熱水力安全評価基盤技術高度化戦略マップの改訂 軽水炉の継続的な安全性向上に向けて

日本原子力学会 熱流動部会 熱水力技術戦略マップワーキンググループ

原子力学会 熱流動部会は、福島第一原子力発電所(1F)事故の教訓を基に熱水力安全評価基盤技術高度化戦略マップ 2015(改訂版)を他分野に先駆けて H27 年 3 月に策定した。世界最高水準の安全性を実現しその継続的向上を図るため、深層防護を柱にシビアアクシデントや外的事象の対策を整理し、安全裕度向上策および人材育成に必要なニーズとシーズのマッチングを考慮した上で技術課題を選定し、1F 廃炉など主要なマイルストーンに基づく時間軸上にロードマップを展開した。要旨を、事故時の炉心損傷防止など 4 件の個別技術課題の例を交えて解説する。

KEYWORDS: *LWR, Thermal-Hydraulics, Fukushima-Daiichi Accident, Safety, Technological Strategy Roadmap, Thermal-Hydraulics Division*

I. 熱水力技術戦略マップの策定

日本原子力学会は H19 年度に、安全性と経済性の両立と向上を図る新型軽水炉の開発や安全評価手法の整備などに向けて「熱水力安全評価基盤技術検討」特別専門委員会を設置し、H21 年 3 月に「熱水力安全評価基盤技術戦略マップ(略称:熱水力技術戦略マップ)」を整備した。

熱流動部会は、同マップを随時変化する技術への要請に応える効果的なものとし続けるため、ワーキンググループ(WG)を設置してローリング(改訂活動)を開始した。人材育成を主要課題に挙げ、産業界の技術開発ニーズと大学や研究所での研究開発シーズのマッチングをよりの確かつ効果的に図ることを念頭に、シビアアクシデント(SA)、プラント改良技術、スケーリングの 3 つのサブワーキンググループ(SWG)を WG の下に設置して改訂の議論を進めた。

ところが、H23 年 3 月に発生した福島第一原子力発電所事故(1F 事故)が甚大な原子力被害を生じたことを受け、同様の事故を二度と生じさせないよう、安全性を抜本的に強化する姿勢を持って根本的な見直しに取り組んだ。その結果、H24 年度にはまず SA-SWG が、重大事故の発生防止や影響緩和に必要な技術開発に関連する

テーマを現象毎に細かく分類・分析し、技術や研究の到達点と課題を明示した技術マップ¹⁾を完成させた。さらに、H25 年度には SWG を安全評価、基盤技術の 2 つに再編成し、あらためて 1F 事故を教訓に軽水炉の安全性を高める技術課題の検討を行った。特に、同年 7 月に策定された原子力規制委員会(NRA)の新規制基準を考慮して、重大事故対策に加え、地震や津波、竜巻など厳しい自然現象等の外的事象に付随する技術課題が検討された。熱流動部会は H27 年 3 月、それらの成果を基に「熱水力安全評価基盤技術高度化戦略マップ 2015」²⁾を完成させた。以下、概要と 4 件の個別技術課題の例により、主な特徴を解説する。

II. 熱水力技術戦略マップ 2015 の概要

1. 改訂の考え方

1F 事故の反省と教訓を基に、深層防護を考慮した包括的なリスク低減策により、国内の原子力発電所が世界最高水準の安全性を有するだけでなく、安全性の継続的な改善(リスクの継続的低減)を目指すことや、SA が規制要件化された新規制基準、それらの実現に必要な基礎基盤研究・開発を考慮して技術課題を検討した。

時間軸(マイルストーン)では、再稼働など新規制基準への対応を中心とする即時対応の課題、安全性の向上につながる新技術、継続的な安全性向上に向けた設計改良や定期的安全評価、国産安全評価手法の開発、1F 廃炉ロードマップ(デブリ取出し等)の考慮、新型軽水炉の新

Thermal-Hydraulics technological strategy roadmap that improves safety of LWRs: Thermal-Hydraulics Division of AESJ.

