特集

第4世代原子力システム技術開発

Development of Generation IV Nuclear Energy Systems

(2003年 1月28日 受理)

((財)エネルギー総合工学研究所) 松井 一秋, (東京大学) 岡 芳明,
(日本原子力研究所) 小川 益郎, (核燃料サイクル開発機構) 一宮 正和, 野田 宏

2002年9月19,20日に、東京全日空ホテルにて第5回「第4世代原子力システム国際フォーラム(GIF)政策グループ会議」がエイブラハム米国エネルギー省長官、コロンバーニ フランス CEA 長官を始め、わが国からは藤家原子力委員会委員長、加納文部科学省政務官らの参加を得て開催された。GIF 参加10ヶ国(アルゼンチン、ブラジル、加、日、韓、仏、南ア、スイス、英、米)は、2030年までの実用化を目的とする国際共同研究開発の対象として、6つの次世代原子力システム概念を選定した。発電のみならず水素製造や海水淡水化などに利用できるこれらの概念とは、ナトリウム液体金属冷却炉(日本)、高温ガス炉(フランス)、超臨界圧水冷却炉(カナダ)、鉛金属冷却炉(スイス)、ガス冷却高速炉(米国)、溶融塩炉である(()内は国際研究協力のとりまとめを買って出た国)。持続発展性、安全性、経済性、核拡散抵抗性の一層の向上を目的とする第4世代原子力システムについて、研究開発の優先度を定める「技術開発計画」(ロードマップ)は、国際研究協力の枠組みのもと、GIF メンバー国が共同で議論してきた。本ロードマップの作成に貢献したわが国からの参加者が、技術評価の前提としての燃料サイクルおよび選択された概念について解説を分担した。

I. 第4世代原子力システム国際フォーラムとロードマップ

1. 第4世代原子力システムのコンセプト

第4世代原子力システムとは、現行の最新鋭機たる ALWR(例えば ABWR)ならびにその後継機に続く、先進国における代替需要だけではなく、大幅なエネルギー需要の拡大が見込まれる現在の途上国の将来市場も視野に入れた次世代原子力システムイメージである。2000年1月ワシントンに、米国エネルギー省原子力局マグウッド局長の要請により世界の原子力主要国の代表が集まった。そのとき初めて、この第4世代の構想と世界市場での要請に合致する次世代炉の国際協調に基づく開発の構想の議論がなされた。その後、その国際連携の枠組みを規定する憲章が作成され、2001年7月にわが国を含む9ヶ国が署名した。その9ヶ国とは、アルゼンチン、ブラジル、カナダ、フランス、日本、韓国、南アフリカ、英国、米国であるが、2002年2月にスイスの加盟が正式に承認されている(第1図)。

この第4世代6コンセプトのうち、実に3つ、半数が高速炉である(第1表)。第1にはナトリウム冷却であるが、酸化燃料、金属燃料を含みまた再処理技術としても湿式、乾式の両方を含むとして、主要な課題はサイクル技術であるとしている。鉛とガス冷却高速炉もリストにあるが、どちらかというと基礎的かつ長期的なテーマという位置付けである。岡 芳明東大教授主導の超臨界

圧水炉も選ばれていて、これも当面、熱中性子バージョンだが、長期的には高速炉バージョンも視野に入れてということになっているので、これを含むと2/3が高速炉関係ということになる。超臨界圧炉は高い発電効率と、貫流型のリアクターによる大幅な簡素化が大きな売りである。5番目はこれまでの高温ガス炉の発展形ともいべき超高温ガス炉で、冷却材出口温度を1,000℃として、高温水蒸気電解や水の熱化学分解による高効率の水素生産も狙いの一つである。最後に、非古典炉の代表として溶融塩炉が登場したが、トリウムサイクルということではなく、マイナーアクチニドの燃焼ということで推薦された。

こうして見ると、水炉系が1つ、ガス炉が2つ、液体金属冷却が2つ、非古典炉から1つということになる。高速炉は必ずしもリサイクルを前提としない場合もありうるが、しかし、基本的には余剰中性子を利用する核燃料の生産とリサイクルが本筋であって、米国のクリントン政権からブッシュ政権への交代に伴う米国における原子力政策の変化の兆しが感じ取られる次第である。

一方、第4世代と呼ぶには革新性に乏しいが、しかし、実現性が高く、場合によっては2015年ごろまでには実用化しうのようなもので、経済性などで目覚ましい利点のありそうなコンセプトを International Near Term Deployment システム(INTD)とした。それまでの議論からは次世代 CANDU 炉、ペブルおよびブリズマティック高温ガス炉ならびに小型一体型 PWR が対象となっていたが、新たに2002年6月に再募集があり、低減速水炉や簡素化 BWR グループさらに改良型軽水炉の発展型が

Kazuaki MATSUI, Yoshiaki OKA, Masuro OGAWA, Masakazu ICHIMIYA, Hiroshi NODA.

複数の原子力エネルギーシステムの開発

- 2030 年までに実用化
- 大幅な技術革新
 - 持続可能性
 - 安全性と信頼性
 - 拡散抵抗性と物質防護
 - 経済性
- あらゆる市場で競合可能
- 多様なエネルギー利用：電気、水素、淡水化、熱

第1図 第4世代国際フォーラム (GIF)

第1表 第4世代6概念(2002年版)

GenIVシステム	スペクトル	燃料サイクル
ガス冷却高速炉 (GFR)	高速中性子	クローズドサイクル
鉛合金冷却炉 (LFR)	高速中性子	クローズドサイクル
溶融塩炉 (MSR)	熱中性子	クローズドサイクル
Na 冷却炉 (SFR)	高速中性子	クローズドサイクル
超臨界圧水炉 (SCWR)	熱中性子と高速中性子	ワンスルーとクローズドサイクル
超高温原子炉 (VHTR)	熱中性子	ワンスルー

(注) 厳密に言えば溶融塩炉のスペクトルはもっと柔らかいし、ワンスルーとあるが、ワンスルーでなければならぬ理由はないが、概観のための比較。頭文字のアルファベット順。

