解説

福島第一原子力発電所事故の技術的知見と第4世代炉の安全性

大阪大学 山口 彰

日本原子力学会新型炉部会は、ナトリウム冷却高速炉の安全性についての技術情報を発信するため「2012年秋の大会」にて特別セッションを企画した。第4世代炉は、将来のエネルギー安定確保における不透明さに備え、我が国並びに国際社会の長期にわたるエネルギー供給を確かなものとするための重要な基幹技術であるが、福島第一原子力発電所のシビアアクシデントを踏まえ、その教訓と技術的知見を十分にしんしゃくすることが重要である。本稿では、国際的な枠組みにて作成中の安全設計基準の概要、第4世代炉としての福島第一事故の技術的知見への取り組み、シビアアクシデントマネジメントとその有効性、事故を踏まえた安全確保方策について解説する。

I. はじめに

日本原子力学会新型炉部会は、第4世代のナトリウム冷却高速炉(SFR)の安全性について、的確で正確な技術情報を日本原子力学会並びに社会に対して発信することが大切であると考え、「2012年秋の大会」にて一般公開の特別セッション¹⁾を企画した(第1図参照)。企画セッションでは、SFRに関して国際的な枠組みで取り組んでいる安全設計要求の概要、福島第一事故の技術的知見の第4世代炉への反映と取り組み、SFRのシビアアクシデントマネジメント(SAM)とその有効性、事故を踏まえたSFRの安全確保方策について報告した。

第4世代SFRは、将来のエネルギー安定確保における不透明さに備え、我が国並びに国際社会の長期にわたるエネルギー供給を確かなものとするために重要な基幹技術であるとの認識が共有されているところである。一方、2011年3月に発生した福島第一原子力発電所のシビアアクシデント(SA)の影響の厳しさを認識すれば、原子力安全の目的を踏まえ安全研究の原点に立ち戻り、第4世代炉の安全確保についての真摯な考察を深めるべきである。特に、福島第一原子力発電所事故の教訓と技術的知見を十分にしんしゃくした第4世代炉安全に対する取り組みを確立することが重要であることは論をまたない。また、軽水型原子炉における安全対策をそのまま踏襲するのではなく、ナトリウム冷却炉に固有の物理的・

化学的特性や設計上の特徴の視点から、事故における技術的知見の意味をそしゃく・理解し、安全向上に反映することも重要な観点である。

文部科学省の科学技術・学術審議会の原子力科学技術委員会は2012年10月24日に「もんじゅ研究計画作業部会」²⁾を設置した。その趣意は、民主党政権の革新的エネルギー・環境戦略を踏まえ、「高速増殖炉開発の成果のとりまとめ、廃棄物の減容及び有害度の低減等を目指し、国際的な協力の下での研究も含めた「もんじゅ」などによる研究計画を策定するために必要な事項について調査検討する」ことである。第4世代炉はエネルギー安定確保のみでなく、高レベル放射性廃棄物の問題解決にもその意義を追求すべしということである。いかなうなミッションを担うにせよ、安全性をより確かなものにするこの本質的な重要性は変わることなく、第4世代炉の役割・意義と安全の確保については一層の技術開発と

第1図 大盛況の新型炉部会企画セッション(2012年秋)

Safety of Generation IV Reactors in Light of Engineering Findings from the Fukushima Dai-ichi Nuclear Power Station Accident: Akira YAMAGUCHI, Kenichiro SUGIYAMA, Ryodai NAKAI, Shoji KOTAKE.

(2013年 1月7日 受理)

研究の活性化と読者各位の活発な議論を期待するところである。

II. 事故の技術的知見と第4世代SFRの特徴

1. はじめに

経済協力開発機構加盟国(34カ国, 約12.5億人)の1次エネルギー生産量は世界の約40%, その6.3%は再生可能エネルギー並びに廃エネルギーである。燃焼熱による再生エネルギーと廃エネルギーは4.9%を占めている。“脱原発”を望む日本人が期待しているであろう, 太陽光, 風力, 地熱などは1.4%である³⁾。ドイツ, スペインの例で分かるように, これらは補助金の継続性に依存している。本来, エネルギー確保・環境制約・国力維持の総合的視点からその割合は決められるべきであろう。

