

5.1 革新型原子炉

5.1.3 鉛合金冷却炉

高橋 実

1 緒言

高速増殖炉サイクルの確立は世界の持続的発展に不可欠である。我が国では過去 40 年間以上にわたりナトリウム冷却高速炉の開発に傾注してきたが、現在に至っても商業化の見通しは得られていない。今後もナトリウム冷却高速炉の研究開発に集中し、2015 年までに軽水炉に匹敵する性能目標の達成の見通しを得ようとしているが、決して楽観視できるものではない。

鉛合金冷却高速炉(Lead alloy-cooled Fast Reactor: LFR)は、固有の利点を多く有しているため、軽水炉に匹敵する性能目標の達成できる可能性は高い。長期的に地球温暖化を抑制し、増大する世界の多様なエネルギー需要に応え、ウラン資源の持続的利用に役立つ革新型原子炉⁽¹⁾の候補の一つである。ここで鉛合金とは鉛と鉛ビスマス合金(45.5%Pb-55.5%Bi)である。IAEAの燃料無交換小型炉⁽²⁻⁴⁾や第4世代原子力システム国際フォーラム(GIF)⁽⁵⁾には鉛合金冷却高速炉が取り上げられている。これまでの技術開発水準が低いとはいえ、今後の研究開発により発展を遂げ商業化を達成できる可能性がある。鉛合金冷却炉で課題とされている材料腐食については、すでにロシア、欧州および我が国で耐食材料および防食技術の研究が進んでおり、見通しは得られている。従って、鉛合金冷却炉の研究開発は高速炉の実用化に寄与できると期待される。

表-1 に将来の鉛合金冷却高速炉の利用の可能性を示す。送電網やインフラおよび技術力に乏しい開発途上国では温水・電力供給および淡水化のため固有の安全性を有する小型炉の潜在的需要が大きい。たとえば、インドネシアのジャワ・バリ島以外の島々のピーク電力需要の合計は 6.07GW(2006 年)に達し、毎年 10%の割合で増加しており⁽⁶⁾、このような地域には 20~100MWの小型炉が適している。GIF暫定システム評価委員会(LFR PSSC)では 10~100MWeの鉛冷却Demo炉を 2014 年から、また鉛冷却小型炉を 2020 年から建設する計画案がある。また、我が国でも工場自家発電(22 工場認可出力合計 6.7GW)⁽⁷⁾はCO₂排出抑制の観点から中小型原子力(電気出力 150~600MW、蒸気併給約 400t/h)に移行する潜在的可能性があり、鉛合金冷却高速炉がその候補になりえよう。

表-1 将来の鉛合金冷却高速炉の利用の可能性

炉型	用途
中大型発電炉 モジュール炉	既存電源系統の軽水炉の代替
中小型炉	化学プロセス用蒸気・電気併給
長寿命炉小型炉 超小型原子力バッテリー	開発途上国・特殊地域の電力供給
小型炉	温水供給・海水淡水化
高温小型炉	水素製造
高燃焼度炉心	ウラン有効利用
専焼炉 加速器駆動核変換炉	MAの利用と短寿命化

一方、主要電源系統の集中立地型大型炉についても、GIFの鉛冷却炉暫定運営委員会では 2025 年から

の鉛冷却大型炉の建設案を策定している。ユーラトムでは 2006 年から欧州鉛冷却炉 ELSY (電気出力 600MW) の予備設計を 3 年計画で実施中である。このプロジェクトには 700 万ユーロの予算で域外 3 カ国を含む 14 カ国 20 機関が参加している。ロシアでは潜水艦用鉛ビスマス冷却炉の開発実績があり、これをもとに鉛冷却中大型炉 BREST や鉛ビスマス冷却小型炉 SVBR-75/100⁽⁸⁾ を提案している。このように海外において鉛合金冷却炉の開発意欲が高い。

一方、我が国では高速増殖炉の主概念としてナトリウム冷却炉を選定した⁽⁹⁻¹⁰⁾。2015 年までに軽水炉システムに匹敵する性能目標 (①安全性、②経済性、③核拡散抵抗性、④環境負荷低減性、⑤資源有効利用性) を満たす実証・実用施設を提示することを研究開発の基本方針⁽¹¹⁾としている。これらの性能目標をナトリウム冷却炉で満たす見込みがない場合には基本的考え方を見直すことは自明とされている^(12, 13)。鉛合金冷却炉には優れた固有の特性が多いため、性能目標を達成できる潜在的可能性はナトリウム冷却炉より高いと考えられ、鉛合金冷却炉の研究開発を行うことは必要である。

鉛合金冷却高速炉には、安全性、核拡散抵抗性、持続性 (資源有効利用)、放射性廃棄物 (環境負荷低減)、経済性に次のような利点がある⁽¹⁴⁻¹⁹⁾。

(1) 安全性

鉛合金の核的な特徴は、中性子の弾性散乱断面積が大きいことため平均自由行程が短く、ナトリウムに比べて中性子の漏れが小さいことである。すなわち反射体効果が大きい。このことは中性子経済を良好にし、小型炉の設計が容易になる。燃焼反応度損失も小さくなるので、初期余剰反応度を小さく (低 Pu 富加度) でき、安全性を向上させることができる。弾性散乱断面積が大きいことは、冷却材の密度減少やボイドによる中性子の漏れを増大させるため、ボイド反応度を負にしやすい。よってボイド反応度が正になるナトリウム冷却炉より安全性が高い。しかし、炉心中心部の局所ボイド反応度が高くなることは問題である。冷却材の体積割合を大きくしてもボイド反応度が大きくならないので、燃料ピンの配列ピッチと直径の比 (P/D) を大きくできる。このことは圧力損失の小さい炉心の設計が可能になり、自然循環による除熱が容易になる。これは P/D が小さいナトリウム冷却炉に比べて大きな安全性の向上因子である。一方、鉛合金の質量数が大きいことため弾性散乱による中性子の減速能がナトリウムより低く、低エネルギー側の中性子スペクトルが低下する。このことはドップラー係数を低下させるという点で安全上不利になる。水素を含む金属燃料や酸化ベリリウムを減速材として用いて、スペクトルを改善する設計もある。非弾性散乱による高エネルギー側の減速能が大きいことため 1MeV 以上の高エネルギー側の中性子スペクトルが低下する。鉛や鉛ビスマスの核的な特長のため、これらを冷却材とする高速炉はナトリウム冷却炉に比べて固有の安全性に優れている。

表-2 に液体金属の性質の比較を示す。鉛合金は空気や水と触れても化学的に不活性である。しかし高温の鉛ビスマス中に空気が浸入すると固体の酸化鉛 PbO が生成されて流路閉塞を引き起こすから注意を要する。蒸気発生器が破断して鉛ビスマス中に水蒸気が浸入しても大きな問題は起こらないが、鉛ビスマス中の酸素濃度を適正にたもつため水蒸気中に還元ガス (水素) を含ませる必要がある。

表－2 液体金属の物性値

	Pb(44%) Bi(55%)	Pb	Na
密度 (kg/m ³)	10150	10500	847
融点 (°C)	125	327	98
沸点 (°C)	1670	1737	883
融解時体積増加率(%)	0.0	3.6	2.5
散乱断面積 (b)	6.9	6.4	3.2
平均対数エネルギー減少	-	0.0097	0.0852
コスト/t (1998)	\$0.55	\$0.25	\$0.17
化学的活性	低い	低い	高い

ナトリウムの沸点は 880°C であるのでスクラム失敗を伴う冷却材流量低下 (ULOF) や除熱喪失 (ULOHS) により冷却材が沸騰する可能性がある。ボイド反応度が正であるナトリウム冷却大型炉では自己制御性を失う。しかし、鉛合金の沸点は表 1 に示すようにナトリウムに比べて高いので、スクラム失敗を伴う冷却材流量低下 (ULOF) や除熱喪失 (ULOHS) においても沸騰の可能性がない。