リストにあげられている。このように、現時点での第4世代のリストにはわが国の多種多様な研究で上げられているコンセプトは大体取り上げられている。

第4世代原子力システム国際フォーラム (GIF) の承認を得て米国エネルギー省 (DOE) が率いる第4世代ロードマップ作成チームに国際チームが加わり、第4世代候補の技術評価ならびに必要な研究開発計画を2001年春より2002年夏にかけて議論してきた。今回の評価は計100弱のコンセプト提案に対して、技術評価WGが第4世代の目標に対して技術的な検討を加え、評価し、さらに必要な研究開発項目とおおよその開発費を評価し、それらに基づいて技術評価WGの共同議長が集まって議論して選択してきたものがベースになっている。共同議長は4技術評価WGから2人ずつ計8人、うち米国以外はカナダ1人(水炉WG)、フランス1人(ガス炉WG)、日本1人(液体金属炉、佐賀山 豊氏、サイクル機構)である。燃料サイクルに続いて設置されたエネルギープロダクトWGの共同議長にも小川益郎氏(原研)が就任している。もともとこのロードマップ策定作業はDOEが予算化しており、GIFを通じて参加各国と国際機関に協力を要請して実施したもので、全体で100名ぐらいの参加で、うち約半数が国際機関を含む米国外からの参加であった。米国エネルギー省原子力研究諮問委員会は10月1日にこのロードマップを承認しており、GIFもいくつ

かの注文を付けた上で承認した。この報告書は次のサイトで閲覧、ダウンロードが可能である (<http://nuclear.gov/nerac/Reports1.html>; http://gen-iv.ne.doe.gov/pdf/Roadmap11_26_02.pdf)。

2. 革新的原子力技術開発の目的

革新的原子力技術開発の目的の一つは、高効率のクリーンなエネルギー技術を提供して、わが国のエネルギーセキュリティを確保することである。これは広く一般的に原子力技術に共通していえることであり、また、地球・人類全体の温暖化対策としても有効である。さらにアジア近隣諸国のエネルギー自給率向上によるエネルギー安全保障がこの地域の広い意味での安全保障となることから、この地域への原子力エネルギー利用拡大という視点からも意義が認められる。

もう一つの大きな目的として、原子力科学技術の多様な展開(新しい産業の創出)があげられる。世界市場のグローバル化、電力市場の自由化の動きは不可避であって、その中で原子力技術がそしてその開発が、国際的な技術としての評価や競争の洗礼を受けずにあり続けるわけではない。事業、ビジネスだけでなく、研究開発と実用化において国際的にリードするとの視点で国際連携を図る必要がある。その意味で、革新的原子力技術開発が国際連携と密接にリンクしている所以である。

日本は軽水炉を中心として世界最高レベルの原子力発電の技術や産業のインフラを持っており、原子力研究開発においても、日本は世界最高レベルにある。また原子力先進国の中で、比較的大きな開発計画と研究予算を今まで維持してきた世界でもまれな貴重な存在であって、そのおかげで、特に高速炉など新型炉開発のポテンシャルならびにモメンタムは大きい。このため、革新的原子力システムの研究では、特に世界を主導する研究開発が求められ、すなわち日本の原子力技術の国際化が求められるとともに、翻ってわが国の原子力の人材育成、技術継承においても効果が期待される。また国際的な合意を得た原子力技術開発計画は近隣諸国のみならず、国内に対しても透明性、説明責任の果たしやすいという側面もある。

国際連携による開発で各国が技術的に相互依存すると、エネルギーセキュリティにおいても大きく寄与することが考えられ、日本がキー技術をリードし続けることにより、単なる資金提供による権益確保と比べて、より強固なリーダーシップを発揮することができるはずである。

3. わが国の状況

わが国においては、経済産業省による革新的実用原子力技術開発提案公募事業が平成12年度より始まり、文部科学省でもほぼ同様のスキームでより基盤的な研究開発を狙った事業が平成14年度より開始したが、その中で、米国のNERI(大学、研究機関からの提案に基づく原子力研究開発)プログラムの国際版である、I-NERI(米韓、米仏はすでに開始)が企画されている。今までの2国間協定に基づく研究協力に加えて、これらの国際研究開発計画が新たなフェーズを迎えるときがきた。上述のような国際連携により鬱積する原子力界の閉塞感を吹き飛ばす新たな方向性、指導性が生まれ、これらの国際連携プロジェクトが真に国民の利益のためのものになることを願うものである。

第4世代原子力システムシステム開発も、この骨太の国際連携の仕組みの中で考えることによって、わが国の先導的原子力技術開発機関の統合を真に実のあるものにすることができるのではないかと思う次第である。

(松井一秋)

II. 超臨界圧軽水冷却炉(SCWR)

1. 超臨界圧軽水冷却炉の特性

第4世代原子炉の水冷却原子炉のグループは激戦で、世界各国から約30の炉概念が提案され検討された。超臨界圧軽水冷却炉がこれらの中で唯一第4世代原子炉に選ばれた。東京大学で開発されてきた炉概念はその中心的概念として検討と評価に耐え、超臨界水冷却炉の利点を

広く認めさせるのに役立った。主として研究開発されるのは超臨界圧軽水冷却の熱中性子炉であるが、高速炉ならびにCANDU-XもR&D項目としては共通のものが多。CANDU-Xは超臨界圧軽水冷却重水減速圧力管型の間接サイクル炉で、カナダは軽水冷却の次世代CANDU開発の延長上にCANDU-Xを位置付けている。

超臨界圧軽水冷却炉の特性を第2表に、プラントシステムを第2図に示す。炉概念については別に詳しく述べられているのでそちらを参照されたい^{1,2)}。冷却システムは貫流直接サイクルで超臨界圧では気水分離の必要がないので、タービンは炉心で加熱された冷却水で直接駆動される。

軽水炉の成功は当時の重臨界圧火力発電技術の経験が利用できたためといわれている。超臨界圧炉は既存の経験の最大限の利用を念頭に超臨界圧火力発電技術と軽水炉の延長上に構想されている。すなわちタービン系や給水ポンプは超臨界圧火力に、格納容器と安全系はBWRに、原子炉容器や制御棒はPWRと類似である。最大の特徴はこれら主要な機器の使用温度は過去の経験温度以内となっていることである。

