将来の原子力発電

Future Nuclear Power Plant

田 中 知*
Satoru TANAKA

Key Words: Generation III + Reactor, Generation IV Reactor, GIF, Small Modular Reactor, High-temperature Gas-cooled Reactor

1. はじめに

東京電力福島第一原子力発電所事故後、我が国の原子力発電所における安全審査基準が改訂された。あらかじめ想定していた「設計基準事象」を大きく超える事象に対して、原子炉内の核燃料冷却や制御が不可能となり炉心が重大な損傷を受ける事象をシビアアクシデントとよぶ。今回の事故を受けて、新安全基準では、耐震・津波性能や電源などの信頼性対策が強化されるとともに、放射性物質の拡散抑制などのシビアアクシデント対策を強化するための対策も併せて新設された。現在、新安全基準による再稼働に向けての安全審査が行われている。一方、国外の原子力発電所は、福島第一事故後シビアアクシデントを想定したコンピュータシミュレーションによる評価であるストレステストなどの安全確認を経て運転が継続されているし、アジアを中心とした原子力発電所の建設もしくは建設計画は依然として一定の規模を保っている。今後の原子力発電所はよ

り安全性を向上させたものでなければならないことは論を待たないが、従来型炉に加えて、中・小型炉や、小型モジュール炉、高温ガス炉なども注目されている。本稿では、発電用原子炉開発の進展について概観し、我が国において開発を進めてきた次世代軽水炉、及び第4世代原子力システム国際フォーラム (GIF: Generation IV International Forum)、将来注目されている小型モジュール炉、高温ガス炉について解説する。

2. 発電用原子炉開発の進展¹⁾

Fig.1 は、発電用原子炉開発のこれまでの経緯と、今後の展望を示したものである。1950年代に商業用原子炉（第1世代）が運転開始されてから、安全性の向上等を目的として原子炉の開発は継続的に行われてきた。初期の我が国の原子力発電所は第2世代炉であったが、その後第3世代炉の原子力発電所が建設され、現在の最新型原子炉は第3+世代炉であり、ABWR, APWR 等がある。さらに、2030年

Fig.1 Generations of Nuclear Power Plant¹⁾

* 東京大学大学院工学系研究科 原子力国際専攻 (〒113-8656 東京都文京区本郷 7-3-1)
Department of Nuclear Engineering and Management, School of Engineering, The University of Tokyo (7-3-1 Hongo, Bunkyo-ku, Tokyo, 113-8656 Japan)

Fig.2 AP1000 Passive Containment Cooling System¹⁾

Fig.3 Concept of core catcher¹⁾

以降の炉概念として、安全性、信頼性や核拡散抵抗性が高い第4世代炉の開発が進んでいる。ここで、核拡散抵抗性とは、核物質の軍事転用や核技術の不正使用のやりにくさの程度を示す指標であり、核拡散抵抗性が高いとは、そのような不正などを行いにくいということを意味している。

現在の最新型炉である第3+世代炉は、機器の信頼性や耐震性の向上、シビアアクシデント対策の導入など、既存の沸騰水型軽水炉(BWR)、加圧水型軽水炉(PWR)の大部分である第2世代炉と比較して安全性が向上している。例えば、次のような特徴がある。

- 1) 耐震性の向上：主要配管の短縮化、機器の耐震性の向上。
- 2) 信頼性の向上：冷却系統の多重化・系統分離、制御棒の多様化（電動、水圧方式）、耐腐食性の向上等。

- 3) 受動的安全設備の導入：重力落下式の注水冷却、自然循環による炉冷却等。

- 4) シビアアクシデント対策：コアキャッチャー等。

受動的安全設備とは、重力や圧力差を利用した注水や自然循環冷却等、自然の力を積極的に利用した受動的（静的）安全設備を非常用炉心冷却系(ECCS)に採用し安全性の向上を図ったものである。例として、静的格納容器冷却系、自然再循環を備えたAP1000をFig.2に示す。シビアアクシデント対策としてのコアキャッチャーは、原子炉内の核燃料が溶融し、圧力容器が破損するに至った場合にも溶融した燃料を受け止め、冷却水等により冷却することで格納容器の破損を回避するものであり、BWRでの概念図をFig.3に示す。

