

3. 重視すべき社会の受け入れ

鳥井 弘之

世界の持続的発展を支える革新的原子力を実現するために何が必要なのでしょう。斬新なアイデアに基づいた研究を進めれば実現できるのでしょうか。研究によって生まれた成果が、社会に受け入れられ、しかも社会がそれを使いこなすことで初めて持続可能な発展につながります。一生懸命研究をしたとか、極めて革新的であるというだけで社会が受け入れるはずはありません。社会との対話の中で社会が何を望んでいるかを十二分に反映しながら研究開発を進める必要があります。しかも、逆説的にいえば持続的発展が世界中で話題になるほど、現代社会は限界に近づいています。社会の一部だけが恩恵を受けるような原子力であっては、限界の克服に役立つはずはありません。広く社会が自分たちの技術と考えられるような状況を作り出す必要があります。原子力技術と社会が共進化しより好ましい世界を築くことが大切だと考えています。

3.1 求められる共進化

・共進化とは

科学技術の発展を生物の進化に例えてみたいと思います。生物進化は、突然変異と生存競争を通じた自然による淘汰は原動力になっています。突然変異で獲得した性質が、自然環境により適応しやすくなる方向に働けば生存競争で有利になり、子孫が生き残り繁栄するはずですが、科学技術において突然変異に相当するのは発明、発見、アイデアなどだと考えます。科学技術を担う集団は、科学技術を利用して何らかの社会的な目的を達成したいと考えるはずですが、あるアイデアなどが目的達成に大きく役立つと判断すれば、その集団はそのアイデアや発明を採用します。逆に、役立たないと思えば採用しないでしょう。生存競争を通じた自然環境による選択、それに相当するのはアイデア間の競争を通じた集団の価値観による選択ということになります。

例えば、サンゴはそれが生存する海の環境に大きく影響されると同時に、珊瑚礁を形成することで海の環境を変化させ、サンゴを取り巻く生態系をも大きく変得てしまいます。別な言い方をすれば、サンゴは海の環境に依存して進化するし、珊瑚礁という環境もサンゴの活動に依存して進化します。

社会は科学技術の発展によって大きく変化してきました。すでに述べたように、科学技術もそれを担う集団の価値観を通して、社会の影響を強く受けていることになります。私たちは、科学技術と社会は共進化の関係にあると考えています。

ここで科学技術を担う集団について多少考えてみたいとおもいます。科学に裏打ちされた技術にまず目をつけたのは軍事関係者でした。化学兵器や核兵器、レーダーや弾道計算装置、偵察衛星や暗号解読装置など軍事関係で利用される科学技術は多種多様です。科学

技術がもっぱら軍事技術として利用された時代には、科学技術を担う人々の集団は軍事関係者の価値観から大きな影響を受けたはずです。次いで、科学技術に注目したのが産業界です。産業から研究資金が流れ込むといった状況になると、科学技術も産業界の価値観を強く繁栄するようになりました。さらに市民運動や消費者運動の発言力が社会の中で大きくなると、科学技術を担う集団も一般市民の声を無視することはできなくなり、科学技術が一般社会の価値観に左右されるようになってきました。

- ・ 共進化で持続的発展を可能にする条件

科学技術と社会の共進化というだけでは、その結果として社会が「持続可能な発展」という意味で望ましい方向に変化するとは限りません。地球環境を重視したり、世界の格差に心を痛めたりという社会的な関心があって初めて、共進化することでより望ましい世界に向かうことが可能になるはずです。

上記のような視点から、科学技術と社会の共進化によって世界が持続可能な方向に変化する条件を考えてみました。まず、第1は科学技術がちゃんと進化システムを形成していることです。科学技術を担う集団の価値観が広く一般社会の価値観を反映していることが第2の条件です。第3は、科学技術が生み出す社会的価値について、社会が的確に評価して何らかの期待を持っていることです。第4は社会が科学技術及びそれを担う集団に対して一定の信頼感を持っていることです。

3.2 原子力は共進化の条件を満たしているか

- ・ 期待の欠如から信頼の欠如へ

現代人の生活は電気無しでは考えられません。電気の必要性について否定したり、疑問を述べる人はいないでしょう。では、その電気がどんなエネルギー源（一次エネルギー）から作られているかについて市民はどの程度関心を持っているのでしょうか。日本の場合、電力消費者が一次エネルギーの種類を選択できる訳でもありませんし（自然エネルギーについて選択できる場合もある）、一次エネルギーによって電力の質に差があるわけでもありません。もちろん、一次エネルギーの種類によって料金が違うこともありません。だから、多くの人が、一次エネルギー源が何であろうと、電気の便利ささえ享受できればいいと考えても不思議はありません。

そういう状況下で、原子力の必要性を人々はどう考えるでしょう。必要なら石油も石炭も妥当な価格で買えるし、地球温暖化などというやっかいな問題が顕在化してない状況なら、市民にとって積極的に原子力を選択する理由は見あたりません。原子力を選択する可否かは電力会社の都合や経営判断に過ぎない、というのが人々の偽らざる印象ではないでしょうか。日本で発電の原子力依存度が大きくなったのは、電力会社がその道を選んだからに他ならないというわけです。

一方で、放射線による障害は子々孫々まで影響を残すとか、僅かな放射線を浴びてもガンなどにかかる可能性が大きくなるなど、必ずしも科学的といえない定説がまかり通っています。その上人々は、チェルノブイリ事故などによって、原子力発電所が事故を起こせばその影響は国境を越えて拡大するという事実を体験しました。日本の原子力利用は人的な被害を出したことがなく安全だと説明され、それを信用してきたのに JCO 事故で重大な被害を出してしまいました。

事故や不祥事がなく、電気が安定的に供給される限り、原子力を選択した電力会社の経営判断も、日本社会に何となく受け入れられてきたと考えられます。繰り返しですが、市民が原子力に多くを期待したから日本で原子力利用が進んだわけではありません。原子力で事故があり、情報隠しなどの不祥事があれば、人々が原子力利用そのものに疑問を感じるのはやむを得ないと思います。原子力をやるならせめて事故などは起こさないで欲しい、というのが人々の切実な願いだったと言えるでしょう。

人々が原子力に大いなる期待を抱いているとすれば、原子力を利用する過程で多少の事故や不祥事があっても許容される可能性はあります。例えば、飛行機の移動速度や利便性は誰しもが認めるところで、飛行機に対する社会の期待は大きいと考えられます。だから現実に航空機事故があっても、飛行機という技術そのものを否定する風潮にはつながらないと考えられます。しかし、原子力の場合は、人々はほとんど期待を抱いておらず、従って些細な事故や不祥事でも原子力に対する信頼を根底から揺すことになります。

・ 社会の価値観からの乖離

原子力が最初に社会の中で使われたのは、広島・長崎に対する原爆の投下でした。科学技術がその初期において、軍事集団と共進化した典型例です。米国のアイゼンハワー大統領が 1953 年、国連の演説で「アトムス・フォー・ピース」を打ち出して、原子力平和利用が始まりました。その後、様々な産業分野で原子力への期待が高まり、製鉄や化学産業での原子力利用も検討されました。日本でも、原子力利用の黎明期には産業界がこぞって原子力利用を推進しました。

しかし、ロシアなどの僅かな例を除くと、当時の原子力利用は発電に限られており、それも電力会社による発電事業だけでした。いつの間にか原子力技術は電力会社のための技術に限定されるようになり、原子力政策も電力会社のための政策に特化してしまいました。当初は、産業界全体が原子力推進を自分の問題として捉えたのに対し、ある時点から電力会社だけが自分の問題として考えるようになりました。いってみれば、原子力技術は電力会社と共進化する時代に入ったわけです。

「持続可能な世界」に向けた共進化の条件の第 2 は、科学技術を担う集団の価値観が一般社会の価値観を反映していることです。つまり、電力会社の価値観と一般社会の価値観の関係が問題になります。電力会社は一般の企業と違い、電気という単一の製品だけを販売しており、そこには消費者ニーズを想定した新製品開発といった事業が含まれていませ

ん。消費者側も電気をできるだけ安く安定的に供給してもらうことだけを望むのではないのでしょうか。だから、電力会社は発電単価を安くすることだけを重視するばかりで、安さ以外の価値観については無頓着だったと考えられます。当然の結果として、電力会社だけが利用する原子力技術は、価値観という意味でも社会と共進化せずに来たといえます。

逆に見ると、一般社会と共進化することなく原子力技術が推移してきたがために、原子力技術の可能性について社会が十分に認識する機会がなかったとも言えるでしょう。原子力発電ならばエネルギーを使う際に二酸化炭素を発生しない、有限の資源である化石燃料を消費しないなどの理由から、地球システムの健全性を維持できるエネルギー源です。遍在する資源である石油への依存度を下げることができますし、核燃料のリサイクルを実現すれば国産に準ずるエネルギー源にもなり、日本という国の安全保障上大きな役割を果たすはずです。さらに非核保有国として唯一再処理を国際的に認められていることは、国際社会における日本の地位を高めていると考えられることもできます。このように原子力技術は大きなポテンシャルを持っているわけですが、残念ながらその点について一般社会は十分に認識してこなかったわけです。

・進化システムからの逸脱

共進化を考える以前の問題として、原子力技術の発達を生物進化に例えることが妥当かという問題があります。システムが進化するには条件があります。ある程度ランダムに突然変異が起きること、生存競争が存在すること、突然変異によって自然環境に適応しやすい性質を獲得したもの生き残る仕組みであることなどを挙げることができます。原子力技術がこのような進化システムとしての要素を持っていたでしょうか。多分、原子力分野でも研究者や技術者が知的好奇心に駆動されて活動してきたことを考えますと、他の分野と同様に様々な発明やアイデアが生まれてきたはずですが、その意味で、突然変異という条件は満していると思われるでしょう。次が、アイデアや発明の結果に競争があったかという点です。日本の原子力の場合、長年にわたって長期的な計画に基づいて技術開発などがなされてきました。計画に盛り込まれた開発課題には予算が付き、盛り込まれなかった課題は無視されるという状況が続きました。しかも、計画が改定されても、その盛り込まれる内容にほとんど変化がありませんでした。せっかくのアイデアや発明があっても健全な競争環境は存在しなかったと考えていいでしょう。この点で、進化システムとして機能してこなかったといえます。

さらに、環境による選択という意味でも原子力はゆがんだ状況にありました。原子力の場合には、技術を利用したのは電力会社だけでした。電力会社の価値観が社会の価値観と乖離してきた点についてはすでに述べた通りです。ここでは、国主導の原子力技術開発が電力会社の価値観による選択を受けたかが問題です。長期計画を策定する際には当然のことながら電力会社の代表も参加しました。しかし、計画を策定するのは国であり、国は様々な権限を持っていますから、電力会社といえども国にあからさまな異議を唱える

できません。従って、計画はある種妥協の産物となり、技術の担い手である電力会社による選択すら受けないで来たと言っていいでしょう。

3.3 社会との健全な関係構築に向けて

・まずは信頼の回復

原子力における信頼回復に向けた課題の第1は、一般社会に対して説明責任を果たすことです。原子力の場合、その安全性を強調する余り、原子力利用に伴うリスクや不確実性に関する説明を怠ってきました。安全性ばかり聞かされてきた人間が、事故の話に接すれば、それが例えば些細な事故であっても、説明されたことは嘘だったと考えてしまうでしょう。嘘をつかれたと感じれば、原子力関係者を信頼するはずはありません。したがって、リスクや不確実さを説明することで一時的に社会が不安を感じたとしても、きちんと説明責任を果たすことが信頼回復の第一歩です。

説明責任の中には情報公開も含まれます。日本社会では、説明責任と情報公開はしばしば混同されます。相手が理解して初めて説明したと言えるわけで、相手のことを考えない情報公開は責任を果たしたことにはなりません。もちろん情報公開も重要です。科学技術を担う側の説明が妥当であるかどうかを判断するには大本の情報に戻るしかありません。そのために情報公開は必要です。説明するだけでは、虚偽の説明もあり得るし、情報を隠して説明しない場合も考えられます。少なくとも、過去にはそのような事例が多くありました。情報公開は、虚偽の説明や情報隠しを防止するシステムだと考えることができます。

信頼回復の第3は、技術者倫理の徹底です。米国で技術者倫理が注目され始めたのは1970年代の後半のようです。日本で注目されるようになったのが1990年代の後半であることを考えると米国の歴史は長く、米国で早くから技術者倫理が問題になった背景を考えると、まずは多民族新興社会であったことが考えられます。生活習慣も文化も違う人々が集まった社会では、全てを明示的な文書の形にしないと共通認識を持つことが難しいので、技術者の倫理についても明示的な綱領の形を取ったと考えられます。また、米国は訴訟社会であり裁判に負けると莫大な賠償金が待っています。技術者自身が自分たちの身を守るためにはよって立つべき明示的なルールが欲しいと考えたから、倫理綱領作りが進んだとも考えられます。

倫理規定の内容の詳細については省きますが、米国の倫理規定は、倫理的である条件として①公衆優先：公衆の安全、健康、福祉を最優先する、②有能性：自分の有能な領域においてのみ仕事をする、③真実性：問題の公表は客観的で真実に基づいた方法で行う、④信頼性：雇い主や依頼者のための誠実な代理人であるなどを指摘しています。

日本は米国と正反対の社会であったから、社会規範に従っていれば、特に技術者倫理の規定や綱領は必要なかったのでしょうか。もちろん、だからといって日本の技術者が米国に比べて圧倒的に倫理的だったわけではありません。というより、1990年代に入ってから

ら、技術者の倫理が問われるような事件が数多く表面化しました。その結果、明示的な技術者倫理の重要性が各方面で認識されるようになってきました。

上記の技術者倫理だけでは不十分で、組織の倫理を考えなくてはなりません。原子力に限らず、相次いで報道される企業の不祥事は組織としての倫理の欠如が原因です。法令の遵守や環境保護から人権保護、女性の参画に至るまで、組織の社会的責任を包括的にSR（ソーシャル・レスポンシビリティ）と呼びます。原子力においては、SRに取り組むことが信頼回復への必要条件と考えることができます。

・価値観の共有

人々は電気の重要性を実感していますが、電気の源になる原子力には特段の期待を持つ状況にないと述べました。しかし、こういう状況が変化し始めたように思われます。東京工業大学の原子炉工学研究所では2006年の1月から3月にかけて、全国の20歳以上を対象にアンケートを行いました。アンケートの回収数は571（有効回答率28.2%）でした。アンケートでは、国が推進する開発分野、研究分野、食の安全、有害物質、自然環境、医療などの各分野について具体的な項目を挙げ、その内容を知りたいと思うか否かを聞きました。

国が推進する開発分野の中で、原子力については最も多くの人（48.9%）が知りたいと考えており、2番目の宇宙航空の35.9%より、13ポイント多いという結果が出ました。また、全分野を通して、原子力について知りたいという人数は、地球温暖化（69.9%）、ガン治療（62.3%）、生命科学（57.1%）、ダイオキシン（55.5%）、遺伝子組み換え食品（53.1%）、食品添加物（50.1%）に次いで、30項目中の7番目でした。

さらに、アンケートでは、様々な事柄について知るためにどの程度の時間を割いてもいいと思うかという質問をしました。時間については「全く使いたくない」「30秒程度」「5分程度」「3時間程度」「1日程度」「半年間の講義を聴く程度」という選択肢から選んでもらいました。回答から半数以上の人が使ってもいいと考える時間を計算し、最新の研究成果を知るために半数以上が使ってもよいいと考える時間を100として、それ以外の項目の時間を指数化してみました。

原子力では「発電所での安全管理への取り組みについて」「放射線の量や人体への影響について」「原子力の必要性や電力供給への影響について」の3項目について割いてもいい時間に関する調査をしました。人々が最も多くの時間を使ってもいいと考えるのは「原子力の必要性や電力供給への影響」であり、指数は243でした。放射線は179であり、原発の安全管理は139でした。この指数が人々の知りたい度合いを表していると考え、原子力に関して多くの人を知りたいと考えており、特に原子力の必要性などに関する要求が強いと判断できます。

なぜ、人々が原子力の必要性に注目するようになったのでしょうか。まず考えられるの

が地球の温暖化でしょう。IPCCなどの国際機関が様々な警告を発したり、国際政治の場でも温暖化が大きな課題となり、マスコミも氷河の後退や砂漠化の進行を伝えています。その上、暖冬などの異常気象を実感することで、人々が二酸化炭素を排出しないエネルギー源の必要性を感じ始めたのかもしれませんが。さらに、近年の石油価格の高騰によって、家庭レベルでも、電気代などエネルギーコストの負担が大きくなると実感されるようになったこともあるでしょう。要するに、市民が「ひょっとして原子力は期待できるのかもしれない」と考え始めたのではないのでしょうか。

・共進化のために

健全な共進化を実現するには、原子力に携わる人々が社会の声や意識に耳を傾け、それを指針として技術を発展させていく、つまり共進化の仕組みを社会の中に構築することが極めて大切だと考えています。共進化とは、社会と原子力技術の双方がダイナミックに変化し、より好ましい世界を実現することです。そこで大切なのは双方向の対話であり、お互いに相手を尊重する習慣だと考えています。それによって科学的・合理的な議論が可能になれば共進化の関係につながるはずです。市民も地球環境問題や世界の現状に大きな関心を持ち始めています。地球環境問題の克服や南北格差の是正に役立つ原子力技術につながる共進化が必要です。

4. 21世紀の展望

田下 正宜・松井 一秋

4.1 現状

(1) 全般

9.11 テロ事件は不米ソのイデオロギー対立時代から新たな対立時代への移行を示唆する事件である。昨今の原油価格高騰は種々の要因があるが中国・インド等途上国の経済成長が底流には大きな要因である。これは20世紀が現在の先進国の経済成長の世紀であったのに対し21世紀は途上国の経済成長の時代である事を示唆しておりエネルギーが20世紀の戦略物資であると同様に21世紀のより厳しい対立の原因となる可能性を秘めている。一方で過去の化石燃料の使用による気候変動、温暖化の恐れが世界的な異常気象という形で現れてきた。この様に今、政治・経済・社会の転換期で、従来の一国主義、宗教との対立を引き起こす価値観と異なる新しい共存、持続性確保の価値観の時代への移行が求められている。

(2) エネルギーの現状

現在世界のエネルギー消費は大凡9Gtoe（90億トン・石油換算）でその約80%は人口で約18%の先進国（OECD加盟国）が占め、人口の大半を占める途上国（非OECD加盟国）は近代文明の恩恵を受けていない。その結果一人当たりのエネルギー消費は先進国では年間4.5toeで途上国の約6倍程度と大きな格差を生じている。

エネルギー供給は約77%を化石燃料が占め、原子力は約5%、水力発電が約5%、その他約12%であり、1973年の石油危機以降省エネルギーの推進によりエネルギー消費はそれまでの年率4%から1.7%へと大幅に量的には減少したがエネルギー供給源は原子力が7%程度入った以外は大半を化石燃料に依存する構図、石油から石炭、天然ガスへのシフトはあるが、は余り変わっていない。（図-1）

(3) 原子力エネルギー利用の現状

*原子力は2004年末約434基、379Gweの発電能力で世界の発電の約15%を賅っている。原子力エネルギーの90%以上は発電用であり、極一部で地域暖房用に用いられている程度に止まっている。我が国では45.7GWeが稼働中で電力の約30%程度を供給している。

原子力エネルギー利用は世界193ヶ国中31ヶ国であるが其の大半は先進国である。

2000年エネルギー需給

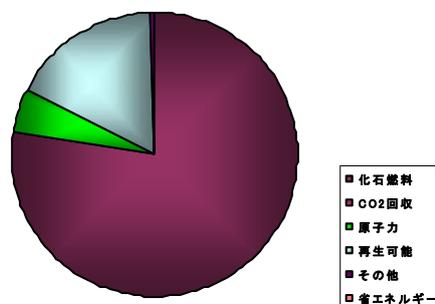


図-1 エネルギー供給構成 2000年

- * 将来原子力利用の要となる再処理をしてPu利用を民需用産業規模で実施して居る国は英仏露の3ヶ国で年間合計約5500トンUの能力がある。わが国が近い内に年間800トンU規模での再処理事業が開始される予定である。なお米国は最近になり当面使用済み燃料の容量削減の方法として研究を本格化する方向にある。
 - * この20年程一般的にも核廃物処理問題が世界的にクローズアップされてきた。原子力エネルギー利用では当初より課題として認識され、技術的には地中埋設法で処分可能であるが場所の選定等の課題が残されている。
 - * 近時、殊に9.11同時多発テロ以降核テロを含めた核の不正使用に対する疑惑が大きな世界的問題となりその解決方法が強く求められている。
 - * わが国ではこの10年余り原子力トラブル・事故及び不祥事により社会的合意が大きな課題として浮かび上がった。他方米国では原子力発電所の90%を越える稼働率により原子力に対して好意的雰囲気に加えて税制優遇策もあり新規プラントの建設計画が具体化している。
- アジアの中国・インドを初め途上国では経済の拡大、それに伴うエネルギーの安定供給の論点から大規模な原子力建設計画具体化しつつある。ヨーロッパではチェルノブイリ事故以降原子力反対の機運が高かったが昨今の温暖化問題とエネルギー状況から原子力エネルギー利用の見直し機運が高まってきた。
- しかし原子力が広く利用される為には安定な運転実績を示すと共に社会の信頼を得るように規範を正し、また社会とのコミュニケーションを図ることが必要である。

4.2 21世紀の展望

(1) 全般

20世紀が先進国の経済発展の時代であったのに対し、21世紀は途上国の順次経済成長(take off)が期待される世紀である。言うなれば20世紀に生じた南北問題(格差)を如何に旨く縮小し世界の持続的平和を保つかが課題である。宗教、民族など多種多様な価値観の中で文化的活動、政治的活動が重要な役割を果たさなければならない。

しかしその基盤となる現実生活の安定・向上に密着したエネルギー供給の安定化・持続性確保は先進国以上に途上国において重要な課題である。一方には今世紀の新たな人類的課題である環境問題があり、環境と経済成長・エネルギー拡大のバランスある方策が必要とされ技術的・制度的解決策が求められている。

(2) 人口とエネルギー需要

国連の人口予測によれば、2300年最大300億人、最小30億人であり中庸見通しでは90億人とされ21世紀後半から90億人程度で安定すると見込まれている。現在我国で少子化が顕在化しているが他の先進諸国でも人口は21世紀前半にピークを迎え、2100年時点では減少すると考えられ、人口増加の大半はアジア、中東、アフリカ、中南米

等開発途上国である。

これらの地域は現在のエネルギー消費は平均 0.5toe/年程度で今後社会インフラの整備・生活レベルの向上に伴い鉄鋼・セメントなど産業用及び家電製品・自動車などの普及による民需エネルギー需要の拡大が見込まれる。即ち 20 世紀の人口・エネルギー増加の大半が現在の先進国中心であったのに対し 21 世紀は途上国を中心に人口・エネルギー増加が進むと推定される。

この人口の推移に基づき幾つかのエネルギー需要予測の方法が考えられる。大きな推定では 20 世紀のエネルギー消費傾向を同一と想定したケースで 2100 年約 54Gtoe/年と見込まれ、小さな推定では 1973 年石油危機以降の傾向をから想定したケースで約 18Gtoe/年である。中程度の推定では先進国は今後エネルギー消費の伸びは小さいが途上国は適切な経済成長とエネルギー需要の増加を見込んだケースで大凡 32Gtoe 程度と見込まれる。世界的な推定例としては IPCC/WEC が高経済成長ケース (A シナリオ) で 60~70Gtoe、環境優先ケース (C シナリオ) で 20Gtoe、中庸ケース (B シナリオ) で 30Gtoe 程度と想定している。

(3) 資源と環境制約

昨今の原油価格の高騰によりエネルギー供給・安全保障がクローズアップされている。世界的な好景気、中国の経済成長等実需の拡大がベースにある。加えて近年石油業界が市場経済重視の傾向から先行投資を控えた事も一因で加えて産油国の政情不安が価格の一層の高騰を招いた。

しかし従来型の石油埋蔵量はピークに近いとしてもカナダでの非在来型のオイルサンド等の実用化も展開されつつあり、また天然ガスの利用も LNG により利用地域が拡大される傾向にある。加えて石炭の世界埋蔵量は 21 世紀中の利用には十分な存在が確認されている。即ち短期的な需給のアンバランス、輸送用エネルギー源の過度な石油依存性をエネルギー源の多様化、燃料効率の改善等のエネルギー体系のルバスタ化 (改善) により中長期的に資源的に制約される事は余り考え難い。

寧ろ 1990 年代から持続性の観点から重視されている温暖化対策に伴う CO2 排出量制限が化石燃料利用の大きな制約要因となる可能性が高い。

現在 2100 年以降も気温上昇を 2℃程度に抑えることが概ねのコンセンサスに成りつつ

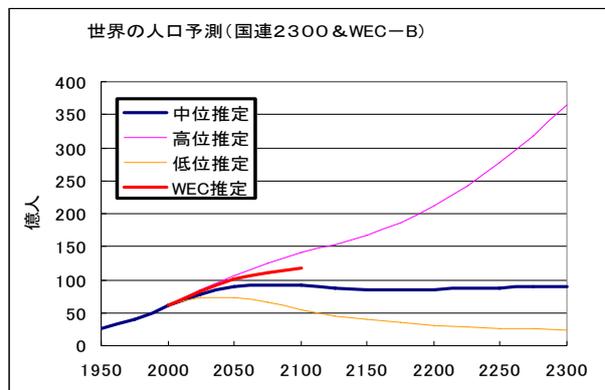


図-2 世界の人口予測 (by UN)

ある. 大気中 CO2 濃度を現在の 370ppm を 2100 年以降も 550ppm 以下で安定化させるか、更に厳しく 450ppm まで下げるかが議論されている. 温暖化問題は現在研究途上にあり因果関係が解明されている段階ではない. 過度な危険視は避けるべきではあるが CO2 排出した後、気温上昇傾向が顕在化する時定数が 100 年オーダー以上であり、現象で顕在化されてからでは遅すぎる可能性が高いことは十分留意する必要がある.