超臨界圧火力発電は世界中で数多く用いられている。超臨界圧石炭火力発電プラントの基数は米国149基、日本108基、東欧123基、西欧53基、その他29基、合計462基となっており、特に日本は世界最先端の技術を有している。安全確保の考え方は軽水炉、特にBWRのそれに類似である。超臨界圧軽水炉は水冷却炉派の人々の支持を広く集めているが、その理由は水の優れた熱除去特性と豊富な経験、軽水炉との類似性を買う人が多いためであろう。

研究開発関係者の所属機関を第3表に示す。主な研究開発項目としては次が挙げられる。

- (1) 材料腐食
- (2) 超臨界水化学
- (3) 超臨界圧水の伝熱流動

第2図 超臨界圧軽水冷却炉概念

第2表 超臨界圧軽水冷却炉と軽水炉等との特性比較

	改良沸騰水型 軽水炉	加圧水型 軽水炉	超臨界圧 火力	超臨界圧軽水 冷却炉
プラント冷却系統	再循環直接 サイクル	間接 サイクル	貫流サイクル	貫流サイクル
電気出力 (MWe)	1,350	1,150	1,000	1,000 ^{a)}
熱効率 (%)	34.5	34.4	41.8	44.0
圧力 (MPa)	7.2	15.5	24.1	25
冷却水炉心入口/ 出力温度 (°C)	269/286	289/325	289/538	280/508
冷却水流量 (t/s)	14.4	16.7	0.821	1.19
電気出力当りの冷却 水流量 (kg/s/MWe)	10.6	14.5	0.821	1.19

^{a)} 出力は1,700, 1,000, 600 MWe の炉を検討中。

第3表 超臨界圧軽水冷却炉の研究開発関係者の所属機関

国名	産業界	大学	研究機関
日本	東芝 ^{a)} , 日立	東大 ^{a)} , 九大, 北大	原研, 電中研
米国	ウェスチングハウス SRI	ウィスコンシン大 ^{a)} ミシガン大, MIT	アイダホ国立研究所 ^{a)} アルゴンヌ国立研究所
カナダ	AECL ^{a)}	——	——
欧州	フラマトム EdF	——	FZK ^{a)} , CEA, PSI VTT, KFKI
韓国	——	ソウル大	KAERI
ロシア	——	——	IPPE, クルチャトフ研

^{a)} 主要機関

(4) 炉心, プラント, 安全系などの設計

火力では, 高温の超臨界水での酸素濃度を低く抑えることにより腐食を防止している。材料腐食の研究は, 超臨界圧水ループを用いる実験が東芝, 日立, ミシガン大, MIT の腐食研で行われている。軽水炉を悩ませてきた応力腐食割れについても検討される。MIT 腐食研, ミシガン大の先生方は世界の代表的なこの分野の研究者である。材料については, ニッケル合金のほか高速炉用に開発され, 照射実績もあるオーステナイトステンレス鋼がまず試験されている。

原子炉と火力の差は放射線存在である。超臨界水の放射線化学については未解明である。まずその基礎の解明のためのパルスラジオリス実験が東大, アルゴンヌ国立研究所化学部で行われた。これをもとに両国とも次の段階として超臨界水化学の本格的研究の研究計画が予算化された。日本では, 東大を代表者とする研究が文部科学省の革新型炉提案公募事業として国内の水化学研究者を結集して行われる。これには企業のみならず電力中央研究所, 日本原子力研究所の研究者も参加している。

2. 各国の状況

超臨界水の熱流動の研究は, 東芝と九州大学が後者の超臨界フレオンループを用いて実験を行っている。九大

は超臨界圧火力ボイラ開発における熱流動実験において高い実績を誇るが, その成果とノウハウが活かされている。東大では超臨界圧二酸化炭素ループを用いて伝熱劣化現象の可視化に成功している。また東大では, 乱流数値計算による伝熱劣化現象の説明に成功したが乱流促進のある形状での予測を進めている。ウィスコンシン大学と AECL は, 超臨界圧二酸化炭素ループを用いて熱伝達や安定性の実験を行っている。ウィスコンシン大学の先生は著名な熱流動研究者であり, その成果に期待が集まっている。ソウル大航空学科でもアイダホ国立研究所と連携しつつ超臨界圧水伝熱流動の実験が行われている。

ロシアは, 日本, 米国と並ぶ超臨界圧火力技術に経験を有する国である。オブニンスクの IPPE には超臨界圧水伝熱ループが複数存在し, その1つは燃料集合体形状も試験できるものである。マンチェスター大のジャクソン教授は超臨界水の伝熱の分野でも著名であるが, その成果をこの炉の開発に活かしてほしいと情報交換に積極的である。

炉心プラント, 安全系などの検討は, 東大の過去10年以上にわたる設計研究の蓄積を活かして日本が先行しているが, アイダホ国立研究所, ウィスコンシン大学においても設計研究が開始されている。アイダホ国立研究所

の研究にはウエスチングハウス社が参加している。欧州では、ドイツのFZKを中心として東大の設計をリファレンスとして広い分野の検討が行われている。この会合はドイツのフラマトムの設計の考察を聞くよい機会である。欧州での情報交換への参加は無料で設計をチェックしてもらっているようなものである。韓国のKAERIでも設計の基礎的検討がなされている。超臨界圧炉は軽水炉とは似ているが異なる炉である。軽水炉からの単純な類推の意見には誤っているものも多い。その設計の定量化のためには数値計算が必須である。超臨界圧水は单相流であることの利点をここでも活かすことができる。

情報交換会合では、次の計画としてアイダホ国立研究所にある世界最強の材料試験炉ATRやAECLの200 MWの材料試験炉NRUでの照射や過渡試験も話題になっている。

米国の第4世代原子炉は単なる研究ではなく10～15年で目に見える結果を求められている。日本は低い需要予測と高い液化天然ガス価格のため、建設コスト半減を目標とする革新的な原子炉の開発のニーズは顕在化していないが(サハリンからの天然ガスパイプラインができる)と顕在化する恐れがある、米国等ではこのニーズは顕在化しており、その実現に向かってともに努力すべきではなかろうか。

海外の機関は彼らの頭脳と資金でこの炉の研究開発を行っており、日本がこの炉に何らかの支持を表明することは彼らの研究開発を支援することになる。これは長期的には日本のためにもなると考えるのがいかがであろうか。これは必ずしも資金がなくてもできることである。

(岡 芳明)

Ⅲ. ガス冷却炉(VHTR, GFR)