(2015 年 12 月 11 日 受理)

第1図 抽出した技術課題

第2図 熱水力技術戦略マップ2015版

技術の安全向上への反映等が考慮された。

人材育成に関しては研究・開発系に求められる条件を念頭に、ニーズとシーズのマッチングを意識して技術課題毎に関連の現象等なるべく詳しく示した。

外的事象(人為を含む)については、主な事象の最新知見を1F事故の教訓に基づく技術課題との連関と共に整理した。更に、他学会との協力も図って広く最新の研究成果を取り入れ、さらなる安全向上の視点を持って積極

的に取り組む課題に位置付けた。

2. 技術課題の整理・抽出(主に基盤技術)

次に、事故のシナリオに沿って事故現象と対策を網羅した課題整理表を1. の考え方を基に作成し、技術課題を抽出した。このとき、重大事故の現象と対策の対応を明確化しつつ安全裕度向上策(AM 策)を検討し、リスクの低減効果が大きく、かつアクシデントマネジメント(AM)の有効性評価における不確かさの低減に必要な R & D 要素の大きい課題を優先して抽出した(第1図)。さらに、国産安全評価コード開発が共通課題に挙げられた。

3. 構成

以上の検討を基に、産官学が実施ないし実施を計画する技術課題の全てを導入シナリオのまとめとしてマイルストーンと共に俯瞰表示する(第2図)と共に、技術課題毎ないし関連する複数の技術課題について達成への時系列ロードマップ(RM)を作成した。さらに、技術課題の選定の経緯や位置付け、技術の到達点、実施上の課題、成果の利用法等を整理した課題整理表、主な技術課題の内容や優先度などを詳しく説明する課題調査票を技術マップとして策定した。各課題の時系列 RM、課題整理票、課題調査票の詳細は、部会 HP にアップロードされた戦略マップ²⁾を参照されたい。(JAEA 中村 秀夫)

Ⅲ. 個別技術課題の例

1. 事故時の炉心損傷防止

重大事故の防止と影響緩和のために事故状況に応じた様々な対応策が計画され、その確実な実施に向けた訓練も行われている。この対応策の立案には、重大事故時の事象推移に係る現象の精度の良い把握と、解析コードへの適切なモデル化が必要である。特に、燃料損傷防止のためには、複雑に推移する炉心内の沸騰挙動と二相水位の変化、それらに対する代替注水を目的とした減圧や注水のサブクールの影響、露出部燃料の冷却特性、代替注水に利用された海水などの成分の影響、燃料被覆管の酸化挙動、また、PWR では蒸気発生器(SG)による冷却の効果などが重要な因子として選定された。

(1) 炉心の冷却と水位

BWR の「高圧・低圧注水機能失敗」シーケンスでは、スクラム後の隔離時冷却系および高圧・低圧注水系の起動失敗を想定するため、原子炉水位は低下し続ける。炉心溶融の防止のため、例えば逃し安全弁の手動操作により原子炉を急減圧し、低圧代替注水系を用いて再冠水を実施するが、精度の良い水位の把握と適切な AM 策の選択が重要となる。現場で参照できる水位は、原子炉水位計によるコラプスト水位だが、炉心露出や冷却の可否を決める実際の水位は、炉心内で発生した蒸気(ボイド)を含む二相水位であり、これは計算(SAFER 等の熱水力コード)で求める必要があり、AM 策を実施する判断は、

事前に様々な状態を予測して作成したガイドに基づいている。

現在のガイドは、炉心損傷を防止する手順としては十分に安全性を担保するが、二相水位の予測には燃料の発熱分布、ボイド分布や注水による水温低下の影響など現状の知見には不確かな要素があることも知られている。また、低圧条件下での二相水位は炉心内の沸騰によって激しく揺動し、その揺動に随伴する液膜や液滴の効果(第3図)により冷却可能な水位(有効冷却水位)は二相水位より高い可能性もあり³⁾、知見の充実によって、炉心損傷の防止から緩和対策に移行するための AM 策やその実施の判断基準をより合理的に設定できる可能性がある。