本章では, 旧原子力安全・保安院が2012年3月に発行した報告書「東京電力福島第一原子力発電所事故の技術的知見について」⁴⁾の分類に沿って知見の要点を示すとともに, SFRへの教訓となる内容について短い説明を加えた。SFRへの教訓は太文字にて示す。

2. 技術的知見とSFRの特徴を踏まえた教訓

外部電源設備について: 交流電源の確保の成否が発電所の安全確保に大きな差異を生じたことを踏まえて, 発電所から直接つながる変電所内までの信頼性向上と発電所内開閉所の耐震性向上に加えて, 復旧作業に必要な資機材を準備し外部電源の復旧の迅速化が必要である。

→今後の信頼性向上方策に反映していく。

所内電源設備について: 共通要因故障による電源喪失の発生を防止するため, 電気設備一式の位置的分散, 建屋の水密化による浸水対策の強化に加えて冷却方式の多様化(海水冷却と空気冷却)が必要である。非常用直流電源の長期間機能維持に加えて, 事故後の対応・復旧を迅速化するために, 外部からの供給の容易化, 電気設備関係の予備品を備蓄しておくことが求められる。→自然循環冷却の状態監視用電源の多様性と信頼性が重要。

冷却設備について: 使用済み燃料プールを含め冷却設備の共通要因故障による機能喪失を防止するため, 建屋等の水密化による耐浸水性や位置的分散, 最終ヒートシンクの多様性の確保が求められる。注水機能を強化するため, 隔離弁の駆動源喪失時の強制動作メカニズム導入などによる動作確実性の向上, 駆動源の多様化, 吐出圧の高いポンプ, 建屋外の注水口の整備などによる代替注水機能の強化が必要である。初期対応において的確な判断が行えるため, 炉心冷却を最優先すべき状況の判断基準を明確化し, そのためのハード(計装系, 線量計, 防護装備等)とソフト(操作手順書等)を整備すること。

→冷却材凍結によるリスクを分析し, 防止・復旧できる方策の確立と厳しい環境での訓練が重要。

閉じ込め機能に関する設備について: 全交流電源喪失

の場合でも, 格納容器の過圧と過温を防止するため格納容器スプレイ機能と残留熱除去系等による除熱機能の多様性の確保, 非常用ガス処理系等とベント配管系の分離性の確保並びに号機間でのベント設備の共有禁止, ベント系への放射性物質除去設備の追加と水素濃度監視・並びに安全に排出する機能の追加, ベントの操作性向上が必要である。→炉心からの水素発生がなく低圧系であるため閉じ込め機能性は優れているが, 大規模な炉心溶融時の再臨界発生を回避できる設計対策(炉心外への溶融燃料の流出促進構造, 等)の検証・確立が重要。

指揮, 通信, 計装制御設備および非常事態への対応体制について: 指揮・通信設備の信頼性を向上させるため, 事故時指揮所の確保・整備, 非常時の電源確保対策を着実に実施すると共に, 関係機関での対応を迅速かつ適切に行うため, 情報共有システムの再構築と責任の明確化が求められる。プラントの状況を正確に把握するため, 事故時における計装設備の信頼性の確保, プラント状態の監視機能の強化, 事故時モニタリング機能の強化。加えて, 非常時事態対応に係るマニュアルや設計図面等の必要な情報の整備, 人員の確保・召集体制の構築, 夜間や悪天候下等も含めた緊急時対応訓練等を実施すること。→開発段階であり既設軽水炉と異なった支援が必要であることから, ナトリウム取扱いと放射線の専門知識を持つ支援部隊・機関・企業との緊急時対応の緊密な合同訓練が重要。

地震による設備・機器等への影響について: 止める・冷やす・閉じ込めるに係る安全上重要な機能を有する耐震Sクラスのうち, 主要な7設備(原子炉圧力容器, 主蒸気系配管, 原子炉格納容器, 残留熱除去系配管, 残留熱除去系ポンプ, 炉心支持構造物および制御棒(挿入性))を地震応答解析により検討し, 地震時および地震直後において安全機能を保持できる状態にあったと推定している。また, 7設備以外の耐震Sクラスの機器・配管については現場確認が可能な福島第一発電所5号機で代表させ, 解析・目視調査を行い, 安全機能が保持できる状態にあったと推定している。ただし, 微小漏えいが生じるといったような損傷が安全上重要な機能を有する主要設備に生じたかどうかについては, 現時点では明確ではない。

