解説

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の構築

「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

第4世代ナトリウム冷却高速炉に対する安全設計要求の国際的な調和を図るため、第4世代原子炉に係る国際フォーラム (GIF) では、安全設計クライテリア (SDC) を構築することとした。そこで、日本原子力学会では特別専門委員会を組織し、SDC 素案に対する検討を重ね、第4世代炉の安全確保に関する重要な論点を抽出するとともに、その考え方を分析・整理した。同委員会での検討結果は、GIF に設置された SDC タスクフォースへの我が国からの提案に反映され、その後の多国間での議論を経てまとめられた。本稿では、SDC 構築のアプローチ、SDC の概要および主要な論点についての考え方を解説する。

I. はじめに

第4世代原子炉に係る国際フォーラム (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、ナトリウム冷却高速炉 (SFR) は、原子力開発・利用先進国で開発および運転経験が豊富であり、固有の安全性と高速炉としての特徴 (資源有効利用と廃棄物低減) を両立している。また、各種の革新的概念に対する研究開発が着実に進展しており、各国において商業利用に向けた開発段階へ進展している状況にある。フランスでは、ASTRID (プロトタイプ炉) が設計段階にある。ロシアでは、BN600 が運転中であり、BN800 (実証炉) が建設中である。中国では、CEFR (実験炉) が2011年に初送電を達成し、実証炉の概念設計を進めている。インドでは、FBTR (実験炉) が運転中で、PFBR (原型炉) が2014年9月に臨界予定であり、今後10年程度で実用化を計画している。これら SFR 開発国では、将来の国際展開を狙った開発が進められている。

一方、第4世代高速炉に対する安全設計要求は各国でばらつきがあるため、次世代炉として高い水準の安全性を担保できる安全設計要求を明確にし、高速炉開発に取

り組む各国へ採用を促すために、共通の安全設計要求の整備が GIF としての重要な検討課題であった。そこで、2010年に、GIF 議長により、国際的な協調による SFR の安全設計クライテリア (SDC) を構築することが表明された。GIF では、SFR 開発国として日・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 の参加も得て SDC タスクフォースが組織された。同タスクフォースでは、2011年7月の活動開始から2013年5月の SDC レポートの GIF での承認までの2年間で SDC 策定の取り組みが行われてきた。これらの活動において、日本は GIF の議長国、SDC タスクフォースの議長国として国際的にも存在感とリーダーシップを発揮した¹⁾。

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 (2011～2012年度) を組織し、SDC 素案に対する検討を行った。原子力の安全性に関連した幅広い専門家で構成される本委員会は、福島第一原子力発電所事故を受けて世界的に原子力発電所の安全性向上に関する議論が高まっていることを踏まえ、同事故の教訓を分析し第4世代炉にも適切に反映させるとともに、GIF の場で構築される SFR の SDC は次世代炉としての高い安全水準を求めるべきであるという認識をもって検討に取り組んだ。

本委員会では、国際的な SDC の構築に向けて、SFR の技術開発の動向、国際的な安全基準および国内外の規制の動向を最初に調査した。これらの調査結果と共に、GIF における安全上位基準、高速炉の特徴、各国の安全

Development of Safety Design Criteria in Generation-IV Sodium-cooled Fast Reactors: Special Committee on Safety Design Criteria for Generation-IV Sodium-cooled Fast Reactor. (2013年 7月10日 受理)

要件、ならびに福島第一原子力発電所事故の教訓の反映を踏まえて、SDC 素案に対する検討を重ね、第4世代炉の安全確保に関する重要な論点を抽出するとともに、その考え方を分析・整理した^{2,3)}。

II. 安全設計クライテリア構築のアプローチ

1. SDC の位置付け

GIF では、安全階層の最上位に位置するものとして、以下の安全目標⁴⁾が策定されている。

SR-1:「運転時の安全性と信頼性が優れること」

SR-2:「炉心損傷の頻度が極めて低く、その程度も小さいこと」

SR-3:「敷地外緊急時対応の必要性が生じない(ように安全性を高める)こと」

次に、各炉共通の安全に対する基本方策⁵⁾も定められた。この中では、設計基準を超えた過酷な状態への対応も考慮し、受動安全特性を活用することが謳われている。また、安全機能を“Add-on”ではなく“Built-in”で対応することがあげられている。“Add-on”とは、追加的な要求を新たに課した場合に、既存設備を改造したり電源設備を増設したりすることで対応することであり、“Built-in”とは、基本設計の段階から必要な安全機能を設計に取り入れて対応することである。