WRE の制限に拠れば、温暖化制約を守るとすると化石燃料の消費は 550ppm の制限では 21 世紀前半には現状程度か多少多い程度に押さえ、21 世紀後半は現状以下、450ppm の場合には現状の半分程度まで下げる必要がある.

いかなる方法を採用にせよ 100 年先の世界のエネルギーを予測する事は困難である. 上記方法で 20 世紀の傾向からの推定は大量消費の延長的色彩が強く過大見積となり、石油危機以降の傾向からの推定は今後のアジアを中心とする途上国の経済の発展を考えると低めに見積もりすぎる事を考慮すると概ね 30Gtoe 程度 (世界エネルギー会議 97 予測 35Gtoe、SRES-B 30Gtoe) と見込む事が現状では妥当と考えられる. この場合世界の一人当たりのエネルギー年間消費は 3.3toe で大凡現在の 2 倍である. これは石油危機頃の日本のエネルギー消費レベルに相当する.

(4) エネルギー供給バランスと原子力エネルギーに期待されること

環境制約から 21 世紀に於いては使用可能な化石燃料は大幅な制限を受ける. 従って先に記したエネルギー需要との差分は CO2 を排出しない燃料の使用 (再生可能エネルギー、原子力)、省エネルギー及び化石燃料使用に伴う排出 CO2 を回収・固定・処分 (CCS) により賄う必要がある.

以下簡単に各エネルギーの供給可能性に関して記す.

- ① 省エネルギー
石油危機後プロセスの合理化による省エネルギー技術開発は進んだ. 今後ともこの程度の省エネルギー技術は進展すると期待されるが、新たな省エネルギーとしては新製品の開発

による省エネルギーが求められている. 一例として現在輸送用機関は内燃機関中心であり今後ハイブリッドカー、電気自動車、燃料電池車等の実用化により熱効率が現在の 15% から 30%、45% と向上することが期待される. 輸送用エネルギー

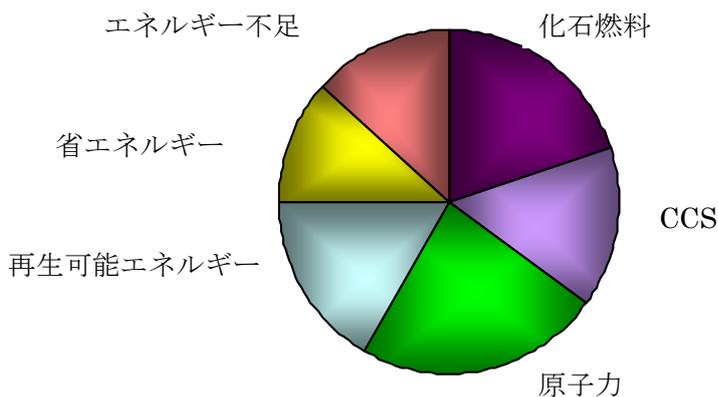


図-3 2100 年エネルギー供給予測例 (300 億トン)

の削減は 2100 年時点での省エネルギー効果としては約 3~5Gtoe 程度が見込まれる。今後この様な省エネルギー技術の開発は重要な課題である。

① 化石燃料

上記に記した様に WRE 制約に従うと化石燃料の許容使用量は 2100 年時点で 550ppm では約 7Gtoe、450ppm では約 3Gtoe である。

② CO₂ 回収・固定・処分 (CCS)

地中貯留では 2 兆 t-CO₂ ポテンシャル (約 5700 億 t-c、570Gt-c) があると IPCC では報告されている。CCS の利用には CO₂ を回収・固定・地中貯留する為のエネルギーが必要であり現状では 25~40%程度のエネルギーが必要と考えられている。従って今世紀中に全てのポテンシャルを利用し尽すとして概ね年間平均 4.1~4.6Gtoe 相当の化石燃料の使用である。

③ 再生可能エネルギー

水力、太陽光 (発電含む)、バイオマス等再生可能エネルギーは潜在量としては期待されるが、エネルギー密度が低いことから大量エネルギー供給システムとして実用化する上では課題が大きい。しかし地域特性を生かした利用は今後の技術開発により可能であるが、2100 年時点でも 3~9Gtoe 程度で現実的には最大見込んで 20~25%程度と予測される。

④ 原子力エネルギー

原子力エネルギーは既に実用化されており今後とも CO₂ を排出せず且つある程度の経済性は確保され、大量にエネルギーを供給が見込まれる。しかし原子力エネルギーも元々の火種である U-235 は有限であり高速炉を利用した Pu 燃料体系の実用化により其の役割の拡大が見込まれ、2100 年時点では現状技術の延長で約 7Gtoe (約 5000GWe) 程度が期待される。

⑤ 以上を総合的に考えると 2100 年時点で、必要エネルギー需要の 30Gtoe に対し現状での供給可能量は省エネルギーにより 3~5 Gtoe、化石燃料 3~7Gtoe、CCS 5Gtoe、再生可能エネルギー3~7.5Gtoe、原子力 7Gtoe で合計約 21~31.5Gtoe である。不足の約~9Gtoe は省エネルギーと再生可能エネルギー、原子力エネルギーで補う必要がある。仮に等分すると原子力は約 3Gtoe 程度 (約 2100GWe) 程度増強することが期待される。

21 世紀全体を俯瞰した時、環境 (温暖化) 問題は現時点で全て解明されていないが、文明史上経験した事が無い新たな世界的課題として浮かび上がる可能性が高い。この様な状況下で各種の課題はあるが確実にエネルギー供給が可能なエネルギーである原子力エネルギーは 2100 年時点で大型原子力発電所 (100 万 KWe 級) が 5000~7000 基程度期待されている。しかし原子力エネルギーが今後其の供給を現在の世界の 1 次エネルギーの 7%程度から 25%~30%程度まで上げられる為にはエネルギー供給

システムとしての多様性と安定供給を果たす為のルバスト性が求められる。
この様に原子力エネルギーは有力な 21 世紀のエネルギー源であるがそれを生かすためには単に事項に示す技術課題の解決だけではなく社会全体の理解を得る努力と世界的、特にアジアでの活用が重要であり、この為の概念構想を図 4-2 に示す。

4.3 原子力の方向性と課題

(1) 安全性（基本思想・技術と管理制度・風土）

基本思想・評価技術：

チェルノブイリ・JCO 事故の様な事故を生じない様従来からの深層防護の基本思想を今後の革新型炉等でも遵守することが必要である。さらに稼働総規模が現在の 10 倍程度に成ることから更なる安全性向上が望まれる。実用化段階では決定論的評価手法から実体を踏まえたリスク概念手法の導入により現実的なトラブル・故障を未然に防止による事により稼働率の向上及び過剰規制の適正化が望まれる。

制度・管理・風土：

組織内・間の意思疎通を良くするため管理の主旨・目的・判断基準・主旨の共有化と透明性確保を図ると共に規範の徹底を図る。また規模が 10 倍になる点から人材育成・教育も重要である。

(2) 持続性

i. 炉型と核燃料

・炉型

当面は現在実用化されている LWR が中心であるが 21 世紀中葉以降は高速増殖炉の本格的利用が不可欠である。その際冷却材など複数概念の研究を推進し開発に伴うリスクの低減及び実用化段階での原子力系の共通原因故障等に対するルバスト性確保が重要である。

・核燃料利用方法

現在核燃料利用は LWR・FBR 路線が有力な考え方であり実用化も視野に入っている。しかし LWR/FBR 路線は急速なエネルギー供給拡大には対応し難い点が示唆されている。また今後の利用規模の拡大・利用地域が途上国中心である事と考慮すると U235 をより有効・効率的活用が不可欠である。この様な観点から炉内で U235 を燃焼させると同時に生産される Pu を長期間に亘り順次燃焼させる革新的炉心概念（例えば Candle 炉概念）が核不拡散抵抗性、再処理負荷削減の点からも有力な構想であり、今後工学的研究の推進が強く望まれる。また LWR/FBR 路線に加えての様な体系の存在は原子力エネルギー供給体系の柔軟性確保、ルバスト性確保に寄与するものとして期待される。

・出力規模

現在の原子力発電所は 100 万 KWe 級以上の大型が主流である。今後もこの傾向は当面続くであろう。しかし原子力エネルギーが電力の 40~50%を超えると電力網の完備していない地域への電力供給、および熱利用（地域熱供給、水素生産、海水脱塩等）への利用範囲の拡大を考えると中小規模のニーズは可成あると考えられる。

ii. 再処理・核燃料供給

再処理 :

現在実用化されている方式は当面順次増強し Pu 燃料体系への移行・実用化が進む物と考えられる。しかし LWR・FBR 路線で Pu 利用系への移行には世界で 6ヶ所再処理工場相当規模で約 50ヶ所程度必要である。本格的な Pu 利用となる 21 世紀中葉までにはより簡素で安全性・経済性の優れた方式の開発・実用化が望まれる。またより再処理量削減できる核燃料利用系が望まれる。

国際的核燃料供給構想 :

今後の原子力エネルギー利用の中心が途上国であり安定的な核燃料供給保証は重要課題である。且つ核不拡散を確かなものとする為、国際的な枠組みで公平な価格による核燃料供給 (U235、Pu、U233) を保障するシステムが必要である。途上国での原子力利用が本格化する 2030 年ごろまでに枠組みを国際的に合意し、21 世紀中葉には本格的稼働が望まれる。なお本構想には多面的な原子力利用に関する国際的協力機能を持たせ原子力利用の推進・安全確保・安定化を図る事が期待される。

iii. 原子力エネルギーの多目的利用（電力、熱利用・水素生産・脱塩等）

利用分野 :

従来原子力は電力生産のみであったが、CO2 排出しないエネルギー源として利用用途を地域暖房・水素生産・脱塩による水の生産等が考えられる。この為にこれら他産業との連携と原子力エネルギー供給の経済性向上が望まれる。

制度の整備

現在の原子力利用に関する制度は発電用が主力である事から発電用に限定されている。今後より多くの分野での利用に適した規制、核燃料利用体系への改定が必要である。

(3) 廃棄物

地中埋設処分 :

技術的には実用域に達している。課題は何処に処分地をするかである。なお今後各種規格・基準の世界的標準化が必要である。

MA・LLFP 消滅 :

廃棄物の約 0.1%を占める MA を廃棄物中から分離して核燃料として利用することは核燃料の約 10%増加に相当する。また廃棄物量中の放射能を 2%程度まで削減可能で、必要管理期間を 300~1000 年程度まで短縮が可能となる。また LLFP の分離・消滅により環境負荷は W%削減可能である。再処理が本格化する 21 世紀中葉ごろまでには実用化の目処を立てることが期待される。

(4) 核不拡散 (技術的進歩と制度の整備)

現在原子力エネルギー利用の拡大にブレーキを掛けている一つの大きな要素は核物質の兵器への転用であり、この為に核拡散防止条約 (NPT) が存在する。

一方このような核燃料であれば兵器への転用が困難であり平和利用に用いても良いと言う基準は現在無く、国連常任理事国 5ヶ国以外で再処理が認められているのは日本だけである。今後原子力エネルギーを途上国含めて広く利用する為には核燃料の平和利用基準を制度の完備と共に作成することが望まれる。

技術的側面 :

基本的には核燃料物質の入手、濃縮技術・再処理技術のハード及び運用技術の 3つが従来からの考え方である。加えて Pu に関しては兵器性能の大幅劣化、取り扱いの困難さの増大などによる方法が期待されている。

制度 :

途上国を中心とする国々が原子力を平和目的で利用したいと考えても核燃料の安定的供給がある程度保障されないと導入したくとも出来ず、結果的に石炭など化石燃料がコスト的に高い再生可能エネルギーを用いる事になり、南北問題は更に拡大する可能性がある。

この課題を解決する為には国連常任理事国 5ヶ国と日本以外への核燃料供給を国際的な枠組みでの安定的核燃料供給の仕組みにより可能とすることが望まれる。

4.4 原子力の課題と COE-INES

原子力の課題の多くは現在国、国の研究機関、事業者、民間等で実施されている。

一方東工大は大学、アカデミアの立場から 21 世紀以降の世界に持続的発展への寄与及びより良い原子力エネルギーの利用の観点を見据えて研究を実施し成果を提示して来た。

今後よりとも大学の立場から社会的意義を考慮しつつ真理の探究による深化した研究および多角的な研究を通し科学・技術・社会の側面で世界・アジアのエネルギー供給の安定性確保と持続的発展に寄与する。

表－1 社会と原子力の現状と将来像・目標

項目	2000年	2030年	2050年	2100年
世界全般：人口 ：必要エネルギー	60億人 9Gtoe (90億toe)		80億人 18Gtoe(180億toe)	90~110億人 30Gtoe (300億toe)
環境制約：温度上昇 ：許容CO2排出量	7Gtc	12Gtc	1~1.5℃ 7~8Gtc	2~2.5℃ 3~5Gtc

原子力エネルギー

供給量 利用基数 (GWe) 利用範囲	0.68Gtoe (6%) 400 発電		10~15% 1000~2000 発電、熱利用	15~25% 2500~5000 発電、熱利用(水素生産等)
安全性：従来炉 ：革新型炉	リスク概念の適用 深層防護の適用	リスク概念の活用 深層防護+リスク概念	リスク概念の活用 リスク概念の活用	リスク概念の適用 リスク概念の活用
炉型：既存炉 ：革新型炉 (Candle) 燃料供給：	LWR 工学的研究・開発・試験 濃縮U：米英仏露	LWR+FBR 初期商用炉 濃縮U：米英仏露日+？ Pu：国際供給機構開始	LWR+FBR+HTGR 商用炉 濃縮U：米英仏露日+？ Pu：国際供給機構	FBR+LWR+HTGR 商用炉 濃縮U：米英仏露+？ Pu：国際供給機構
再処理量・万トン(施設数)	1 (10ヶ所)		3~6.25 (30~60ヶ所)	3~6.25 (30~60ヶ所)
廃棄物：HLW (トン) MA+LLFP	400 (仮貯蔵) 40 (研究)	(工学的試験)	1000~2000 (地中埋設) 100~200 (有効利用開始)	2500~5000 (地中埋設) 250~500 (有効利用)
核不拡散性	(技術+制度) 検討	(技術+制度) 確立	(技術+制度) 運用	(技術+制度) 運用
原子力利用範囲	発電	発電	発電+熱利用	発電+熱利用

表 4-2 : 原子力利用拡大の課題 (先進国と途上国別)

		2010~2030	2030~2050	2050~2070	2070~2090	東工大関連
先進国	利用規模 GWe	~300			1500~2000	
	炉型	LWR,	LWR,FBR	FBR,LWR,	FBR	
	インフラ	整備完	整備完	整備完	整備完	
	核燃料 物質 量	U235	U235&Pu △	Pu&U235 △	Pu ○	
	再処理	準備&整備	本格化	本格化	本格化	
	廃棄物処分	準備	整備	実施	実施	量削減 (MA 分離)
	社会的受容性	△	○	○	○	
共通	安全	○	○	○	○	従来規格とリスク 概念
	核不拡散	XX	XX	X	△	P3+INFSS
途上国	利用規模	50			3000~7000	
	炉型	LWR, Candle?	LWR, Candle?	FBR,LWR, Candle	FBR, Candle	炉型戦略
	インフラインフラ	準備	整備	整備完	整備完	人材教育、制度
	核燃料 物質 量	U235 X	U235&Pu XX	Pu&U235 XX	Pu X	INFSS
	再処理	準備	整備&本格化	本格化	本格化	
	廃棄物処分	準備	準備	整備	実施	量削減 (MA 分離)
	資金 (融資)	X	X	X	?	
	社会的受容性	?	?	?	?	

5.1 革新型原子炉

5.1.1 原子力パーク

1. 序

多量の2酸化炭素の放出は地球温暖化や異常気象を引き起こしている。原子力はこれを解決できる手段として殆ど唯一のものとして注目されているが、これからの放出量は開発途上国からのものが重要になると指摘されている。これらの国では大規模な電力網が無かったり、水や熱といった電気に比べ遠隔輸送が困難なものを必要としたりしている場合が多々ある。これらの要求に応えるためには小型長寿命原子炉が適切と考えられる。

我々は、図-1のような原子力パークを考え、ここで小型炉とそれを運転するのに必要な燃料を製造し、これをサイトに運び、建設し、運転することを考えた。

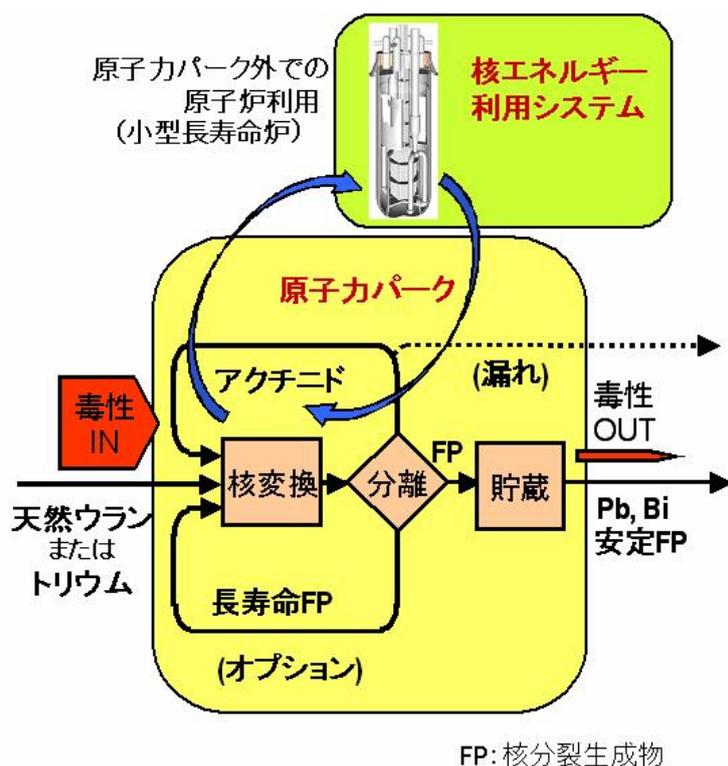


図-1 原子力パーク小型長寿命炉・システム

ここで問題になるのは原子力パーク内において小型炉に燃料を供給する原子炉（ここでは大型炉と呼ぶ）の発生エネルギーとサイトで運転される小型炉（通常複数）による発生エネルギーの比である。この比をサポートファクターと呼んでいるが、これが大型炉と小

型炉の特性でどのように変化するか調べている。

2. 原子炉サイズと転換比

核分裂性核種の生成と消滅の割合をそれぞれ P と C とすると転換比 c は

$$c \equiv \frac{P}{C}, \quad (1)$$

と書ける。この比は、核分裂性核種のマクロ吸収断面積と親核種のマクロ捕獲断面積をそ

れぞれ $\Sigma_{a, fis}$ 及び $\Sigma_{c, fer}$ とすると、

$$c = \frac{\Sigma_{c, fer}}{\Sigma_{a, fis}}, \quad (2)$$

と書ける。

増殖炉の場合には

$$c > 1.$$

を満足することになり、転換比は増殖比とも呼ばれる。しかしこの報告書ではいずれの場合でも転換比と呼ぶことにする。

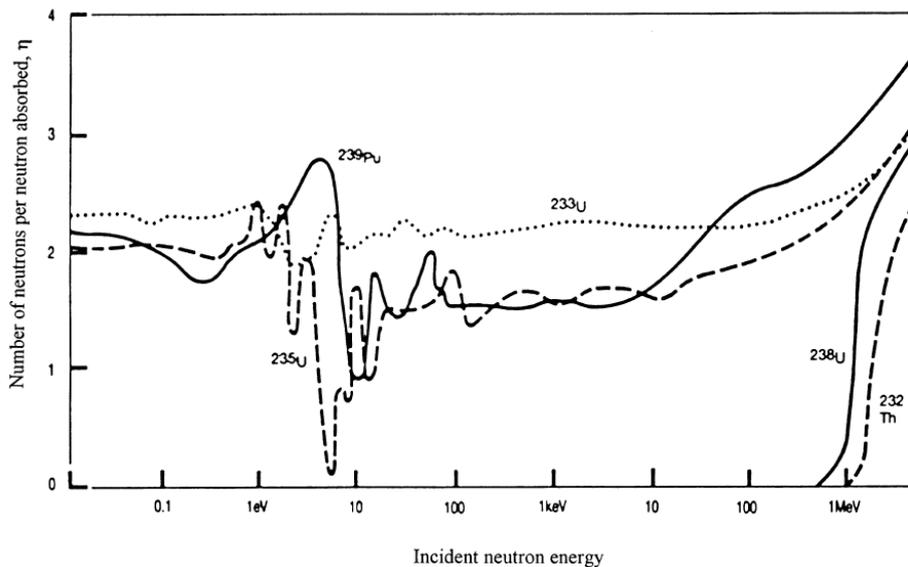


図-2 中性子エネルギーに対する重要な核種の η 値

臨界の場合の中性子バランスは

$$\left(\Sigma_{a, fis} + \Sigma_{c, fer} + \Sigma_{a, FP} + \Sigma_{a, cs} \right) V + LS = \eta \Sigma_{a, fis} V, \quad (3)$$