(2) 核拡散抵抗性

中性子経済がよいため増殖が容易であり、長寿命炉心の設計が可能である。そのため、燃料交換の頻度が少なくなり、核拡散抵抗性が向上する。工場で原子炉を製造し、サイトに運搬して設置・運転後、燃料無交換のまま工場に戻す可搬型小型炉の可能性あり、核拡散抵抗性に優れている。

(3) 持続性 (資源有効利用)

鉛合金冷却炉の中性子経済が良好であるため、径方向ブランケットがなくても増殖比を 1 以上にできる。また、前節に述べたように炉内で Pu の増殖と燃焼を同時に進行させる燃焼方式 (breed & burn、CANDLE) も可能であり、再処理のない once-through によるウランの有効利用も実現できる。

(4) 放射性廃棄物 (環境負荷低減)

上記の核的特性により、アクチニドの燃焼に適しており、環境負荷の低減にも有効な高速炉である。

(5) 経済性

化学的に不活性であるため、ナトリウム冷却炉で必要となる中間系を削除でき、その保守・補修費用も削減できる。中間系の削除による建設コストの低下が 8% 程度という試算もある。また、蒸気発生器にはナトリウム-水反応に必要な安全設備を必要としない。このため、ナトリウム冷却炉に比べて建設コストを低減化できる。小型炉やモジュール炉は、原型炉から大型炉への開発段階を省略できるので、開発コストが安くなる。さらに、初期投資が少なく建設工期も短いことから、投資リスクも小さくできる点で、経済的効果は大きい。

以下に鉛合金冷却炉の開発の現状と今後の研究開発計画について述べる。

2 現状

(1) 蒸気リフトポンプ方式の鉛合金冷却炉の概念構築

鉛合金冷却炉の従来の強制循環方式では、タンク型炉容器の上部に蒸気発生器を、またダウンカマー部に 1 次冷却材循環ポンプを設けている。そのためこれらの大型機器の信頼性と保守性が大きな負担に

なる。特に、鉛合金は材料の腐食やエロージョンが問題となるので、高温の鉛合金流れと接触する機器を可能な限り少なくし、構造を簡素化することが望まれる。このための革新的システム概念として、鉛合金が水と直接接触しても化学的に不活性であることを積極的に利用することにより、炉心出口の一次冷却材中に直接給水して蒸気を発生させる方式が提案されている^(20, 21)。鉛合金の比重が大きいので、蒸気の浮力により1次冷却材を循環させることができる。これによりポンプと蒸気発生器を削除でき、大型機器の信頼性と保守の問題が解消すると共に、経済性の観点から建設コストの低減化をはかることができる。直接接触方式は熱交換効率も非常に良いので、蒸気発生部分のコンパクト化もはかれる。

これまでに、このような革新的高速炉の概念を構築し、関連する課題のための基盤研究開発を実施した⁽²²⁻²⁵⁾。この高速炉を鉛ビスマス-水直接接触型小型高速炉 (PBWFR) と称する。図-1にその原理と電気出力 150MWのPBWFRの鳥瞰図を示す。表-3にPBWFRの主要諸元、表-4に炉心仕様と炉心特性を示す。

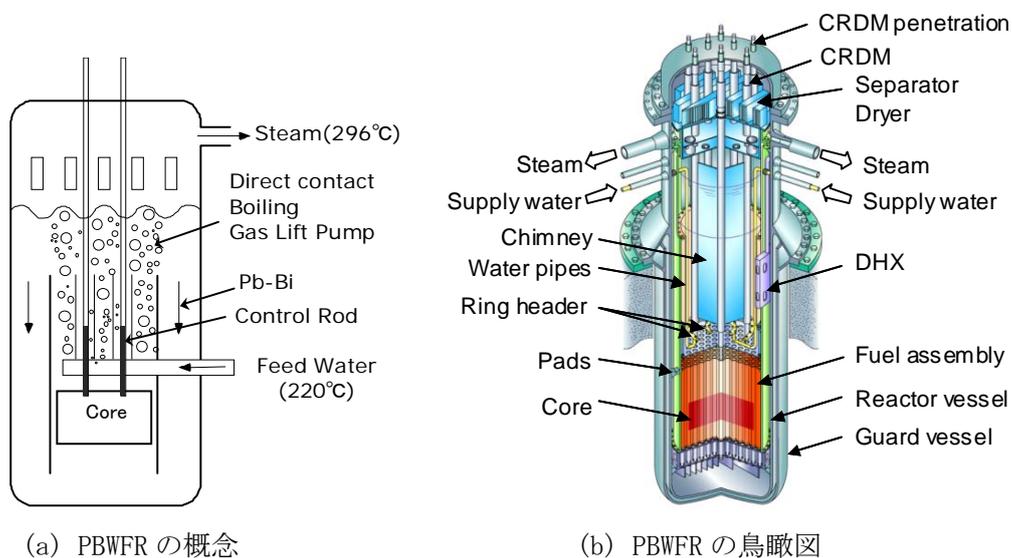


図-1 蒸気リフトポンプ方式の鉛ビスマス冷却炉 PBWFR の概念

表-3 PBWFR の主要諸元

熱出力 (MWt) / 電気 (MWe) / 熱効率 (%)	450 / 150 / 33
炉心入口温度 (°C) / 出口温度 (°C) / 被覆管最高温度 (°C)	460 / 310 / 619
炉心圧力損失 (MPa)	0.04
鉛ビスマス流量 (t/h)	73,970
蒸気温度 (°C) / 流量 (t/h) / 圧力 (MPa)	296 / 863 / 7
給水温度 (°C)	220
燃料交換方式 / 燃料交換間隔 (y)	1 バッチ / 10

表-4 PBWFR の炉心仕様・特性

炉心高さ (cm) / 炉心等価直径 (cm) / 下部ブランケット高さ (cm)	75 / 278 / 30
燃料 / Pu 富化度 (内側/外側) (wt%)	Pu-U 窒化物 (N ¹⁵ 100%) / 12.5 / 16.4
燃料ピン直径 (mm) / ピンピッチ (mm) / P/D 比	12 / 15.2 / 1.27
燃料ピン長さ (mm)	1,930
燃料集合体の型 / スペーサーの型	ダクト / グリッドスペーサー
燃料集合体の燃料ピン本数 (-)	331
集合体配列ピッチ (mm) / 燃料集合体の長さ (mm)	287 / 3,205
燃焼反応度損失 (% $\Delta k/k'$) / 平均燃焼度 (GWd/t)	0.9 / 80
最大線出力 (W/cm) / 増殖比 (-) / ドップラー係数 (Tdk/dT)	363 / 1.17 / -1.2×10^{-3}
冷却材ボイド反応度 (EOL)	
炉心 (\$) / 上部プレナムと炉心 (\$) / 上部プレナム、炉心と下部ブランケット (\$)	5.4 / -0.9 / -12.1

炉心設計では窒化物燃料を用いて平均増殖比 1.17、平均燃焼度 80GWd/t、10 年間燃料無交換運転を可能とし、ボイド反応度を負にした。チムニー構造を 12 セクター、キャリアオーバー防止用ミストセパレータ・ドライヤー、内蔵型制御棒駆動装置・スツパー付き制御棒駆動装置を設計した。キャリアアンダー・蒸気滞留防止構造とし、超音波流量計による一次系冷却材流量計測構造と水素注入設備を設計した。崩壊熱除去系と燃料交換概念を具体化し、主蒸気管破断事故時圧力上昇評価した。安全評価では、反応度投入事故と給水流量喪失事故で原子炉スクラムがない場合と主蒸気管破断事故時に過酷な炉心損傷を防止できる安全性を確認し、経済性の評価により、量産効果により建設コスト 35 万円/kW 以下、発電コスト 5.1 円/kWh 以下と評価し。需要地近接立地で送電コストが無視できれば軽水炉と競合できる。