これらの最上位の安全性の考え方は、IAEA では安全原則(SF-1)⁶⁾として定められている。SDC は、その下位レベルに位置付けられる安全要求に相当するものであり、既存軽水炉に対しては、安全審査指針(現行の規制基準)レベルに相当する SSR 2/1⁷⁾が整備されている。なお、各国における規格・基準類は、さらにその下位に位置付けられるものである。

IAEA SSR 2/1 に相当するような国際標準化が図られた安全要求は第4世代炉では存在しなかった。そこで、第1図に示すように、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 を構築することとした。この SDC は、将来的には IAEA での議論を通じて国際標準として位置付けられることを目指すべきものである。

第1図 GIFにおける安全設計クライテリアの位置付け

2. SDC 構築のアプローチ

SDC 構築のアプローチを第2図に示す。SDC 構築の着眼点は、第4世代炉としてあるべき高い安全目標である前述の SR-3 の実現である。そのため、基本的な深層防護の考え方を踏襲した上で、深層防護の第4レベル⁷⁾への対応強化を図る方針とし、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ことを要求とした。

SDC 構築にあたっては、SSR 2/1 の全体構成を参考にした。SSR 2/1 における炉型に依存しない安全設計要求は参考にできるが、炉型依存の要求は SFR の特徴を踏まえたものとする必要がある。代表的な SFR の特徴として以下があげられる。

- ・炉心中心領域で正のボイド反応度となりうる炉心特性
- ・急速な冷却材喪失が生じにくい低圧システム
- ・ナトリウム冷却材の優れた伝熱特性
- ・ナトリウム冷却材の高い自然循環除熱能力
- ・ナトリウム冷却材の化学的活性
- ・クリープに配慮が必要な高温構造システム、など

以上のような軽水炉と異なる特徴を有することから、各国の SFR の安全設計を調査し、その結果を参考にしつつ SFR の特徴を踏まえた設計要求とした。

また、SDC 構築にあたっては、福島第一原子力発電所事故の教訓を分析し、国内規制機関、IAEA 等の国内外の規制動向を踏まえて、高速炉に適用される安全設計の考え方を再吟味する必要がある。SDC に反映すべき事項として、例えば以下があげられる¹⁾。

- ・外部起因事象等による共通要因故障への耐性向上を目的とした非常用電源系および崩壊熱除去系の冗長性・多様性の強化
- ・長期の全交流電源喪失下での炉心冷却機能維持を目的とした崩壊熱除去系の強化
- ・水素爆発による格納容器の早期破損の防止を目的とした格納容器内の水素濃度制御機能の強化
- ・長期の全交流電源喪失下での燃料取扱および貯蔵系の除熱を目的とした状態把握・プラント管理機能の強化

本委員会では、以上の観点から検討を行い、SDC へ

第2図 安全設計クライテリア構築のアプローチ

反映すべき事項を抽出しつつ、個々のクライテリアの考え方と適合条件の具体化を進め、安全上の主要な論点について技術的議論を行った。

Ⅲ. 安全設計クライテリアの概要

1. SDC の構成と基本的考え方

第3図にSDCの目次構成を示す。SDCレポートは、第3図に示す内容で構成される。

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影響緩和に関するBuilt-inでの安全機能が要求される。すなわち、設計基準事故を超えるプラント状態である設計拡張状態(DEC: Design Extension Condition)での著しい放射性物質放出を実質的に排除(practically eliminated)することとし、既存炉より高い安全性を求めている。なお、SSR 2/1によれば、物理的に発現が不可能、あるいは高い信頼水準で極めて発現しがたいと判断される場合、実質排除と判断される。例えば、軽水炉では高圧溶融物放出⁸⁾、SFRでは炉心支持構造物破損⁹⁾などがあげられる。

深層防護の各レベル全体にわたって、バランスよく安全性を高めることが重要である。受動安全あるいは固有安全特性の活用は、DECでの多様性を確保するために有効であり、動的安全系が機能しない場合でもシビアアクシデントの終息や影響緩和に有用である。

2. SDC の特徴

SFRは、最大反応度体系になく、炉心中心部近傍で正のボイド反応度となりうる炉心特性を有することから、

再臨界による大規模な機械的エネルギーの発生防止が要求される。また、ナトリウムを冷却材として使用することに関連して、低圧条件下で運転されることから、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。さらに、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が考えられる。福島第一原子力発電所事故の教訓を反映する観点からは、ナトリウムを用いる燃料貯蔵槽に対しても、長期間の電源喪失時にも除熱および状態監視を維持することなどがあげられる。