と書ける。ここで $\Sigma_{a, FP}$ と $\Sigma_{a, cs}$ は核分裂生成物のマクロ吸収断面積及び冷却材と構造材のマ

クロ吸収断面積である。 L は炉心境界からの中性子の漏れの割合（無次元）である。 S と V はそれぞれ炉心の表面積と体積である。 η は中性子を1個吸収した場合の核分裂で発生する中性子数の期待値であり、重要な核種に対する値を図-2に示す。図-1はエネルギーの関数として与えているが、(3)式では原子炉のスペクトルで平均した値になっている。

式(2)と(3)から

$$\begin{aligned} c &= \eta - 1 - \frac{\Sigma_{a,FP} + \Sigma_{a,cs} + L \frac{S}{V}}{\Sigma_{a,fis}} \\ &= \eta - 1 - a_{FP} - a_{cs} - l \frac{S}{V}. \end{aligned} \quad (4)$$

ここで

$$a_{FP} = \frac{\Sigma_{a,FP}}{\Sigma_{a,fis}} \quad (5)$$

$$a_{cs} = \frac{\Sigma_{a,cs}}{\Sigma_{a,fis}} \quad (6)$$

$$l = \frac{L}{\Sigma_{a,fis}} \quad (7)$$

である。

式(4)は $\eta - 1$ が転換比の上限になっていることを示している。図1は η 値がかろうじて2以上になることを示しており c を1以上にするのが難しいことがわかる。

3. サポートファクター

サポートファクター S は核分裂性核種の消滅割合 C を用いて次のように表される、

$$S = \frac{C_S}{C_L}, \quad (8)$$

ここで添え字 S と L は小型炉と大型炉を意味し、それぞれサイトと原子力パークで運転される。ここで式(1)での C は個々の原子炉に対する値であったが、ここでは対応するすべての炉の和に対する値である。

系全体の発生エネルギーは核分裂性物質の消滅割合の和に比例する。即ち α を比例定数として

$$C_L + C_S = \alpha E.$$

平衡状態では

$$C_L + C_S = P_L + P_S = \alpha E. \quad (9)$$

式(1)及び式(8)を式(9)に代入して

$$C_L + SC_L = c_L C_L + c_S SC_L. \quad (10)$$

即ちサポートファクター S は大型炉及び小型炉の転換比 c_L と c_S を用いて

$$S = \frac{c_L - 1}{1 - c_S}. \quad (11)$$

のように表される。

式(11)から

$$c_L > 1 \quad (12)$$

が原子力パーク小型長寿命炉・システムが成立するための必要条件であることがわかる。小型炉に関しては

$$c_S < 1 \quad (13)$$

でよい。式(12)を満足させることは可能であるが、既に述べたとおり、容易なことではなく、 c_L を1以上にできたとしても1に近い値にならざるを得ない。このため、 S を大きくするためには式(12)より c_S を1に近い値にまで大きくしなければならない。これは c_L を大きくするよりはるかに容易である。

大型炉も小型炉も転換比の高いものがよいわけであるから、本研究ではどちらも転換比の高い高速炉を考え、同様のピンセル設計をおこなうことにする。この場合式(4)を式(11)に代入して

$$S = -\frac{\eta - 2 - a_{cs} - a_{FP,L} - l \frac{S_L}{V_L}}{\eta - 2 - a_{cs} - a_{FP,S} - l \frac{S_S}{V_S}} \quad (14)$$

のようにサポートファクターが求まる。ここでは全体的な傾向を知ろうとしているので、小型炉と大型炉の基本的な相違は炉心体積と取り出し燃料の燃焼度だけとし、添え字で区別した。この場合でも炉心の中性子スペクトルは異なり、マイクロ断面積が小型炉と大型炉で異なるが、これは無視した。

4. 計算例 1

大型炉も小型炉も鉛ビスマス冷却の高速炉とし、ウラン-プルトニウムサイクルを採用した場合の計算例を図3に示す。ここでは炉心の形状は一定として体積だけが変化するとして計算している。また燃焼基幹は大型炉に対しては500日、小型炉に対しては1000日とした。大型炉の場合有る程度大きくなるとサポートファクターに対する効果はあまり現れなくなる。これに対し、小型炉は大きくするとサポートファクターを急激に大きくすることが可能であることがわかる。

原子炉は色々な設計が可能である。ここでは原子炉のサイズのサポートファクターに与える一般的な影響を調べるということで、炉心を簡単にして取り扱っている。このため正確な値はかなり違ってくるかもしれないが、定性的には正しい傾向が示されていると考えられる。

ここではウラン-プルトニウムサイクルを考えたが、天然ウランとトリウムを高速炉に装荷し、プルトニウムはニュークリアセンターで運転する高速炉の燃料として使い、トリウムから生まれた ^{233}U は小型長寿命炉の熱中性子炉で使うシステムに関して研究を行い、成立性を確かめている。

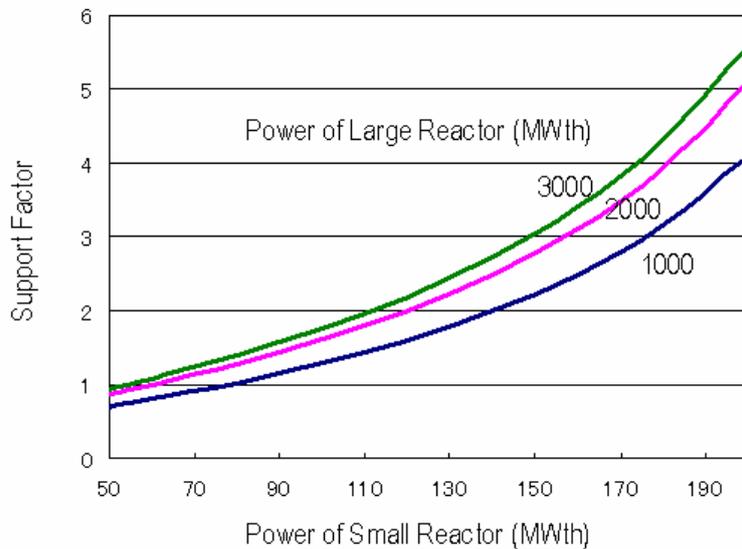


図-3. 原子炉のサイズを変えることによるサポートファクターの変化

5. 計算例2

5.1. 原子炉設計

これまでの、システム全体を個々の原子炉の詳細にとらわれず、簡単に扱ってきた。ここでは高速炉としては、3000MWth の大型ナトリウム冷却金属燃料高速炉[1,2]を、長寿命小型高速炉としては我々が長年にわたって設計研究を行ってきた LSPR[3]を採用する。これらの主要パラメータを表-1に示す。

表-1. 原子炉設計主要パラメータ

	Fast reactor	LSPR
Total power output [MWth]	3000	300
Power density [W/cc]	280	75
Coolant	Na	Pb-Bi
Fuel type	Metallic	Metallic

詳しい設計はそれぞれの文献を参照されたい。

5.2. 計算結果

長寿命 FP は原子炉から取り出すという燃料サイクル方式で得られた計算結果を、横軸に Pu 取り出し割合、縦軸にh-値とサポートファクターの形のグラフで図4に示す。ここでh-値とはアクチノイドや FP 等燃料から生まれたすべての核種に関して、吸収する中性子の数に対する核反応で発生する中性子の数のことである。無限体系中中性子増倍係数と似ているが、構造材等の中性子吸収効果

を入れていないので、体系を臨界にするにはこの値を 1.1 以上にすることが要求されている[1]。サポートファクターは今までとは異なり、ここでは大型高速炉 1 基あたり、Pu を供給できる小型長寿命炉の基数にとつていので注意してほしい。

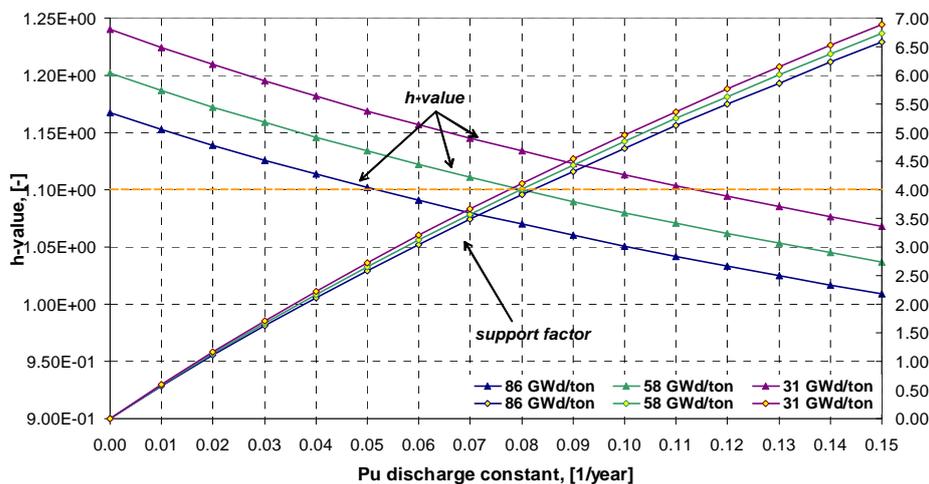


図-4. h-値とサポートファクター

図-4を見ると、大型高速炉燃料の燃焼度を 86GWd/t としたとき、臨界にするためには Pu 取り出し割合を 0.05/year にする必要があり、このときサポートファクターは約 2.6 となっている。燃焼度を 31GWd/t と小さくすると臨界は容易になり、Pu 取り出し割合は 0.11/year 程度になり、サポートファクターも約 5.3 と大きくできる。

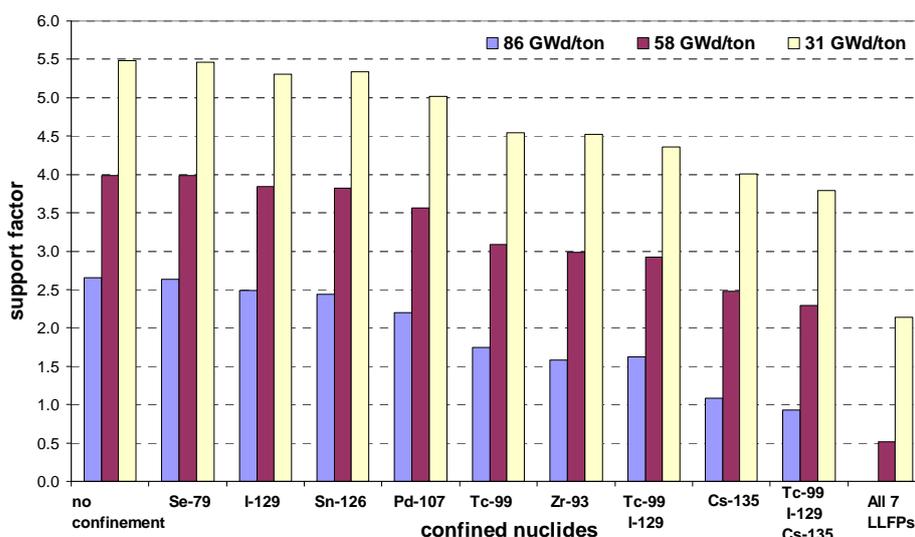


図-5. 長寿命 FP の種々の取り出しシナリオに対するサポートファクター

これらの結果は長寿命 FP を大型高速炉から取り出すシナリオに対するものであるが、長寿命 FP の種々の取り出しシナリオに対するサポートファクターがどのように変化するかを図-5に示す。問題核種である I-129, Tc-99 及び Cs-135 を核変換するため大型高速炉に閉じ込めるシナリオにおいても、小型長寿命炉をサポートできることがわかった。但し、あまり多くの小型長寿命炉をサポートすることはできない。このことから、ここで考えたようなシステムにおいても、大型原子炉による集中的な発電は、全体のエネルギー需要をまかなう上で極めて重要であることがわかった。

6. 目標と課題

最終的な目標は、放射性物質の取り扱いはその中でだけおこない、外の環境における放射性物質の量を増加させないような原子力パークとそこで製造されパークの外の利用サイトに運ばれ、使用後は新しい炉と交換できるような小型長寿命炉のシステムを完成することである。

ここで難しいのは、放射性物質を消滅することである。これに関しては、我々の過去の研究の取組がある[1]。ここで重要となったことは消滅のための原子炉の設計と放射性物質の分離であった。特に放射性物質の分離に関しては、従来の常識を超えた高い分離係数が要求されている。もうひとつの困難は小型長寿命炉の設計と、これらに燃料を供給することである。

放射性物質の消滅と小型長寿命炉への燃焼供給は共に中性子を使わねばならない。このことから、本研究は中性子の有効利用が中心課題となる。MAやLLFPの消滅、核種分離、小型長寿命炉等は別の課題として研究されており、ここではこれらを総合して理想的なシステムを提示することとなる。

5. ロードマップ

	2010	2015	2020	2025	2030
原子力パーク概念研究		→			
大型炉研究		→			
分離研究				→	
小型長寿命炉研究				→	
原子力パーク最適化研究				←	→

参考文献

- [1] H. Sekimoto, "Equilibrium Models for the Fuel Cycle and Sustainability," The 1999 Frederic Joliot / Otto Hahn Summer School In Reactor Physics (Text Book), pp. 191-234 (1999).
 [2] A. Mizutani, H. Sekimoto, "Cell Geometry Effects on Nuclear Characteristics in Equilibrium

State,” Ann. Nucl. Energy, 25[9], 623-638 (1998).

[3] H. Sekimoto, et al., “A Long-Life Small Reactor For Developing Countries, LSPR,” International Seminar on Status and Prospects for Small and Medium Sized Reactors, 27-31 May 2001, Cairo, Egypt(CD)(2001).

以上

6. 教育

井頭 政之

6.1 背景

人の生活の基本は「衣食住」と言われてきた。しかし現在の文明生活においては、これに加えて、「環境」「エネルギー」が極めて重要な因子である。

第2次世界大戦後において多くの日本人は、無意識に「空気」と「平和」はタダであると錯覚して来た。しかし、これらの人々も、清澄な空気は「産業環境」に大きく依存することを工業化・高度経済成長時代を経験して学び、平和は「政治・宗教・倫理環境」に大きく依存することをソ連崩壊、9.11 テロ、イラク情勢、北朝鮮核実験、等々を通じて学んだ。即ち、「良好な環境」の長期的確保が文明生活の前提である。

また、エネルギー自給率4%、食料自給率40%の我が国では、エネルギー資源と食料を長期安定確保することが文明生活の基盤である。さらに、資源の乏しい我が国が科学技術立国を目指すとき、エネルギー資源のみならず工業資源の長期安定確保も必須である。

一部の人々から「昔の生活に戻れば資源消費を抑えることができる。」という意見がある。しかし、時代の流れに逆行して成功した例は世界歴史上見あたらない。南北格差を是正し、世界の持続的発展を目指すのが現在の大潮流である。

世界のエネルギー事情に目を向けると、人口13億世界第1位の中国のエネルギー消費増加が著しい。この中国は石油・天然ガスの採掘権獲得をアフリカ等において大々的に展開しており、我が国の採掘権獲得の非常に手強い競争相手となっている。エネルギー資源大国のロシアにおいては、自国のエネルギー資源を武器とした世界政治戦略を展開している。北海油田によって長らく石油輸出国であった英国は、油田産出量の減少により石油輸入国に転落した。世界最大のエネルギー消費国である米国においても、石油消費量の2/3を輸入で賄っている。この様に、文明生活の基盤であるエネルギーの長期的確保は多くの国にとって深刻な課題である。

現在63億を越えている世界人口は、2020年には84億に達すると予測されている。この人口増加と南北格差是正により、食料、エネルギー、資源、環境の諸問題が現在よりも極めて深刻になることは容易に想像できる。人口の指数関数的増加の現実に対して、食料、エネルギー、資源の供給可能量の線形的増加を期待することも難しいのが現状である。また、人口増加と南北格差是正に伴う食料、エネルギー、資源の消費量の飛躍的増加により自然環境の深刻な悪化も容易に想像できる。この問題は、米国や我が国ではあまり話題に上らないが、欧州を中心に「2020年問題」として深刻に受け止められている。

原子力に目を移すと、1953年のアイゼンハワー米国大統領の「Atoms for Peace」提言によって始まり、各国で推進されたその平和利用は、1979年の米国スリーマイルアイランド事故、1986年のソ連チェルノブイル事故によって近年まで世界的に沈滞してきた。我が国においても、これらの事故によって広島、長崎の原子爆弾被曝災禍が再度思い起こされ、また「もんじゅ」のナトリウム漏れ事故等も相俟って、原子力平和利用に対する不安が国

民に広がり現在に至っている。

一方世界の先進国において、上記のエネルギー問題と地球温暖化ガス CO₂ の排出削減問題の同時解決の一方策として原子力利用が再認識され、今後開発すべき原子力システムの研究が活発化し始めた。また、上述のエネルギー消費量急増の中国においては、電力の一部を安定に賄うために多数の原子力発電所を建設する計画が進められている。現在人口第 2 位で、近い将来には中国を抜いて人口第 1 位になるインドにおいても同様である。このような状況を反映してか、長らく安定していたウラン価格はここ数年間で 10 倍に急騰している。

原子力指導者・研究者・技術者の育成に目を向けると、当然のことであるが、原子力沈滞の長期化により世界各国の原子力人材育成も沈滞し、技術伝承が困難となる危機的な状況に迫っている。これに対処するため、国際的な原子力人材育成ネットワークを組織する等の努力を行っているが抜本的解決には繋がっていない。世界原子力大学（WNU）もこのような状況下で 2003 年に設立されている。原子力復興を予測して、米国において近年 2～3 の大学で原子力学科が新設されたのは数少ない明るい話題である。

電力の 30%を原子力で賄っている我が国の大学における原子力学科は、2008 年度以降の新設の動きはあるが、2007 年度には 1 学科のみになる。大学院においては原子力専攻が数専攻あるが、このままの状況が続くと原子力人材確保は危機的な状況となる。また、我が国の原子力産業界が世界的戦略を今後展開する場合、原子力人材不足が決定的な障害となりうる。

産業技術は産業を振興する技術として定義される。これに対して近年、社会を振興する技術として社会技術という概念が提案されている。原子力発電技術は電力産業を振興する産業技術と考えられてきた。何故ならば、電力産業は発電した電気を国民に供給することによって成り立っており、原子力発電技術は発電のための一つの技術にすぎないからである。国民は供給される電気の安全性には特別の不安を持っておらず、もし原子力発電所が国民から完全に隔離されていれば、国民は原子力発電技術の安全性に全く無関心となる。しかし、チェルノブイル事故の放射能影響が地球規模であったことから分かるように、原子力発電所を国民から完全に隔離することはできない。即ち、原子力発電所そのものが社会の振興に影響を及ぼす可能性があるといえる。このことは、原子力発電技術は社会技術の一面を有していることを示している。

完全に安全な科学技術は存在しない。科学技術を利用する時、必ず危険を伴う。自動車技術を例にとれば、自動車事故により毎年多数の死亡者が発生する。しかし国民は、生活の糧を得る仕事以外の目的にも自動車を運転する。自動車は便利であり、自分が注意すれば殆どの事故は回避できると考えているからである。また、自動車事故に対する知識をある程度持っているからである。しかし、自分が未知の科学技術に関する事故については、国民は過剰な不安感や恐怖心を抱く。一般国民のみならず科学技術の専門家も、自分の専門外の科学技術事故に関しては同様である。

研究開発した科学技術を利用するか否かを決定する場合、その科学技術により享受する利益と被る損害を比較評価して決定するのが合理的である。新しい科学技術を利用するか否かの決定権は、我が国においては主権者たる国民にあると考えるのが基本であろう。利益を享受するのも損害を被るのも国民である。原子力技術についても然りである。しかし、ここで重大な問題が発生することがある。一般的に国民は、新しい科学技術とその利用分野における状況について、利用の可否を合理的に判断できるだけの十分な知識を有していないという問題である。この問題は、前述のエネルギーや食料等の生活基盤に係わる分野では極めて深刻となる。判断を誤れば、国が衰退の一途を辿るからである。

従って、新しい科学技術を研究開発しその利用を推進しようとする場合、関係者は国民に対して新科学技術の内容、その利用によって享受する利益と被る損害を十分に説明する必要がある。特に新科学技術が国民の生活基盤に密接している場合は、この国民に対する十分な説明は義務ともいえる。

研究者・技術者が自らの研究開発に邁進没頭するのはその習性・職務から当然である。しかし、科学技術が社会に与える影響が大きい現代では、「自己の研究開発が社会にどのような影響を与えるかを考えて行動すべきである。」と言われている。このことは、上で述べた国民への十分な説明と深く関わる事柄である。即ち、科学技術者自らのみの判断で行動を決定するのではなく、国民への十分な説明を行い、国民からの意見・判断を優先して自らの行動を決定すべきであろう。

原子力利用を狭義に発電利用だけと捉えず、広義にエネルギー利用や放射線・粒子線利用と捉えた場合、即ち新しい原子力利用を今後更に推進する場合、国民への十分な説明は一層重要性を増す。このためには、国民に説明できる新しいタイプの研究者・技術者の育成が必要である。また、科学者・技術者による国民への説明には量的な限界があるため、科学者・技術者と国民の間を繋ぐ役目の原子力インタプリタや原子力コミュニケーターといった人材の育成が必要である。以下に、各人材の育成について述べる。

6.2 育成する人材

6.2.1 国民に説明できる原子力科学者・技術者

原子力科学者・技術者が国民に説明を行うためには、まず、「自分の専門分野の高度な知識」と「原子力研究開発利用の意義についての自分の考え」を有するとともに、「放射線」「原子力技術」「安全」に関する知識を有する必要がある。そして、「国民が理解できる平易な言葉で説明できる能力」が必要である。また、国民に説明を聞いて貰い、信用して貰うためには、科学者・技術者は個人として「科学技術者倫理」を備える必要がある。さらに、自分の所属する組織が社会通念から逸脱した経営を行うと、国民はその組織に属している科学者・技術者の説明を聞こうとはしない。従って、自分の所属する組織の逸脱した経営に対する批判も時としては必要であり、そのための「経営倫理」も備える必要がある。国民に説明できる原子力科学者・技術者が備えるべき要件を表7-1に纏める。

表 6－1 国民に説明できる原子力科学者・技術者が備えるべき要件

自分の専門分野の高度な知識
原子力研究開発利用の意義についての自分の考え
科学技術を平易な言葉で説明できる能力
放射線の知識
原子力技術の知識
安全の知識
科学技術者倫理
経営倫理