→炉心冷却材と崩壊熱除去系の循環機能の確保に万全を期すために耐震設計余裕を確保することを基本に, 構造物の健全性を定期的に確認するとともに状態監視技術を強化し, 冷却バウンダリーの健全性を維持することが重要である。

津波による設備・機器等への影響について: 開放型海水ポンプのモーターが冠水により機能を喪失, 非常用ディーゼル発電機, 配電盤, 蓄電池等の電気設備の多くがタービン建屋等の地下階に設置されていたため, 建屋への浸水によりほとんど同時に冠水し機能を失った。

→SFRの特徴である, 自然循環崩壊熱除去が可能で交

流電源への依存度が低いこと、大気を最終除熱源として
いることに留意しつつ安全対策を確実とする。

3. ま と め

第4世代SFRの特徴を踏まえて福島第一原子力発電
所事故の技術的知見の整理を試みた。SFRは低圧系で
あり、動的機器や操作に過度に依存しない、すなわちSA
の防止や影響緩和に受動的な方策が効果を発揮すること
が理解される。一方、ナトリウムの化学的活性や高温構造
の健全性など特有の条件に対する十分な配慮が大切である。

Ⅲ. 安全設計要求の国際協調

1. はじめに

第4世代原子炉に関わる国際フォーラム(GIF)では、
2030～2040年代の実用化を念頭に、安全性・信頼性・
経済性等に優れた次世代原子炉システムとして有望な6
つの概念の開発協力を進めている。特に、開発および運
転経験が豊富なSFRは、各国において商業炉に向けた
開発段階へ進展しており、GIFとしての共通の安全設計
要求の整備が急務となっている。そこでGIFにおいて
国際的な協調による安全設計クライテリア(Safety
Design Criteria:SDC)の策定の取り組みを行っている。
本章では、その概要を説明するとともに、今後の国際標
準としての活用について展望する。

2. SDCの整備の背景と位置付け

第4世代SFRの概念設計に際しては、GIFの安全目
標を具現するSFRシステムとして満たすべき具体的な
安全要件について、国際的な標準化が期待される。GIF
では、安全階層の最上位に位置するものとして、安全原
則と安全目標⁵⁾および安全に対する基本的方策⁶⁾が策定さ
れている。一方、安全審査指針レベルに相当する安全設
計要求としては、既存軽水炉を前提としたIAEA SSR2/
1⁷⁾に相当するような国際共通化が図られたものは第4世
代炉について現状存在しないことから、第4世代SFR
の構築物、系統および機器に対する安全設計要求を包括
的・系統的にまとめたSDCの整備を行うこととなった。

GIFのSFR開発国としては、日・米・仏・露・中・
韓・EUが参加しており、各国からのメンバーに加えて
IAEAからのメンバーも含めてGIFにSDCタスク
フォースを組織し、2011年7月から活動を開始した。こ
れに対応して、国内では、本学会において、「第4世代
ナトリウム冷却高速炉の安全設計クライテリア」特別専
門委員会を組織し、SDCの素案の検討を行った。これ
を基にGIFのタスクフォースへ素案の提示を行い、国
際的な議論を主導した。GIFにおいては、これまで4回
のタスクフォースを開催し、SDCのドラフトをまとめ、
GIFの各組織からのレビューを通じてフィードバックを
行い、最終的なドラフトとしてまとめつつある。

3. SDCにおける基本的安全方策

SDC構築の着眼点は、(1)第4世代炉としてあるべき
高い安全目標である「サイト外緊急時活動の必要性の排
除⁵⁾」の実現、(2)基本的な深層防護(Defense-In-Depth)の
考え方を踏襲した上で、深層防護第4層として、重大な
炉心損傷の防止と影響緩和対策を安全設計に取り入れ
る⁶⁾ことを要求、(3)動的な安全系統に加え受動的な安全性を
積極的に活用し高い信頼性とロバスト性の確保などにあ
る。