(2) 熱流動に関する研究開発

実炉条件 (圧力 7MPa、蒸気温度 296°C、鉛ビスマス温度 460°C、給水温度 220°C) で炉上部チムニー内の沸騰二相流を実現させた。蒸気リフトポンプ Pb-Bi 循環起動・運転を実証した⁽²⁶⁻³⁰⁾。鉛ビスマス液滴のキャリアオーバーとチムニー内二相流の現象を抽出し、鉛ビスマス液滴キャリアオーバー防止基礎試験を行い鉛ビスマスミスト生成特性とその除去法を把握すると共に⁽³¹⁻³³⁾、空気-水二相流試験によりチムニー内のボイドの偏りを把握した^(34, 35)。鉛ビスマス用流量計として超音波流量計 (ニオブ酸リチウム振動子) の適用性を実証した⁽³⁶⁾。

(3) 材料腐食対策と酸素濃度制御に関する研究開発

いずれの鉛合金冷却炉においても共通する最も重要な課題は、鉛合金と共存性の良好な炉心・構造材料と防食技術の開発である。鉛合金による材料の腐食の機構は次の 3 通りに分類される。①鉛、ビスマ

スの材料への侵食と脆化、②材料構成要素の鉛合金中への溶解（溶解腐食）、③鉛合金中の成分と材料成分の化学反応（たとえば酸化腐食）。鉛より鉛ビスマス、あるいはビスマスのほうが材料を腐食しやすい。

鉛合金中への材料の金属成分（特にニッケル）の溶解度が高いため、オーステナイト系ステンレス鋼ではニッケルの選択的溶解が材料の腐食に影響が大きい。1950年代から60年代初頭にかけて、米国オークリッジ国立研究所では、鉛合金中へのジルコニウムの添加により、鋼材中の窒素と反応させてZrNの防食膜を形成させる方法をとった⁽³⁷⁻³⁹⁾。鉛合金中の酸素濃度はマグネシウムの添加により低下させた。一方、ロシアでは鉛合金中の酸素濃度を適切に制御することにより、鋼材表面に酸化膜の防食膜を形成させる方法を選んだ⁽⁴⁰⁾。これらの防食膜は自己修復される。このほかに、表面に防食膜（たとえば、TiN）をCVDやPVD等によりコーティングする方法もある。このコーティング膜は亀裂や剥離に対して自己修復されないことが短所である。

ロシアの研究によると、オーステナイトステンレス鋼は450°Cまで、フェライト-マルテンサイト鋼は500°Cまで、珪素を添加したフェライト-マルテンサイト鋼EP-823（1.0-1.3%Si）は600°Cまで良好な耐食性が得られ、EP-824およびEP-900は650~700°Cまで耐食性が良好である⁽⁴⁰⁾。米国MITではSi添加鋼⁽⁴¹⁻⁴³⁾、ドイツFZKではパルス電子線加熱による材料表面のAl合金化鋼^(44, 46)を提案している。

著者らはPb-Bi循環実験装置を用いて、酸素濃度制御下の温度550°CのPb-Bi流動環境下（流速1m/s、2m/s）で試験時間500~2000時間の鋼材腐食試験を行った⁽⁴⁷⁻⁵¹⁾。一般にCr含有量が多い鋼材ほど鋼材表面にCrの多い単一または多層の酸化層が形成されやすく、鋼材の耐腐食性向上のためには、薄くて安定な内側酸化層の存在が重要であることがわかった。12Cr鋼のSS405、HCM12A、HCM12、ODSには多層酸化膜が形成され、液体金属腐食はみられなかった。18Cr鋼SS430の表面は腐食を受けずに滑らかに保たれ、腐食時間や酸素濃度によらず重量損失はきわめて小さく、表面にCrの多い緻密で薄い酸化膜が形成された。PBWFRの蒸気吹き込み条件で、Cr含有量9~12%のFM鋼が耐腐食性に優れていることがわかった⁽⁵¹⁾。よって、12Cr鋼は構造材料としては適用可能であることがわかった。SiやAlを含有させた鋼材では安定な内側酸化層が形成されやすく耐腐食性が改善された^(52, 53)。ロシアの防食技術である鋼材中へのAlあるいはSiの添加と鉛ビスマス中の酸素濃度制御⁽⁴⁰⁾の有効性を確認した。650°C以上の温度にさらされる燃料被覆管の耐食性については、スパッタリング法を用いて鋼材表面にAlとFeの合金を均一コーティングしたところ、700°C、1,000時間の鉛ビスマス中浸せき試験で、鉛ビスマスの侵食のない良好な耐食性が実現された。このほかには耐熱金属（W, Mo）とセラミックス（SiC, Ti₃SiC₂）でも良好な耐食性を確認した^(54, 55)。

以上の結果から、温度およそ400°C~550°Cの鉛合金にさらされる構造材料の候補として、高クロム鋼HCM12A、HCM12、Mod. 9Cr-1Mo鋼を選択する。燃料被覆管は、表面温度が650°C以上になるため、耐食性を高めるために鋼材にSiまたはAlを添加することが必要であり、鋼材表面へのFe-Al合金の被覆も推奨される。流動絞りがある流量配分機構の材料には耐エロージョン性に優れた耐熱金属（W, Mo）やセラミックス（SiC, Ti₃SiC₂）が有効である。これらの材料を目的に応じて適切に用いることで鉛ビスマス冷却炉の材料腐食の問題は解決する。

(4) 酸素ポテンシャル・不純物制御・計測に関する研究開発

鉛合金冷却材が酸化すると、固体の酸化物（PbO, Bi₂O₃）が冷却材流路の内面に付着閉塞させ、炉心

燃料の除熱を阻害する。酸化物として Bi_2O_3 より PbO のほうが生成されやすい。これを防ぐためには、鉛合金中の酸素ポテンシャルを酸化物 (PbO 、 Bi_2O_3) の生成エネルギーより常に低い値に保たなければならない。一方、燃料被覆管や構造材料の腐食防止策として、材料表面に自己修復方式で酸化保護膜を形成させる場合には、鉛合金中の酸素ポテンシャルを酸化物 (鉄鋼材料の場合は Fe_3O_4) 生成エネルギーより高い値に保たなければならない。このような鉛合金中の酸素ポテンシャルの制御のためには、所定の酸素ポテンシャルを有する混合ガス (不活性ガス、水蒸気、水素) を鉛合金中へ吹き込むか、または固体 PbO 粒子からの酸素の溶解または析出を温度によって制御する方法が適している。その場合に、酸素ポテンシャルのオンラインモニターが必要になる。このような目的から信頼性の高いジルコニア固体電解質酸素センサーの開発が必要である。

鉛ビスマス循環ループに水素と水蒸気を含むArガスを吹き込むことにより、酸素濃度の制御試験を行い⁽⁴⁸⁾、固体 PbO 粒子からの酸素の溶解・析出の温度制御法も確認した⁽⁵⁶⁾。鉛ビスマス中への水素含有水蒸気吹き込み試験により、Pb-Bi中酸素濃度を最適に制御可能であること⁽⁵⁷⁾、Pb-Bi中酸素濃度の制御は比較的高濃度の範囲 ($\sim 10^{-5}$ wt. %) に限定されること、およびこの範囲でもPbスラグ (固体状Pb酸化物) の生成は防止であることを確認した。固体電解質型Pb-Bi酸素センサーの特性を把握し、長時間の連続使用が達成できた。

