄)
原子炉停止系	2 系統(制御棒系一組 + Chemical shim 制御)
炉心安全性	余剰反応度 < 0.01β ポイド反応度: 負
1 次系配管方式	熱衝撃緩和ライナー付き配管
中間熱交換器	シェル&チューブ型(螺旋きざみ溝付き L 字管)
一次主循環ポンプ	自由液面型遠心機械式ポンプ
二次主循環ポンプ	同上
蒸気発生器	水平 U 字シェル&チューブ型 (単管)
崩壊熱除去系	ドレンタンクに収納し、フッ化物 Na 塩を中間媒体とした自然対流による除熱(黒鉛がなければ再臨界には至らない。) ドレンタンク収納(燃料塩は空気・水との激しい反応はしない) 熱遮蔽体付コンクリート格納施設(詳細不明) (連続再処理方式)
冷却材漏えい対策	同上
原子炉格納施設	同上
炉内燃料交換方式	同上
使用済燃料取扱方式	同上
プラント寿命	炉心中心部の黒鉛は 4 年程度で交換、周辺部の黒鉛は 8-16 年毎に交換、反射材は交換不要
立地	連続再処理のためコ・ロケーション立地が前提

(出典: 前掲の 2 文献)

添付資料-2 溶融塩増殖炉 (MSBR) プラント基本概念の概要 (2/3)

4. 評価

項目	構造健全性 (含耐震性)	安全性	製作建設性	運転性	保守補修性	当該プラント概念に特有の開発課題
<p>評価内容</p>	<ul style="list-style-type: none"> 溶融塩の比重は Na の約 4 倍であるが、炉容器は内径φ6.77m高さ約10m程度の規模であり耐震性については大きな問題とはならないと考えられる。 炉心出入口温度差はナトリウム炉に比べて小さく(138℃)、トリップ時の熱過渡は楽な方向。 	<p>溶融塩増殖炉は熱中性子炉であるため、高速炉において高速中性子に起因する各種の問題は回避される。</p> <p><u>余剰反応度</u></p> <ul style="list-style-type: none"> 余剰反応度は、連続再処理により1%程度でよい。 液体燃料の特長として負の大きな反応度温度係数が得られる。 <p><u>炉停止系</u></p> <ul style="list-style-type: none"> Chemical shim 制御が可能のため制御棒系は少なくすむ。 <p><u>崩壊熱除去系</u></p> <ul style="list-style-type: none"> 溶融塩をドレン後に窒素ガスを注入し循環ポンプ(3/4ループ以上)で除熱。(2次系は1/4ループで可) <p><u>格納性</u></p> <ul style="list-style-type: none"> 被覆管がなく燃料及びFPが炉外に定常的に出でくる。 <p><u>CDAに係る特性</u></p> <ul style="list-style-type: none"> 低圧で、沸点より500℃(1000°F)以上低い温度で運転するため、安全上の裕度が大きい。 全量漏えいしても黒鉛がなければ再臨界の心配はない。 生成するFPは連続的に炉内から除去されるので、炉内放射能保有量が少なく想定事故の規模が小さくて済む。 <p><u>その他受動的的特性等</u></p> <ul style="list-style-type: none"> 溶融塩には空気及び水との激しい反応はない。 	<p>文献記載情報はないが、主要機器の概略寸法は次の通りであり、大きさの観点からは製作建設性に大きな問題はないと考えられる。</p> <ul style="list-style-type: none"> R/V:内径φ6.77m 高さ約10m IHX:シェル内径φ1.73m 高さ約10m SG:シェル内径φ0.457m 長さ約15m (横置き) 	<ul style="list-style-type: none"> 液体であるため基本的に反応度自己制御性が高く、また負荷変化自己追従性もよいので、制御は容易であると期待される。(液体燃料炉に共通) 燃料の密度・濃度変化による反応度変化の危険性がある。(液体燃料炉に共通) 	<ul style="list-style-type: none"> 炉心中心部の黒鉛は照射損傷のために約4年毎に交換する必要がある。また、周辺部も8-16年毎に交換する。 炉外で放出される遅発中性子、1次系主容機器に対する燃料・FPの沈着は機器の放射能及び放射化問題を引き起こすと考えられる。 	<p><u>Th-232, U-233 燃料サイクルを用いるが、これは従来のU-Puサイクルとは基本的に異なる路線であり、その位置付けを明確にする必要がある。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> 連続再処理技術 溶融塩取扱技術 材料開発

添付資料-2 溶融塩増殖炉 (MSBR) プラント基本概念の概要 (3/3)

評価結果の記号の意味：◎：ナトリウム冷却・MOXより優れる ○：ナトリウム冷却・MOXと同等 △：ナトリウム冷却・MOXより劣る ×：ナトリウム冷却・MOXより著しく劣る

	経済性	資源有効利用	環境負荷低減	核不拡散	開発リスク・戦略
総合評価 評価因子 及び 根拠	<p>米国(ORNL/Ebasco;1974)及び 日本(1980)の評価として下記がある。(軽水炉比)</p> <p><u>プラント建設コスト</u> ○ 大差なし (熱効率約44%)</p> <p><u>燃料サイクルコスト</u> ◎ 約1/3(燃料加工施設不要)</p> <p><u>プラント運転コスト</u> ◎ 連続運転可能、定検のみ必要</p> <p>注記；1970年代の経済性評価</p>	<p><u>資源有効利用性</u> ○ U資源の有効利用(U-238→Pu-239)の観点からはTh燃料サイクルは思想の異なる路線であるが、結果として天然U資源の節約ができる。</p> <p><u>高燃焼度化実現性</u> 連続再処理を適用するため評価対象外</p> <p><u>増殖性能の柔軟性</u> 増殖比は1.05程度であるが、Puを増殖する体系ではないため特に問題とはならない。</p> <p><u>MA燃焼特性</u> △(◎) 熱中性子炉のため、軽水炉と同様にMA燃焼には適さない。 (◎)→しかし、Th燃料サイクルとしては超U元素を生成しないという特長を有することは特筆に値する。</p>	<p><u>固体廃棄物発生量</u> ◎ 燃料集合体部材が不要(黒鉛の炉心要素のみ交換)なため固体廃棄物の発生量は少ない。</p> <p><u>MA燃焼特性</u> △(◎) 熱中性子炉のため、軽水炉と同様にMA燃焼には適さない。 (◎)→しかし、Th燃料サイクルとしては超U元素を生成しないという特長を有することは特筆に値する。</p> <p><u>F P消滅特性</u> 連続再処理施設でF Pを除去しながら運転するため、評価対象外</p>	<p><u>燃料への接近性</u> ◎ U-233に付随するU-232の娘核種から放出されるγ線のため容易には接近できない。</p> <p><u>燃料の兵器転用可能性</u> ◎ 燃料サイクル全般にわたってPuはほとんどないこと、及び液体燃料であることから原子炉及び再処理施設からの搬出は困難であり、兵器への転用可能性は低い。 なお、U-233の分離のために再処理工程の中でPa-233の分離が必要となり、この工程を削除できればさらに条件はよくなる。</p>	<p>従来の開発路線であるU-Pu燃料サイクルとは異なる路線であるため、開発目的を含めた基本方針についての合意形成が必要と考えられる。</p>
燃料形態 による 特性変化	<p>基準：フッ化物溶融塩燃料</p>				