6.2.2 原子力インタプリタ

国民に説明できる原子力科学者・技術者は少なく、彼等だけで国民に説明を行うのは不可能である。小学校から高校までの児童・生徒に対する説明は、各学校での教育の形態を取るのが効率的・効果的である。(科学者・技術者による出前授業は付加的なものとして捉えるべきであろう。) このためには、授業を行う教員が「原子力研究開発利用の意義」「放射線」「原子力技術」「安全」についての知識を備える必要がある。数の少ない原子力科学者・技術者がこれらの教員全てに説明を行うことも不可能である。そこで、小学校から高校までの原子力教育に携わる教員に説明を行う職務の原子力インタプリタを育成する必要がある。原子力インタプリタが備えるべき要件を表 7－2 に纏める。

表 6－2 原子力インタプリタが備えるべき要件

原子力研究開発利用の意義についての知識
放射線の知識
原子力技術の知識
安全の知識

6.2.3 原子力コミュニケーター

社会人への説明は「マスメディア」「市民講座」「地域フォーラム」「サイエンスカフェ」等々を用いて種々の形態で行う必要があり、多数の説明者が必要となる。マスメディア対応は少人数で可能なので、原子力科学者・技術者が担当できる。草の根活動ともいえる他については、原子力インタプリタの場合と同様に多数必要なので、これを担当する原子力

コミュニケーターを育成する必要がある。社会人に原子力を説明する場合、興味を抱かせて引きつけるために、訓練されたコミュニケーション力を用いて、環境・エネルギー等の社会問題と結びつけて説明する必要がある。また、科学技術者の倫理についても問われることもあるので、科学技術者倫理についての一般知識が必要である。原子力コミュニケーターが備えるべき要件を表7-3に纏める。

表6-3 原子力コミュニケーターが備えるべき要件

コミュニケーション技術
環境・エネルギー問題の一般知識
原子力研究開発利用の意義についての一般知識
放射線の一般知識
原子力技術の一般知識
安全の一般知識
科学技術者倫理の一般知識

6.3 原子力教育システム

6.3.1 国民への説明の目的

原子力の国民への説明の目的は大きく二つある。一つは前述のように、国民に原子力技術の研究開発利用の可否判断を合理的に行って貰うためである。このために、国民に「原子力の意義」「放射線」「原子力技術」「安全」について説明し、これらを科学的に理解して貰い、感情的では無く合理的に可否判断を行って貰う。もう一つの目的は、原子力分野での優秀な人材の確保である。小学校から高校の教育及び家庭教育で、教員や家族から原子力研究開発利用の意義を学び、原子力技術が国民生活の基盤を支える重要な科学技術であることを理解すれば、自ずと原子力分野の科学技術者を志す優秀な人材が増加する。このことから、原子力の国民への説明は極めて重要なことが分かる。

6.3.2 児童・生徒の原子力教育システム

これまでの我が国においては、小学校から高校までの教育では原子力を全く取り上げていないと言っても過言ではない。上述の観点から、原子力のみならず国民生活基盤を支える科学技術については、その研究開発利用の意義も含めて、児童・生徒の成長に合わせて小学校から高校の各課程で教育すべきであろう。そのためには、文部科学省、教育委員会、学界が協力して、上述の原子力インフラを活用した原子力教育システムを構築する必要がある。

6.3.3 社会人の原子力教育システム

社会人への説明（教育）には二つの要点がある。一つは、社会人に原子力に興味を持って貰うことである。これには、原子力科学者・技術者や原子力コミュニケーターの地道な啓発活動も必要であるが、マスメディアに国民への説明の重要性を理解して貰い、マスメディアを通して興味を抱かせるのが効率的・効果的であろう。もう一つの要点は、社会人への実際の説明である。これには各地域のコミュニティ施設等を利用して、生涯学習や地域活動の一環として行うのが効率的・効果的であろう。原子力コミュニケーターが主に説明を行い、場合によっては原子力科学者・技術者の説明を加えることも効果的であろう。

6.3.4 原子力科学者・技術者の教育システム

現在の我が国の主要な大学理工系学部における教育は、多様な専攻からなる大学院への進学を前提として、また大学院修了後にはインターディシプリナリな新領域でも活躍できる様に、教養科目、国際コミュニケーション科目、理工系基礎科目、専門基礎科目等の授業を通して大括りに行われている。

また、従来は修士論文や博士論文の研究指導に主眼を置いた我が国の大学院教育については、大学院修了者が教育研究分野のみならず産業界で国際的に活躍できる様に、コースワークを充実させた「大学院教育の実質化」が求められている。

さらに 7.2.1 で述べた様に、「国民に説明できる原子力科学者・技術者」を育成するため、従前の教育に加えて「原子力研究開発利用の意義についての自分の考え」「科学技術を平易な言葉で説明できる能力」「科学技術者倫理」「経営倫理」を備えさせる教育が必要である。

これらのことと前に述べた我が国の大学・大学院における原子力教育の現状とを合わせて考えると、我が国の原子力科学者・技術者の教育システムを抜本的に再構築する必要がある。

6.4 原子力教育ロードマップ

これまで述べてきたことを実現するために、COE-INES で進めている博士課程教育での試行を出発点として、表 7-4 で示す原子力教育ロードマップを提案する。COE-INES 終了後の平成 20～22 年度の 3 年間は制度設計、平成 23～25 年度の 3 年間は試行・評価と連携機関との調整、平成 26～31 年度の 6 年間は実施・中間評価、平成 32～38 年度の 6 年間は実施・評価となっている。実施期間を合計 12 年間としているが、これは小学校入学から高校卒業までの期間であり、また、国立大学法人の 2 中期期間に対応している。

原子力教育を受けた児童が成人して家庭を持って子供をもうけ、その子供の家庭教育に原子力教育効果が反映され、子供が更に原子力教育を受けて成人するまでには 50 年を要するが、その時には国民は、原子力技術の研究開発利用の可否を合理的に判断できるものと確信する。

表 6-4 原子力教育ロードマップ

平成 15～19 年度

- ・ COE-INES での博士課程教育の試行

平成 20～22 年度

- ・ COE-INES での博士課程教育の試行に対する総括
- ・ 東京工業大学における原子力教育方策の策定と実施
- ・ 我が国の大学・大学院における原子力教育方策（案）の策定
- ・ 原子力インタプリタ育成方策（案）の策定
- ・ 原子力コミュニケーター育成方策（案）の策定
- ・ 児童・生徒の原子力教育システム構築方策（案）の策定
- ・ 社会人の原子力教育システム構築方策（案）の策定

平成 23～25 年度

- ・ 我が国の大学・大学院における原子力教育方策の策定と実施
- ・ 原子力インタプリタ育成の試行と評価
- ・ 原子力コミュニケーター育成の試行と評価
- ・ 児童・生徒の原子力教育システム構築方策の策定
- ・ 社会人の原子力教育システム構築方策の策定

平成 26～31 年度

- ・ 原子力インタプリタ育成の実施と中間評価
- ・ 原子力コミュニケーター育成の実施と中間評価
- ・ 児童・生徒の原子力教育の実施と中間評価
- ・ 社会人の原子力教育の実施と中間評価
- ・ 我が国の大学・大学院における原子力教育の評価

平成 32～37 年度

- ・ 原子力インタプリタ育成の実施と評価
 - ・ 原子力コミュニケーター育成の実施と評価
 - ・ 児童・生徒の原子力教育の実施と評価
 - ・ 社会人の原子力教育の実施と評価
-

6.5 おわりに

原子力分野で唯一 21COE プログラムに採択された東京工業大学は、原子力インタプリタや原子力コミュニケーターの育成、児童・生徒や社会人の原子力教育システムの構築にイニシアチブを取る覚悟であるが、関係大学や文部科学省等との緊密な連携が必須であることは言うまでもない。また大学・大学院における原子力教育においては、国立大学が国立大学法人に移行し、学長の強いリーダーシップの下に大学経営を行い、大学間競争が熾烈になってきた現在であるが、我が国の生活基盤に必須の原子力の研究開発利用を推進するためには関係大学及び文部科学省が緊密に連携する必要がある。

教育は百年の計と言われ、前述のように、原子力教育が実を結ぶにも 50 年を要する。先の長い話ではあるが、今始めないと機会を逸してしまうものとする。

5.3 原子力と社会

鳥井 弘之

「原子力と社会の関わり」研究グループでは、原子力技術と社会の共進化が構築され、その結果として世界の持続的発展を支える革新的原子力技術が確立し、社会に定着するための方策を試行しています。具体的には、原子力に対する SR（社会的責任）の取り組み、地域市民フォーラム、原子力受容性に関する市民アンケート調査、大洗フィールド調査、化学コンビナートにおける原子力利用の検討、放射性廃棄物処分地受け入れに関するケーススタディなどを行っています。今後とも、これらの活動を継続して進めることで、健全な共進化の構築に資するものと確信しています。

「重視すべき社会の受け入れ」でご説明したように、原子力と社会の共進化を実現するに至る段階として、「信頼の回復」、「価値観の共有」、「共進化の試み」があると想定して下記に示した具体的な活動を行っています。SRと地域市民フォーラムは「信頼の回復」と「価値観の共有」を目指した活動です。市民アンケート調査も同様に「信頼の回復」と「価値観の共有」のための活動です。また、大洗フィールド調査は「価値観の共有」と地域社会との「共進化」を目指しており、化学コンビナートにおける原子力利用の検討は一般企業との「共進化」を意識した活動です。

さらに、それぞれの段階で原子力に携わる組織が行うべき努力を「自ら顧みる」、「相手を知る」、「対話を行う」と整理して、それぞれに対する具体的な活動を想定しています。これらの活動についての概要とこれから進むべき方向について示します。

5.3.1 原子力における SR（社会的責任）の取り組み

SR (Social Responsibility) への関心が急速に高まっています。原子力に関わる組織は、安全性の確保を大前提としつつ、その社会的受容性を高めながら、経済・環境・社会に積極的貢献することが社会的責任として求められています。私たち自身についても、その最終目標は、「東京工業大学原子炉工学研究所の価値の向上」にあります。それは社会に対する説明責任を果たし、社会からの高い評価を得ることで、教職員が夢と誇りをもって働ける活力ある組織の実現につながるからです。

現在、2007年7月を目標に原子力を進める組織の社会的責任を明確にした「SR理念」をもとに、目指すべき方向を明示した「SR行動憲章」を策定中であり、原子炉工学研究所の所員全員で自分たちの「SR理念、行動憲章」として決議することを考えています。その成果はホームページなどを通じて世界の国々に対して発信すると共に、関係学会などでの発表を通じて、原子力行政や事業者、研究機関における原子力のSR研究の発展に貢献したいと考えています。なお、その後の予定では、「SR行動憲章」を具体的な行動レベルまで落としこむことで、組織構成員の「行動の手引き」として明確にします。原子力に必要なSRを自ら実践することで、原子力界に範を示したいと考えています。

SRについても文書を作り、周知し、一定期間実行すれば良いというわけにはいきません。今後、原子炉工学研究所が活動する限り、SRの考え方を活かしていく必要があります。そのためにはどうしたらいいか。続けていくための仕組み作りにも取り組む決意です。

5.3.2 地域市民フォーラムと市民アンケート調査

地域市民フォーラムは、東京工業大学の岡山キャンパスの周辺に在住する地域市民を含む、SRの観点による様々なステークホルダーと本学の博士課程学生が原子力の諸課題について対話することにより、相互の信頼を構築し、問題点に対する発見的な解決を目指した社会実験活動です。平成17年度から継続して行っており、その活動を通じて原子力の本質を考えると同時に、社会との対話の重要性を学生に認識させる教育的効果を狙っています。

市民アンケート調査は、平成18年度に3種類の調査を実施しました。一つ目は、社会と原子力の関係に関する社会調査として、首都圏に居住する方々2500名にアンケート用紙を郵送し、551名の方々から回答を得ました。二つ目は、次節で紹介する大洗フィールド調査の中で大洗町民や観光客の方々に対面式の調査を行い、450名の方から回答を戴きました。三つ目は、東京工業大学学園祭で実施した「工大祭公開トークセミナー ―エネルギー・環境問題に原子力は?―」参加者23名に、セミナー前・後にアンケートを行いました。原子力と社会の共進化には、社会の意識を知ることが重要です。原子力に対する要請、期待、懸念などを、生活者の意識との関連から知ることが目的としています。これらの意識調査から、原子力開発の要請や指向が見えてきたとき、原子力と社会は共進化への第一歩を踏み出したものと考えています。アンケート調査には多くの資金が必要であり、しかも個人情報保護法などの影響もあり、実施がなかなか難しくなっています。とはいえ、社会に対するアンテナとしては有力な方法です。定期的とは行かなくても、機会がある毎にアンケートを行い社会の意識や意向に耳を傾けて行きたいと考えています。

5.3.3 大洗フィールド調査

「原子力による大洗町の振興」が、茨城県大洗町の小谷町長の意向です。東京工業大学は大洗町に研修施設を持つなどその関係は深いため、大洗町と協力して町の振興に役立つ原子力は何かについて検討しています。その前提となる、大洗町のエネルギー消費の実態や原子力に対する町民の意識、さらには年間400万人を超える観光客の原子力に対する意識などを知る調査活動を行っています。具体的には大洗町の主要産業を訪問調査し、エネルギー消費の実態調査、観光客を対象とした対面形式のアンケート調査を行うことにより、地域市民や観光客の原子力に対する受容性について分析を行っています。

この分析結果をもとに大洗町と原子力技術の共進化とあるべき姿を提案していきます。現状では原子力による大洗町の振興策について具体的な形は見えていませんが、さらに深化させた調査を行うことによって具体的な提案を行い、共進化の具体的な例を形成したい

と考えています。なお、本フィールド調査には、本学の博士課程学生を積極的に参画させ、地域市民との対話方法を実践的に学ばせています。

5.3.4 化学コンビナートにおける原子力利用の検討

あるコンビナート（匿名が条件）の協力を得て、当該コンビナートで原子力を使うとすれば、どんな原子力技術が求められるか、その要求に対し現在提案されている革新的原子力技術や、既存の原子炉などが応えられるのか。応えとすれば、どのような技術開発が必要かなどをステークホルダーミーティング形式で検討しています。協力を得たのは、電気化学工業から始まったコンビナートであり、大規模な石炭火力による自家発電設備を保有しています。エネルギー消費形態としては電力と蒸気が半々程度になっています。本ミーティングにコンビナート側が参加した背景には、①石炭価格の変動が大きく、この状況が続けば国内生産は困難になる②いずれCO₂の発生量が問題となり石炭火力の自家発電のメリットが無くなる③企業の立地地域の当該企業依存率が極めて高く、企業が海外に移転すれば地域社会が崩壊しかねない、などの危機感があるためです。

2年間にわたる検討の結果として、電力会社による原子力利用とは全く違った形の原子力利用の姿がおぼろげながら見えてきたように思われます。今後は、その新しい原子力技術の姿をより明確にしていきたいと考えています。さらに、化学コンビナート以外のエネルギー多消費産業についても原子力の姿を描いていくべきだろうと考えています。エネルギー多消費産業と原子力技術の共進化も、地球温暖化防止のための重要な課題です。

5.3.5 放射性廃棄物処分地受け入れに関するケーススタディ

放射性廃棄物の最終処分問題が原子力の大きな課題であるとの観点から、最終処分地を決定したフィンランドと韓国の意志決定過程を学ぶため、両国より規制当局と受け入れ自治体からそれぞれ当事者を招聘して、日本の政治家、政策担当者、ジャーナリストとの公開パネル討論による事例研究を行いました。意志決定において何が最も重要であったかを検討しています。今後も他国の事例研究を通じて日本における最終処分地決定に資する研究を行っていききたいと考えています。

5.2 革新的分離核変換システム

5.2.2 分離技術

池田 泰久

1. イントロダクション

現在、軽水炉使用済燃料の再処理は、Purex法により行われているが、その結果、超ウラン元素(TRU)及び核分裂生成物(FP)を含む硝酸水溶液、いわゆる高レベル廃液(HLW)が発生する。このHLWは、ガラス固化した後、深地層処分することが計画されている。ただし、このHLWの放射性毒性を見ると、図-1に示すように、初期の数百年は ^{90}Sr , ^{137}Cs 等の核種に支配され、300年以降は長寿命核種であるNp, Am, Cm等のマイナーアクチノイド(MA)に支配され、100万年経過しても毒性は1/20,000にしかならない¹⁾。もし、このような長寿命核種を分離し、高速炉や加速器により短寿命の核種に変換できたなら、地層処分における負荷を大幅に軽減しうるし、また、図-2に示すように、MA及び半減期が30年以上の長寿命FPを99.9%分離することが可能になれば、1000年後の放射能毒性は1/1000に軽減しうる¹⁾。

このような観点から、HLWからの核種分離技術の開発が求められている。特に、HLW中に含まれるランタノイドLn(3価Ln(III)として存在)中には中性子吸収断面積の大きいものがあり、MAの核変換を効率的に行うためには3価の状態で存在しているMA(III)から分離する必要がある。しかし、性質の似ているLn(III)との分離は難しいことから、MA(III)とLn(III)を効果的に分離する技術の開発が求められている。

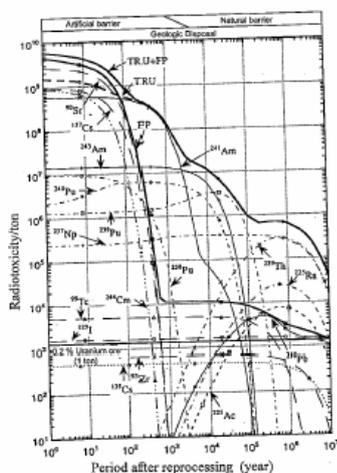


図-1 HLW の放射性毒性

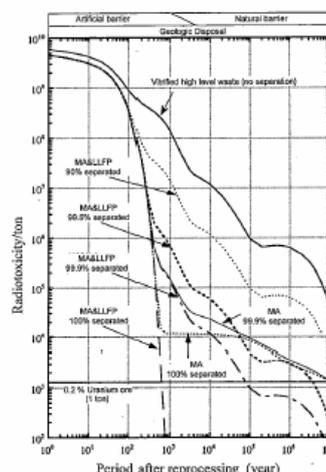


図-2 HLW からの長寿命核種分離の効果

2. 現状

上記の理由から、これまでMA(III)とLn(III)の分離技術に関する多くの研究が行われてきている。その多くは、特殊な抽出剤を用いた溶媒抽出法を基本としたものである。例えば、TALSPEAK法(抽出剤: di-2-ethyl-hexyl-phosphoric acid(HDEHP))²⁾、DIDPA法(抽出剤: di-isodecylphosphoric acid)³⁾、TRUEX法(n-octyl-phenyl-di-isobutyl-carbamoylmethylphosphine

oxide(CMPO))⁴⁾, TRPO法(抽出剤: trialkylphosphine oxide)⁵⁾, DIAMEX(抽出剤: diamide)法⁶⁾等がある。

これらの方法において用いられている抽出剤は、MA(III)及びLn(III)と錯形成する配位子としてのハード性及びソフト性の違いを利用している。このHSAB(hard and soft acids and bases)の概念に基づいた研究により、MA(III)分離にはハードなOをドナーとする配位子よりNやSをドナーとする配位子のほうがより選択性が高いとの知見から、NやSをドナーとする種々の抽出剤が合成され、その分離能・選択性が検討されている。例えば、Nドナー性抽出剤には、2,4,6-tris(2-phyridyl)-1.3.5-triazine(TPTZ)⁷⁾, terpyridine(Tpy), tritertiary-butyl-terpyridine(T^tBuTpy)⁸⁾, bis-triazinyl-(triazolyl)-pyridine(BTP)⁹⁾, N,N,N',N'-tetrakis(pyridyl-methyl)ethylenediamine(TPEN)¹⁰⁾等があり、大きな分離係数を示すものがある。また、Sドナー性抽出剤には、di(2-ethylhexyl)-dithiophosphoric acid(HDEHDTP)¹¹⁾, di(2,4,4-trimethylpentyl)-dithiophosphinic acid(Cyanex301)¹²⁾, aromatic dithiophosphine acids¹³⁾等があり、特にCyanex301を用いた場合、Am(III)とEu(III)の分離係数が6000との報告がある。

これら抽出法以外に、抽出クロマト法が研究・開発されている。この方法は、上記したようなMA(III)に対する選択的抽出能を有する化合物を有機樹脂に含浸したもの、あるいは多孔質シリカの細孔表面に抽出剤(吸着剤)を担持させたものを吸着材(固体抽出材)としてカラムに装填し、このカラムにMAを含む溶液を通液することで分離する方法である^{14), 15)}。この方法は、「高速増殖炉サイクルの実用化戦略調査研究」において、今後の研究・開発課題として取り上げられている¹⁶⁾。

以上のように、各種分離技術が研究・開発されているが、抽出法においては、バルクな水相と有機相とを混合し、重力場を利用して相分離を行っているため、抽出剤によっては希釈剤が必要となること、抽出・分離に時間がかかること、放射線劣化が起ること、第3相が生じること等、抽出操作そのものにおける課題と、特定の核種に対する高選択性を有する抽出剤が開発されていないことが、核種分離技術としての適用上の課題となっている。また、固体抽出材を用いた抽出クロマト法においては、吸着材の内部の構造やそこでの吸着機構が明確になっていないこともあり、選択性・効率性が十分でないこと、担持した抽出剤が溶出すること等が課題となっている。

いずれの課題もマイクロ・ナノレベルの現象を制御・利用できていないことに起因していると考えられる。

3. 目標とメリット

目標:

HLW から MA(III)のみを 99.9%以上回収しうる迅速かつ簡便な核種分離システムの開発
目標を可能にするための技術:

- ・ MA(III)に対する選択的抽出能を有する化合物の開発とそれを担持した高性能固体抽出材を用いた抽出クロマト核種分離技術

- ・ 高性能固体抽出材作製のための樹脂あるいは多孔質シリカ内の細孔（マイクロ空間）への抽出剤を均一にかつ高密度で化学的に担持しうる技術
- ・ マイクロ化学チップ（図-3）を利用した核種分離技術¹⁷⁾
- ・ 液供給，抽出・分離，液回収等の一連の分離操作を集積し、かつ隔離された場での簡便な遠隔操作が可能な集積型マイクロ化学チップ核種分離技術

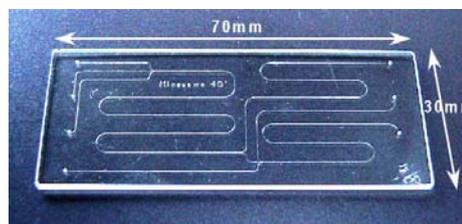


図-3 マイクロ化学チップ

これらの技術をさらに発展させ、HLW 中の核種をそれらの特徴に応じて分離する（いわゆる群分離）技術及び他の再処理廃棄物の効率的な処理技術の確立へと導き、核変換技術と合わせて将来の地球環境に影響を及ぼさない放射性廃棄物処理・処分技術を構築する。

期待される効果：

抽出クロマト法では、課題であった選択性の大幅な向上と抽出剤の溶出がなくなることから、コンパクトでかつ効率的な核種分離が可能となると期待される。

また、マイクロ化学チップを液-液抽出に利用した場合、マイクロチャネルの空間が狭い、比界面積が大きい、熱容量が小さい等の特徴を活かすことにより、核種分離を非常にコンパクトな装置で高速・高効率で行うことが可能になると期待される。

さらには、抽出分離とその他の処理単位操作を半導体チップのように基板上に集積化したマイクロ化学チップシステムを構築することにより、隔離された施設内でも簡便な遠隔操作により核種分離が行うことが可能になると期待される。