(2) 代替注水の水中成分の影響

炉心の最終冷却源として海水を注入する AM 策では、その有効性の確認のため、不純物の凝集などによる冷却流路の閉塞や伝熱劣化の影響を把握しておくことが重要と考えられる。さらに、再臨界防止のためにホウ酸の混入も想定されるが、それら各種の成分や相互の影響についても詳しい知見を得ておくことが必要と考えられる。

(3) 使用済み燃料プール内燃料の冷却

使用済み燃料を保管している燃料プールにおける重大事故対策についても検討が進められている⁴⁾。プール水冷却の機能喪失による蒸発の継続やプール水の減少については、スプレイ注水などの対策が行われるが、炉心とは異なる空気環境における過渡事象となるため、ジルコニウムの酸化や露出時の燃焼の特性、またスプレイ冷却の効果などについて知見を充実させることで、安全評価における信頼性の向上につながると考えられる。

(4) まとめ

以上を時系列 RM に整理した。継続的安全性向上のため、精力的な研究推進が期待される。(電中研 西 義久)

第3図 燃料ピン冷却の概念

2. PWR の SG2 次冷却系を用いた除熱の有効性実証

PWR においては、事故時に SG により 1 次系を除熱することで、冷却材を失うことなく炉心の崩壊熱を格納容器外に放出できる。また、冷却材喪失事故 (LOCA) 時にも 1 次系を減圧して漏えい量の減少を図り、低圧の注入設備による注水をも促進できるため、最も重要な AM 策の一つになっている。これまでもシステム試験により SG を用いた除熱の有効性が示されているが、種々のシナリオに十分対応するためのデータとしては不十分であり、AM 策の有効性実証、評価手法検証のデータベース拡充のために更なるシステム試験による実証が必要である。

(1) 今までの研究と検討課題

代表的な研究として JAEA の ROSA-V 計画 LSTF 試験と RELAP5 による解析的検討がある⁵⁾。そこでは、低温側配管流路面積に対する破断サイズを 1% 程度、さらに高圧注入系不作動を想定して SG2 次系冷却を実施した試験を行い、解析により破断サイズ (0.5%~2.5%) と 2 次系減圧速度並びに減圧開始時期との相関を調べている。この解析的検討では、減圧開始が遅れると被覆管最高温度 (PCT) が規制基準を上回る恐れが出され、破断サイズが大きくなると 1 次系冷却材の減少が大きくなり、2 次系冷却により 1 次系での蓄圧注入系の作動が促されても、その冷却効果が現れるのが遅れる場合が指摘された。

他にも、早く減圧を開始する場合は崩壊熱レベルが高く炉心での発生蒸気量も多いため、SG 伝熱管内により多くの凝縮水が蓄水され、炉心水位を押し下げる可能性もある。ループ毎の冷却の違いの影響に関しては LSTF 試験による検討があり、2 ループの片側だけ冷却すると冷却 SG の伝熱管内に蓄水が多くなり、炉心水位を押し下げた (第 4 図) との報告がされている⁶⁾。

(2) 新たな取り組み例

破断サイズは 0.5% と小さいものの、蓄圧注入タンク内のカバーガスが 1 次系内に流出した場合の SG2 次系

第 4 図 減圧期間における 1 次系内及び 2 次系内の蓄水分布⁶⁾

冷却への影響評価が OECD/NEA ROSA Project⁷⁾ から報告されている⁸⁾。不凝縮性ガスの SG 伝熱管への流入によって 1 次系の減圧速度は低下するが、自然循環による炉心冷却は継続した。実験結果に基づいて SG 伝熱管での非一様流れ (ガス蓄積停滞管と流動管の混在) が自然循環継続の理由と説明され、安全評価上の重要な知見と考えられる。