1. ガス冷却炉システムのコンセプト

英国、韓国、ドイツ、日本、フランス、米国、オランダから応募のあった20数件のガス冷却炉システムのコンセプトは、まず、高温ガス炉(VHTR)、ガス冷却高速炉(GFR)、プリズマティックモジュラ炉(PMR)、ペブルベッドモジュラ炉(PBR)の4つのコンセプトに絞られ

た。これら4つのコンセプトに、ガス冷却炉の技術検討委員会(TWG)が作成した燃料サイクル高温ガス炉(HTGR Closed)コンセプトを加えた計5つのうちから、最終的に第4世代原子力システムとしてVHTRとGFRが選択された。PBRおよびPMRの技術を基にVHTRへ、さらにそれら技術を活かしてGFRへと発展させる道筋が示されている。本章では、VHTRおよびGFRについて述べる。

2. 高温ガス炉(VHTR)

VHTRは、米国GA社から提案された2件、ドイツのユーリッヒ研究所から提案された1件、ならびに、日本原子力研究所(原研)から提案され、VHTRのレファレンスコンセプトとされた1件の計4件のコンセプトからなっている。原研から提案されたコンセプトは、冷却材出口温度850℃の実用高温ガス発電炉GTHTR 300を基にした、冷却材出口温度950℃の水素製造用もしくは発電用の実用高温ガス炉システムである。なお、南アフリカのPBMR(ペブルベッドモジュラ炉)および米国・ロシアのGT-MHR(プリズマティックモジュラ炉)は、2010年代の実用化を目指した早期実用炉に分類されている。VHTRの概要について、第4世代原子力システム技術ロードマップに関する報告書³⁾に記されていることを以下にまとめ、VHTRの主要仕様を第4表に示す。

「VHTRは、高い冷却材温度、高い発熱密度、大熱出力を同時に達成し、優れた安全性を維持しつつ高い経済性を可能にする革新的な次世代原子力システムである。VHTRは、黒鉛減速、ヘリウムガス冷却の熱中性子炉であり、その炉心は、現在運転されている日本のHTTRのようなプリズマティックブロック型炉心、もしくは中国のHTR-10のようなペブルベッド型炉心であり、炉心出口で約1,000℃の核熱を供給できる。一般的には核熱利用プロセスを中間熱交換器(IHX)を介して原子炉に接続(これを間接サイクルと呼ぶ)することにより、石油精製(重油や硫黄分を含んだ原油の精製)、石油化学、冶金、水素製造等のための熱源として利用できる。特に、熱化学分解法I-Sプロセスを用いることにより熱と水だけから、もしくは、水蒸気改質技術の適用により熱と水と天

第4表 VHTRおよびGFRの主要仕様

項 目	VHTR	GFR
原子炉熱出力(MW)	600	600
冷却材出口/入口温度(℃)	1,000/640	850/490
炉心冷却材圧力(MPa)	プロセスに依存	9
平均炉心出力密度(MW/m ³)	6～10	100
レファレンス燃料	ZrC 被覆粒子燃料	セラミック/セラミック複合燃料(cercer);約20%Pu含有のUPuC/SiC(70/30%)
正味発電プラント効率	50%以上	48%

然ガスから水素を作ることができる。また、ヘリウムガスタービンシステムを直接1次冷却ループに設置(これを直接サイクルと呼ぶ)することにより、50%以上の高い効率で発電が可能である。また、大規模工業コンビナートにとっては、熱と電力のコジェネレーションによっても魅力ある熱源となりうるとともに、1,000℃以上の炉心出口温度が可能になれば、製鉄、アルミニウム製造等まで熱利用分野を拡大できる。」

VHTRは、他の5つのコンセプトとの比較において、水素製造用、ワンスルー燃料サイクルの中型炉として特徴付けられている。しかしながら、発電および燃料サイクルを排除しているわけではなく、VHTRの研究開発計画の中には、発電のための要素技術開発、燃料リサイクルのためのPuベース燃料等の研究開発が含まれている。特に、燃料リサイクルについては、「炉心設計の大きな変更なしに多様な燃料に対応できるというVHTRの特性を活かすことにより、VHTRの使用済燃料のリサイクルによって放射性廃棄物量を大幅に減らすことが可能である。」と記されている。

VHTRの研究開発計画では、2010年までに基盤技術に関する研究開発(viable R&D issues)を、2015年までに性能試験を、2020年までに実証試験を行い、2020年以降の実用化を目指している。VHTRの研究開発費用の総計は6億7,000万ドルと見込まれており、その内訳は、燃料・材料に1.6億ドル、原子炉システムに0.2億ドル、プラント技術に2.8億ドル、安全性に0.8億ドル、設計・評価に0.9億ドル、燃料サイクルに0.3億ドルである。

2010年までの基盤技術に関する研究開発項目として、燃料・材料では、ZrC被覆粒子燃料の製作試験、C/Cコンポジット等の制御棒用セラミックス材料開発、原子炉圧力容器用(450~600℃)の金属材料開発が、原子炉システムでは、燃料補給システムの開発があげられている。プラント技術では、コンプレッサ、再生熱交換器等の開発など発電に関する要素技術開発、ならびに原子炉と熱利用プロセスの接続技術試験、熱化学分解法による水素製造技術開発があげられており、ガス冷却炉システムの研究開発スコープレポート⁴⁾には、「接続技術試験にHTTRを使うことが最も簡単な方策である」と記されている。安全性では、動特性解析、核分裂生成物(FP)評価、安全性評価、確率論的リスク評価が、設計・評価では、概念設計が、燃料サイクルでは、使用済燃料特性評価、使用済燃料調整および貯蔵技術開発などがあげられている。2015年までの主な性能試験項目として、ZrC被覆粒子燃料の照射試験、高燃焼度試験、熱利用のための金属・セラミック材料開発、耐酸化性黒鉛炉心材料開発、受動的崩壊熱除去システムの開発、IHX等の熱利用要素開発、照射後試験、経済性評価などがあげられている。上述のVHTRの研究開発計画では、2010年ごろ

のマイルストーンとして、①水素製造システムの決定、②目標とする冷却材出口温度の決定、③被覆粒子燃料・設計概念の決定、④原子炉構造材料の決定、⑤燃料性能の決定、の5つが示されている。