構築に当たっては、IAEAの原子炉施設の安全：設計
(SSR2/1)を参考にした基本構成とし、第4世代炉とし
ての高い安全性を具現化するとともに、SFR特有の要
件を取り込むこととしている。また、各国安全要件の動
向を踏まえるとともに、福島第一原子力発電所の事故の
教訓を反映する。

4. SDCの概要

SDCのドキュメントは、1. 緒言、2. 安全目的及び
安全概念、3. 設計における安全管理、4. 主要な技術要
件、5. 一般プラント設計(設計基準、安全解析等)、6.
個別プラント設計(炉心、炉停止系、冷却系、格納系等)
で構成される。

第4世代炉の国際標準として高い安全性を確保するた
め、深層防護の各レベルの強化、特に第4のレベルに対
して、炉心損傷の防止および緩和に関するBuilt-inでの
(安全設備をあらかじめ設計に組み込んでいくことを意
味し、後付けで安全設備を追加していく方法に対する用
語)安全機能を要求する等、既存炉よりも高い安全性を
求めている。SFRは炉心特性として、最大反応度体系
にないこと、炉心中心部近傍で正のボイド反応度となり
うることから、再臨界による大規模な機械的エネルギー
の発生防止を要求する。ナトリウムを冷却材として使用
することに関連して、低圧条件下での運転であることか
ら、冷却材漏えい時の静的な冷却材液位確保が行える一
方、その化学的な反応が基本的な安全機能に影響を与え
ないことが要求される。また、多様性を高める方法とし
て、受動的な原子炉停止機能、自然循環を活用した受動的
な崩壊熱除去機能を設計に取り入れることとしている。

5. SDCの活用

世界的にみれば、アジア、特に中国、インドの急速な
原子力利用拡大とSFRの積極的な導入が見通されてお
り、ロシア、フランスについても着実なSFRの開発が行
われている。2012年6月に敦賀で開催された「SFRの
シビアアクシデントの発生防止と影響緩和」会合では、
SFR開発国全てとIAEAから専門家が参加し、SAの基
本的アプローチと具体的方策が議論された。会合では国
際的なSDC整備の重要性が認識され、GIFのSDC整備
の取り組みは、国際的な安全性の維持・向上に貢献でき

ると期待される。また、IAEA と連携して国際的な SDC の共有化を図ることにより、国際標準として活用されることが期待されるというメッセージがまとめられた。

6. まとめ

第4世代SFRの安全設計要求の国際協調を図るため、GIFにおいてSDCの整備を進めている。SDC素案は本学会の特別専門委員会において検討し、GIFにおけるSDC検討タスクフォースへ提案され、その後の多国間での議論を経て、いわゆる国際標準としてまとめられつつある。これらの活動がIAEAにおける安全基準化も含め、さらに国際標準としての位置付けが与えられるよう推進する。また、現在開発中のSFRについては、SDCとの比較分析を行い、第4世代炉としての高いレベルの安全性が確保されることを通じて、こうした活動がグローバルな安全確保に貢献することが可能となる。

IV. SA 対策と安全設計アプローチ

1. はじめに—JSFR Approach

SFRである原型炉「もんじゅ」に続く実証炉の概念設計研究ならびに実用化に向けた研究開発においては、第4世代炉のSFRとして、安全確保を前提とした資源有効利用と環境負荷低減性ならびに核拡散抵抗性を備え、かつ基幹電源として経済的競合性を確保できることを開発目標としている。

安全設計にあたっては、これまでの世界各国のSFRの運転実績に基づく安全に対する知見と、SA関連を含む炉心安全やナトリウム安全の多くの研究成果を基盤とした上で、福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえ、第4世代SFRが満足すべき実効性のある安全設計クライテリアを構築し、各国で共有していくことが重要である。また、「もんじゅ」で発電炉としての運転実績を積み、事故管理方策を含むSA対策を具体化していくことも不可欠である。