4. 課題

上記の技術を開発するための課題を以下に示す。

- ・ 高選択性抽出剤の設計と合成
 - 従来の HSAB 概念に基づく抽出剤の選定ではなく、計算化学に基づいた分子設計による抽出剤（吸着剤）の合成
- ・ MA(III)の化学的基礎データの取得
 - MA(III)の溶液中での化学的性質に関する系統的な研究とそれに基づく抽出剤（吸着剤）とで形成される錯体の構造と反応性に関する基礎データの蓄積
- ・ 量子化学計算手法の構築
 - 上記 MA(III)の溶液中での錯体の構造と反応性に関する研究を補完する量子化学計算手法の構築
- ・ 高性能固体抽出材の設計と作製
 - 樹脂あるいは多孔質シリカ内の細孔（マイクロ空間）への高選択性抽出剤（吸着剤）

- を化学的に担持するための反応系及びキャラクタリゼーション法の確立
- －固体抽出材中での MA(III)を主とした金属イオンの構造及び錯形成状態を把握するための手法の開発
- －以上に基づく高性能固体抽出材の調製法の確立
- ・ 高性能抽出クロマト法核種分離システムの構築
 - 上記したデータ及び技術を総合することによる小型で高性能な抽出クロマト核種分離システムの構築
- ・ マイクロ化学チップによる分離法の構築
 - －マイクロ化学チップを利用した高選択性抽出剤による液 - 液抽出分離法の確立
 - －電極付きマイクロ化学チップを用いた原子価調整を伴った液 - 液抽出分離法の確立
- ・ 集積型マイクロ化学チップ核種分離システムの構築
 - 各種のマイクロデバイス技術、計測法のマイクロ化技術、遠隔操作技術を取入れた集積型マイクロ化学チップ核種分離システムの構築

5. ロードマップ

	2010	2015	2020	2025
高選択性抽出剤の設計と合成	←→			
MA(III)の化学的基礎データの取得	←→			
量子化学計算手法の構築	←→			
高性能固体抽出材の設計と作製				
・ 担持法とキャラクタリゼーション法の確立	←→			
・ 錯形成状態の把握	←→			
・ 高性能固体抽出材の調製法の確立	←→			
高性能抽出クロマト法核種分離システムの構築		←→		
マイクロ化学チップによる分離法の構築				
・ 液 - 液抽出分離法の確立	←→			
・ 原子価調整を伴った液 - 液抽出分離法の確立		←→		
集積型マイクロ化学チップ核種分離システムの構築			←→	

6. サマリー

放射性廃棄物、特に高レベル廃液に起因する環境負荷の大幅な低減化を可能にするためには、従来のバルク的な発想から脱却し、マイクロ・ナノレベルの現象を制御することによる核種分離技術を構築する必要がある。その観点から、固体抽出材のマイクロレベルで制御した固体抽出材を用いた抽出クロマト法からマイクロ化学チップを用いた分離、さらには種々のマイクロデバイス・計測技術を取り入れ、それらを集積化した小型で高性能な核種

分離システムを構築する。

引用文献

- 1) T. Mukaiyama, "Long-lived Nuclides and Nuclear Transmutation", *Radioactive Waste Research*, **2**, No. 1 &2, (1996).
- 2) G. Persson, I. Svantesson, S. Wingefors, and J.O. Liljenzin, "Hot Test of a TALSPEAK Procedure for Separation of Actinides and Lanthanides Using Recirculating DTPA-Lactic Acid Solution", *Sov. Extr. Ion. Exch.*, **2**, 89 (1984).
- 3) Y. Morita, T. Fujiwara, *et al.*, "Diisodecylphosphoric Acid, DIDPA, as an Extractant for Transuranium Elements", International Conference on Evaluation of Emerging Nuclear Fuel Cycle Systems, *Global'95*, **2**, 1163, Versailles, France, September 1995.
- 4) W.W. Schulz and E.P. Horwitz, "The TRUEx Process and the Management of Liquid TRU Waste", *Sep. Sci. Technol.*, **23**, 1355 (1988).
- 5) Y. Zhu, C. Song, J. Xu, D. Yang, B. Liu, and J. Chen, "The Removal of Actinides from High Level Radioactive Waste by TRPO Extraction. The Extraction of Americium and some Lanthanides", *Chinese J. Nucl. Sci. Eng.*, **9**, 141 (1989).
- 6) C. Madic and M.J. Hudson, "High-level Liquid Waste Partitioning by Means of Completely Incinerable Extractants", Report EUR-18038 (1998).
- 7) P. Vitorge, "Lanthanides and Trivalent Actinides Complexation by Tripyridyl Triazine, Applications to Liquid-Liquid Extraction", CEA-R-5270 (1984).
- 8) I. Hagston, L. Spjuth, *et al.*, "Synergistic Solvent Extraction of Trivalent Americium and Europium by 2-Bromodecanoic acid and Neutral Nitrogen-containing Reagents", *Solv. Extr. Ion Exch.*, **17**, 221 (1999).
- 9) Z. Kolarik, U. Mullich, and F. Gassner, "Selective Extraction of Am(III) over Eu(III) by 2-6-Ditriazolyl- and 2,6-Ditriazinylpyridines", *Solv. Extr. Ion Exch.*, **17**, 23 (1999).
- 10) M.P. Jensen, L.R. Morss, J.V. Beitz, and D.D. Ensor, "Aqueous Complexation of Trivalent Lanthanide and Actinide Cations by N,N,N',N'-tetrakis(pyridylmethyl)ethylenediamine", *J. Alloys Comp.*, **303-304**, 137 (2000).
- 11) C. Masikas, *Min. Pro. Ext. Met. Rev.*, **17**, 109 (1997).
- 12) J. Chen, Y. Zhu, and R. Jiao, "The Separation of Am from Lanthanides by Purified Cyanex 301 Extraction", *Sep. Sci. Technol.*, **31**, 2723 (1996).
- 13) G. Modolo and R. Odoj, "Synergistic Selective Extraction of Americium(III) over Lanthanide from Nitric Acid Using New Aromatic Diorganoyldithiophosphinic Acids and Neutral Organophosphorous Compounds", *Sov. Extr. Ion Exch.*, **17**, 33 (1999).
- 14) Y-Z. Wei, M. Kumagai, Y. Takashima, G. Modolo, and R. Odoj, "Studies on the Separation of Minor Actinides from High-level Wastes by Extraction Chromatography Using Novel

- Silica-based Extraction Resins”, *Nucl. Technol.*, **132**, 413 (2000).
- 15) T. Suzuki, Y. Fujii, S. Koyama, and M. Ozawa, “Nuclide Separation from Irradiated Fuels by Using Pyridine Resin”, 2nd COE-INES International Symposium INES-2, Yokohama, Japan, November, 2006.
 - 16) (独)日本原子力研究開発機構, 日本原子力発電(株), “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”, 2006年3月
 - 17) 渡慶次学, 池田泰久, 北森武彦, “マイクロ化学チップテクノロジーと原子力再処理工程溶液分析への適用を目指して”, 日本原子力学会誌, **48**, 38 (2006).

5.2 革新的分離核変換

5.2.1 核変換(核不拡散と核廃棄物の低減を目指して)

斉藤 正樹

ここでは、21世紀COE事業「世界の持続的発展を支える革新的原子力」における代表的な革新的核変換システム研究の一つである「人間社会や地球環境と調和した原子力システムの研究」について紹介します。

「人間社会や地球環境と調和した原子力システムの研究」は、1990年代初めに「自ら整合性を有する原子力システム(Self-Consistent Nuclear Energy System (SCNES))の研究」として開始されました。この研究の目的は、以下の4つの目標を同時に満足する原子力システム概念を構築することです。

- (1) エネルギー生産
- (2) 燃料の増殖
- (3) 核廃棄物の消滅(核変換)
- (4) 安全性の保障

上記4つの目標達成には、原子力システム内の中性子の数と性質が大きな影響を与えるため、システム内の中性子の数と性質を改善するために、核分裂中性子以外に陽子ビームを利用した核破砕中性子や核融合中性子を取り込んだ **Multi-Component Self-Consistent Nuclear Energy System (MC-SCNES)** 研究に発展してきました。(図 5.2.1-1 参照)

当初SCNES研究では、マイナーアクチノイド(MA)は核廃棄物としてではなく、速度の速い“硬い”高速中性子によって核分裂させることが出来るため、貴重な核燃料として取り扱われていました。しかし、例えば、MAの代表的な核種であるネプツニウム²³⁷Npやアメリシウム²⁴¹Amは、速度の遅い“柔らかい”熱中性子領域では、中性子を吸収して核分裂するよりも、プルトニウム²³⁸Puに変わることが分かってきました。この²³⁸Puは、他のプルトニウムの仲間と比べて、非常に高い崩壊熱と多くの自発核分裂中性子を放出するため、²³⁸Puを多く含むプルトニウムは軍事転用が困難だと言われています。

このようにMAの核変換を利用して、「高い核拡散抵抗性を有するプルトニウムの生成に関する研究(P³計画: Protected Plutonium Production (P³))」が2000年初めに開始されました。現在は、上記SCNESの4つの目標に「核不拡散」を達成すべき新たな目標として加えています。

このように、P³技術を利用すると、現在、高レベル放射性廃棄物の対象とされているマイナーアクチノイド(MA)をウラン燃料に少量添加することにより、発電しながら、燃料中にプルトニウム²³⁸Puを多く含む強い核拡散抵抗性を持つプルトニウムを生成することが可能となります。また同時に、高レベル放射性廃棄物の対象とされているMAを減らすことに貢献します。

Multi-Component SCNES for Sustainable Growth

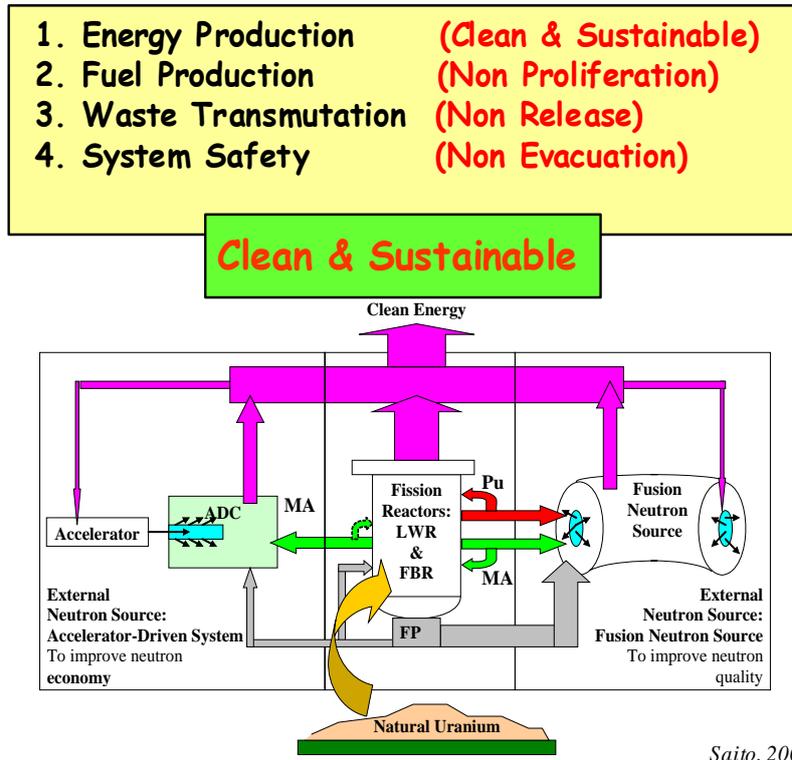


図 5.2.1-1 自ら整合性を有する原子力システム(MC-SCNES)

(1) 核廃棄物(長寿命核分裂生成物(LLFP))の消滅に関する研究

SCNES の核廃棄物の消滅(核変換)の研究では、MA 核種は核分裂をする核種が多く、これだけの消滅なら、MAと核分裂生成物(FP)を十分な精度で分離するという課題がありますが、一般的な条件で高速炉だけで中性子は不足しないことを研究のごく初期に明らかにしました。一方長寿命核分裂生成物(LLFP)に関しては、中性子は消費するだけで、原子炉だけで消滅するのはMAに比べて非常に困難です。しかし半減期 100 年以上の LLFP の放射性毒性や放射能は、それらを産んだ燃料(ウラン等)が元々有した放射性毒性や放射能とほぼ同等かそれ以下のレベルであることが我々の研究で判っています。

SCNESが目指す究極の目標は、核廃棄物を環境に出さない“**Zero-release of radioactive wastes**”です。LLFPについては更に研究を進め、半減期が 1 年以上、また核分裂収率/半減期比が 10^{-10} 以上とする2つの基準に基づき、29 核種の長寿命核分裂生成物(LLFP)を消滅(核変換)すべき核廃棄物として取り上げ、核廃棄物の無毒化や短寿命化の研究を行っています。

最近の研究により、以下のことが明らかになってきています。

- 29 核種の LLFP を、高速中性子(FBR 消滅炉)で核変換すると、ハザード指数(年間

摂取限界量(ALI)に基づくLLFP蓄積量の平衡到達時間を1000万～100万年のオーダーから、数千年のオーダーまで大幅に低減できる。

- もっとも厄介なLLFPは錫の ^{126}Sn (半減期約10万年。FBR消滅炉における平衡到達時間約3500年)であり、その次はジルコニウム ^{93}Zr (半減期150万年。FBR消滅炉における平衡到達時間約340年)である。
- FBR消滅炉において局所的に中性子エネルギー・スペクトル等を調整して核変換を促進することができれば、 ^{126}Sn 及び ^{93}Zr を含む29核種のすべてのハザード指数を百年前後にすることが可能となり、核廃棄物の消滅(核変換)の観点で、人間社会や地球環境により調和した原子力システムの実現が可能である。

また、更なる核変換の効率向上を図るため、システム内の中性子の数や性質が優れている核破砕中性子システムや核融合中性子システムによる核変換も、現在、研究中です。

(2)核拡散抵抗性の高いプルトニウムの生成(P³計画)研究

P³計画って何？

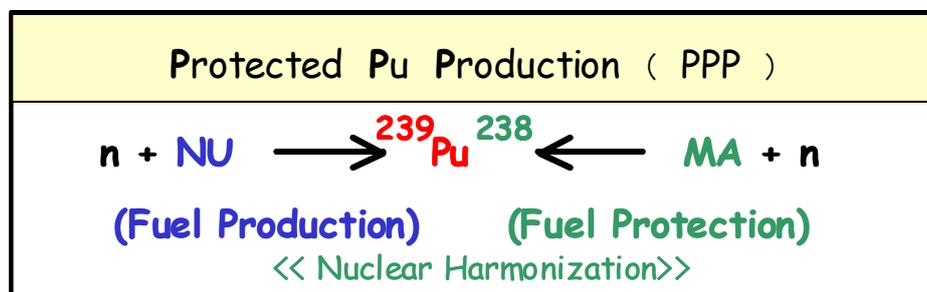
原子力の平和利用を地球規模で円滑に進めて行くためには、平和利用を担保するための国際的取り決め(「保障措置」及び「核物質防護措置」等)の遵守は当然重要ではありますが、これらは、基本的には国際的信頼性に基づく約束ごとであって、これだけでは本質的な意味における核不拡散の問題の解決策にはなりません。国際的な破壊行為をする集団や国家に対しては何の抵抗力もありません。

もっと重要なのは、使用する核物質そのもの自身が、核拡散に対して強い防護特性(核拡散抵抗性)をもつことであり、平和目的以外には物理的に転用不可能な核物質に変換することです。

例えば、プルトニウム ^{238}Pu は核兵器の優れた材料であるプルトニウム ^{239}Pu と核拡散抵抗性の観点から比較すると、単位質量あたりプルトニウム ^{239}Pu の約300倍の熱(崩壊熱)を自然に放出します。さらに、プルトニウム ^{238}Pu は1g当り1秒間に約2600個の自発核分裂中性子を自然に放出します。これはプルトニウム ^{239}Pu の約13万倍です。このように、多くの熱量を自然に発生するプルトニウム ^{238}Pu を多く含むプルトニウムは、常に冷やしておかないと、プルトニウム自身が溶けたり、また、周囲の材料(高速爆縮するための爆薬等)や機器に大きな悪影響を及ぼします。また、自発核分裂中性子を多く放出するプルトニウム ^{238}Pu は人の接近を妨げるのみならず、期待通りの核爆発を妨げるため、軍事転用には非常に困難で不都合な物質です。

しかし、プルトニウム ^{238}Pu は、平和利用として原子炉(特に高速炉)内では、プルトニウム ^{239}Pu と同様に、安定に核エネルギーを作ってくれます。

燃料中にプルトニウム²³⁸Puを多く含む強い核拡散抵抗性を持つプルトニウムを生成 (Protected Plutonium Production : PPP (P³) (下図参照)) することが可能となります。また同時に、高レベル放射性廃棄物の対象とされているMAを減らすことが出来ます。



このように、マイナーアクチニドは決して厄介な核の「ゴミ」ではなく、貴重な「宝」として将来の人間社会の持続的発展を支えるものであります。

また、核拡散抵抗性の高い中・小型長寿命原子炉は、高レベル放射性核廃棄物の低減のみならず、地球規模での積極的な原子力平和利用の促進、すなわち海外輸出等新たな市場や用途の可能性を拓くものであります。そして、地球規模での原子力の平和利用の促進は世界のエネルギーの安全供給や地球環境保全、人類社会の持続可能な発展に貢献するでしょう

現在、東京工業大学で進めているこの研究は、国際原子力機関 (IAEA) でも高く評価され、IAEA が世界の専門家を集めて、この研究に関する IAEA 諮問会議をこれまでに2回開催しています。(2003年6月及び2006年6月)

(3) ロードマップ

核廃棄物(長寿命核分裂生成物(LLFP))を消滅する革新的原子炉システムについては、現在、我が国が世界に先駆けて開発している高速増殖炉の実用化の後、10年から20年位でその実現できると期待しています。そのためには、主要なLLFP核種の核データ(¹²⁶Sn等)の整備とLLFPをリサイクルするための核燃料サイクル施設の整備が重要です。

強い核拡散抵抗性を持つプルトニウムを生成する革新的原子炉システムについては、先ず、現行の軽水型原子炉システムへ、P³技術が10年以内に適用が開始されることを予測しています。高速増殖炉への適用は、現在、我が国が世界に先駆けて開発している高速増殖炉の実用化と同時期に適用されるでしょう。

従って、今世紀の後半には、「人間社会や地球環境と調和した革新的原子力システム」の実現が期待できるでしょう。そして、そのころには、陸地でのウラン資源の枯渇が始まり、P³技術によって防護されたプルトニウムが原子力の平和利用を支えているでしょう。

SCNES やP³の研究は、東京工業大学が、未来の社会・世代へ贈るメッセージです。

5.1 革新型原子炉

5.1.4 熱エネルギー利用システム

加藤之貴

1 イントロダクション

原子力エネルギーの利用先として移動体市場を考え、この市場での原子力エネルギー活用の道筋を検討する。原子力エネルギーは電力源としてこれまでに普及をしており、今後も従来技術の改良により普及が拡大することが予想できる。一方、近年、世界的に化石燃料の逼迫感が強まり、また京都議定書を代表とする二酸化炭素発生削減のため、脱化石燃料の動きが加速している。化石燃料は移動体向け燃料として重要である。原子力エネルギーが移動体用化石燃料の代替になることは将来非常に有効であるといえる。すなわち原子力エネルギーが二酸化炭素をほとんど排出しないシステムであること、また資源量として世界市場に対応しえるからである。

しかしながら原子力エネルギーの移動体分野への活用については様々な制約があり、また技術選択の必要があり、この分野への普及に向けての道筋を検討する必要がある。とくに従来技術をこえた革新的なエネルギー変換、輸送技術が必要である。すなわち、原子力エネルギーから二次的なエネルギー媒体への変換、媒体輸送、移動体での駆動力への変換においてそれぞれに高効率、安全性、環境性そして経済性が求められる。

移動体市場では内燃機関が既に良く普及し、低コストを実現し、エネルギーの一次資源から、輸送、市販までの社会基盤が整備されている。新しいエネルギーシステムの既存システムを超えての普及には高い技術障壁がある。

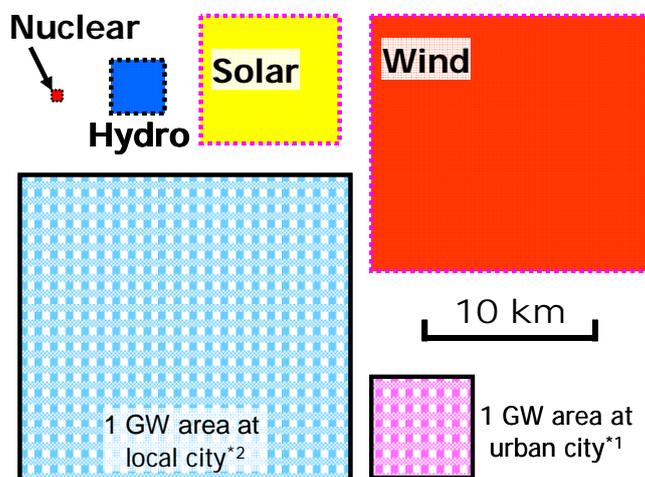
このため市場のニーズに耐える移動体向けの原子力エネルギーシステムには革新的な技術が必要となる。革新性の実現には原子力技術と非原子力技術の協働が一つの手法と考えられる。本論では化学反応を用いたエネルギー貯蔵、変換技術と原子力エネルギーを協働した新しいシステムを検討する。

化石代替エネルギーの選択： 二酸化炭素の排出抑制を条件とすれば、化石燃料に代わりえるエネルギー源は再生可能エネルギーおよび原子力エネルギーである。図1および表1に1GW基準の消費地域面積と、再生可能エネルギー・原子力発電所の所要面積との比較を示した。1GW消費地（約30万人）のために再生可能エネルギーを用いるには、水力、太陽光、風力の順に広域を要し、都市部においてはその地域面積以上の広大な面積を要する。よって再生可能エネルギーは、エネルギー密度が希薄なため、所要面積・体積が膨大であり、わが国国内での量的な確保は困難であるといえる。また非定常なため、生成エネルギーの貯蔵が必要であり、そのための追加的な装置とそのエリア、コストが必要となる。原子力は所要面積の制約が小さく、安定供給の観点から、化石代替エネルギー源の有力候

補になりえる。

表-1 1 GWe (30 万人) のための所要面積

原子力	0.51 km ²
太陽光	67 km ²
風力	248 km ²
水力	11 km ²
都市地域 (横浜市内) の 1 GW 消費エリア	40 km ²
近郊地域 (八戸市) の 1 GWe 域	369 km ²



Example cities are Yokohama for *1 and Hachinohe for *2, Japan.