わが国における高温ガス炉研究開発は、原研が主体となって、原子炉メーカー、電力会社、大学等と協力して進められている^{5,6)}。2010年代の発電用高温ガス炉の実用化を目指し、HTTRを用いた安全性実証試験⁷⁾・燃料材料照射試験、実用高温ガス発電炉GTHTR 300の設計研究およびヘリウムガスタービン要素技術開発⁸⁾、また、2020年代の核熱利用高温ガス炉の実用化を目指し、HTTR水素製造システムを模擬した実規模単一反応管試験⁹⁾、熱化学分解法ISプロセス研究開発¹⁰⁾、接続技術開発のためのHTTR水素製造システム概念設計・安全解析等の研究開発¹¹⁾が実施されている。HTTR水素製造システムでは、核熱と水と天然ガスを用いた水蒸気改質プロセスを原子炉に接続し、2008年ごろに世界で初めて水素を製造することが計画されている。また、2005年ごろから建設を開始する予定の南アのPBMR計画に、わが国の原子燃料工業(株)が燃料製造プラント設計に、三菱重工業(株)がガスタービン設計に参加しており、米国GA社とロシアが2010年代の実用化を目指しているGT-MHRの研究開発に富士電機(株)が参加している。いずれも冷却材出口温度が850~900℃の発電用高温ガス炉である。国外では最近、フランス原子力庁(CEA)は、最終的にガス冷却高速炉を目指し、まず熱中性子高温ガス炉を2012年ごろ建設する計画を打ち出しており、あわせて、高温ガス炉を用いた水素製造のために熱化学分解法ISプロセスの研究開発に米国とともに取り組み始めたばかりである。

このように、わが国の高温ガス炉の研究開発計画は、VHTRの研究開発計画ともほぼ整合しており、HTTRを有し、わが国において進められている原子炉技術および熱利用技術に関する研究開発は、世界をリードしている。今後、VHTRに関する研究開発が国際協力によって進められようとしており、わが国における研究開発の効率的実施および世界への貢献のため、国際協力によるVHTR研究開発に積極的に参加していくべきである。

3. ガス冷却高速炉(GFR)

GFRは、フランスCEAから1件、米国マサチューセッツ工科大学およびローレンスリバモア国立研究所から2件、英国NNC社から1件、韓国原子力研究所から1件のコンセプトをまとめたものである。GFRの概要について、第4世代原子力システム技術ロードマップに関する報告書³⁾に記されていることを以下にまとめ、GFRの主要仕様を第4表に示す。

「GFRは、ヘリウムガス冷却の高速炉であり、高速中性子スペクトルとアクチナイドの完全リサイクルとの結

合によって長寿命放射性廃棄物量の最小化を図るとともに、高い冷却材出口温度により高効率の発電、水素製造等のプロセスヒートの供給を目指した次世代原子力システムである。GFRのための技術は、AVR(ドイツの実験炉)、THTR(ドイツの原型炉)、ピーチボトム炉(米国の実験炉)、フォートセントブレイン炉(米国の原型炉)等の過去の熱中性子ガス炉、現在稼働している HTTR(原研)、HTR-10(中国)、さらに、実用炉として設計されている PBMR(南アフリカ)、GT-MHR(米国、ロシア)の技術を基にしている。」

GFRの研究開発計画では、2012年ごろまでに基盤技術に関する研究開発を、2020年までに性能試験を行い、2025年以降の実用化を目指して、主には、燃料、炉心設計、100 MW/m³の高発熱密度および熱中性子高温ガス炉に比べて、炉心熱容量が小さいことに対応するための崩壊熱除去系を含めた安全性設計、使用済燃料の処理・リサイクルのための再加工等の燃料リサイクル技術が研究開発項目としてあげられている。2010年ごろのマイルストーンとして、①燃料の決定、②炉心構造材の決定、③安全性コンセプトの決定、④燃料サイクルシステムの決定、⑤構造材の最終決定、の5つが示されている。燃料としては、第4表に示したように、cercerと呼ばれる(U, Pu)Cのセラミック/セラミック複合燃料をレファレンスとしており、被覆粒子燃料もしくはセラミック被覆固溶金属燃料(cermet)をオプション燃料としている。GFRの研究開発費用の総計は9億4,000万ドルと見込まれており、その内訳は、燃料・材料に3億ドル、原子炉システムに1億ドル、プラント技術に0.5億ドル、安全性に1.5億ドル、設計・評価に1.2億ドル、燃料サイクルに2.2億ドルである。

わが国におけるガス冷却高速炉の研究開発は、核燃料サイクル開発機構で実施されている高速増殖炉サイクル実用化戦略調査研究の中で検討が進められており、今後、重点的に研究開発を進める高速炉が選定されることになっている。国外では、前述のように、フランス CEA がガス冷却高速炉を開発する計画を打ち出しており、米国も大きな関心を示している。(小川益郎)

IV. 液体金属冷却高速炉

1. Na 冷却炉および関連燃料サイクル

第4世代(GenIV)原子炉システムとして選択された6概念の中には、第I章で述べたように、4個の高速炉概念が含まれている。

高速炉オプションは、資源の有効利用、環境負荷低減の観点から、燃料サイクルと連携することによって初めて本来の意義を持つことから、GenIVで選択された高速炉概念も燃料サイクルと強い連携を取っている。カーター大統領時代以来、商用燃料サイクルを忌避していた

米国においても、高レベル廃棄物や使用済燃料中のアクチニド元素処理の改善およびその最終解決への寄与に高速炉サイクルが特に適していることを認識し、その観点も含めて GenIV計画を推進していることは注目に値する。

まず、Na 冷却炉および関連燃料サイクルについて GenIVを見てみよう。Na 冷却炉自身は、わが国において「常陽」および「もんじゅ」が、また世界的にも多くの設計、製作および運転の実績があり、技術実証性の観点で他概念よりも抜き出ており、GenIV概念の中で最も早い時期の導入が期待できるものである。また、燃料サイクルと連携して Na 冷却炉は、持続発展性(資源有効利用、廃棄物最小化)の能力が、すべての GenIVシステムの中で最も高く、また、安全性および核不拡散性についても優れた能力があることは GenIV会議参加者の共通の認識であった。しかし、その実用化に際しては、市場競争原理に基づく導入が可能となる経済性を達成することが必要であり、発電単価において将来の主要電源と競合できることが要求される。このため、Na 冷却炉の経済性向上が最も重要な目標の一つであり、その達成見通しが GenIV概念選定に当たっての議論の一つであった。その点について、近年のわが国および米国の Na 冷却炉設計例を参照して議論した結果、Na 冷却炉は十分な建設コスト低減ポテンシャルを有し、所要の経済性を有する見通しがあると判断された。また、わが国の FBR 実証炉設計研究や実用化戦略調査研究の結果得られたループ型炉(第3図参照)はその最も有望な概念と認識された。