2. 安全確保の基本的考え方

第4世代SFRの設計における安全確保は、軽水炉と同様に深層防護の考え方である「異常発生防止」「異常の拡大防止」「事故の影響緩和」に基づくことに加え、福島第一原子力発電所事故では除熱手段が確保できなくなり、炉心損傷に至ったことを踏まえ、SAを含む「炉心損傷の防止と影響緩和」の強化を求める。すなわち、設計基準を越えた想定として、SFRの安全上の特徴を踏まえた設計拡張状態(DEC: Design Extension Conditions)を考慮し、これらに対して設計対策を講じて安全性を強化する。これによって、「サイト外緊急時活動の不要化」(放射性物質大規模放出の実効排除)を目指している。

DECでは特に、炉心冷却を確保する設備と、これを

含めた安全設備を動作させるために必要な電源や冷却系統が、地震や津波等の共通要因によって機能喪失しない対策が必要である。安全設備の多様性の強化として、能動的な安全設備の多様性強化に加え、安全機能発揮のために必要な機器を簡素化できる受動的機構の導入によって安全性向上を図る。また、DECに対する設計対策では、設計段階から、DEC対策設備をあらかじめ組み込むBuilt-in設計を目指し、設備設計の合理化を図ることが重要である。また、SFRのDEC対策では、従来から安全上の特徴を活用して受動的に「止まる」「冷える」に関する研究開発が進展している。これらの対策により、DECにおいてでも運転員の負担を軽減した安全確保が可能となる。

また、ナトリウムの化学的活性度についても、設計基準に加え、多重故障条件に対しても炉心安全性へ波及しない頑健性を確保することが重要である。

3. JSFRの安全設計アプローチ

JSFRでは、「もんじゅ」等の実績を踏まえた技術を基盤とするとともに、包括的な安全設計アプローチを行う。具体的には、DECも含めた深層防護の実現手段として「止める」「冷やす」「閉じ込める」の各機能を以下のとおり強化する。

(1) 能動的炉停止系と受動的炉停止系(「止める」と「止まる」)

既存技術である2つの独立した能動的炉停止系(主炉停止系と後備炉停止系)に加えて、受動的炉停止系としてSASS(Self Actuated Shutdown System: 自己作動型炉停止系)を導入する。能動的炉停止系の不動作を想定しても、冷却材温度上昇の際には、温度感知合金を用いた制御棒保持機構が切り離されるキュリー点(磁性が急減する温度)電磁石方式によって、制御棒が重力落下して炉停止する。

(2) 崩壊熱除去系の多重性、多様性(冷やす)

SFRの特徴である炉心出入口の高い温度差とナトリウムの高い熱伝導度によって、崩壊熱除去系は電源がなくとも動作する自然循環冷却による大気放熱が可能であり、その基本的性能を「常陽」にて実証している。JSFRでは、崩壊熱除去系を多重化するとともに、除熱源に海水を選択可能とする方式など、代替冷却手段をとり得ることで多様性を有した設計が可能である。特に、崩壊熱除去では炉心冷却材の液位確保が重要であることから、ナトリウムバウンダリーの二重化とナトリウム漏えいの早期検知の徹底、そして高応力部位等のバウンダリーの健全性確認を定期的に行う。また、配管および外管との間隙部における状態監視技術を高度化し、バウンダリーの健全性確認に対する信頼性を向上するとともに、免震技術を導入して構造物の信頼性を高めていくことが重要である。

(3) 炉心損傷時の再臨界回避(閉じ込める)

軽水型原子炉と異なり低圧であるSFRでは、格納機能確保に対する課題は、炉心損傷時に熔融燃料が大規模に凝集し、それによる即発臨界から機械エネルギーが放出され、その結果、原子炉容器上部プラグ部などからナトリウムが噴出・燃焼する可能性に対する影響の緩和である。近年の炉心損傷時に発生する諸現象や熔融燃料の運動挙動に関する研究成果によって、炉心反応度等の適切な炉心設計により、炉心損傷初期に即発臨界に至ることは回避できることがわかってきている。JSFRではさらに、燃料が熔融した場合に、上方への燃料排出を促進するダクトを内包した集合体概念(FAIDUS: Fuel Assembly with Inner Duct Structure)を用いることで、熔融燃料の炉心外への早期排出による再臨界回避技術を開発しており、炉心から排出された熔融燃料は、炉内コアキャッチャーにより分散状態を保持され、炉内で冷却される。