3. 次世代軽水炉開発¹⁾

我が国では1975年頃から軽水炉改良標準化計画が始まり、第一次、第二次改良標準化計画を経て、第三次改良標準化計画では、改良型加圧水型軽水炉(APWR)および改良型沸騰水型軽水炉(ABWR)が開発された。その後、次世代軽水炉の開発を国のプロジェクトとして行ってきた。これは電気出力180万kW級の軽水炉でFig.4にあるように、原子炉格納容器／原子炉建屋は航空機落下にも耐えられる頑健性を備え、プラント寿命80年への対応を可能とする新材料を採用し、ウラン燃料の長期燃焼を達成するなどの特徴があり、次のような性能を目指している。

- 1) 優れた経済性：発電コストの低減（スケールメリット（大電気出力）、高い稼働率（目標97%）、燃料の長期燃焼と燃焼効率向上、建設期間短縮と工程遵守（現行最新プラントの約50ヶ月から30か月に削減）、プラント標準化（建設地点の地震条件に依存しない設計、国際的な安全規制や企画等に対応）。
 - 2) 世界最高水準の安全性：安全性とセキュリティの強化（原子炉冷却のための放熱先を多様化（大気と海水）、パッシブ系とアクティブ系の最適組合せによる世界最高水準の安全性・経済性の同時実現、航空機落下にも耐えられる原子炉格納容器／原子炉建屋、規制要求を超えるような事故を考慮した設備の設置、実績ある現行最新プラントの安全設備を改良発展、耐震安全性の強化（大規模地震に対する安全性）。
 - 3) 人と環境にやさしいプラント：メンテナンス性の向上（現行最新プラントに比べメンテナンス物量を大幅低減、最新IT技術の活用によりメンテナンスを合理化）、環境への負荷低減（使用済燃料を30%以上低減、放射性廃棄物を大幅低減、新材料により大型機器を長寿命化）。
- 次世代軽水炉の経済性は、大電気出力によるスケールメリットを狙ったものである。地域、電力会社によっては導入のメリットがあるが、中・小型炉の方が適している場合もある。

Fig.4 Future generation LWR¹⁾

Fig.5 Nuclear power systems selected in GIF¹⁾

4. 第4世代原子力国際フォーラム (GIF) と INPRO^{1),2)}

GIF は国際協力による第4世代炉の開発であり、持続可能性、経済性、安全性、信頼性（敷地外緊急時退避不要等）、および核拡散抵抗性／核物質防護等の特徴を有するシステムとして第4世代炉の開発を進めることを目的としている。持続可能性には、使用済核燃料に含まれるプルトニウムを除いた超ウラン元素であるマイナーアクチニド（Am, Cm, Np など）の燃焼、核分裂による崩壊速度が非常に遅く半減期すらも20万年を超えるような長寿命核分裂生成物の蓄積防止などによる放射性廃棄物最小化、マイナーアクチニド燃焼によるウラン資源有効利用が含まれており、2030年頃の実用化を目指すとしている。現在のメンバーは、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、スイス、ユーラトム、中国、ロシアである。このフォーラムでは、ナトリウム冷却高速炉、ガス冷却高速炉、超高温ガス炉、超臨界圧水冷却炉、鉛冷却高速炉、溶融塩炉の6つを候補概念としている (Fig.5)。Table 1 にこれら6つの概念の概要を示す。特に、ナトリウム冷却高速炉は各国の協力により安全設計基準の国際化を含め、実用化に向けた様々な取り組みが進展している。

GIF に近い国際協力プロジェクトとして、2001年にIAEAのプロジェクトとして設立された革新的原子炉及び燃料サイクルに関する国際プロジェクト (INPRO: International Project on Innovative Nuclear Reactors and Fuel Cycles) がある。INPROの目的は、原子力エネルギーが持