ここで有望とされたプラント概念は、FBR 実証炉設計に以下のような主要な設計工夫を施したものである。

- ・熱膨張が小さく高温強度に優れた12Cr系鋼の広範囲にわたる採用、免震技術の採用等により、機器のコンパクト化、配管短縮化を図るとともに、ループ数を削減している。
- ・1次系ポンプと中間熱交換器を合体し、ループ数削減とあわせて主冷却系統を簡素化し物量削減を図っている。
- ・これらの経済性向上方策とともに、従来の安全設計に加えて、受動的な炉停止能力や自然循環除熱能力の確保によって一層確実性を強化している。さらに、代表的な炉心損傷事象に対して大きな機械的エネルギー放出の原因を回避できる設計としている。
- ・また、保守・補修性の観点からは、Naが構造材と共存性が良いという特長を活かす等してNa漏洩の原因となる異常の排除を行うとともに、万一漏洩が発生しても漏洩Naを外管等に閉じ込めて、その影響が外部に及ばない設計としている。

なお、上記概念のほか、工場生産による標準化、習熟効果によるコストダウンも加えたモジュール構成の中型炉も有望概念に取り上げられた。これら Na 冷却炉につ

第3図 Gen. IV Na 炉代表概念

第5表 Gen. IVにおけるNa冷却炉の代表的な設計パラメータ

設計パラメータ	代表的な値
出口温度	510~550℃
定格出力	150~1,500 MWe
燃料	MOX または金属燃料(U-Pu-MA-Zr)
被覆材	フェライト鋼(酸化物分散強化型フェライト鋼を含む)等
平均燃焼度	~150~200 GWd/tHM
増殖率(転換率)	0.5~1.30
再処理方式	先進湿式(MOX)または金属電解法(金属燃料)

いて代表的設計パラメータを第5表に示す。

GenIVで選定されたNa冷却炉および関連燃料サイクルは、超ウラン元素(TRU)含有酸化物燃料・先進湿式再処理と連携する概念およびTRU含有金属燃料・金属電解再処理と連携する概念の2つである。いずれの概念にあっても高レベル放射性廃棄物の処分場負荷低減や毒性低減を目指して、Np, Am, Cmのマイナーアクチニドの高回収・リサイクルを重要な指標に掲げるとともに、核不拡散性を向上させるため純粋な分離Puを回避する先進燃料サイクル概念を目指している。環境負荷低減に係る高速炉の能力は、ユッカマウンテン放射性廃棄物処分場の負荷低減に寄与できるという点で米国側の関心を集めた。GenIVでは、このようなNa冷却炉の特長を踏まえて、発電のほか、環境負荷低減(廃棄物最小化)のポテンシャルを活かす形態で導入が開始されると考えられ、市場参入可能時期は技術開発を考察して、最速2015年と推定した。

2. Na 冷却炉の研究計画

Na冷却炉の研究計画について述べよう。Na冷却炉については、多くの先行炉が存在し、基盤技術は十分に充実していると見ることができ、①異常な過渡変化時のス

ラム不動作事象(ATWS)まで含め受動安全性の確保技術、②建設コスト削減技術、③炉心崩壊事故に対する再臨界回避技術、④金属電解法の大型化(マイナーアクチニド回収を含む)、⑤低除染燃料の遠隔製造・保守技術等の限られたものが実用化のための重要な技術開発項目としてあげられた。例えば、建設コスト削減技術を第3図に示すループ型炉について具体的にあげると、ループ数削減技術、中間熱交換器・ポンプ合体技術および高温強度に優れた材料(12Cr系鋼)の開発が重要である。また、プラント稼働率を向上させ、運転費を削減するためには、Na中構造物を対象にした供用期間中検査および補修に関する技術開発が重要である。さらに、炉心燃料については、マイナーアクチニド含有燃料や燃料被覆管材料の酸化物分散強化型フェライト鋼の照射試験が、燃料費削減に寄与する高燃焼度化や環境負荷低減の実現のために重要であると考えられる。

3. 鉛合金冷却炉

GenIVで候補となった鉛合金冷却炉は、5万kWe程度の小型炉から120万kWeの大型炉まで幅広い範囲にわたっている。特徴的なのは、工場一括製作、長寿命炉心(15~20年)、カセット方式燃料交換あるいは原子炉自体をカセット的に交換する方式を基本とするバッテリー型小型炉を、電力網の発達していない遠隔地等向けの発電炉として市場ニーズに応えることができる有力なオプションとしていることである。鉛合金冷却炉における設計パラメータを第6表に示す。鉛炉では、鉛の高融点特性を活用して、出口温度を750~800℃程度に高温化し、水素製造等の熱源に結び付けようとする野心的な試みも、長期的研究開発の観点から候補概念の一つとされている。

鉛合金冷却炉は、冷却材技術等において基礎的段階(scientific baseと呼ばれた)にあると認識されており、研究開発事項にも基礎的なフィージビリティに属するものが多い。重要な研究事項の一つに、冷却材・構造材の共存性に関する技術があげられる。これは、旧ソ連潜水艦炉(U-Be燃料)の1つにおいて、冷却材(鉛ビスマス)と構造材の腐食に起因したスラグ状腐食生成物によって炉心が部分的に閉塞し溶融に至ったことによる。また、ビスマスおよび鉛から生成される放射性ポロニウム²¹⁰Poの管理も課題の一つである。その他の主要な重要事項として、窒化物燃料の製造技術およびサイクル技術、炉心/炉容器のカセット方式交換のフィージビリティがある。さらに、高温化を指向する場合には、冷却材と共存可能な材料開発を中心にクリアすべきハードルは一層高くなる。(一宮正和)