図-1 1GW 基準の消費地域面積と、再生可能エネルギー・原子力発電所の所要面積との比較 (都市域(*1)として横浜市、郊外域(*2)として八戸市を例とした。)

移動体用エネルギーキャリアの選択：

自動車レベルの移動体の出力はおよそ 5~50 kW 程度である。一方で原子炉からのエネルギー出力は 100MW~1GW 程度であり、両者には規模の差が $10^4 \sim 10^5$ 倍程度の差がある。よって、原子力エネルギーを移動体で利用するにはエネルギーの利用側の規模にあわせた小口分配が可能であることが必要となる。また、原子力の通常利用エネルギー形態は電気である。電気は電力源から利用側までの電線の接続を必要とし、移動体に直接利用できない。以上より化石燃料に代替するエネルギーキャリアが重要となる。原子力由来のエネルギーキャリアとしては、

1) 水素：原子力発電による電気分解、原子炉出力熱による熱化学水分解サイクルによる

製造

2) 蓄電池：原子力発電による電気の貯蔵

3) 合成燃料：原子炉出力熱による炭化水素の水熱分解、原子力発電による電気分解で生成した水素による水素添加反応による製造

が考えられる、これらには一長一短があり、今もそれぞれの手法が独自の進化をしているため、現在、一つを選択することは困難である。先ずはこれらが混在した形態が具体的な目標であり、これらの按分が最適化されたベストミックスの状態を模索することが実用的と考える。

本論では水素をエネルギーキャリアとして取り上げる。理由として水素は製造にエネルギーが必要であるが、原料が主に水であり、利用後はやはり水に戻るため、水素自身は環境負荷が少ない。また、電力のみならず、熱により製造が可能である。よって電力利用の蓄電池に対して対応できるエネルギー源の多様性がより広いと期待できる。また、水素製造によりオイルシェールなどの低質原油の軽質化、また合成燃料の製造が可能となり化石燃料の資源量の拡大に貢献可能である。

以上より原子力エネルギー利用の水素が化石燃料代替のエネルギーキャリアの将来の代位候補と期待できる。原子力水素は移動体用燃料に活用できる。また、化石燃料の資源量拡大に貢献する点で価値がある。

2 現状

現在の原子力水素は純水素の製造に主眼がおかれている。熱化学水素製造として硫黄・ヨウ素の液体反応を利用した SI サイクルが日本原子力研究機構（JAEA）や米国、フランスなどの海外の研究機関で研究開発が行われている。米国で原理が提案されたこの手法では、JAEA が世界で最初に連続水素製造に成功している。また、気固系では鉄、カルシウム系の UT-3 サイクルが実験室スケールでの水素製造実証が試みられている。水の電気分解は従来より最も普及した確実な水素製造方法である。近年は高温水蒸気電気分解が水素製造効率が高いことから注目され、日本、米国などで試験が進められている。高温耐久型セラミック複合型電極を用いての高効率水素製造が実証されている。

水素システムの一つの課題は水素の貯蔵、輸送の点にある。高分子電解質型燃料電池（PEMFC）などの燃料電池は水素を燃料として利用するためにそれ自体はクリーンエネルギーシステムになりえる。しかし水素は気体であり、水素の貯蔵、輸送には何らかの、多大な仕事・エネルギーを要する。さらには爆発限界の広い水素を安全に供給するには高度な技術的配慮が必要ある。よって、燃料電池の普及には、燃料電池技術のみならず、燃料水素の安全・安価な供給方法の確立が必須である。わが国のエネルギー関連の調査会においても燃料電池の普及において水素の製造、運搬、貯蔵に係る技術開発の必要性が指摘されている^{1,2)}。

とくに移動体向け燃料電池については消費場である移動体までの水素の効率的な輸送・供給技術が重要である。移動体利用の水素供給システムにおいては軽量・コンパクト、素早い応答性、振動耐久性、頻繁なスタート&ストップ操作への耐久性そして低コストが望まれる。最近の実用燃料電池自動車には 35~70 MPa程度の圧縮水素を充填した水素シリンダーが利用されている³⁾。また、移動体むけの圧縮水素を供給する水素ステーションの実証試験も進んでいる⁴⁾。

圧縮水素利用の燃料電池水素供給プロセスでは水素は水素含有原料から製造され、圧縮貯蔵される。その後、水素シリンダーに充填され、移動体内で利用される。この水素プロセスにおいては次の課題がある。すなわち、

- (1) 水素製造エネルギーとともに、生成水素の貯蔵・輸送のためのエネルギー消費が少くない。この削減が望まれる。
- (2) 水素は高い爆発性を持つため、高圧水素を搭載しての一般道路の移動は非常な注意を要する。
- (3) 水素原料に水ではなく、炭化水素を選択すれば水素製造の過程で二酸化炭素 (CO₂) 等が発生する。水素燃料としてはCO₂の分離が望まれ、環境面からはCO₂の固定化、ゼロエミッション化が望まれる。

3 目標とメリット

上記の課題への対案として、ここでは従来技術とは異なる新しい水素製造・輸送システムの可能性について述べる。この技術は水蒸気燃料改質を基としている。例えばメタンを水素原料とした場合、水蒸気燃料改質反応は主に以下の改質主反応、式(1)、と一酸化炭素(CO)転換反応、式(2)、を経て進む。



反応(1)は通常 700℃前後の高温を必要とし、そのための熱供給・耐熱技術が必要となる。さらに他の炭化水素も水蒸気燃料改質が可能である。灯油、ガソリン等の高級炭化水素は液体燃料として輸送が簡易であり水素原料として期待できるが、より高温での改質が必要である。

通常の燃料改質で得られる生成物は、水素、CO₂および他の副生物と残留原料が混在する混合気である。当然ながら反応平衡以上に改質は進行しないため、原料の水素転化率に制限がある。いま、ある分離プロセスにより、式(1)、(2)中の水素またはCO₂が系より分離されたとすると、Le Chatelierの法則にしたがい、正反応が促進され、通常反応平衡以上に水素生成が促進されることが可能となる。ここでは、この分離操作と通常反応平衡をこえる反応促進現象を含めて反応の非平衡化と定義する。この非平衡化により、高効率な水素製造が期待できる。

非平衡化の観点から燃料改質プロセスは図 2 のように分類できる。すなわち通常改質、水素分離型非平衡改質、二酸化炭素分離型非平衡改質（図 2(a)-(c)）である。通常の改質で得られる生成物は反応平衡未満の水素、CO₂、COと残留原料が混在する混合気である（図 2(a)）。とくにPEMFC燃料電池ではCO被毒の点で別途CO転換処理プロセスが必要となる。そこで図 2(b)のように混合気より水素を選択的に分離する方式がある（水素分離式燃料改質と定義）。この方式では以下の効果が期待できる

- (1) 反応系が非平衡化し改質正反応が促進され、水素収率が向上する。
- (2) 水素の高純度化が可能。
- (3) 非平衡化により吸熱反応である改質温度の低下が期待できる。低温で改質反応平衡転化率は下がるが、非平衡状態を維持し水素を系から連続的に取り出すことで、総括転化率が向上できるためである。

さらに、図 2(c)のように系からCO₂を除去する方式がある（二酸化炭素分離式燃料改質と定義）。同じく、式(1)(2)の正反応が促進され、水素収率向上および水素高純度化ができる。この場合効果(1)~(3)とともに、

- (4) CO₂の固定化が可能、
が特徴となる。

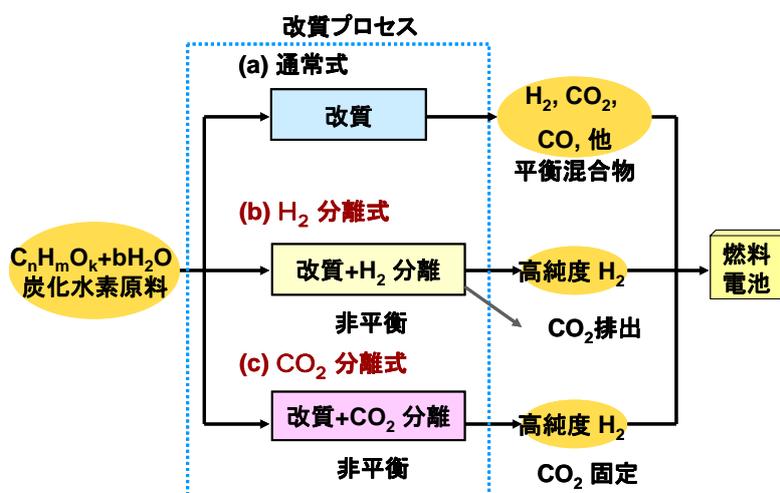


図-2 燃料改質型水素製造における非平衡化操作の手法とその効果

3.1 二酸化炭素分離式燃料改質

二酸化炭素分離式燃料改質方式が上記(1)~(4)の点から水素輸送に適する可能性がある。そこでこの非平衡操作技術による水素製造方法、さらにこれを応用した炭素リサイクル水素システムについて下記に述べる。

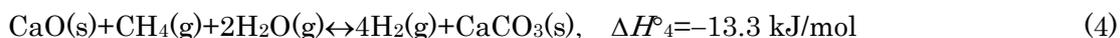
改質原理:

改質反応生成ガス中のCO₂分離手法の候補として、酸化カルシウム/二酸化炭酸系

(CaO/CO₂)の炭酸化反応性の利用がある^{7, 8, 9)}。



メタン改質反応(1)-(2)と式(3)が単段で同時に反応するとすれば、次式が成立する。



この反応の改質反応としての利点は、以下の通りである。

- (1) 改質反応生成物のCO₂がCaO固体に固定化できる。
- (2) 気相生成物は高純度水素になりえる。
- (3) 反応が非平衡化され、改質正反応が促進され水素収率が向上する。
- (4) 非平衡化によりCOの転換反応も促進され、CO濃度を軽減できる。
- (5) 全体の反応は発熱反応ゆえに外部加熱無く進行可能である。
- (6) 単段で、シンプルに高純度水素供給が可能となる。
- (7) 生成する炭酸カルシウムは、加熱し脱炭酸反応が進行し、酸化カルシウムとして再生でき、本改質へ再使用できる。
- (8) 反応(4)を On-board(移動体上)で行うことで、結果的に水素圧縮のリスクを省略し、化学的に水素を輸送できる水素キャリアになりえる。
- (9) 脱炭酸プロセスで結果的にCO₂を高純度に回収できる。
- (10) 回収CO₂を適切に炭化水素再生することで、ゼロCO₂エミッション方式の炭素リサイクル型水素システムが成立する。

式(4)の利用自体は古くから行われているが、利点(8)-(10)を生かした水素システムとしての利用は新しい。

3.2 炭素リサイクル水素キャリアシステム

式 4 の改質方法を利用することでCO₂を排出しない移動体燃料電池むけの水素キャリアシステムが構成できる。図 3 に提案する炭素リサイクル水素キャリアシステムを示す¹⁰⁾。これは地域に分散させた改質パッケージ・炭化水素再生ステーションを中心とした水素システムである。各燃料電池移動体は式 (4) を行う酸化カルシウムと改質触媒とを混合充填した、改質パッケージおよび改質原料である炭化水素と水を搭載する。水蒸気改質をパッケージ内で進行させ、発生する高純度水素を燃料電池に供給し駆動する。水素供給を終了後、パッケージは地域の再生ステーションに回収される。ステーションではOff-peak電力、再生可能エネルギー源や高温プロセスからの電力または高温熱を受けてパッケージを 850°C程度に加熱しCaO再生を行う。生成したCO₂は回収・貯蔵され、続くCO₂処理プロセスで炭化水素に再生される。このために別途電気分解などにより水素製造を行い、CO₂水素化によるメタン/メタノール/エタノールなどの炭化水素再生を行う。再生されたパッケージおよび炭化水素原料は燃料電池車で再び水素供給に用いられる。これにより、ゼロCO₂エミッションとなる炭素リサイクル型の水素キャリアシステムが構築できる。

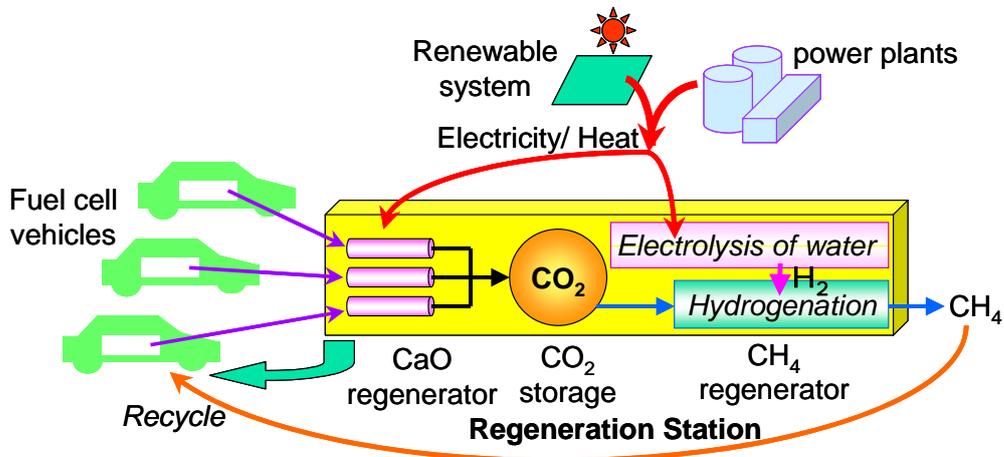


図-3 炭素リサイクル水素キャリアシステムの構成¹⁰⁾

3.3 改質器評価

実験室規模の二酸化炭素分離式燃料改質器によるメタン水蒸気改質実験の結果例を図 4 に示す⁹⁾。内径 15mm、酸化カルシウム粒子 8.1g、ニッケル触媒粒子 2.7gを混合充填し、水蒸気/メタンモル比=4.0、改質反応温度 550℃、大気圧下で実験を行った。横軸は改質時間、縦軸は反応器出口ガス組成（キャリアガス、凝縮成分を除く）を示す。初期 60 minあたりまで、非平衡で改質反応が進み通常の改質改質反応平衡（点線）を越えて水素生成が進み、94 mol%水素生成が確認されている。一方でCO₂吸収によりCOの転換反応も促進され、CO₂、CO濃度は 1%以下であった。また通常は 700℃以上を要する改質反応の低温化が可能になっている。

一連の実験結果を基に、走行距離 100 kmあたり水素 1.0 kgを消費する燃料電池移動体を想定し、各水素貯蔵方法、蓄電方法の貯蔵密度を比較した。車 1 台あたりの改質パッケージの所要CaO充填量は 7.9 kg、9.6 literで、反応メタン、水改質原料を加えた総含量は 14.4 kg、28.7 liter（メタンを貯蔵圧力 17.5 MPaとして）であり、5.5 kgのCO₂が回収できると見積もられた。鉛蓄電池で同等距離走行に必要な蓄電池重量は約 400 kg、リチウムイオン型蓄電池で同 100 kgである¹⁵⁾。また、70 MPa圧縮水素で同量を貯蔵すれば 25.6 literの容器を必要とする。さらに金属水素化物 5.0 wt%貯蔵の場合 20 kgを要する。以上から提案の改質パッケージは他の蓄電池・水素システムに比較してもコンパクト、軽量な水素輸送媒体になると期待できる。

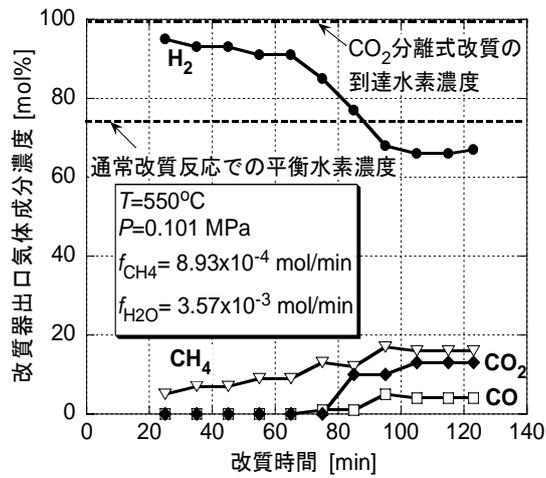


図-4 二酸化炭素分離型の燃料改質水素製造実験結果⁹⁾

原子力との協同化：

高温ガス炉（HTGR）と炭素リサイクル水素キャリアシステムの協働化システムの例を図5に示す。ここでは高温ガス炉の一次ループの高温部を炭酸カルシウムの分解に利用し、残りを発電、水素製造、二酸化炭素からの炭化水素再生に利用する。これにより、HTGRが持つ質的エネルギー（エクセルギー）を無駄なく活用できる。本システムはHTGRの高温熱の活動利用の一例である。

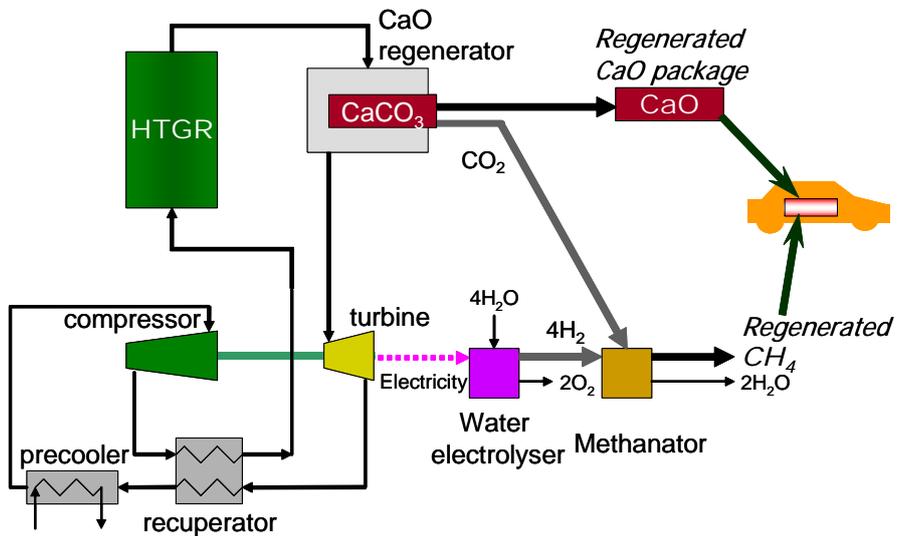


図-5 高温ガス炉と炭素リサイクル水素キャリアシステムの協働化システムの例

である。すでにトウモロコシなど農作物由来の燃料に関しては、食料供給側との間に資源争奪があり、市場間に軋轢が生じている。

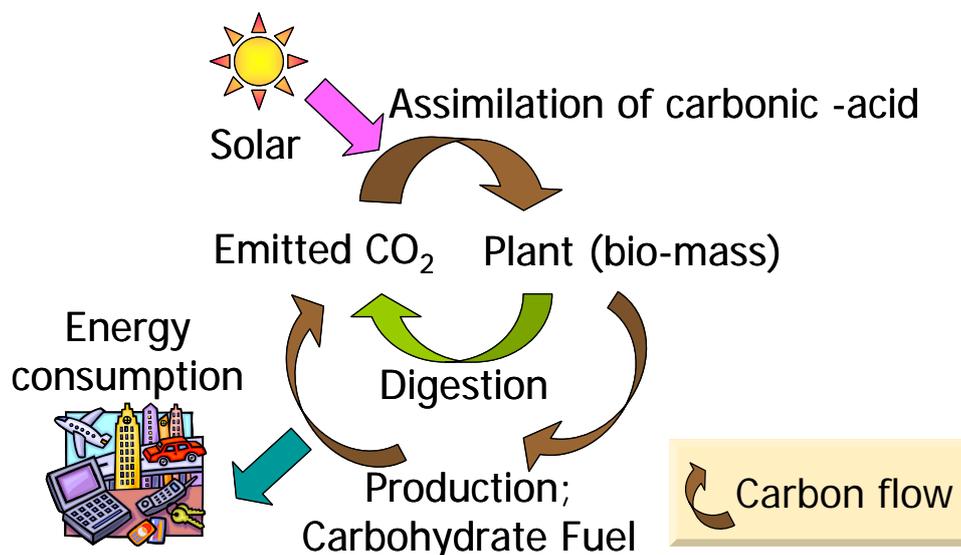


図-7 カーボンニュートラルエネルギーシステムにおける炭素循環

5 ロードマップ

原子力アシスト型カーボンニュートラルエネルギーシステム：

バイオマス利用型のカーボンニュートラル水素システム量的な対応ができない一つの要因は炭化水素生産収率が低いことである。概ねバイオマス原料中の炭素の 1/3 が有用な炭化水素水素に変換できるが残り 2/3 は消化、分解限界などがあり、活用されないままに大気に二酸化炭素として排出される。バイオマスの炭素をより収率高く利用するにあたり原子力が活用できる。原子力発電から製造された水素をバイオマスに添加することで効率のよい炭化水素燃料の製造が可能であり、理論的には従来の 3 倍近い燃料が得られることになる (図 8)。ここでは原子力エネルギーはバイオマスのエネルギーを支援する側であり、図 6 の原子力ベースの水素システムに対して、原子力の負担が減るため、より現実的な対応が可能となる。

バイオマスの国内排出量はおよそ火力発電利用基準で 17GWe に相当する¹¹⁾。仮に原子力による支援が可能であれば、バイオマス由来のエネルギーを概ね 3 倍、51GWe 程度まで活用できる。全自動車での水素需要の 1/3 に相当する。

よって、原子力の普及に伴い、まずは原子力アシスト型カーボンニュートラルエネルギーシステム、ついで、炭素リサイクル水素システムへと移行することが合理的であると考えられる。よって今後は原子力アシスト型と、炭素リサイクル型を複合したエネルギーシステムが期待できる。