Table 1 Generation IV nuclear power systems considered in GIF²⁾

システム	中性子スペクトル	冷却材	出口温度 (°C)	燃料サイクル	出力 (MWe)
超高温ガス冷却炉(VHTR)	熱中性子	ヘリウム	900-1000	オープン	250-300
ナトリウム冷却高速炉(SFR)	高速中性子	ナトリウム	500-550	クローズド	50-1500
超臨界圧水冷却炉(SCWR)	熱中性子/高速中性子	水	510-625	オープン/クローズド	300-1500
ガス冷却高速炉(GFR)	高速中性子	ヘリウム	850	クローズド	1200
鉛冷却高速炉(LFR)	高速中性子	鉛	480-570	クローズド	20-1200
熔融塩炉(MSR)	熱中性子/高速中性子	フッ化物塩	700-800	クローズド	1000

続可能性をもって 21 世紀のエネルギー需要に応えられるようにすることを支援する、および、技術保有国と利用国双方の参加により、要求される革新的な原子炉及び燃料サイクルを検討することである。加盟国は 38 ヶ国と 1 機関（欧州委員会 (EC : the European Commission)）である。INPRO は各国の長期のエネルギー戦略構築と INPRO 評価手法を用いた原子力システムの評価、グローバルエネルギーシナリオ、原子力技術の技術的・制度的検討、政策と対話といった活動を実施している。GIF との類似点は、共に次世代原子力システムの研究開発に関する多国間協力枠組みであり、将来的なエネルギー需要拡大に対応できる原子力システムの開発を進めるための情報交換を進めることにある。一方、相違点は、GIF は原子力技術保有国のみで技術的テーマに関する協力が中心であるが、INPRO は将来のユーザ国も含み、次世代原子力システム導入に向けた政策立案・インフラ整備等、制度面に関する協力を主に実施していることである。GIF, INPRO それぞれの特徴と目的を理解し、連携して次世代原子力システムの研究開発を進めて行く必要がある。

5. 中小型炉、小型モジュール炉 (SMR: Small Module Reactor)¹⁾

上述の次世代軽水炉開発は大出力の炉を目指しているが、地域によっては百万 kW ないし 50 万 kW 以下の電気出力の中・小型炉が適している場合がある。離島や人口が少ない地域など、送電網の発達していない場所においては、原子炉を小型化・モジュール化することは魅力的であり、軽水炉、高速炉、高温ガス炉、熔融塩炉について、米国、フランス、ロシア、中国、韓国、日本などで研究開発が行われている。とりわけ、燃料交換なしに 30 年間以上稼働することが可能な小型炉・長寿命炉が注目されている。これらは実用化に近いものもあれば基礎的な概念検討レベルのものもある。PWR 型、BWR 型の中・小型炉については、これまでの開発の経験が活かせるため、具体的な提案や検討が多い。

Fig.6 Small modular type fast reactor 4S¹⁾

Fig.7 Traveling wave reactor (TWR)¹⁾

Fig.6 は、東芝が開発した燃料交換不要な小型高速炉 4S (Super-Safe, Small and Simple) である。小型の原子炉が中性子を漏らしやすい性質を利用し、中性子を反射する性質をもつ反射体を、燃料の燃焼させたい部分に移動させて部分的に燃焼させるという、金属燃料を反射体で制御する方式で、電気出力 1 万 kW、30 年間の炉心寿命を保持できる。送電インフラのない地域等での電力供給、熱供給、海水淡水化等、地域共生型の原子力多目的利用に貢献可能と考えられている。この炉は、現在米国でライセンス申請を計画中である。

Fig.7 は、基礎的な概念検討レベルにある進行波炉 (TWR: The Traveling Wave Reactor) である。ひとたび濃縮された燃料を用いて燃焼進行が開始されれば、濃縮核燃料物質の追加を必要とせずに、濃縮核燃料が燃焼したあとに残るウラン 235 の含有率が低い劣化ウランが存在する限り、発電が継続するというものである。炉の燃焼制御方法、および大

Fig.8 Fuel and reactor concept of high-temperature gas-cooled reactor³⁾

量の燃料を保有する点についての安全確保、長寿命炉心に対応する材料が今後の課題である。

6. 高温ガス炉^{3), 4)}

高温ガス炉は Fig.8 のような被覆粒子燃料を用い、減速材に黒鉛、冷却材にヘリウムを使用する原子炉で、冷却材の出口温度は 800–950℃ 程度の高温になる。将来の原子炉の一つとして注目されている。この高温ガス炉は次のような特徴を持っている。