(5) 放射化対策に関する研究開発

ナトリウム冷却炉の場合はナトリウムの放射化による Na^{24} (半減期 15. 0h、ガンマ線) の対策が必要であるが、鉛合金冷却炉ではビスマス (天然: Bi^{209} 100%) の中性子吸収により Bi^{210} が生成され、 Bi^{210} (n, β) Po^{210} により 5. 1MeVのアルファ線を放出する放射性核種ポロニウム Po^{210} が生成される⁽⁵⁸⁾。このため冷却材の漏洩と燃料交換および原子炉の保守・補修の際に被曝対策が必要になる。そこで、ベーキング法によるPo脱離・汚染除去効果試験を行い、その結果ベーキング法によってPo表面汚染除去が可能であることを示した^(59, 60)。中性子照射をした熔融Pb-Bi合金からのPo放出速度の評価技術、および放出されたPoの気相での拡散速度及び各種材料への吸着速度の評価技術の確立を図った。さらに、中性子照射をした熔融Pb-Bi合金中に水蒸気を行った場合のPo放出挙動を測定し、Po放出・拡散・吸着挙動の定量的評価に必要なデータを取得した。以上の試験結果から、PBWFRにおけるPo放出量の評価及び各種材料への付着量の評価とPo汚染除去技術の確立を図った。

また、ポロニウムによる崩壊熱を考慮する必要がある。天然の鉛 (Pb^{204} 1. 42%, Pb^{206} 24. 14%, Pb^{207} 22. 08%, Pb^{208} 52. 35%) を冷却材に用いる場合には、中性子照射による生成核種 (Pb^{209} , Pb^{207m} , Pb^{204m}) のうちで主に短寿命放射性核種 Pb^{209} の β 崩壊により安定な Bi^{209} が生成される。さらに、 ^{209}Bi ($n, 3n$) ^{207}Bi と ^{209}Bi ($n, 2n$) ^{208}Bi により ^{207}B (半減期 32. 2y, γ 線エネルギー1. 5MeV) と ^{208}Bi (半減期 $3. 68 \times 10^5$ y, γ 線エネルギー2. 7MeV) がそれぞれ生成され、 Bi^{209} の中性子吸収によりアルファ放射性核種のポロニウム Po^{210} が短時間で生成される。鉛ビスマス冷却炉に比べて天然鉛冷却炉の Po^{210} の濃度は4桁程度下がるが、長寿命核種による放射化が問題になる⁽⁶¹⁾。このように放射化した冷却材はクリアランスレベルに達するのに100年程度を要するものもあるので廃棄の問題がある。従って再利用することが必要になる。これに対する対策として天然鉛の代わりに Pb^{206} を冷却材に用いることを検討する⁽⁶¹⁾。

鉛ビスマス中のポロニウムの99. 8%はで PbPo になるが、水蒸気を吹き込むと H_2Po が生成される。一例

として、電気出力 150MWのPBWFRの場合、平衡状態で一次系鉛ビスマス 1,400 t に対してPoの濃度は 1.06×10^{11} Bq/kgと評価された。蒸気流中の Poの濃度は 4.63×10^5 Bq/kgであり、その全量が蒸気系内に沈着すると仮定すると、配管内面の放射能は 6.2×10^8 Bq/cm²、タービン翼表面の放射能は 1.5×10^9 Bq/cm²に達し、 α 放射性物質の管理区域内表面汚染密度限度 4 Bq/cm²よりきわめて高い。そこで蒸気系の保守・補修時の作業員被曝防止策としてポロニウム汚染除去対策を施す。

3 目標と利点

(1) 鉛合金冷却高速炉の概念構築

PBWFRは、従来の高速炉の開発において軽水炉に匹敵する安全性と経済性を追及することに重点を置き、鉛合金冷却高速炉の利点を生かした高速炉概念である。この高速炉概念を基本として、前述の多様なニーズに応える鉛合金冷却高速炉の概念を検討し、実用化への道筋を明確化することを目標とする。具体例として、開発途上国向け燃料無交換長寿命小型炉（50MWeクラス）および温水供給用小型炉、化学プロセスヒート併給（蒸気併給）型中型炉（600MWeクラス）、既存電源系統の軽水炉代替モジュール型高速炉（150～600MWeクラス）、水素製造用高温小型炉、マイナー・アクチニド核変換炉があげられる。図-2に蒸気併給型PBWFRのプラント系統図を示す。鉛ビスマスへの給水による直接接触だけで全蒸気を生成させる場合、タービン系のポロニウム汚染の問題がある。これを解決するため、図-3のように蒸気リフトポンプの機能のみ残して、蒸気系を蒸気発生器で1次冷却系から隔離する蒸気リフトポンプ型（SLPLFR）⁽⁶²⁾を第2の候補とする。この場合には、鉛冷却による高温高効率化および蒸気リフトポンプ系への他の作動流体（CO₂など）の選択も可能にし、鉛合金冷却高速炉のシステムの最適化をはかる。

このような鉛合金冷却高速炉の利点は、前述の通り固有安全性、経済性、核拡散抵抗性、環境負荷低減、資源の有効利用のいずれの性能に対しても、優れた性能を有していることにある。

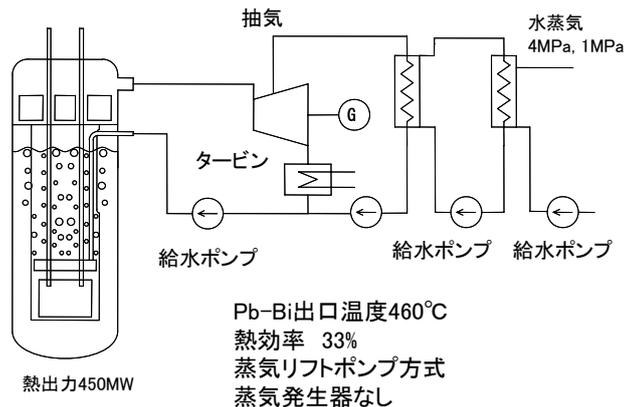


図-2 直接接触沸騰水型（PBWFR, 150MWe, 450MWt, 蒸気併給）

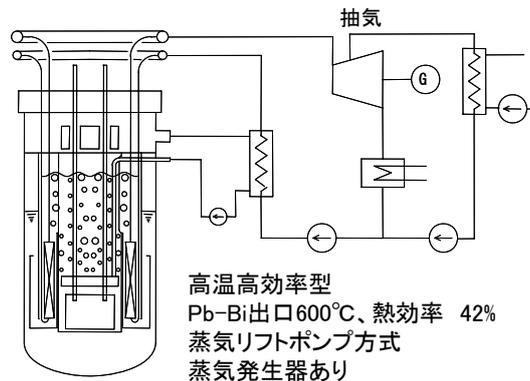


図-3 蒸気リフトポンプ型 (SLPLFR, 600MWe, 1430MWt, 蒸気併給)

(2) 問題点の解決

(i) 比重対策

鉛合金の材料への侵食が起こる場合には、局部的に脆化し強度が低下するため、比重が大きい鉛合金冷却材の流体応力により表面が壊食（エロージョン）される。このエロージョン防止のため冷却材流速を 2m/s 以下に制限する。また、鉛合金冷却材の比重が大きいので、炉内構造物に浮き上がり防止構造を施す。冷却材循環ポンプの動力はナトリウムに比べて 6~7 倍大きくなる。また、耐震策として原子炉の大きさを中小型炉に限り、3次元免震等の対策を施す。

(ii) 熱工学問題の対策

伝熱面の酸化物生成により伝熱性能が若干低下する場合があります、この評価が必要である。SLPLFR の蒸気発生器伝熱管破断・水蒸気一次系漏洩事故の対策として、一次系の圧力増大防止および炉心への蒸気流入防止策を講じる。また、鉛冷却炉では鉛の融点（327℃）より蒸気発生器給水温度を 100℃以上高める鉛凝固防止対策を講じる。融解の際の体積膨張率は鉛の 3.6%に対して鉛ビスマスで 0%であるので、鉛の場合に体積膨張対策を講じる。

(iii) ビスマス資源量の制約に対する対策^(63, 64)