他のエネルギー貯蔵・水素システムに比較して、本水素キャリアシステムは化学反応を利

用した高密度なエネルギーキャリアの可能性の一例といえる。

図-9 に本技術の将来にむけたロードマップをしめす。

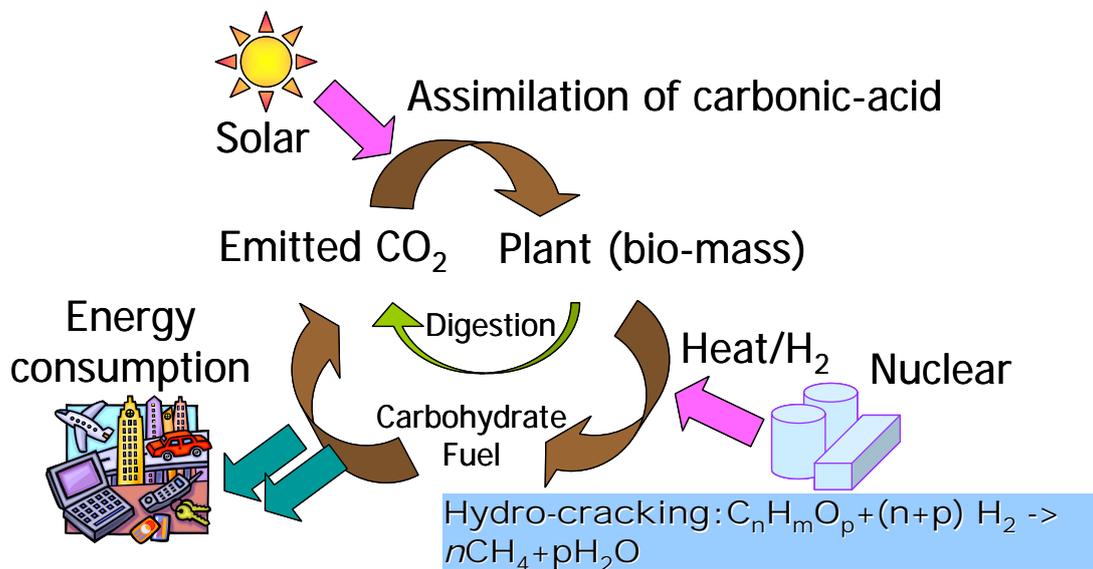


図-8 原子カアシスト型カーボンニュートラルシステム

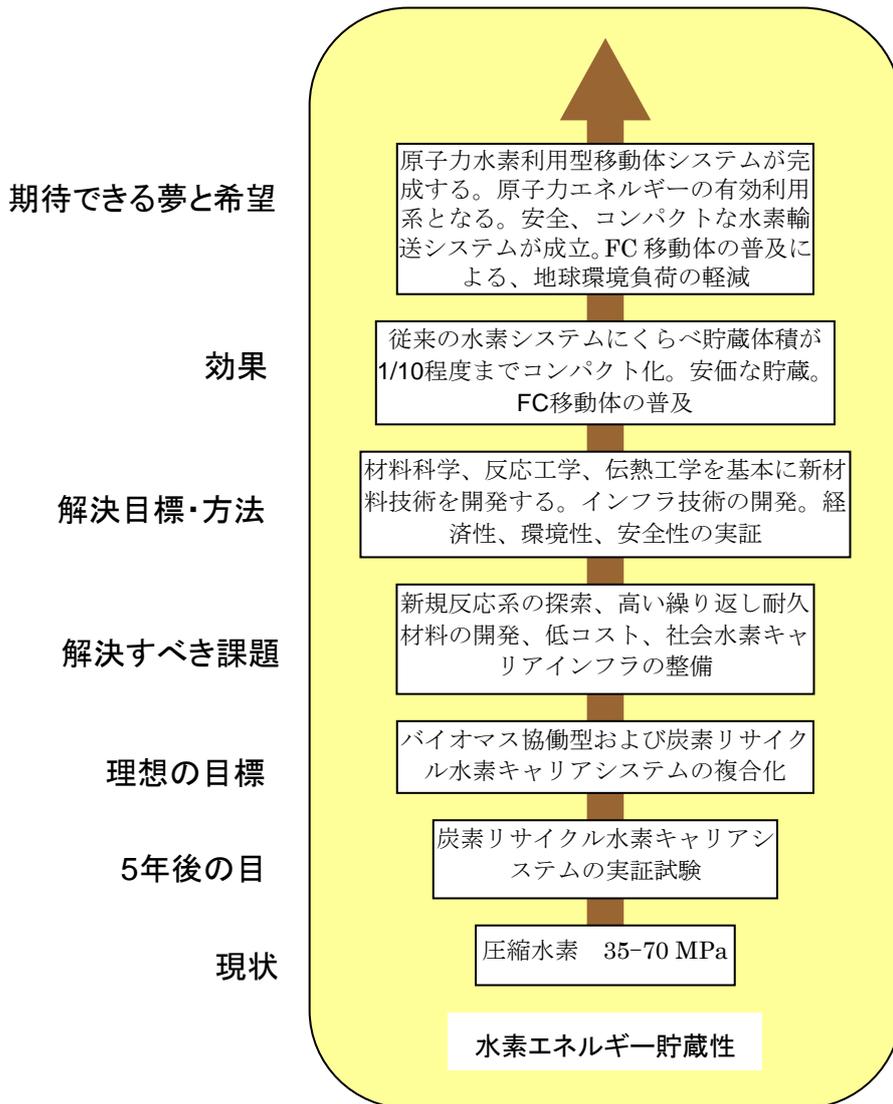


図-9 原子力水素システムのロードマップ

6 サマリー

分散型システムにおけるエネルギーメディアとして水素の利用普及を図るには、合理的な水素製造および、安全、安価な水素輸送技術の確立が重要である。原子力は量的な対応が可能な非二酸化炭素排出系エネルギー源である。原子力をエネルギー源に非平衡技術を利用した水素製造は新しい水素製造の可能性を持っている。この特性を生かすことで、分散型システムへの水素供給の手段の一つとなりえよう。二酸化炭素分離型改質器は移動体への利用に可能性があり。コンパクトな炭素リサイクル型の水素キャリアシステムを構築できる可能性がある。とくに高温ガス炉との協働が期待できる。移動体燃料の原子力水素へ

の移行には、日本の場合、現状の 3 倍の原子炉を必要とし、整備には長時間を要する。これに対し原子力アシスト型カーボンニュートラルシステムは中期的に二酸化炭素循環型システムとして有効である。将来的には両技術をベストミックスしたシステムが望まれよう。これらの技術が来るべき原子力利用型分散エネルギーシステム社会へ貢献することを期待したい。

引用文献

- 1) 燃料電池実用化戦略研究会編：”燃料電池実用化戦略研究会報告” (2001)
- 2) 総合資源エネルギー調査会：“基本計画部会報告書-エネルギー基本計画” (2003)
- 3) トヨタ自動車株式会社：“TOYOTA FCHV BOOK” (2003)
- 4) 大阪ガス株式会社：環境・社会行動レポート 2003、52 (2003)
- 5) 白崎義則ら：化学工学会 第 35 回秋季大会要旨集, X202 (2002)
- 6) Yabe, T. et al.: Proc. of 4th International Symposium on Beamed Energy Propulsion (ISBEP4), Nara, Japan, (2005)
- 7) Balasubramanian, B. et al.: Chem. Eng. Sci., 54, 3543 (1999)
- 8) 特開 2001-3054 (2001)
- 9) Kato, Y. et al.: J. Chem. Eng. Japan, 36, 860 (2003)
- 10) Kato, Y., et al.: Chem. Eng. Res. Design, 83(A7), pp. 900-904 (2005)
- 11) 堀尾、野田、骨太のエネルギーロードマップ、化学工学社(2006)

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-水反応で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いため、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。

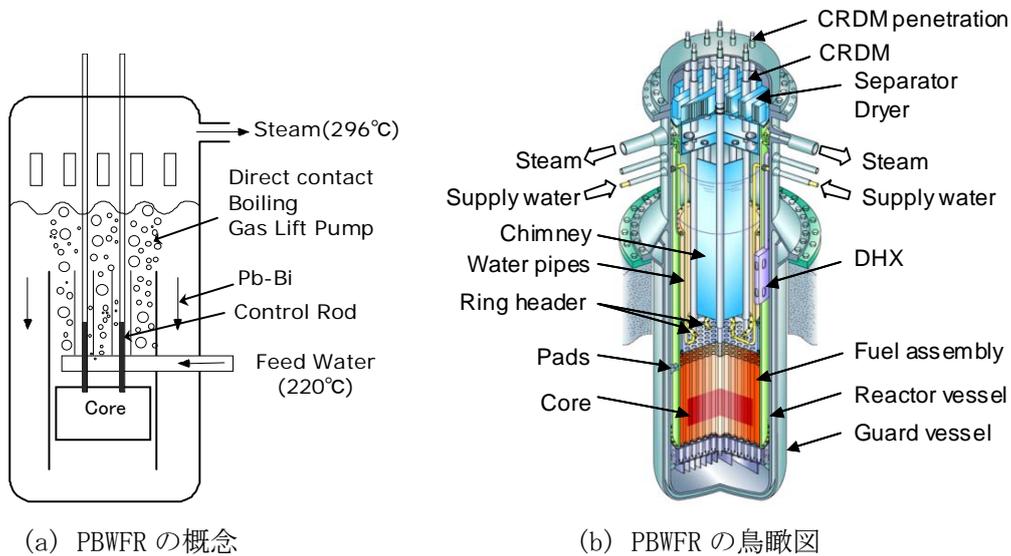


図-1 蒸気リフトポンプ方式の鉛ビスマス冷却炉 PBWFR の概念

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。

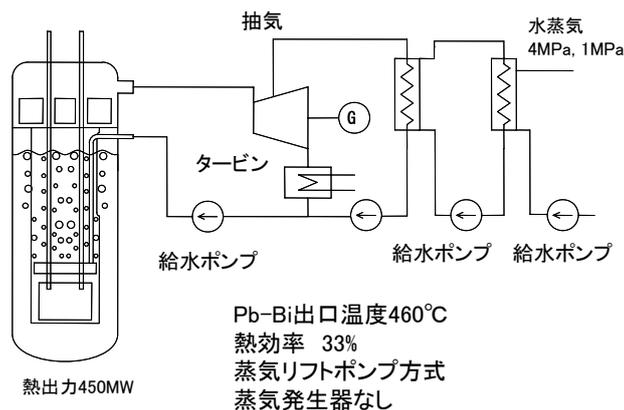


図-2 直接接触沸騰水型（PBWFR, 150MWe, 450MWt, 蒸気併給）

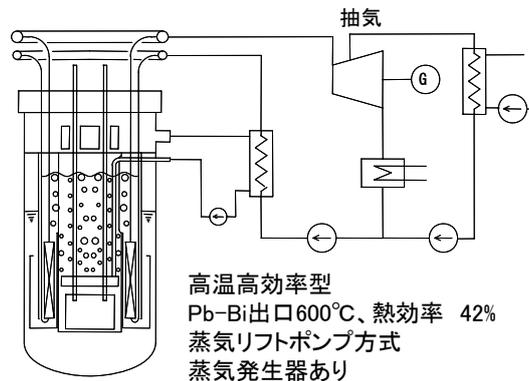


図-3 蒸気リフトポンプ型 (SLPLFR, 600MWe, 1430MWt, 蒸気併給)

(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。

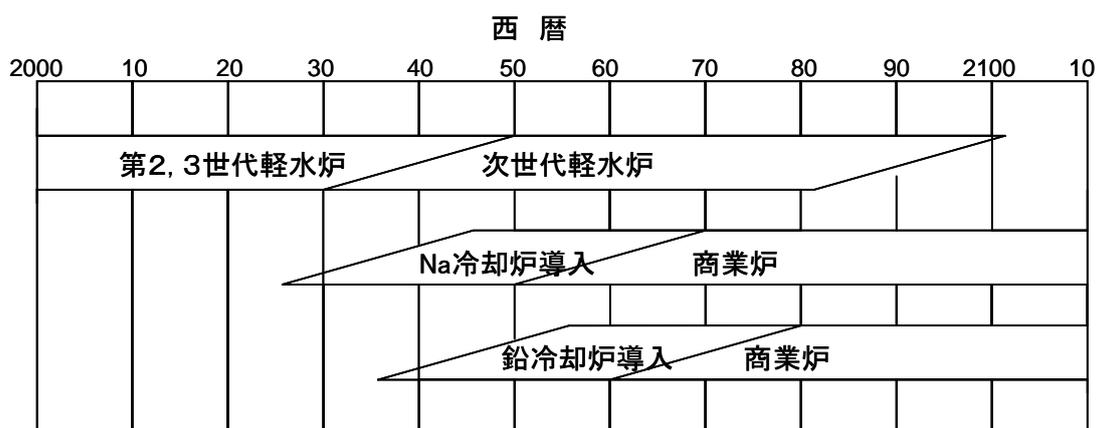


図-4 鉛合金冷却炉の導入のシナリオ

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。

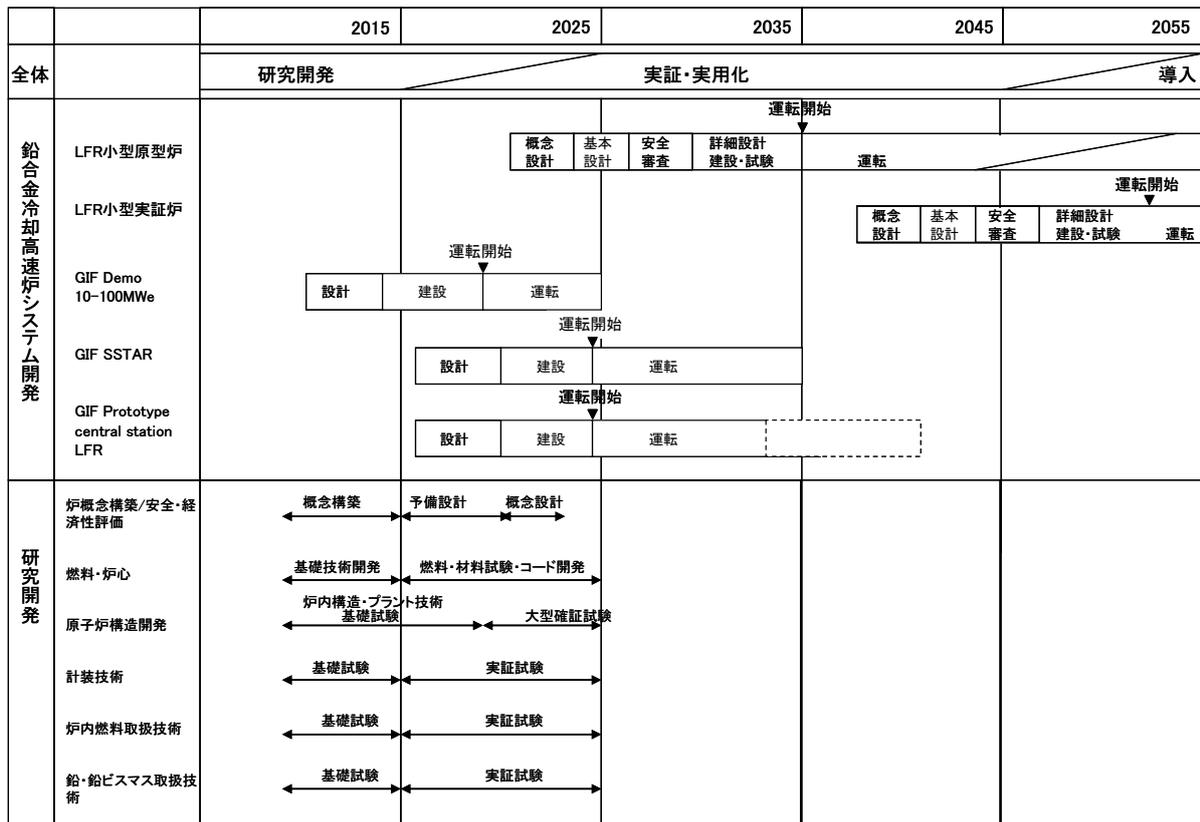


図-5 鉛合金冷却炉の研究開発ロードマップ

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.

5. 1 革新型原子炉

5.1.2 CANDLE 燃焼炉

関本 博

1. 燃焼法のご概念

最初に CANDLE 燃焼法とはどのようなものかについて説明する。CANDLE とは Constant Axial Shape of Neutron Flux, Nuclide Densities and Power Shape During Life of Energy Production の頭文字から作られた造語であるが、あたたかも蠟燭のように燃えることを表してもいる。即ち、この燃焼法を採用すると、図 1 に示すように、燃焼に伴い燃焼領域は、核種や中性子束や出力の空間分布を変えることなく、軸方向に出力と比例した速さで移動していく。ここで重要なのは、燃料は従来の設計と同じように炉心に固定されたままであるにもかかわらず、制御棒や反射体制御のような可動式燃焼反応度制御は一切不要であるということである。なお炉心高さは本燃焼法の特徴を解りやすくするため、極端に長くとってある。

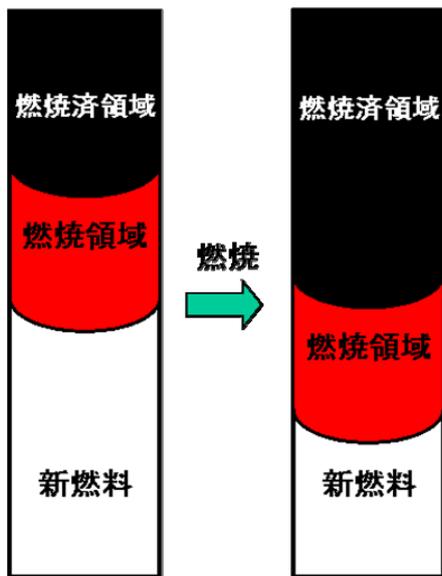


図 1 CANDLE 燃焼（移動方向は逆も可能。炉心高さは説明のため極端に長くとってある。）

通常の炉心では燃焼済み領域と新燃料領域を合わせた長さは燃焼領域の長さに比べてかなり短くとられる。実際の炉のイメージは後で示す図 2 の方が適切である。図 2 ですら移動距離は大きめに描いてある。なおこの図では燃焼領域は上から下へ移動しているが、もちろん下から上への移動でも可能である。

色々な種類の原子炉で CANDLE 燃焼が可能なことを示しているが、我々は特に CANDLE 燃焼高速炉に注目し、研究を続けている。

高速炉で CANDLE 燃焼させる場合、新燃料はそれだけでは臨界にならない燃料を用いる。我々の研究で天然ウランや劣化ウラン（濃縮の後に残るウラン）を新燃料に使えることが判った。この場合、燃焼領域から新燃料領域に漏れ出た中性子は新燃料の主成分である U-238 に吸収される。中性子を吸収した U-238 は核分裂性物質であるプルトニウムに変わり、新燃料領域を燃焼領域に変換していく。一方燃焼領域の反対側の境界ではプルトニウムへの変換はむしろ減ってきているにも係わらず、中性子を無駄食いする核分裂生成物が蓄積してきており、やがてこの領域は燃焼領域から燃焼済領域への変換していく。このようなことから、燃焼領域は燃焼済領域から新燃料領域へと移動していくのである。

付け加えると、CANDLE 燃焼では出力レベルが変化したとしても出力分布は絶対値が変化するだけで、その相対的な形は変化しない。燃焼領域の移動速度は出力レベルに比例する。

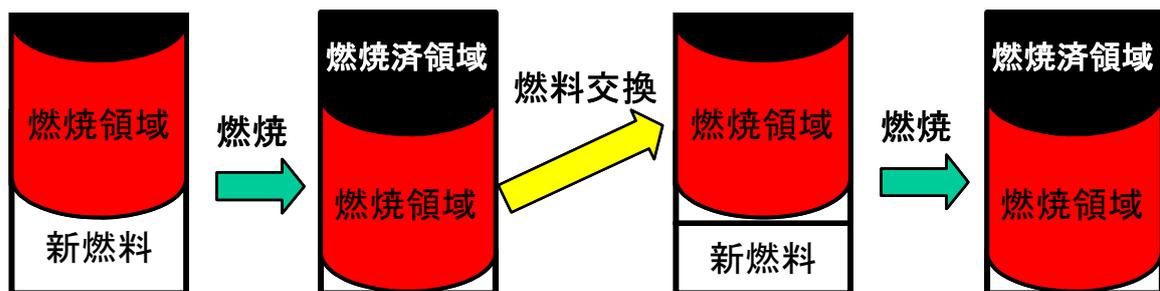


図2 CANDLE 燃焼における燃料交換

炉心の高さは実際には有限である。燃焼領域が炉心の端に達したら、燃料交換しなければならない。この様子を図2に示す。

燃焼領域が炉心の端に達したら、燃焼済領域を取り除き、燃焼の進行方向に新燃料を加える。こうすると CANDLE 燃焼を再開できる。新燃料は軸方向に一樣な組成でよく、製作は簡単になる。

いったん第1炉心がうまくできたら、後は簡単となる。但し、第1炉心の燃焼領域を構成するのは難しい問題になるかもしれない。第1炉心に関しては、多くの研究を既にしており、20%以下の低濃縮ウランで炉心を構成できることを示している。

2. 燃焼方式の特長と問題点

CANDLE 燃焼は多くの特長を有している。高速炉に限らず、一般の CANDLE 炉に関する特長を先ず述べ、その後、高速炉に適用した場合の非常に優れた特長について述べる。

(I-A) 一般的な特長

1) 燃焼制御のための制御装置が不要となる。

現在使用されている原子炉では、燃料交換した後一定期間運転を続けた後、再び燃料交換をして、更に運転を続けるといったことになっている。燃料を炉心に入れたまま運転を続けると核分裂性物質は消費され、中性子を無駄食いする核分裂生成物が蓄積する。このため臨界特性が悪くなる。燃料交換の間隔を充分長く取るためには、燃料交換直後の実効中性子増倍係数を1より充分大きくとっておく必要がある。これだけだと超臨界になるので、制御棒を挿入するなどして原子炉を丁度臨界になるように調節している。これでは中性子の無駄食いが大きくなり、しかも制御棒の故障や誤操作が重大な事故に繋がる可能性がある。CANDLE 燃焼では燃焼反応度調節のための制御棒といったものを必要とせず、次のような特長が期待できる。

- 中性子の無駄食いが無くなる。
- 燃焼制御が不要となり、運転が簡単で容易となる。
- 制御棒の炉心への挿入は出力分布を大きくゆがめ、しかも燃焼とともに大きく変化する。このような効果は、平均出力密度を抑え、経済性を悪化させる。CANDLE 燃焼ではこのようなことはない。
- 燃焼のための制御棒が無く、制御棒誤引き抜き事故は排除される。
- 原子炉に入れっぱなしの制御棒はその能力が低下していく。このような変化に対する対策が不要となる。

2) 燃焼に伴う炉心特性の変化がない。

従来の原子炉では、燃焼にともない出力密度ピーキングファクターや反応度出力係数が大きく変化する。このため、原子炉の制御法はこの効果を充分考慮したものでなければならない。CANDLE ではこのような原子炉特性パラメータが燃焼を通じて一定なので、運転方法は変化せず、極めて簡単で信頼性のあるものになる。

炉物理計算（臨界特性、出力分布、反応度出力係数などを計算する）の精度は、多数の臨界実験を通じて極めて高精度になっている。しかし燃焼が進んだ場合の炉物理計算は実験による検証が難しく、新燃料の炉物理計算に比べて誤差がかなり大きい。このため従来の炉では、燃焼にともなう出力密度ピーキングファクターや反応度出力係数の変化といったものに、大きな安全ファクターを掛けたりして十分な注意を払う必要があった。CANDLE ではこのような考慮が小さくなる。

3) オリフィスによる燃焼に伴う流量調整の必要がない。

一般の原子炉では燃焼に伴って軸と垂直な平面での出力分布も変化する。このため燃焼開始時に冷却材（軸と平行に流す）出口温度を一定になるように冷却材流量を調節しておいても、燃焼が進むとともに違いが大きくなっていく。あまり大きくなるようだと、炉心冷却材チャンネルの冷却材流量を再調整することになる。CANDLE 燃焼では、軸と垂

直な平面での軸方向積分出力分布は燃焼とともに変化しないので、燃焼にしたがって流量調整を行う必要がなく、運転が容易となり運転ミスを少なくすることができる。

4) 半径方向出力分布の最適化に優れる。

すでに述べたごとく、今までの炉では、燃焼とともに出力分布が複雑に変化するので、ある時点で最適化されていた分布も、異なる時点では最適なものからかなり外れた分布になることがある。このため寿命全体を考え、全体として最適化する必要がある。CANDLE では一旦最適化されると寿命全体に亘って最適であり、高度で確実な最適化が図れる。

5) 炉心の高さを大きくすることにより、原子炉の寿命を簡単に長くできる。

燃焼度に制限がある場合、原子炉の寿命を長くするには、出力密度を低くすることによって行っている。この場合、全出力を変えずに寿命をM倍にするには、体積をM倍にすることになる。CANDLE も長寿命にするときには、炉心高さを大きくするわけだから、体積を大きくすることになる。元の設計で燃焼領域の動く距離をDとすると、寿命をM倍にするためには炉心高さを $(M-1) \times D$ だけ足してやればよいことになる。即ち、出力密度方式では掛け算になるところが、CANDLE 方式では足し算になるのである。このため一般的に CANDLE 方式は出力密度方式に比べ体積増加が少ない。この効果はMが大きくなるほど大きくなる。Dが大きければ CANDLE 方式でも大きくなると考えられるが、一般にDは極めて小さい。これを前提とした上で、以下に特長を示しておく。