近年、ROSA/LSTF を使った SG2 次系冷却に係る試験と RELAP 系コードの適用性評価が進められている⁹⁾。破断後比較的早期の 2 次系減圧や、破断サイズの大きな条件も含まれ、これまでに十分ではなかったパラメータ範囲での知見が増えるものと期待できる。例えば、ループ間アンバランス (2 ループの内、片側の冷却能力を半減) の条件では、冷却劣化ループのループシールが早期にクリアされて PCT が低下するなど、好ましい結果が報告されている。前述した特定ループだけ冷却した場合⁶⁾とは逆の傾向であり、最適評価手法の適用性を調べる貴重なデータベースと考えられる。

(3) まとめ

主な検討課題を整理して時系列 RM を策定した。実機評価の不確かさを削減するための課題であり、今後の試験データの蓄積と評価手法の検証・改良の進捗状況を熱流動部会に注視していく必要がある。(MHI NS エンジ 梅澤 成光, MHI 大貫 晃)

3. 圧力容器の健全性

(1) 炉心損傷、圧力容器損傷挙動

炉心の冷却機能喪失に伴って発生する炉心の損傷・溶融挙動は、重大事故の進展における大きな影響因子の一つである。このとき炉心溶融物は、炉内構造物との熱的な相互作用を伴いつつ下方に移行し、压力容器下部プレナムに落下すると考えられる。この場合、压力容器の健全性が維持できても压力容器貫通部等が損傷される可能性があり、炉外事象への進展の観点でも大きく影響する。以下のような個別現象に関しては、依然技術的な課題が残されている。

① 炉心溶融・移行挙動

- ・主要な炉心構成物質の相互作用に関する実験データ (反応速度、共晶や溶解) は整備されているが、多成分系のデータは限定的である。
- ・溶融炉心の移行挙動に関し、関連する現象 (キャンドリング、クラスト形成や破損、流路閉塞等) に係わる素過程の十分な解明には至っていない。
- ・BWR 体系での知見、例えば燃料支持金具や制御棒案内管が溶融炉心の保持特性や破損条件に及ぼす影響は限られている。
- ・溶融炉心の下部プレナム内落下挙動や下部ヘッド上への堆積挙動について知見が少ない。

② 压力容器損傷挙動

- ・压力容器下部ヘッドの破損の発生条件や貫通孔面積について、特にBWR下部ヘッド貫通部の損傷挙動等に関する知見は非常に限られている。
- ・ペネトレーション内への溶融炉心の流入やそれに伴う破損に関して試験は少ない。

③ 炉内注水、海水の影響

- ・急冷(冠水)時における損傷炉心の挙動(燃料崩壊、クラスト破損等)や水素発生に関して知見が少ない。
- ・不純物を含む海水の影響について、伝熱特性や沸騰濃縮による流路閉塞の可能性等、知見は限られている。

(2) 压力容器外部冠水冷却

AM策や一部の新型軽水炉では、事故時に压力容器を水没させ、外部冷却によって下部ヘッドに落下した炉心溶融物を冷却・保持するIVR(In-Vessel Retention)概念を採用しているが、以下の課題が挙げられる。

- ・ナノフルイドを用いた限界熱流束の向上が研究されているが、限界熱流束は容器外部流路の形状や溶融炉心からの熱流束にも依存する。
- ・IVRの確度向上には、压力容器外面の冷却性・限界熱流束等についてのさらなる知見拡充が必要である。

(3) 技術課題への取組み状況

① 炉心損傷、压力容器損傷挙動

上記課題への取組みとして、経済産業省のプロジェクト「過酷事故解析コードを活用した炉内状況把握」^[10]が開始され、MAAPやSAMPSONコードを対象に、BWR特有の構造に起因した溶融炉心の移行挙動等を含むコードの改良・高度化が図られている。さらに、事象進展挙動に関するOECD/NEA国際ベンチマーク解析プロジェクトBSAF(Benchmarks Study of the Accident at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station)^[11]のほか、海水が炉心部の熱水力挙動に与える影響に関する基礎試験や、実機サイズの压力容器貫通管溶融試験が進められている。