鉛の年間鉱山生産量は 300 万トンであり鉛の埋蔵量は十分にあるが、ビスマスの資源量は 26 万トン、埋蔵量は 11 万トン、年間鉱山生産量は 4 千トンと少ない。PBWFR (150MWe) の鉛ビスマス使用量 1530 トンであるのでビスマスの必要量は 840 トンである。上記の埋蔵量で利用できる PBWFR は 130 基分、発電量は 19GWe となる。ADS1 基に必要なビスマスは 4 千トン、10 基建設で 4 万トン必要となる。鉛ビスマスを冷却材とすると、再利用したとしてもビスマスの資源量が不足する。従って、将来の高速増殖炉の増加を想定すると鉛ビスマス冷却炉から鉛冷却炉への移行を想定する。

4 課題

鉛合金冷却高速炉の研究開発課題は以下の通りである。このうちで、耐食材料開発・熱流動・ポロニウム対策基礎試験は既存施設の改造により実施可能である。鉛合金冷却炉の実用化の見通しを得るため

には、大型熱流動確証試験の前に、鉛合金高温流動耐久試験により模擬燃料・材料および構造物の健全性を確認することが必要である。燃料開発および照射試験は、新規に研究計画を立案し、既存の高速炉研究開発施設を用いて実施可能である。

(1) 原子炉概念構築・安全・経済性評価

(i) 炉心核熱設計

燃焼度、増殖比、ボイド反応度、除去熱性能、燃料集合体、制御棒、ブランケット、反射体

(ii) 原子炉構造・プラント設計

(iii) 安全・経済性評価

(iv) 水蒸気抽気、温水供給、水素製造等の特殊用途の技術

(2) 燃料・炉心開発

(2.1) 基礎技術開発

(i) 窒化物燃料

- ・窒素濃縮技術
- ・TRU 添加窒化物ペレット製造技術
- ・燃料の試作・照射試験を行い、燃料の健全性を確認する。

(ii) 材料と強度基準

- ・鉛ビスマスに適した材料及びコーティング技術を開発するとともに、中性子照射データ、高温材料データ、鉛ビスマス中の腐食データを取り、強度基準を整備する。
- ・実炉冷却材・温度条件における耐食性被覆管材料の開発

(2.2) 燃料・材料試験

(i) 炉心核特性試験

臨界模擬実験を行い、各設計手法の信頼性を確認する。

(ii) 被覆管材料試験

- ・実炉熱応力模擬条件（通常時、異常時、事故時）における炉外機械的特性試験
- ・新材料の高速炉スペクトル下の管材照射試験
スウェリング特性、機械的強度の照射変化

(iii) 実炉照射試験（照射炉：常陽、ロシア BOR-60、フランス PHENIX）

- ・ペレット照射試験（スウェリング、FP ガス放出、物性値変化）
- ・燃料ピン（燃料被覆管、ペレット）照射試験
被覆管スウェリング、PCCI、PCMI、定常照射、カプセル内過渡時照射
- ・燃料集合体照射試験（総合特性、BDI など）

(iv) 燃料集合体伝熱流動健全性実証試験・浮き上がり防止機構試験

(v) 制御棒及び制御棒駆動装置実証試験

- ・原子炉容器内を模擬した環境での制御棒駆動装置耐久試験
- ・鉛ビスマス中での制御棒の駆動及びスクラム特性試験

(2.3) 燃料挙動解析コードの開発

(3) 原子炉構造開発

(3.1) 炉内構造

(i) 機器開発

- ・燃料集合体、制御棒、液滴セパレータ・ドライヤー、チムニー、浮き上がり防止構造、一次冷却系ポンプ（蒸気リフトポンプ、機械式ポンプ、電磁ポンプ）、蒸気発生器

(ii) 炉内流動試験

- ・炉内構造を模擬した縮尺モデルを製作して水-空気を用い流動試験により、流動データと解析手法を確認する。
- ・大型の鉛ビスマスループを建設して、純度管理技術、燃料集合体熱流動試験、材料腐食試験、給水吹き込み鉛ビスマス体系での炉内熱流動試験等を行い、鉛ビスマス体系でのこれら技術の確認を行う。
- ・給水吹き込み鉛ビスマス体系での熱流動試験により、流動データ、チムニー性能、解析手法を確認する。
- ・鉛ビスマスループによる燃料集合体の熱流動試験を行い、伝熱特性、炉心圧損、熱流力解析手法を確認する。

(3.2) プラント技術

(i) 機器の開発

- ・液滴除去（電気集塵法）、タービン翼（鉛合金対策）の開発

(ii) 性能確認試験

- ・給水吹き込み鉛ビスマス体系化での汽水セパレータ及びドライヤー性能確認試験を行う。

(iii) 崩壊熱除去設備（PRACS、DRACS、）

- ・PRACS、RVACSの除熱性能特性を確認する。

(iv) 耐震構造技術

- ・免振確認試験（3次元免震）

(4) 計装技術開発

(4.1) 放射線計測

遮蔽及び中性子計測精度向上のための実験及び解析の確認を行う。

(4.2) その他の計測・検出

酸素センサー、超音波流量計、破損燃料検出技術、

(4.3) 検査・補修

鉛ビスマス中炉内構造物 ISI 技術、

(5) 炉内燃料取扱技術開発

(6) 鉛・鉛ビスマス取扱技術開発

(6.1) 酸素・不純物濃度制御技術

(i) 酸素濃度制御技術

(ii) 不純物濃度制御技術

溶解不純物、放射化物（ポロニウム等）

(6.2) 放射化対策技術

(i) 冷却材・水蒸気中のポロニウム除去技術

(ii) ポロニウム漏洩時除染技術

5 ロードマップ

図-4 に鉛合金冷却炉の導入のシナリオを示す。我が国では老朽化した軽水炉の次世代軽水炉への代替が 2030 年頃からはじまり、次世代軽水炉の時代が 2080 年～2100 年頃まで続くと予想される。また、環境および資源の要因に時期は変わるとしても、ナトリウム冷却高速増殖炉の実証炉が 2030 年頃から運転に入り、商業ベースにのるのは 2050 年頃と予想される。鉛合金冷却炉は技術開発を加速させたとしてもナトリウム冷却高速増殖炉より 10 年ほど遅れるので、早くても 2060 年頃からの商業化、遅ければ今世紀末頃からの商業化になると考えられる。

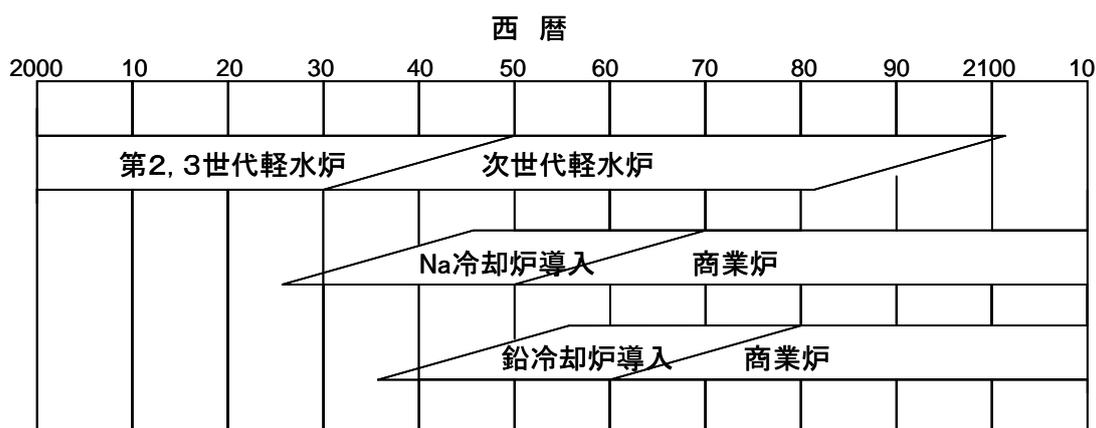


図-4 鉛合金冷却炉の導入のシナリオ

図-5 に鉛合金冷却炉の研究開発のロードマップを示す。以上に述べた導入シナリオによれば、2015 年から 2020 年頃のナトリウム冷却炉の開発の進展状況に応じて、鉛合金冷却炉の小型炉の概念設計が 2020 年頃から開始され、2020 年代から 2030 年代に建設・運転される。この運転経験を経て、小型実証炉および商業炉が比較的早く建設・運転に入ることが可能である。それに先立つ炉心特性試験および燃料照射試験は、GIF で計画されている DEMO 炉の 2020 年代の運転開始に共同参画することによりデータが得られると推定される。GIF の SSTAR および大型炉の建設が先行すれば、我が国の鉛合金冷却炉の開発も加速されるであろう。