- 燃焼領域の移動速度は一般に極めて遅い。このため超長寿命炉の設計が容易である。
- 炉心高さを変えることにより、炉心寿命を簡単に変更できる。
- 小型長寿命炉が可能となった場合、原子炉を工場で作り、サイトに運搬して据え付け、そこで燃料交換無しに長期運転した後、再び工場に戻す（新しい原子炉と取り替える）といったことが可能となる。このためさらに次のような特長を期待できる：
 - ・燃料交換は通常作業で最も難しいものであり、高度な技術を期待できないような場所で使用する場合、燃料交換を必要としないことは大きな利点となる。
 - ・燃料を炉心に閉じ込めたままの原子炉は核拡散抵抗性も高い。

6) 取替炉心新燃料の無限体系中中性子増倍係数が1以下となる。

図5に示したように、新燃料の無限体系中中性子増倍係数は1以下である。ところで新燃料の無限体系中中性子増倍係数が1以下というのは安全上極めて望ましいことである。このため新燃料をたくさん集めても臨界になる可能性が小さく、新燃料の輸送や貯蔵が簡単に安全になる。

1) 軸方向に長い炉心になりやすく、冷却材の圧力損失が大きくなりやすい。

長寿命にしようと思えば、軸方向に長くすればよいが、軸方向に長くすれば、それだけ冷却材の流路が長くなるので圧力損失が大きくなり、ポンプを強力にする必要が生じる。

但し、極端な長寿命でなければ問題とならない。また燃焼領域の移動速度が非常に遅ければ、それほど長い炉心にしなくてもかなりの長寿命を達成することができる。例え

ば大型高速炉での移動速度は、典型的には4 cm/y 程度である。1年間にわずか4 cmしか進まないから10年間でも40cm、20年間でも80cmであり、通常のポンプでも圧力損失の増加の影響をあまり受けない範囲である。

2) 軸方向出力分布の調整の自由度が少ない。

軸方向はCANDLE固有の分布になってしまう。ただし、半径方向の出力分布は特長の4)で述べたように、高度に最適化できるので、総合的に考えると、全体的な出力分布はかなり良い分布になっていると考えられる。

3) 初期炉心の構成が困難である。

既に述べたように、我々の研究で、濃縮ウランと天然に存在する元素だけで、余剰反応度変化が極めて少ない第1炉心を構成することが可能になっている。

(I I - A) 天然ウラン（または劣化ウラン）装荷型CANDLE高速炉の特長

1) 最初の炉以外には核分裂性燃料を必要としないような設計が可能となる。

従って、第2炉心以降の燃料は天然ウランまたは劣化ウランだけでよい。即ち、第1炉心の核分裂性物質があれば、濃縮施設や再処理施設を必要としない。言うまでも無いが、これらの施設に伴う廃棄物も無くなる。

2) この炉における使用済み燃料の燃焼度は40%程度になる。

- この値は現在世界で計画されている代表的な高速炉+再処理システム（70%）に匹敵する。
- 天然ウラン資源の40%が濃縮も再処理もせずにエネルギーに変換できるわけである。
- 単純なワンスルーサイクルを考えると、現在の軽水炉（4%燃焼度：元の天然ウランの0.72%に対応）に比べて、資源量は60倍になり、地層処分用廃棄物は1/10になる。雑廃棄物は極端に少なくなる。
- 現在濃縮施設に残っている劣化ウランの利用については少し詳しく説明する必要があるが、3.4で改めて説明する。

3) 燃焼速度は4 cm/年程度であり、超長寿命炉の設計が容易。

この場合、炉心寿命を20年あるいは30年としても炉心高さをそれぞれ0.8mあるいは1.2m増やすだけである。

4) CDAが発生したとしても再臨界事故になりにくい。

余剰反応度制御のための吸収材や反射体がなく、炉心に余剰反応度を確保するための余分の核分裂性物質が無いため、炉心が壊れて燃料の再配置が起こったとしても再臨界事故が発生しにくい。（I I - B）天然ウラン（または劣化ウラン）装荷型CANDLE高速

炉の問題点

1) 優れた中性子経済を得るための設計が必要である。

重要な課題であるが、多くの解決法が考えられる。我々は既に多くの設計例を示している。

2) 高燃焼に伴う材料健全性を保証する必要がある。

現状の材料では高温で 40%の燃焼度に耐える燃料は無理と考えられている。かなりの研究開発が必要であろう。燃料そのものの開発も必要であるが、大きな高速中性子フルエンス（高速中性子照射量）に耐える被覆材の開発が重要である。

また高燃焼度に伴い核分裂生成物の蓄積量が極めて大きくなる。これも重要な問題となる。

材料開発には長期の研究期間を必要とする。完璧な材料を開発する前に、揮発性の核分裂生成物を逃がし、被覆材を新しくするだけの簡易再処理を取り入れる方法で、これらの問題を解決するのが得策であろう。

簡易再処理に関しては既に韓国とカナダによる DUPIC と呼ばれる簡易再処理が開発されている。これを用いた場合の CANDLE 燃焼に与える影響については既にいくつかの場合について研究を進めているが、有意な変更を与えないことがわかった。

3. 軽水炉後の CANDLE 炉利用のシナリオ

現在世界で利用されている原子力発電所の殆どは軽水炉を利用している。軽水炉の燃料は微濃縮ウランであるが、この場合濃縮過程において、元の天然ウランの 87%は劣化ウランとして使用されずに残されることとなる。

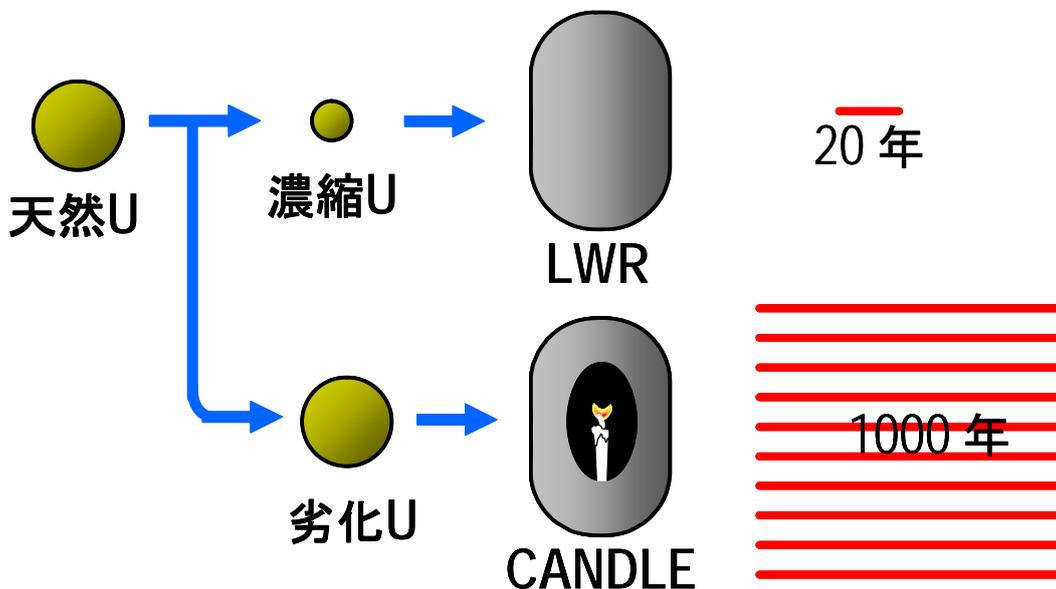


図3 軽水炉後の CANDLE 炉利用シナリオ

これを CANDLE 炉の燃料として利用することになると、CANDLE 炉では劣化ウランの約 40%を燃焼することから、CANDLE 炉は元の天然ウランの 35%($=0.87 \times 0.4$)を利用することとなる。軽水炉では天然ウランの 0.7%しか利用しなかったわけであるから、もし軽水炉で X Joules のエネルギーを産み出したとすると、それに伴って発生した劣化ウランを使って CANDLE 炉は $50(=35/0.7)X$ Joules を産み出すことになる。別の言い方をすると、軽水炉を Y 年運転したとすると、そこで残った劣化ウランを使って 50Y 年更に運転できることになる。Y 年を 40 年としても 50Y 年は 2000 年であり、人類の発展にとって充分長い期間を意味する。

3. 研究の現状

高速炉の概念設計を行い、CANDLE 燃焼が可能な炉心を見出した。これらの性質は 2. で示したようなものであるが、詳しい設計を参考文献に示す。学術文献を選んでいるのでいずれも英文となってしまうので、[1]に和文の小冊子を挙げておいた。

現在、高速炉だけでなく高温ガス炉等でも CANDLE 燃焼が成立することを示している。但し、この場合、高速炉のように天然ウランの有効利用はできない。初期炉心を見出すことは成功している。燃焼途中で被覆材を交換しても燃焼特性に悪影響を及ぼさないことを示している。計算法を高精度化し、いくつかの近似について問題が無いことを示している。

4. 目標と課題

最終的な目標は 2. で示した優れた特長を有する CANDLE 燃焼高速炉の実現である。これにより、次に示すように、格段に簡単で安全な原子炉を用い、資源、安全、廃棄物、核拡散の問題を同時に画期的に緩和する原子炉を実現することになる。

1) 持続的発展に関して：

ウラン資源を現在の軽水炉の 50 倍も有効に使える。

軽水炉が濃縮工場に残した劣化ウランが使える。もし軽水炉で 40 年分のエネルギーを発生していたとすると、2000 年分のエネルギーをこの劣化ウランで発生させることができる。

2) 安全性の問題に関して：

現在の原子炉は複雑である。特に燃焼に関して、原子炉の特性が変化し、良く訓練された運転員が運転管理する必要がある。

今までの重大な事故は運転員のミスや誤解から発生している。シンプルな原子炉はこのような原因の多くを取り除く。

大学としてはCANDLE炉、CANDLE試験炉いずれについても、概念設計までは主体的に行うが、それ以降は国または民間の適当な機関に活動を移し、それに対して協力することにより参加する。

参考文献：

- [1] 関本博、「蠟燭に灯を点せ」COE-INES、東工大(2004).
- [2] Sekimoto, H. *Light a CANDLE*, COE-INES, Tokyo Institute of Technology, Tokyo, Japan, 2005.
- [3] Okumura, K., et al., "SRAC95; General Purpose Neutronics Code System," *JAERI-Data/Code 96-015*, 1996, Japan Atomic Energy Research Institute, Japan.
- [4] Sekimoto, H.; Ryu, K. "A New Reactor Burnup Concept CANDLE," *Proc of PHYSOR 2000 Pittsburgh* May 7-11, 2000.
- [5] Sekimoto, H. & Ryu, K., "Feasibility Study on the CANDLE New Burnup Strategy," *Trans. American Nuclear Society*, 2000, Vol. 82, pp 207-208.
- [6] Sekimoto, H. & Ryu, K., "A Long Life Lead-Bismuth Cooled Reactor with CANDLE Burnup," *Proc of ICENES 2000*, Sept. 24-28, 2000, Petten, The Netherlands, pp 198-206.
- [7] Sekimoto, H. & Ryu, K., "Demonstrating the Feasibility of the CANDLE Burnup Scheme for Fast Reactors," *Trans. American Nuclear Society*, 2000, Vol. 83, p. 45 (CD).
- [8] Sekimoto, H.; Ryu, K. & Yoshimura, Y. "CANDLE: The New Burnup Strategy," *Nucl. Sci. Engin.*, 2001; Vol. 139, pp 306-317.
- [9] Sekimoto, H., Toshinsky, V. & Ryu, K., "Natural Uranium Utilization without Enrichment and Reprocessing," *Proc of GLOBAL 2001*, September 9-13, 2001, Paris, France (CD).
- [10] Sekimoto, H., "Applications of "CANDLE" Burnup Strategy to Several Reactors," *Proc. of ARWIF-2001*, October 22-24, 2001, Chester, UK (CD).

- [11] Sekimoto, H. & Tanaka, K., "CANDLE Burnup for Different Core Designs," *Proc. of PHYSOR2002*, October 7-10, 2002, Seoul, Korea (CD).
- [12] Sekimoto, H. & Tanaka, K. "Application of CANDLE Burnup Strategy to Small Reactors," *Trans. American Nuclear Society*, 2002, Vol. 87 (CD).
- [13] Takada, T., Udagawa, Y. & Sekimoto, H., "Simulation Study on CANDLE Burnup Applied to an LBE-Cooled Metallic Fuel Fast Reactor," *Proc. of GENES4/ANP2003*, September 15-19, 2003, Kyoto, Japan (CD).
- [14] Sekimoto, H., "Contribution of CANDLE Burnup to Future Equilibrium Nuclear Energy Utilization," *Proc. of GLOBAL 2003*, November 16-20, 2003, New Orleans, Louisiana, USA (CD).
- [15] Sekimoto, H., Takada, T. & Udagawa, Y., "Startup of CANDLE Burnup in an LBE-Cooled Metallic Fuel Fast Reactor," *Proc. of GLOBAL 2003*, November 16-20, 2003, New Orleans, Louisiana, USA (CD).
- [16] Ohoka, Y. & Sekimoto, H., "Application of CANDLE Burnup to Block-Type High Temperature Gas Cooled Reactor," *Proc. of ICON11*, April 20-23, 2003, Tokyo, Japan (CD).
- [17] Sekimoto, H. & Ohoka, Y., "Application of CANDLE Burnup to Block-Fuel High Temperature Gas Reactor," *Proc. of ICAPP'03*, May 4-7, 2003, Cordoba, Spain (CD).
- [18] Ohoka, Y. & Sekimoto, H., "Application of CANDLE Burnup to Block-Type High Temperature Gas Cooled Reactor for Incinerating Weapon Grade Plutonium," *Proc. of GENES4/ANP2003*, September 15-19, 2003, Kyoto, JAPAN (CD).
- [19] Greenspan, E., Hejzlar, P., Sekimoto, H., Toshinsky, G. & Wade, D., "New Fuel Cycle and Fuel Management Options in Heavy Liquid Metal-Cooled Reactors," *Nucl. Technol.*, 2003, Vol. 151, pp 177-191.
- [20] Sekimoto, H., "Application of "CANDLE" Burnup to Small Fast Reactor," *Proc. of 5th Int. Conf. on Nuclear Option in Countries with Small and Medium Electricity Grids*, May 16-20, 2004, Dubrovnik,

Croatia (CD).

[21] Sekimoto, H., "Effect of Neutron Spectra and Fuel Burnup on CANDLE Calculation," *Trans. American Nuclear Society*, 2004, Vol. 92 (CD).

[22] Ohoka, Y. & Sekimoto, H., "Application of CANDLE Burnup to Block-type High Temperature Gas Cooled Reactor," *Nucl. Engin. and Design*, 2004, Vol. 229, pp. 15-23.

[23] Sekimoto, H. & Ohoka, Y., "Burnup and Temperature Effects on CANDLE Burnup of Block-Type High Temperature Gas Cooled Reactor," *Proc. of ICONE12*, April 25-29, 2004, Arlington, Virginia, USA (CD).

[24] Ohoka, Y., Ismail & Sekimoto, H. "Effects of Burnup and Temperature Distributions to CANDLE Burnup of Block-Type High Temperature Gas Cooled Reactor," *Proc. of ICAPP '04*, June 13-17, 2004, Pittsburgh, PA, USA (CD).

[25] Ohoka, Y. & Sekimoto, H., "Simulation Study on CANDLE Burnup of High Temperature Gas Reactor," *Trans. American Nuclear Society*, 2004, Vol. 92 (CD).

[26] Sekimoto, H., "Application of "CANDLE" Burnup to LBE Cooled Fast Reactor," *IAEA-TECDOC-1451*, 2005, pp 203-212.

[27] Sekimoto, H., "Application of CANDLE Burnup Strategy for Future Nuclear Energy Utilization," *Progress in Nucl. Energy*, 2005, Vol. 47, pp 91-98.

[28] Ohoka, Y., Sekimoto, H. & Watanabe, T., Liem P H., S. Wakana, Ismail, "Neutronic Characteristics of CANDLE Burnup Applied to Block-Type High Temperature Gas Cooled Reactor," *Proc. of ICAPP '05*, May 15-19, 2005, Seoul, KOREA (CD).

[29] Sekimoto, H. & Udagawa, Y., "Shut-down and Restart Simulation of CANDLE Fast Reactors," *Trans. American Nuclear Society*, 2005, Vol. 93 (CD).

[30] Ohoka, Y, Watanabe, T. & Sekimoto, H., "Simulation Study on CANDLE Burnup Applied To

Block-Type High Temperature Gas Cooled Reactor ,” *Progress in Nucl. Energy*, 2005, Vol. 47, pp 292-299.

[31] Sekimoto, H., “Fuel-cycle of CANDLE Burnup with Depleted Uranium,” *Proc. of ICAPP’06*, June 4-8 2006, Reno, Nevada, USA (CD).

[32] Sekimoto, H. & Udagawa, Y., “Effects of Fuel and Coolant Temperatures and Neutron Fluence on CANDLE Burnup Calculation,” *J. of Nucl. Sci. Technol.*, 2006, Vol. 43, pp 189-197.

[33] Sekimoto, H. & Miyashita, S., “Startup of “Candle” Burnup in Fast Reactor from Enriched Uranium Core,” *Energy Conv. Manag.*, 2006, Vol. 47, pp. 2772-2780.

7. 国際的原子力教育・研究拠点の形成

小原 徹

7.1 東京工業大学 COE-INES で行ってきた国際拠点形成活動とその成果

東京工業大学 COE-INES では、原子力分野における教育・研究の国際拠点形成のため、国際会議・国際ワークショップの開催、国際 COE セミナー、推進担当者による海外教育・研究期間の訪問と情報交換等を行ってきた。更に大学院博士課程学生に対して国際会議への参加の支援、IAEA インターンシップへの派遣、世界原子力大学夏期セミナー(WNU-SI)への派遣等を行ってきた。

国内で行った COE 主催の国際会議としては、第1回革新的原子力システムに関する国際シンポジウム(2004年、東京)、第2回革新的原子力システムに関する国際シンポジウム(2006年、横浜)を開催した。また、国外においても COE 主催の国際会議・ワークショップとして、COE-INES インドネシア国際シンポジウム-インドネシアにおける原子力エネルギーの将来-(2005年、インドネシア国バンドン)、原子力分野における安全及び教育に関する国際会議及びワークショップ(2005年、ロシア国オブニンスク)、MIT-東工大革新的原子力システムに関するシンポジウム(2005年、米国ボストン)、第3回将来型小型軽水炉開発に関するアジア専門家会議(2005年、インドネシア国ジョグジャカルタ)を行った。また2007年に、第2回の MIT-東工大革新的原子力システムに関するシンポジウムを鎌倉で開催する予定である。

国際 COE セミナーとしては、東工大に海外からの講師を招いてセミナー・講演会を多数行った。また、推進担当者の研究機関訪問としては、アルゼンチン原子力委員会及びバルセイロ大学訪問(革新的小型炉開発に関する情報交換、2005年)、アルメニア研究機関訪問(同位体分離研究に関する情報交換、2005年)等を行った。

これらの国際活動を実施した成果としては、革新的原子力システム研究及び原子力高等教育についての情報の発信及び収集、米国、ロシア、アジア(インドネシア)の主要拠点大学との交流基盤の確立、インターネットを利用したテレシンポジウム・ワークショップの開催等新しい国際交流活動の方法の開発がある。研究・教育についての情報の発信・収集では、個々の研究に関する情報交換のみならず、原子力高等教育の内容・システム、双方が関心を持っている分野及び最近の活動動向等、研究・教育活動について広範な情報の発信と収集を行った。また、これらの活動に博士課程学生を参加・参画させることによる教育的効果も大きかったと考えられる。

7.2 今後の原子力教育・研究における国際的活動の展望とロードマップ

今後予想されるアジア地域における経済成長は、急速なエネルギー需要の増加をもたらすものと考えられる。地球環境をまもり必要とされるエネルギー需要を満たすためにアジア地域での原子力エネルギーの導入は加速され、同時に革新的原子力システム研究開発は重要な位置を占めるものと考えられる。そのためには世界の持続的発展を支えるための革新的原子力システムの研究開発と実用化のため、優れた能力を有する人材が多数必要になるものと考えられる。これらの理由から、アジア地域において原子力分野で日本の果たすべき役割は一層重要になると考えられる。

一方、最先端科学技術の教育・研究の分野でのグローバル化は今後も一層進展し、原子力分野においても最先端の教育・研究拠点の世界規模での競争が激化するものと考えられ、日本の教育・研究拠点がこの競争に遅れをとることは決して許されない。

これらの状況と、これまでの東京工業大学 COE-INES 国際拠点形成活動の成果をふまえて考えると、今後原子力分野の教育・研究の国際拠点を形成するうえで進むべき方向とその方策は以下のようなになる。

①人材育成を軸とした国際活動

日本における原子力分野の教育・研究の国際拠点は、新しいものを生み出す研究開発の拠点であり同時にアカデミアの場でもある。今後の世界的な原子力開発の進展を考えたとき、このような場合は、世界のリーダーとなりうる人材を多数輩出することが重要かつ強く期待される役割である。このため、拠点においては世界最先端の革新的原子力システムの研究開発を進めると同時に原子力分野で広く世界的に活躍しうる人材を育成する高度な大学院教育プログラムを積極的に開発・改良しこれを実施する。また、卒業後世界各地で活躍する人材と拠点との関係を緊密の保つことで人材の世界ネットワークを形成し、積極的に最先端の研究に関する情報を交換し研究協力をおこなうことにより、拠点における研究開発活動と世界各地各分野で活躍する人材双方の活動の活発化と発展を推進する。

②アジアにおける拠点の形成

①の人材育成を軸とした国際活動は、日本と密接な関係を持ち、今後急激な経済発展とエネルギー需要の増加が予想され、同時にこれに伴う環境破壊が懸念されているアジア諸国に対して特に重点を置いて行う。

人材のアジアネットワークの構築のためアジア各国の原子力開発のキーパーソンとなりうる人材の輩出に努める。このために、アジア諸国からの大学院博士課程への留学の積極的受入れ及び教育、中堅クラス研究者の受入れ及び革新的原子力システム開発をテーマとした共同研究の実施等を推進する。さらに、これらの活動によって構築した人材ネットワークを活用した定期的な情報交換・交流を推進し、拠点及び各国の人材双方の活動の発展を図る。

③世界における国際拠点の形成

今後拠点において革新的原子力研究を推進し、最先端の研究成果の積極的な情報発信を行い最先端研究の情報発信原として活動を行う。

さらに、原子力分野において世界の最先端教育・研究を行っている大学との連携活動をおこなうことで、拠点における大学院博士教育の向上及び世界のリーダーとなる人材育成のための教育活動を行う。具体的には、短期の学生交換やジョイントのシンポジウム・ワークショップ・コロキウムの開催等を行う。ワークショップ、コロキウムの開催等では、インターネット等のシステムを積極的に活用し、効果的な活動を行う。また、IAEA 等の国際機関の教育活動等との連携を進める。

7.3 まとめ

原子力分野における教育・研究の拠点での国際活動はますます重要性を増すものと考えられる。今後「人材育成を軸とした国際活動」「アジアにおける拠点の形成」「世界における国際拠点の形成」を中心に積極的に国際拠点形成活動を推進する。