② 压力容器外部冠水冷却

経済産業省のプロジェクトとして「発電用原子炉等安全対策高度化技術開発 炉心溶融デブリ対策(IVR)に関する研究」が実施されている。压力容器外表面での冷却性に影響する傾斜角度を変更できる試験体を用いて、幅広いプラント条件に適用可能な限界熱流束データの取得が開始^[12]されている。

(4) まとめ

主な技術課題を成果の反映先等と共にまとめた時系列RMを策定した。各種の取組みで得られる知見に加え、さらなるデータベースの拡充やモデル高度化を進め、最終的には重大事故解析コードの整備につなげることが期待される。(日立GE 藤井 正)

4. 格納容器の健全性

重大事故が格納容器内まで進展した段階において重要な溶融炉心冷却と格納容器除熱に関する安全性向上策と

技術課題について述べる。なお、戦略マップ^[2]では格納容器に関連した安全向上策に関わる技術課題として、水素やFPの挙動についても整理を行っている。

(1) 溶融炉心冷却

① 現象の知見と安全性向上策

溶融炉心が原子炉容器を貫通し格納容器床面に落下した場合のコンクリート浸食や注水による溶融物の冷却性について、種々の試験が実施され、溶融物の組成、コンクリートの種類、注水の有無等の影響が調べられてきた。

安全性向上策としては格納容器下部注水等が行われるが、溶融炉心上へ注水するTop Floodingを行う場合、特に注水が遅れた場合などの溶融炉心の冷却性は不確かさが依然として大きい。この対策として、事前に水張りを行う手順が提案されており、溶融炉心は落下時に水中で粒子化し、水が浸入しクエンチされ易い粒子状ベッドとして堆積するため、冷却性が高まる効果が期待される。

また、Top Floodingのみによる溶融炉心冷却には不確かさが残ることから、格納容器底部にコアキャッチャを設け、落下した溶融炉心を受け止めて冷却保持し、溶融炉心とコンクリートが直接接しないようにする方策が、新型炉を中心に検討されている。

② 技術課題と解決により期待される成果

溶融炉心の冷却性に影響を及ぼす現象としては、その水中でのブレイクアップ、粒子状デブリベッドの伝熱特性、突沸的な溶融燃料冷却材相互作用(FCI)発生の有無等が挙げられる。早期注水の有効性に関する知見が拡充されれば、格納容器の健全性保持に係る信頼度向上や手順の最適化等への活用が期待される。

コアキャッチャを設置する場合の課題としては、溶融炉心の落下時や堆積時の構造材(耐熱材)との相互作用や、冷却時の伝熱流動、構造健全性が挙げられる。耐熱材に関するデータベースは得られつつある^[13]が、既設炉では設置スペース等の制約もあり、形状の工夫や簡素化等は今後の課題である。

溶融物の冷却に係る伝熱流動や耐熱材の物性に関するモデルの開発や検証・高度化と解析コードの整備も、設計や手順の最適化を通じて安全性向上に寄与する。

(2) 格納容器過圧・過温の抑制

① 現象の知見と安全性向上策

重大事故時の安全性向上策として、PWRでは格納容器再循環ユニット、BWRではドライウェルクーラー等の常用熱交換器に通水して気相部の自然対流による除熱を行い、圧力・温度の上昇を抑制する方策が整備されている。非凝縮性ガス存在下での凝縮熱伝達や自然循環を伴う除熱性能が、試験及びその解析によって確認されている。

一方、新型炉では動的駆動源に依存せず除熱する静的格納容器冷却系として、専用のコンデンサ冷却や壁面冷

却等の方式が検討されている。

② 技術課題と解決により期待される成果

再循環ユニットについては、非凝縮性ガス濃度の影響に係るデータ拡充が望まれる。クーラーの型式依存性や新設計の導入に際しては、その性能の確認が必要である。静的格納容器冷却系(PCCS)の除熱性能は格納容器全体挙動と連成して変化するため、対象プラントの設計に対応したシステム総合挙動試験による実証¹⁴⁾やそのデータによる解析コードの検証が必要である。