Ⅳ. 主要な論点についての考え方

1. 主要な論点の抽出

GIFの安全性・信頼性に関する高位の目標では、SR-3「敷地外緊急時対応の必要性が生じないこと」を設定している点が大きな特徴である。これは、深層防護の第5レベルとしての敷地外緊急時対応自体を不要として取り除くことを意図したものではなく、第4レベルにおけるDECに対する発生防止と影響緩和の強化を意図している。この主旨に沿ったDECの考え方と、SFRで考慮すべきDECが本委員会の主要な論点の一つとなった。これに関連して、受動系の活用の考え方、深層防護の第4レベル以降のアクシデントマネジメントの考え方、従来の設計基準を超える外部起因事象に対する設計対策の考え方についても議論がなされた。

第1章 はじめに

- 1.1 背景及び目的
- 1.2 SDCの策定方針

第2章 第4世代原子力システムとしてのSFRに対する安全アプローチ

- 2.1 GIFの安全目標と基本的安全アプローチ
- 2.2 安全に関する基本的考え方
 - 2.2.1 深層防護
 - 2.2.2 プラント状態、確率論的方法及び決定論的方法の関係
 - 2.2.3 受動的安全の仕組みの活用
 - 2.2.4 クリフエッジの発生防止
 - 2.2.5 格納機能
 - 2.2.6 ハザードへの対応準備
 - 2.2.7 非放射性物質及び化学物質に関するリスク

2.3 第4世代SFRシステムの安全アプローチ

- 2.3.1 対象とするSFRシステム
- 2.3.2 SFRの基本的な特徴に基づいたアプローチ
- 2.3.3 プラント状態に対するSFR特有の安全アプローチ
- 2.3.4 東京電力福島第一発電所事故からの教訓の反映

第3章 設計における安全の管理

第4章 主要な技術クライテリア

第5章 全般的プラント設計

- 5.1 設計基準
 - 内部ハザード
 - 外部ハザード
 - 事象と故障の組合せ
- 5.2 発電所の寿命を通しての安全運転のための設計
- 5.3 人的要因
- 5.4 その他の設計上の考慮
- 5.5 安全解析
 - 決定論的方法
 - 確率論的方法

第6章 具体的なプラント系統の設計

- 6.1 プラント設計全般に係わる事項
- 6.2 原子炉の炉心及び関連する仕組み
- 6.3 原子炉冷却材系
- 6.4 格納構築物と格納系
- 6.5 計装制御系
- 6.6 非常用電源供給
- 6.7 支援系及び補助系
- 6.8 その他の動力変換系
- 6.9 放射性排出物及び放射性廃棄物の処理
- 6.10 燃料の取扱及び貯蔵系
- 6.11 放射線防護

参考文献

IAEA SSR-2/1とGIF SFR SDCの相違点
用語の定義
付属書

第3図 安全設計クライテリアの構成

2. 主要な論点についての考え方

(1) 第3世代プラス炉と第4世代炉のDECに対するアプローチの相違

既存軽水炉を拡張した第3世代プラス炉では、設計基準事故を超えるDECを想定するが、SSR 2/1によれば、炉心損傷の発生防止あるいは影響緩和の対策の要求はALARP (as low as reasonably practicable) との位置付けである。一方、第4世代炉では、GIFにおける安全性と信頼性の上位目標の一つであるSR-3を実現するため、炉心損傷の防止と影響緩和の対策を要求し、深層防護の第4レベルを強化することとしている。

これらの対策により、両炉共に大規模な放射性物質放出を実質的に排除する設計が可能である。ただし、第3世代プラス炉では、そのような対策ができない場合への例外条件(避難のための時間と離隔距離を設ける)があるが、第4世代炉ではそのような例外条件を設けず、あらかじめ設計対策を取り込んでおくことに特徴がある。なお、これは、その設計方策の効果によってサイト外緊急時対応が発動されることを回避できるようにすることを意図しているものであり、サイト外緊急時対応のための深層防護の第5レベルの位置づけを否定しているものではない。