研究開発については、材料開発等の基礎試験を 2015 年までに行い、鉛合金冷却炉の実用化の見通しを得る必要がある。この期間に「もんじゅ」の運転が進展することで鉛合金冷却炉の必要性が明確になる。

さらに、2015年から2025年の10年間で実証試験を行うことが望ましい。この期間にはナトリウム冷却炉の実証炉概念が受容されるかどうかの情勢変化が予想され、その時点で鉛合金冷却炉について実用化に耐える技術水準を確立しておく必要がある。

以上の研究開発により鉛合金冷却炉の実用化が達成されれば、将来の長期にわたる多様な小型炉の要求に応えることが可能になる。

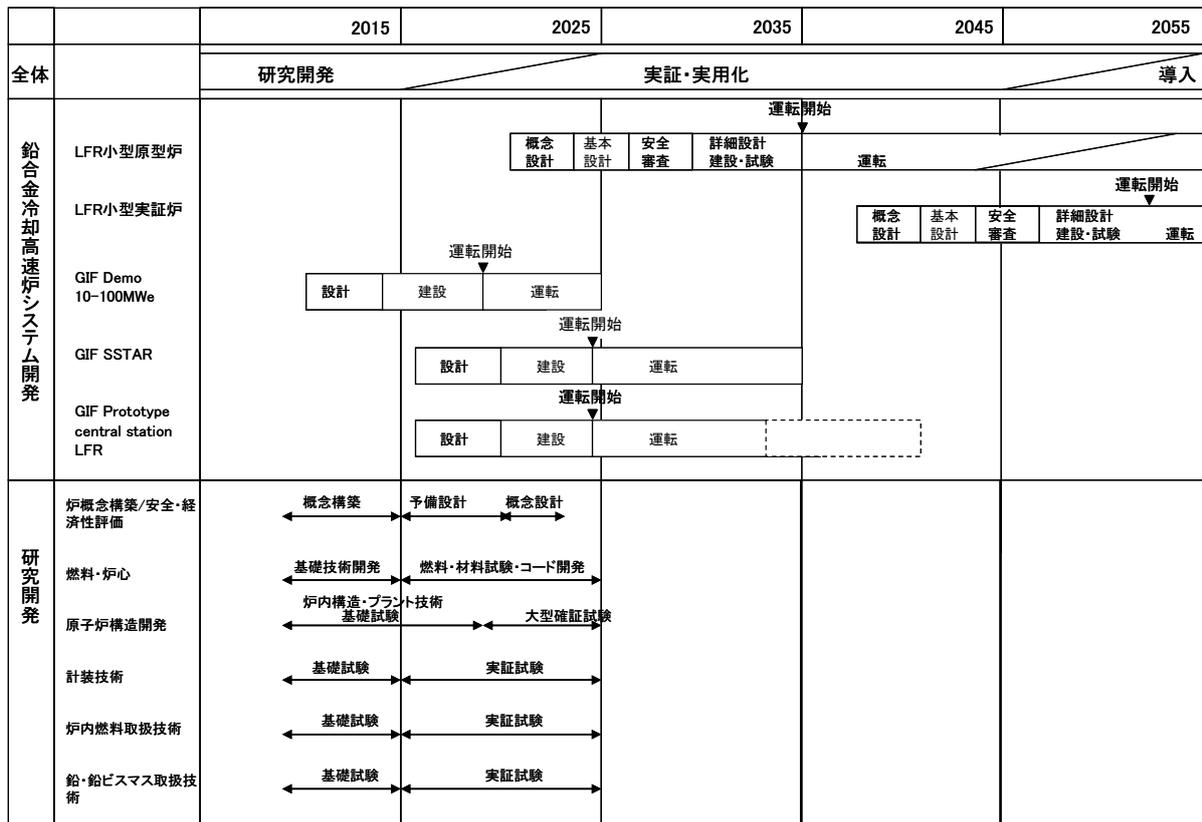


図-5 鉛合金冷却炉の研究開発ロードマップ

6 結言

鉛合金冷却高速炉は、固有の特性が優れているため、中小型炉の開発により世界的規模の多様な要求に応えられる可能性を有している。鉛合金冷却材に特有の材料腐食、ポロニウム生成等の問題は、これまでの研究により解決できる見通しがある。我が国では、現在ナトリウム高速炉に絞って開発を推進しているため、この進展を注視しつつ鉛合金冷却高速炉の基礎・基盤研究を継続し、今後2015年以降の高速炉開発と実用化の状況変化に柔軟に対応できるように、鉛合金冷却高速炉の技術水準を高めておく必要がある。将来、研究開発が進展し鉛合金冷却炉の実用化が達成されれば、長期にわたる多様な小型炉の要求に応えることが可能になる。

引用文献

- (1) 「革新的原子力システムの研究開発の今後の進め方について」付録 2, 平成 14 年 11 月 7 日原子力委員会研究開発専門部会革新炉検討会
URL:http://aec.jst.go.jp/jicst/NC/iinkai/teirei/siry02002/siry044/siry02_3_1.pdf
- (2) "Innovative Small and Medium Sized Reactors: Design Features, safety Approaches and R&D Trends," IAEA-TECDOC-1451 (2005).
- (3) "Status of Innovative Small and Medium Sized Reactor Designs 2005," IAEA-TECDOC-1485 (2006).
- (4) "Advanced Nuclear Plant Design Options to Cope with External Events," IAEA-TECDOC-1487 (2006)
- (5) "Technology Roadmap for Generation IV Nuclear Energy Systems," GIF-002-00, Dec. 2002.
- (6) Z. Su'ud, "The Role of Nuclear Energy in the 21st Century," Int. Conf. on Global Envir. and Adv. Nucl. Power Plants GENES4/ANP2003, Sep. 15-19, Kyoto, (2003).
- (7) 「火力・原子力発電所設備要覧（平成 13 年度改訂版）」社団法人火力原子力発電技術協会
- (8) O. G. Grigoriev, "Concept of the Modular NPP with SVBR-75/100 Lead-Bismuth Cooled Fast Reactors," WS on Lead-Bismuth Coolant, Tokyo Institute of Technology, Feb. 23-24, 2001.
- (9) 文部科学省の科学技術・学術審議会研究計画・評価分科会「原子力に関する研究開発の推進方策について」（平成18年7月28日）
URL:http://www.mext.go.jp/b_menu/shingi/gijyutu/gijyutu2/suishin/06091106.htm
- (10) 文部科学省科学技術・学術審議会研究計画・評価分科会原子力分野の研究開発に関する委員会「高速増殖炉サイクルの研究開発方針について」（平成18年10月31日）, URL:
<http://aec.jst.go.jp/jicst/NC/iinkai/teirei/siry02006/siry045/tei-si45.htm>
- (11) 原子力委員会「高速増殖炉サイクル技術の今後 10 年程度の間における研究開発に関する基本方針（案）」、第 52 回原子力委員会資料第 2-1, 12 月 26 日, 2006.
URL:<http://aec.jst.go.jp/jicst/NC/iinkai/teirei/siry02006/siry052/siry021.pdf>
- (12) 「「高速増殖炉サイクル技術の今後 10 年程度の間における研究開発に関する基本方針（案）」に頂いたご意見の概要と対応」、第 52 回原子力委員会資料第 2-5 号, 12 月 26 日, 2006, 整理番号 L-18,
URL:<http://aec.jst.go.jp/jicst/NC/iinkai/teirei/siry02006/siry052/siry025.pdf>
- (13) 『高速増殖炉サイクルの研究開発方針についてー「高速増殖炉サイクルの実用化戦略調査研究フェーズⅡ最終報告書」を受けてー（案）』に対するパブリックコメント及びこれに対する本委員会の考え方（詳細版）第 45 回原子力委員会資料第 1-3 号, 受理番号 1-1,
URL: <http://aec.jst.go.jp/jicst/NC/iinkai/teirei/siry02006/siry045/siry013.pdf>
- (14) 関本博, 「注目を集めてきた鉛系冷却材」原子力 eye, Vol. 45, No.9, pp.70-75 (1999).
- (15) 関本博, 「革新的小型炉の開発 IV. 重金属冷却小型長寿命高速炉」日本原子力学会誌 Vol.43, No.11, 2001, pp.1074-1078.
- (16) Spencer B. W., "The Rush to Heavy Liquid Metal Reactor Coolants – Gimmick or Reasoned," 8th Int. Conf. on Nucl. Eng. (INONE 8), Baltimore, April 2000, ICONE-8729.
- (17) Wider H. U., et al., "Heavy Metal-Cooled Reactors: Pros and Cons," Global 2003, New Orleans, Nov. 16-20, 2003.