PCCSの導入は、新たな重量物となる格納容器外の水プールのレイアウトや建家の耐震性確保などの考慮も必要のため、新型炉からになると考えられるが、解析コードの精度向上等を通じて既設炉のクーラー設計の検討や改善にもフィードバック可能である。

さらに、1F事故の知見を反映して、過温による格納容器漏えいを防止するため、シール材等の非金属部の冷却手段の整備や耐熱性の高い材料の適用も検討されている。格納容器の閉じ込め機能のさらなる向上や手順の最適化により、環境へのFP放出を可能な限り低減することが期待される。

(3) まとめ

重大事故時の格納容器健全性向上に関わる技術課題を整理し、時系列RMを策定した。今後、継続的に更新を行い、産官学、規制側の連携ツールとしての活用を図る。(東芝 及川 弘秀, 新井 健司)

IV. まとめ

原子力学会 熱流動部会によってH27年3月に策定された熱水力安全評価基盤技術高度化戦略マップ2015(改訂版)について、経緯、考え方、技術課題の抽出法、構成を4件の個別技術課題を例として解説した。熱流動部会は新たにWGを設置し、各課題の進捗と社会情勢やニーズの変化に伴う改訂(ローリング)を進めつつ、技術戦略マップの産官学による具体的活用を学会内外との交流を含めて積極的に支援し、安全性の継続的向上に貢献していく計画である。

ー 参考資料 ー

- 1) 阿部ら,「軽水炉のシビアアクシデントに係わる課題の分析・評価について」2013年秋の大会, TN09, 熱流動部会セッション, 八戸工業大学.
- 2) 日本原子力学会 熱流動部会 HP
<http://www.aesj.or.jp/~thd/committee/TH-WG/TH-WG.pdf>
- 3) Arai T. et al., NURETH-16, 7312-7322(2015).
- 4) 西村, 他3名,「使用済燃料プールの事故時冷却評価-MAAPコードを用いた冷却機能及び冷却材喪失事故解析-」, 電力中央研究所研究報告 L12007, 2013.
- 5) Asaka H. et al., J. Nucl. Sci. Technol., Vol. 35, No. 12, 905-915(1998).
- 6) 浅香英明, 安濃田良成, 混相流 17 巻 2 号 116-125(2003).
- 7) OECD/NEA, NEA/CSNI/R(2013) 1.
- 8) Takeda T., et al., NTHAS6, N6P1105(2008).
- 9) Morimoto T., et al., NUTHOS10, 1195(2014).
- 10) 技術研究組合 国際廃炉研究開発機構, 研究開発成果概要 平成 26 年度版, p16-17, 2015.
- 11) OECD/NEA HP
<https://www.oecd-neo.org/jointproj/bsaf.html>
- 12) 青木, 他, 炉心溶融デブリ対策(IVR)に関する研究 (5) 限界熱流束相関式の検討, 日本原子力学会 2014 年秋の大会, J39, 2014.
- 13) Kurita, T. et al., "Evaluation Plan for Passive Debris Cooling System and Refractory Layer," ICAPP 2014-14179.
- 14) 山田, 他, 静的格納容器冷却系のシステム挙動試験 (3) 評価挙動の検討, 日本原子力学会 2014 年秋の大会, J24, 2014.

著者紹介

新井健司(あらい・けんじ)

(株)東芝

梅澤成光(うめざわ・しげみつ)

MHI NS エンジ(株)

及川弘秀(おいかわ・ひろひで)

(株)東芝

大貫晃(おおぬき・あきら)

三菱重工業(株)

中村秀夫(なかむら・ひでお)

日本原子力研究開発機構

西義久(にし・よしひさ)

電力中央研究所

藤井正(ふじい・ただし)

日立 GE ニュークリア・エナジー(株)

WG および SWG の主査紹介(五十音順)

阿部豊(あべ・ゆたか)

筑波大学, シビアアクシデント SWG 主査

越塚誠一(こしづか・せいいち)

東京大学, 安全評価 SWG 主査

杉本純(すぎもと・じゅん)

京都大学, 基盤技術 SWG 主査

山口彰(やまぐち・あきら)

東京大学, WG 主査