(2) DECの区分と対策の考え方

深層防護の第4レベルを強化するため、DECの区分として、炉心損傷防止を達成すべき状態(カテゴリー1)と格納機能確保を達成すべき状態(カテゴリー2)を設定し、SFRの特徴を考慮して、確率論的評価の結果も参照しつつ決定論的にそれらの状態を選定・評価する。このカテゴリー1とカテゴリー2に有効な対策を想定する事象の特徴に応じて用意することとした。

放射性物質の大量放出を防止するためには、燃料被覆管、原子炉冷却材バウンダリー、原子炉格納容器バウンダリーのうち、最低ひとつの障壁の健全性を維持する必要がある。あるいは、損傷炉心の保持は原子炉容器内、ガス状および揮発性核分裂生成物の保持は格納容器というように、複数の障壁で相補的に格納障壁を形成することでもよい。いずれにしても多重障壁が一度に機能喪失し放射性物質の大規模放出に至る事態に至らないように設計する必要がある。

発生を想定すると格納機能を確保しえないような厳しい事象(例：再臨界による大規模な機械的エネルギーの発生)については、その発生を実質的に排除するため、個別の設計対策を講ずることが求められる。

(3) SFRで考慮すべき代表的なDECとその対策案

軽水炉は高压系であり、代表的設計基準事故である冷却材喪失事故(LOCA)に対して、冷却材の相変化とそれに伴う圧力変化を考慮した冷却設備が求められ、かつ、それらの冷却設備は、原子炉冷却系に加えて格納容器に対して必要となる(炉心注水機能、減圧機能、格納容器

冷却機能(冷却材の凝縮機能)、冷却材循環機能に関わる系統が必要)。また、LOCA時の放射性物質の閉じ込め障壁は基本的には格納容器となる。

低圧系であるSFRでは、炉停止後の崩壊熱除去に際して冷却材の相変化とそれに伴う圧力変化を考慮する必要はなく、原子炉停止直後から低温停止に至るまで除熱モードが変わらないため、簡素な系統構成とすることが可能である。また、バウンダリー破損に対しても、バウンダリーを二重構造とすることによって、炉心冷却に必要な冷却材が確保でき、格納容器への影響を防止することができる。一方、SFRは再臨界ポテンシャルを有しており、これまで炉心損傷事故に至る可能性を考慮してきた。ただし、仮にこのような炉心損傷事故に至ったとしても、上述のような特徴から原子炉容器内で損傷炉心を保持できる可能性を有している。

SFRで重大な炉心損傷に至り得る代表的な事象は、炉停止失敗型と除熱失敗型に大別される。前者に対しては、受動的炉停止と損傷炉心の格納(設計対策による大規模な機械的エネルギー放出の実質排除、損傷炉心の原子炉容器内保持失敗の実質排除)、後者に対しては、ナトリウムの自然循環の活用、多様な冷却手段の確保および静的機器による液位確保等による炉心冷却と格納機能確保(炉心損傷の実質排除)を設計要求とすることが考えられる。

なお、SFRでは、軽水炉とは異なり、燃料破損を伴いながら冷却材に由来した水素が炉内で発生することはないが、漏えいナトリウムあるいは燃料デブリとコンクリート中の水分によって、冷却系統の外部において水素が発生する可能性もあるため、漏えいナトリウムの大規模燃焼と合わせて、これらの事象を防止あるいは緩和することが格納機能の健全性を維持する上で求められる。

(4) 受動系の活用の考え方

既存のSFRの動的安全系には、冗長性と実現可能な範囲での多様性が取り入れられており、さらなる安全性向上のためには、動的安全系に受動的方策を取り入れ、両者を適切に組み合わせることで多様性の強化を図ることが有効である。

一般に動的安全系は即応性が高く、異常な過渡変化や事故時の影響を緩和する能力が高い。一方、受動的方策はプラントの温度等の状態量がある程度逸脱した段階からその効果が現れ始めるため、応答がやや緩慢である。このため、設計基準事故に対しては主として動的安全系で対応し、そこに受動的方策を取り入れることによって、動的安全系が機能しない過酷なプラント状態においても、自然に原子炉停止し、崩壊熱が除去できるように設計することが適切と考えられる。また、炉心損傷に至ることを想定しても、炉心の有する固有の特性に基づいて熔融燃料を分散させ、再臨界を回避するとともに、分散した燃料の冷却性を確保するといったこともDECに