- (18) E. P. Loewen, A. T. Tokuhiko, "Status of Research and Development of the Lead-Alloy-Cooled Fast Reactor," *J. Nucl. Sci. Tech.*, Vol. 40, No. 8, pp.614-627, (2003).
- (19) Tucek, K., et al., "Comparison of Sodium and Lead-cooled Fast Reactors Regarding Reactor Physics Aspects, Severe Safety and Economical Issues," *Nucl. Eng. Des.*, Vol. 236, pp.1589-1598, 2006.
- (20) J. Buongiorno, N. E. Todreas, et al., "Key Features of an Integrated Pb-Bi Cooled Reactor Based on Water/Liquid-Metal Direct Heat Transfer," *Trans. of 1999 ANS Winter Meet., Long Beach*, (1999).
- (21) J. Buongiorno, N. E. Todreas, et al., "Conceptual Design of a Lead-Bismuth Cooled Fast Reactor with In-Vessel Direct-Contact Steam Generation," MIT-ANP-TR-079, Massachusetts Ins. of Tech., (2001).
- (22) S. Uchida, M. Takahashi, K. Koyama, Y. Yamada, "Conceptual and Safety Design of Pb-Bi Cooled Direct Contact Boiling Water Fast Reactor (PBWFR)," *Proc. of ICAPP '05, Seoul, May 15-19, Paper 5172*, (2005).
- (23) M. Takahashi, T. Iguchi, A. Otsubo, M. Kondo, K. Hata, K. Hara, S. Uchida, H. Osada, Y. Kasahara, K. Matsuzawa, N. Sawa, Y. Yamada, K. Kurome, "Design and Experimental Study for Development of Pb-Bi Cooled Direct Contact Boiling Water Small Fast Reactor (PBWFR)," *2004 ANS Ann. Meet., 2004 Int. Cong. on Adv. in Nucl. Pow. Plants (ICAPP '04), Pittsburgh, USA, Jun. 13-17, CD Paper 4058*, (2004).
- (24) M. Takahashi, S. Uchida, K. Hata, T. Matsuzawa, H. Osada, Y. Kasahara, N. Sawa, Y. Okubo, T. Obara, E. Yusibani, "Pb-Bi-Cooled Direct Contact Boiling Water Small Reactor," *Prog. in Nucl. Energy*, Vol. 47/1-4, pp.190-201, (2005).
- (25) S.Uchida, M.Takahashi, K.Koyama, Y.Yamada, "Conceptual and Safety Design of Pb-Bi Cooled Direct Contact Boiling Water Fast Reactor (PBWFR)," *Proc. of 2005 Int. Cong. on Adv. in Nucl. Power Plants (ICAPP '05), Seoul, May 15-19, 2005, Paper 5172*.
- (26) M. Takahashi, H. Sofue, T. Iguchi, M. Matsumoto, Y. Pramono, F. Huang, T. Matsuzawa, S. Uchida, H. Nei and Novitrian, "Experimental Simulation of Steam Lift Pump and Steam Generation for Pb-Bi Cooled Direct Contact Boiling Water Fast Reactor," *Proc. of 2005 Int. Cong. on Adv. in Nucl. Power Plants (ICAPP '05), Seoul, May 15-19, 2005, Paper 5164*.
- (27) Y. Pramono, M. Takahashi, H. Sofue, M. Matsumoto, F. Huang "7 MPa Commissioning of Two-phase Flow Loop for Pb-Bi Cooled Direct Contact Boiling Water Small Fast Reactor," *Indonesian J. of Phys.*, Vol. 16, No.1, pp.7-12, (2005).
- (28) M. Takahashi, H. Sofue, T. Iguchi, M. Matsumoto, F. Huang, Y. Pramono, T. Matsuzawa, S. Uchida, "Study on Pb-Bi Natural Circulation Phenomena," *Prog. in Nucl. Ener.*, Vol. 47/1-4 pp. 553-560 (2005).
- (29) M. Takahashi, H. Sofue, T. Iguchi, Y. Pramono, F. Huang, Novitrian, M. Matsumoto, T. Matsuzawa, S. Uchida, "Study on Pb-Bi-Water Direct Contact Two-Phase Flow and Heat Transfer," *Prog. in Nucl. Ener.*, Vol. 47/1-4 pp. 569-576 (2005).
- (30) Novitrian, M. Takahashi "Analytical Study of Pb-Bi-Water Direct Contact Boiling Two-Phase Flow," *Proceedings of 14th Int. Conf. on Nucl. Eng. (ICONE 14), Miami, Jul. 17-20, 2006, ICONE14-89436*.
- (31) E. Yusibani, M. Takahashi, "Experimental Study of ESP-PDA System for Removal of Pb-Bi Droplet Entrainment in the Steam Flow," *Asian Phys. Symp. 2005, Bandung, Dec. 7-8, 2005*.