4. まとめ

第4世代SFRの安全性は、これまでのSFRの設計および運転経験を基礎として、設計基準を越える過酷なプラント状態(設計拡張状態)を想定しても格納容器への脅威にならずに事象終息する特性を備えることが求められる。高速炉におけるSAに関する国際的な研究開発の今後の展開と、「もんじゅ」で得られる運転実績とSAM対策やこれらの運用方策を参考に、これから開発されるSFRの安全性をより向上させていくことが可能となる。

V. おわりに

資源・環境制約の大きい我が国では、将来のエネルギー安定確保における不透明さに備え、長期にわたるエネルギー供給を担う第4世代SFRの意義と役割を適切に評価する必要がある。同時に福島第一原子力発電所のSAの教訓と技術的知見を踏まえ、第4世代炉の安全確保を信頼にたるものとするのが大切である。そのとき、ナトリウム冷却炉に固有の物理的・化学的特性や設計上の特徴を理解しておくことも重要な観点である。

第4世代SFRの安全性についての確で正確な技術情報を発信することが大切である。「2012年秋の大会」の企画セッションの議論を取りまとめ、第4世代SFRの安全設計要求、福島第一事故の技術的知見の第4世代炉への反映と取り組み、SFRの安全確保方策とSAMの有効性について報告した。

第4世代SFRの安全性は、これまでのSFRの設計および運転経験を基礎として、設計基準を越える過酷なプラント状態に対しても格納機能を損なわず事象終息する特性を備えることが求められる。安全設計要求については本学会に特別専門委員会を設置して国内専門家の議論

を深めつつ、IAEAにおける安全基準化により国際標準としてまとめつつある。こうした活動はグローバルな安全確保に貢献するものである。さらに、「もんじゅ」で得られる運転実績とSAM対策やこれらの運用方策を参考に、次期炉の安全性をより向上させていくべく最善を務めている。

(略 語)

DEC	設計拡張状態
FAIDUS	内部ダクト付燃料集合体
GIF	第4世代原子炉に関わる国際フォーラム
JSFR	日本ナトリウム冷却高速炉
SA	シビアアクシデント
SAM	シビアアクシデントマネジメント
SASS	自己作動型炉停止系
SDC	安全設計クライテリア
SFR	ナトリウム冷却高速炉

— 参 考 資 料 —

- 1) 日本原子力学会新型炉部会 <http://www.aesj.or.jp/division/ard/Material.html>
- 2) 文部科学省 http://www.mext.go.jp/b_menu/shingi/gijyutu/gijyutu_2/061/giji_list/index.htm
- 3) IEA, Key World Energy Statistics, (2012).
- 4) 経済産業省 <http://www.meti.go.jp/press/2011/03/20120328009/20120328009.html>
- 5) A Technology Roadmap for Generation IV Nuclear Energy Systems, GIF-002-00, (2002).
- 6) Basis for the Safety Approach for Design & Assessment of Generation IV Nuclear Systems, GIF/RSWG/2007/002, (2008).
- 7) IAEA, IAEA SAFETY STANDARDS SERIES No. SSR-2/1, Safety of Nuclear Power Plants: Design, (2012).

著 者 紹 介

山口 彰(やまぐち・あきら)
大阪大学
(専門分野)原子炉工学, 伝熱流体力学, 確率論的リスク評価
杉山憲一郎(すぎやま・けんいちろう)
北海道大学名誉教授
(専門分野/関心分野)高速炉・軽水炉の過酷事故事象と熱流動, エネルギー環境教育
中井良大(なかい・りょうだい)
日本原子力研究開発機構
(専門分野/関心分野)高速炉安全工学, 高速炉システム設計, 確率論的安全評価
小竹庄司(こたけ・しょうじ)
日本原子力発電(株)
(専門分野/関心分野)安全設計・評価, 高速炉システム設計, 原子力プラントの計測・検査技術, ロボット技術