対する有効な設計方策となる。

(5) アクシデントマネジメントの考え方

設計基準事象とは異なり、DECでは、実際のプラント異常を終息させるための運転員による対応が必要となる場面が多くあり、それを実効的なものとするための設備を準備しておくことが必要である。すなわち、DECへの設計対策には、Built-inの設計対策に加えて、運転員による対応を前提としたものが含まれる。このような設計対策と運転員対応を総合して、アクシデントマネジメントと考える¹⁾。

アクシデントマネジメント方策は、予期せぬプラント状態に陥った場合の緩和手段を提供するものであり、従来のシナリオベースの設計対策に加えて、特定のシナリオに依存しないアプローチに基づくべきである。特にテロを含めた外部人為・内部脅威事象については、被害範囲の予測が困難であり、あらかじめ多様かつ柔軟な対策(電源車等)を用意しておいて、プラント状態の診断結果と使用可能な設備の状況に応じて柔軟に対応できるようにアクシデントマネジメントの対策と手順を用意することになる。

(6) 外部起因事象に対する設計対策の考え方

外部起因事象には、地震のようにプラント施設に一齐に荷重が加わることで多くの機器が共通要因破損に至りうるポテンシャルを有するもの、津波や火山灰降下のように、外部環境にさらされたプラント外面の機器や周辺施設の機能に影響を与えるものが考えられる。また、設計基準を超える条件では、長期の外部電源喪失を伴う可能性がある。

外部事象に対しては、設計基準を超える条件を考慮して設計を行うことを要求する。そのポイントは、主要安全設備(その機能喪失が炉心損傷に直結しうる設備と事故を終息させるために必要な設備)の裕度を確保する、あるいは、物理的分離を含めた防護手段を設けることである。

地震に対しては、全ての機器に影響が及ぶことから主要安全設備の耐震裕度を十分確保することが基本となる。これが、裕度確保の例である。SFRは系統圧力が低く高温であることから、冷却系機器は一般に薄肉構造となっている。耐震性を向上させるためには容器や配管の板厚を増加させるとともに、必要に応じて触れ止め構造やサポート構造を設置することとなるが、熱応力を緩和するためには薄肉としたほうが有利であり、耐震性と耐熱性の両立を図る必要がある。そこで、免震技術を導入して機器への入力地震動を低減することが有効である。個別機器の設計対応としては、たとえば、原子炉構

造については、原子炉容器の座屈等による破損防止、炉心の健全性確保の観点からの燃料集合体浮き上がり防止、炉心と制御棒の相対変位による反応度投入抑制等の観点からの評価を行い、裕度を確保する必要がある。

津波に対する防護手段を設ける例としては、敷地高さを確保して設計基準で考慮した津波の規模が安全設備の機能に影響しないように設計することが基本となるが、それより高い津波でも安全設備設置室の水密化等の設備による対策が考えられる。

V. おわりに

第4世代SFRの安全設計要求の国際協調を図るため、本特別専門委員会での検討を踏まえてGIFへ提案されたSDC素案は、多国間での議論を経てまとめられ、SDCレポートが刊行された。

SDCは基本性能要求であり、今後、SDCの技術的要求をより具体化・詳細化した安全設計ガイドラインを構築し、今後の高速炉の安全性向上をより実効性を持たせて国際社会に求めていくこともまた重要であろう。

福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえてSDCを整備することは、事故の当事国であり高速炉開発先行国である我が国の国際的責務であり、専門的な中立学術機関である日本原子力学会の使命と考えている。このような意識のもとで取り組んできた本委員会の成果は、世界の高速炉の安全性の考え方として役立つことを期待する。

執筆担当：山野秀将(日本原子力研究開発機構)

— 参 考 資 料 —

- 1) 山口彰, 他, 原子力学会誌(ATOMOS), 55(3), 29~33 (2013).
- 2) 日本原子力学会「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に関する調査研究」, (2012).
- 3) 日本原子力学会「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に関する調査研究(平成24年度)」(2013).
- 4) U.S. DOE, *A Technology Roadmap for Generation IV Nuclear Energy Systems*, GIF-002-00 (2002).
- 5) GIF/RSWG, *Basis of the Safety Approach for Design and Assessment of Generation IV Nuclear Systems*, Rev.1, GIF/RSWG/2007/002 (2008).
- 6) IAEA, *Fundamental Safety Principles*, No.SF-1 (2006).
- 7) IAEA, *Safety of Nuclear Power Plants: Design, Specific Safety Requirements*, No.SSR-2/1, (2012).
- 8) EC, EUR20163EN, (2001).
- 9) S.Kubo, *et al.*, FR13, (2013).