- (32) V. Dostal, E. Yusibani, M. Takahashi, "Performance of a Chevron Steam Dryer for Removal of Lead-Bismuth Droplets," Int. Conf. Nucl. Energy Sys. for Future Generation and Global Sustainability (GLOBAL 2005), Oct. 9-13, 2005, Tsukuba, Japan, Paper No.539.
- (33) V. Dostal, M. Takahashi, "Study on Lead-Bismuth Droplet Generation and Removal," 17th Int. Symp. on Transport Phenomena (ISTP-17), Toyama, Japan, Sep. 4-8, 2006, 3-A-II-2.
- (34) Y. Yamada, M. Takahashi, "Numerical Analysis of Lead-bismuth-Water Direct Contact Boiling Two-Phase Flow," 17th Int. Symp. on Transport Phenomena (ISTP-17), Toyama, Japan, Sep. 4-8, 2006, 2-A-III-1.
- (35) Y. Yamada, T. Akashi, M. Takahashi "Experiment and Numerical Simulation of Bubble Behaviors in Argon Gas Injection into Lead-Bismuth Pool," Proceedings of 14th Int. Conf. on Nucl. Eng. (ICONE 14), Jul. 17-20, 2006, Miami, ICONE14-89431.
- (36) M. Hirabayashi, M. Kondo, K. Ara, M. Takahashi, "Development of Ultrasonic Flow Meter for Liquid Lead-Bismuth", Proc. of 13th Int. Conf. on Nucl. Eng. (ICONE-13), ICONE13-50001, May 16-20, Beijing, 2005.
- (37) J. R. Weeks, et al., "Compatibilty of Structural Materials with Liquid Bismuth, Lead and Mercury", Int. Workshop on Tech. and Therm. Hydr. of Heavy Liquid Metals, Schruns, Austria, Mar. 25-28, 1996.
- (38) J. R. Weeks, "Lead, Bismuth, Tin and Their Alloys as Nuclear Coolants," Nuc. Eng. Des., 15 (1971) pp. 363-372.
- (39) Gorynin, et al., "Structural Materials for Power Plants with Heavy Liquid Metals as Coolants," Heavy Liquid Metal Coolants in Nucl. Tech., 1999, pp.120-124.
- (40) Rusanov A. E., et al., "Developing and Studing the Cladding Steels for the Fuel Elements of the NPIs wih Heavy Coolant," Proc. of Conf. "Heavy Liquid Metal Coolants in Nuclear Technology (HLMC 98)" C12, pp.633-639, 1999.
- (41) R. G. Ballinger, J. Lim, E. P. Loewen, "The effect of Silicon on the Corrosion of Iron on Lead-Bismuth Eutectic," 11th Int. Conf. on Nucl. Eng., Tokyo, Apr. 20-23, 2003, ICONE11-36531.
- (42) J. Lim, R. G. Ballinger, P. W. Stahle "Fe-Cr.Si Alloy Development for Pb-Bi Eutectic Service," The Effect of Silicon on the Corrosion of Iron on Lead-Bismuth Eutectic," Global 2003, New Orleans, Nov. 16-20, 2003.
- (43) E. P. Loewen, R. G. Ballinger, J. Lim, "Corrosion Studies in Support of A Medium-Power Lead-Bismuth-Alloy-Cooled Reactor," Nucl. Tech., Vol. 147, pp.436-456, (2004).
- (44) G. Muller, A. Heinzl, J. Kony, G. Schumacher, A. Weisenburger, F. Zimmermann, V. Engelko, A. Rusanov, V. Markov, "Results of Steel Corrosion Tests in Flowing Liquid Pb/Bi at 420-600°C after 2000h," J. Nucl. Mater., Vol. 301, pp.40-46, (2002).
- (45) G. Muller, A. Heinzl, J. Kony, G. Schumacher, A. Weisenburger, F. Zimmermann, V. Engelko, A. Rusanov, V. Markov, "Behavior of Steels in Flowing Liquid PbBi Eutectic Alloy at 420-600°C after 4000-7200h," J. Nucl. Mater., Vol. 335, pp.163-168, (2004).
- (46) A. Heinzl, M. Kondo, M. Takahashi, "Corrosion of Steels with Surface Treatment and Al-Alloying by GESA Exposed in Lead-Bismuth", J. Nucl. Mater., Vol. 350, pp. 264-270 (2006).
- (47) M. Takahashi, S. Suzuki, H. Sekimoto, "Corrosion of Steels in a Flowing Nonisothermal Pb-Bi," Trans. American Nucl. Soc., 85, 300 (2001); 2001 Winter Meeting, Reno, Nevada, Nov. 11-15, (2001).

- (48) M. Takahashi, H. Sekimoto, K. Ishikawa, T. Suzuki, K. Hata, S. Qiu, S. Yoshida, T. Yano, M. Imai, "Experimental Study on Flow Technology and Steel Corrosion of Lead Bismuth," Proc. of 10th Int. Conf. on Nucl. Eng., Apr. 14-18, 2002, Arlington, ICONE10-22226.
- (49) M. Takahashi, M. Kondo, N. Sawada, K. Hata, "Corrosion of Steels in Lead-Bismuth Flow," Global 2003, ANS/ENS Int. Winter Meet., New Orleans, Nov. 16-20, 2104-2112, 2003.
- (50) M. Kondo, M. Takahashi, S. Yoshida, N. Sawada, A. Yamada, K. Hata, "Experimental Studies on Pb-Bi Flow Technology and Steel Compatibility with Pb-Bi", 12th Int. Conf. on Nucl. Eng. (ICONE12), Arlington, Apr. 25-29, (2004).
- (51) M. Kondo, M. Takahashi, N. Sawada, K. Hata, "Corrosion of Steels in Lead-Bismuth Flow", J. Nucl. Sci. Tech., Vol.43, No.2, pp.107-116 (2006).
- (52) M. Kondo, M. Takahashi, "Corrosion Resistance of Si- and Al-Rich Steels in Flowing Lead Bismuth," 7th Int. Workshop on Spallation Mater. Tech., IWSMT-7, Thun, Switzerland, May 29- Jun. 3, 2005.
- (53) M. Kondo, M. Takahashi, "Corrosion Resistance of Al- and Si-Rich Steels in Lead Bismuth Flow," J. Nucl. Mater., Vol. 356, pp. 203-212 (2006).
- (54) A. K. Rivai, M. Takahashi, "Design Study of Small Lead-Cooled Fast Reactor Using SiC Cladding and Structure," Proc. of 14th Int. Conf. on Nucl. Eng. (ICONE 14), Jul. 17-20, 2006, Miami, ICONE14-89299.
- (55) M. Takahashi, A. K. Rivai, "Compatibility of Surface-Coated Steels, Refractory Metals and Ceramics with High Temperature Lead-Bismuth Eutectic," The 2nd COE-INES Int. Symp. on Innovative Nucl. Ener. Sys. (INES-2), Yokohama, Nov. 26-30, 2006, #123.
- (56) M. Kondo, M. Takahashi, "Study on Control of Oxygen Concentration in Lead Bismuth Flow Using Lead Oxide Particles," J. Nucl. Mater., Vol. 357, pp. 97-104 (2006).
- (57) K. Hata, K. Hara, M. Takahashi, "Experimental Study on Oxygen Potentials in Liquid Lead-Bismuth Eutectic," Global 2003, ANS/ENS Int. Winter Meet., New Orleans, Nov. 16-20, 2003.
- (58) H. Glasbrenner, J. Eikenberg, F. Groschel, L. Zanini, "Polonium Formation in Pb-55.5Bi under Proton Irradiation," J. Nucl. Mater., Vol. 335, pp. 270-274 (2004).
- (59) T. Obara, et al., "Fundamental Study of Polonium Contamination by Neutron Irradiated Lead-Bismuth Eutectic," J. Nucl. Mater., Vol.343, 2005, pp.297-301.
- (60) T.Obara, et al., "Development of Polonium Surface Contamination Measure in Lead-Bismuth Eutectic Coolant," Prog. in Nucl. Ener., Vol. 47, No. 1-4, 2005, pp.577-585.
- (61) G. L. Khorasanov, et al. "Molten Lead Enriched with Isotope Pb-206 as a Low Activation Coolant for Emerging Nuclear Power Systems," 8th Int. Conf. on Nucl. Eng., Baltimore, Apr. 2-6, 2000, (ICONE 8), ICONE-8385.
- (62) M. Takahashi, et al., "Research Plan for High Efficiency Steam Lift Pump Type LFR and Study on Removal of Pb-Bi Droplets in Steam Flow, -Status of Design and Studies-,"MIT-Tokyo Tech Symp. on Innovative Nucl. Ener. Sys., Massachusetts 02139 USA, Nov. 2-4, 2005.
- (63) O. G. Grigoriev, G. I. Toshinsky, S. K. Leguenko, "Demands in Bismuth for Commercial Usage of SVBR-75 Reactor Installations for Soloving Different Tasks," Proc. of Conf. "Heavy Liquid Metal Coolants in Nucl. Tech.

(HLMC 98)” B24, pp.514-520, 1999.

(64)菊地賢司,「鉛、ビスマスの埋蔵量、溶解度、核的特性などの調査報告」、日本原子力学会鉛ビスマス利用技術ハンドブック 4.2.2, 2007.