V. 燃料サイクル横断グループ

燃料サイクル横断グループ(Fuel Cycle Crosscut

第6表 Gen. IVにおける鉛合金炉の代表的な設計パラメータ

設計パラメータ	代表的な値			
	Pb-Bi バッテリー型炉 (nearer-term)	Pb-Bi モジュール型炉 (nearer-term)	Pb 大型炉 (nearer-term)	Pb バッテリー型炉 (far-term)
冷却材	Pb-Bi	Pb-Bi	Pb	Pb
出口温度(℃)	550	550	550	750~800
定格出力(MWth)	125~400	1,000	3,600	400
燃料	金属またはチッ化物	金属	チッ化物	金属
被覆材	フェライト鋼	フェライト鋼	フェライト鋼	セラミック被覆 または耐熱合金
平均燃焼度(GWd/tHM)	100	100~150	100~150	100
増殖率(転換率)	1.0	≤1.0	1.0~1.02	1.0
冷却材循環方式	自然循環	強制循環	強制循環	自然循環

Group: FCCG)は、米国8名と OECD-NEA, IAEA, 第4世代原子力システム国際フォーラム参加国からの7名のメンバーで構成され、2001年2月より8月まで、5回の会議を開催し、2001年9月、中間報告書をまとめた。この中間報告書は、米国エネルギー省の Nuclear Energy Research Advisory Committee および米国関係者のコメントを反映し、2002年3月、FCCG 最終報告書(Generation-IV Roadmap Report of the Fuel Cycle Crosscut Group)が発行された。その後、各メンバーは、E-mailによる情報交換により Crosscutting Fuel Cycle R&D Scope Report のドラフトを2002年10月作成した。以下、FCCG 最終報告書の要点について述べる。

1. FCCG の活動

(1) 目的

FCCG の目的は、(1)第4世代炉の目標を目指す、いくつかの原子力発電シナリオに関連した燃料サイクルを調査、検討すること、(2)Generation IV の目標に結びつくキーとなる燃料サイクルの主要課題を明らかにすることである。

(2) 検討内容

FCCG は今後、100年間の世界のエネルギー動向と原子力開発の予測として、1998年の IISA/WEC の予測(International Institute of Applied Systems Analysis (IIASA)/World Energy Council (WEC), "Global Energy Perspectives, 1998")を採用した。ウラン資源は、OECD-NEA, ウラン協会のデータを、トリウム資源は、文献調査により新鉱山の発見、供給コストなどをモデル化して検討した。

最初に、第4世代炉に関連する燃料サイクルについて、第4図に示すように、①ワンスルー、②部分Puリサイクル、③全Puリサイクル、④全アクチニドリサイクルの4つの燃料サイクルに分類した。これは、21世紀の原子力開発を進める上では、燃料サイクルが、最も重要であるとの認識にたち、第4世代炉の候補概念が決

まる前に、共通課題として、上流に位置する資源の課題、下流に位置する廃棄物の課題を第4世代炉の開発目標である持続可能性(資源、環境)、核不拡散の観点よりいくつかの原子力発電シナリオを分析し、燃料サイクルのあべき方向を推奨しようとしたものである。

原子力発電シナリオは、①ワンスルー(ウラン酸化物燃料の軽水炉、軽水炉+高温ガス炉、Th燃料を利用したPWRの3ケース)、②部分Puリサイクル(MOX燃料の軽水炉、軽水炉使用済燃料を重水炉に装荷するDUPIC方式の2ケース)、③全Puリサイクル(軽水炉+高速炉(バーナーの役目で使用)、高速増殖炉の2ケース)、④全アクチニドリサイクル(高速増殖炉)、MOX燃料の軽水炉+高速増殖炉の2ケース)およびThサイクルの熔融塩炉を対象に合計10ケースについて解析している。具体的には、リファレンスにウラン酸化物燃料を使用した軽水炉のワンスルー燃料サイクルをとり、上流に位置するウラン資源量、濃縮量、テールウラン量などとそれらの費用および下流に位置する使用済燃料の量、Pu量、マイナーアクチニド(MA)量、廃棄物量などとそれらの費用およびこれらのデータに基づく発電原価を分析比較している。詳しい内容は、FCCG 最終報告書を参照。

(3) 分析結果と主な推奨項目

リファレンスケースであるワンスルー燃料サイクル選択は、一番ウラン資源を消費するとともに、使用済燃料の形で一番多くの廃棄物を発生する。既知および経済的に開発できるウラン資源の予測から21世紀中頃までは、ワンスルー燃料サイクルが成立可能であるが、長期的には、もし、採鉱、ウランの抽出において画期的な技術が開発されなければ、2050年を超えると、ウラン資源が制限要素になると予測している。さらに、廃棄物の観点から、ワンスルー燃料サイクルを採用した原子力エネルギー開発は、処分場の容量の課題に直面する。FCCG は、このことを非常に重要な課題であると指摘し、世界的に新たに多くの処分場の開発が必要であり制

第4図 4つの燃料サイクル

- Fuel Cycle Crosscut Group (GEN-IV) の評価 -

第5図 軽水炉ワンスルーと高速炉サイクルの重金属蓄積量と天然ウラン累積需要の比較

限要素になると予測している。一方、閉じた燃料サイクルは、そのコストは受け入れられるべきレベルになければならないが、選択された核種の核変換、コスト・エフェクティブな残留熱管理、柔軟性を持った中間貯蔵、特定地層処分環境に適した廃棄物形態にすることができるなどの利点を活かした廃棄物の先進管理戦略に役立つと考えている。これは超長寿命核種を再処理プロセスより回収することにより達成され、廃棄物量の減少と残留廃棄物を理想的に調整し、熱負荷を管理することにより、制限要素となる処分場の容量をより能率的な使用や放射性廃棄物の全体の安全を向上させることができる。以上、21世紀における原子力開発におけるウラン資源および使

用済燃料の発生の点を分析した結果の一例を第5図に示す。

次に、閉じた燃料サイクルは、使用済燃料の再処理を行うため、これまで核拡散のリスクを増すものと受け取られてきた。このため、第4世代炉のための先進再処理技術は、Puの単独分離を避け、核拡散抵抗性を増す特徴と効果的なセーフガードを導入するよう設計することが必要であるとしている。特に、世界が求めている核拡散抵抗性と核物質防護のため、アクチニドからPuの分離を避け、燃料サイクルのすべての段階において核兵器物質への接近性や魅力を減らすような特徴を付与することが求められる。