1) 水素製造などへの核熱の利用可能性

冷却材出口温度が高いため、ガスタービンを介して発電する場合には発電効率が 45–50 % まで達する。また、高い冷却材温度を活用して、熱源としての利用が注目されている。代表的なものは、高温ガス炉を熱源とする大規模水素製造である。この他、製鉄、石炭ガス化、石油精製なども考えられる。

2) 高い固有安全性

燃料粒子の被覆セラミックスは耐熱性が高く、1600℃ 以上の高温になっても健全性が保たれる。また、自然放熱による崩壊熱除去のみにより被覆材の過度の温度上昇を防ぐことができる。さらに減速材の黒鉛は熱容量が大きいので、異常時および事故時の炉の温度上昇速度が緩慢であり、その間に冷却対策を実施しやすいこと。炉は大きな負の反応度温度係数をもつことや、冷却材のヘリウムが化学的に不活性であることも特筆すべき点である。

3) 小型モジュール炉への適性

出力 10–30 万 kW クラスの小型モジュール炉では、固有安全性がより発揮される。すなわち、人的操作なく自然に

「止まり」、「冷えて」、放射性物質を燃料内に「閉じ込める」という安全性を実現できる。また、小型炉では、ガスタービンによる高発電効率による経済性向上も期待できる。

4) 核不拡散性向上、放射性廃棄物低減

高温ガス炉の被覆粒子燃料は長期間燃焼に対して安定であるため、燃焼度を軽水炉燃料に比べて数倍程度高めることができる。そのため、燃料中に生成されたプルトニウムを更に燃焼することができる。その後の使用済燃料は、再処理することなく、深地層にそのまま処分しても長期健全性が保たれることが期待される。まだ概念検討段階ではあるが、将来のプルトニウム処理、廃棄物処理方法としても注目される。

高温ガス炉の試験研究炉は、現在、日本、中国にある。また、米国、ロシア、中国、カザフスタン等でも、実用炉に向けたプラント実証プログラムが進んでいる。

南アフリカでは商用高温ガス炉発電プラント PBMR（ペブルベッドモジュール炉）の建設計画が 1990 年代初めから進められた。しかし、その後 2009 年の世界金融危機等の影響等により計画は大幅縮小された。

7. 発電用原子炉開発の重要性

原子力発電の特徴は、ウラン資源が石油のように中近東に偏在するのではなくオーストラリア、カナダ、カザフスタンなど政治的に安定なところにあること、資源備蓄効果が高いこと、発電コストが石炭火力並みと低いこと、運転に伴って地球温暖化ガスを発生しないこと、高速増殖炉システムが導入されれば資源利用期間は 1000 年以上になるということなどである。安全確保は大前提であることはい

うまでもない。安全神話に陥ることなく、深層防護の考えかたを具体的に適用しつつ、事業者等関係組織が自らの責務として継続的に安全向上に努めることにより、人と環境を放射線の有害な影響から防護するという原子力安全の目的を確実に達成する必要がある。このように原子力の潜在的なリスクを顕在化させないようにしつつ、原子力の持つ多くの特色を発揮させることが重要である。資源の乏しい我が国では原子力は将来も重要なエネルギー源であり、エネルギーセキュリティ確保に貢献することができる。

8. まとめ

今後の原子力発電について概説した。より安全性を高めた第3+世代炉、第4世代炉の開発が行われている。GIFやINPROという国際協力も有効に活用しながら進めて行くことが重要である。また、大型の軽水炉だけでなく、中型炉、

小型炉の開発も重要である。その中で高温ガス炉は多くの長所があり注目される。

引用文献

- 1) 総合エネルギー調査会基本政策分科会 第8回会合資料 (2013.10)
- 2) 佐賀山豊、日本原子力学会新型炉部会セッション資料 (2013.9.4)
- 3) 岡本太志、大橋一孝：富士時報、**83** (2010) 218-222.
- 4) エネルギー総合工学研究所、高温ガス炉プラント研究会資料 (2012)

参考文献

- 1) 「原子力ハンドブック」 オーム社 (2007)
- 2) 「原子力安全の基本的考え方について－原子力安全の目的と基本原則」 日本原子力学会標準委員会技術レポート (2013)