第6図 共存燃料サイクル

高速炉と大規模なリサイクルを組み合わせた最も先進的な燃料サイクルは、例えば、使用済燃料の再処理、分離後、1,000年より短い期間で、数10分の1まで廃棄物の毒性を減少させる可能性を有している。これは、世界における将来の処分場やその設備の設計への有益なインパクトを与えることになる。しかしながら、このシナリオには、再処理技術において、多くのR&Dを経て達成できるものであり、第4世代炉ロードマップにおいて、核燃料サイクルのR&Dが、重要な要素となり、世界の協力体制が求められている。なお、部分Puリサイクルは、ワンスルー燃料サイクルから閉じた燃料サイクルへの架け橋の役目をなすと考えている。

次に、第4世代炉が活躍する2030年以降においては、熱中性子炉と高速炉の共存エネルギーパークが成立すると予測し、これら結び付ける役目として、第6図に示すように、共存燃料サイクルが熱中性子炉と高速炉をつなぎ、両者がその持分を発揮し、協調し合う役目を果たすと予想している。例えば、熱中性子炉より取り出されたアクチニドを高速炉にリサイクルし、世界中のアクチニドを減らすことができる。また、このシステムでは、熱中性子炉である高温ガス炉を使った水素製造、今後開発される高い経済性を有する軽水炉が、その特徴を活かし高速炉と共存し、柔軟性に対応できる特徴を有している。このように、ある単体炉より第4世代炉システムのポートフォリオを構成するいくつかの炉システムの組合せが、世界中において、望ましい共存システムを与える

ことができると予測している。

経済性の点では、FCCGは、他のエネルギー源と違い、核燃料サイクルコストが発電原価の高々20%しか占めていないので、経済性、安全性の目標と持続可能性、セーフガードの目標とが干渉せず、検討に柔軟性を与えることができるものと考えている。すなわち、ワンスルー燃料サイクルを超え、閉じた燃料サイクルを採用することは、今後のR&Dにより合理的なコストで達成できるかもしれないと予測している。このような観点より、閉じた燃料サイクルと処分場の将来像、それに必要なR&Dならびにこれらの研究を行うための世界の再処理研究施設、中性子照射場の現状などをCrosscutting Fuel Cycle R&D Scope Reportとしてまとめ、世界の協力体制の必要性を述べている。

以上、FCCGは、第4世代炉の活躍する2030以降、資源有効利用とともに廃棄物の低減が大切であることを指摘し、これまでのワンスルー燃料サイクルより閉じた燃料サイクルの開発が必要であり、そのR&Dを進めることを推奨している。すでに、第4世代炉の6つの概念のうち、3つが高速炉であり、残りの熱中性子炉においても、アクチニド燃焼などの研究も含まれており、閉じた燃料サイクルが、熱中性子炉と高速炉の共存エネルギーパークの中核をなすものと予想している。なお、最近の米国の動向を見れば、Advanced Fuel Cycle Initiative (AFCI) というプログラムが開始され、閉じた燃料サイクルへの研究が動き出した。

最後に、日本の状況を簡単に述べる。このFCCGの開始される約1年半前の1999年7月から、核燃料サイクル開発機構、電力会社、電力中央研究所、日本原子力研究所などは、All Japan体制のもとで、「FBRサイクル実用化戦略調査研究」を開始し、現在、その第2段階にある。その基本的な考え方は、第7図に示しているが、この研究開発目標と第4世代炉の開発目標とが同じであり、21世紀に求める原子力開発の進め方が世界的に共通しているものと捉えている。この研究の進捗は、第1段階で有望な実用化候補概念を抽出し、現在、有望概念の要素試験や概念設計を進め、2003年度、2～3の概念の絞込みの見通しを得る予定である。特に、「FBRサイクル実用化戦略調査研究」では、当初より開発ロードマップを作成し、革新的な技術を導入した候補概念の可能性を活かすため、炉、再処理、燃料製造の主要技術について要素試験などにより定量的に評価し、候補概念の絞込みを行おうとしている。今後、これらのデータベースを基に第4世代炉との進捗にあわせて、国際協力に資していきたい。

(野田 宏)

第7図 FBR サイクル実用化戦略調査研究の基本的な考え方

— 参考文献 —

- 1) Y. Oka, S. Koshizuka, "Supercritical-pressure, once-through cycle light water cooled reactor concept", *J. Nucl. Sci. Technol.*, **38**, 1081～1089 (2001).
- 2) 岡 芳明, 越塚誠一, "高温高性能軽水冷却原子力発電プラント, 貫流型超臨界圧軽水冷却原子炉の概念", *原子力誌*, **44**[8], 600～605 (2002).
- 3) "A Technology Roadmap for Generation IV Nuclear Energy Systems—Technical Roadmap Report"; [www.nuclear.gov/nerac/Final Road map for NERACReview.pdf](http://www.nuclear.gov/nerac/Final%20Roadmap%20for%20NERACReview.pdf), (2002).
- 4) "Generation IV Roadmap R&D Scope Report for Gas-cooled Reactor Systems", ガス冷却 TWG メンバー私信, (2002).
- 5) 塩沢周策, *原子力 eye*, **49**, 16 (2002).
- 6) 小川益郎, 他, *エネルギー・資源誌*, **23**, 412 (2002).
- 7) 橘 幸男, 他, *JAERI-Tech 02-059*, (2002).
- 8) 国富一彦, 他, *原子力と文論文誌*, **1**, 115 (2002).
- 9) 稲垣嘉之, 他, *原子力誌*, **41**, 250 (1999).
- 10) H. Nakajima, et al., *Proc. 7th Int. Conf. on Nuclear Engineering*, Tokyo, Japan, April 19-23, 1999, ICONE-7104, (1999).
- 11) 西原哲夫, 他, *JAERI-Tech 02-101*, (2002).
- 12) FCCG, Generation IV Roadmap Report of the Fuel Cycle Crosscut Group, <http://www.gen.4anl.gov/>
- 13) 野田 宏, 可児吉男, 高速増殖炉サイクルの実用化戦略研究—フェーズⅠ成果の概要, *原子力誌*, **43**[9], 858～861 (2001).