講演

フェニックスから「もんじゅ」へ：高速炉開発と日本の役割

(2) 開発段階の高速炉の安全評価と規制の役割

原子力安全基盤機構 遠藤 寛

高速増殖原型炉「もんじゅ」は、1995年12月のナトリウム漏えい事故以後、運転を停止していたが、2010年5月6日に運転を再開し、炉心確認試験を完了した。今後、40%出力でのプラント確認試験や100%出力までの出力上昇試験が計画され、中・長期的には、高性能炉心や「もんじゅ」次期炉(高速実証炉)の安全審査が行われる予定である。原子力安全基盤機構(JNES)は、わが国のTSO(Technical and Scientific Support Organization)として、原子力安全・保安院(NISA)が行う各種の高速炉安全規制を多面的かつ積極的に支援している。

I. はじめに

2010年5月8日午前10時36分、日本原子力研究開発機構(JAEA)の高速増殖原型炉「もんじゅ」は、14年5ヶ月ぶりに臨界に到達した。その後、約3ヶ月間にわたる炉心確認試験では、1%以下の核出力条件で、余剰反応度や炉停止余裕などの安全上重要な炉心核特性が測定された。

原子力安全・保安院(NISA)は、炉心確認試験および今後の40%出力および100%出力試験など起動試験全体を立会い検査の対象として、安全な運転が確保されることを厳格に確認する計画である。起動試験を経て運転を達成した後は、高性能炉心の安全審査が、さらに中・長期的には、高速実証炉の安全審査などが今後の高速炉の規制課題となる。

原子力安全基盤機構(JNES)はわが国のTSO(Technical and Scientific Support Organization)として、NISAが行うもんじゅおよび高速実証炉の安全規制を多面的かつ積極的に支援している。本稿では、ここ数年間にわたりJNESが行ってきたもんじゅの安全規制支援活動と関連する安全研究の成果を紹介する。また、もんじゅ高性能炉心や高速実証炉の安全規制への取組みの考え方について述べる。

II. 高速増殖原型炉「もんじゅ」に対する安全規制支援

1. もんじゅの燃料組成変更に伴う安全審査

運転開始前における規制活動は、燃料変更に伴う設置変更許可申請に対する安全審査、炉心設工認、アクシデントマネジメント(AM)策や保安規定の妥当性確認、保安検査や立入検査など、広範多岐にわたっている。

JAEAは、長期に保存した燃料の組成変更に伴って、2006年10月にもんじゅの設置変更許可申請を国に提出した。提出された設置変更許可申請に対し、NISAは、2007年7月に至るまでの約9ヶ月間にわたり1次審査を行った。JNESは、保安院の要請によって、設置変更許可申請の技術的妥当性の確認に協力し、約50回の技術審査に同席して、燃料設計、炉心設計、安全解析などの専門的知見に基づいて国が行う安全審査を支援した。

(1) 燃料、炉心設計の妥当性評価

燃料設計については、長期にわたる燃料の保管中に ^{241}Pu が崩壊し ^{241}Am が蓄積した効果に着目し、融点などの燃料物性への悪影響がないことを確認した。また、炉心設計については、JNES独自の解析コードを用いてクロスチェック解析を行い、最大線出力密度、ドップラー係数やナトリウム密度係数など、安全上重要な核特性を評価した。この結果、 ^{241}Pu の減少と ^{241}Am の増加によって冷却材密度係数やボイド反応度が増加するにもかかわらず、最大過剰反応度や炉停止余裕などが核的制限条件を満足することを確認した。

(2) 安全評価

ドップラー係数の絶対値の減少やナトリウム密度係数の増加などが、運転時の異常な過渡変化、事故および5

Phenix to Monju: FBR Development and Japan Role ; (2) Safety Evaluation and Regulation for the Fast Breeder Reactor in Japan : Hiroshi ENDO.

(2010年 11月 9日 受理)

項事象(発生頻度は極めて低い結果が重大であると想定される事象)へ及ぼす影響を精査し、JNESによるクロスチェック解析も併せ、JAEAが行った安全解析結果の妥当性を確認した。

(3) 5項事象の評価

NISAは、2007年7月の第46回原子力安全委員会に1次審査結果を諮問し、原子炉安全専門審査会111部会において2次審査が行われ、2008年2月19日に、JAEAに対して設置変更を許可した。

JNESは、2次審査においてもNISAに対する技術的支援を行った。特に、設置変更許可申請書添付書類十に記載された5項事象の一つである1次冷却材流量減少時反応度抑制機能喪失事象(ULOF)での機械的エネルギーに着目し、JNESは独自の解析評価を行った。この結果、「ULOF起因過程では有意な機械的エネルギー放出の可能性は僅少であり、むしろ遷移過程での評価が重要である」との結論を原子力安全委員会に報告した。

2. アクシデントマネジメント策の妥当性評価

JAEAは、もんじゅを対象としたAM整備を推進し、2008年3月にその整備結果をNISAに報告した。JNESは、レベル1および2のPSA(確率的安全評価)を実施し、JAEAが整備したAM策の技術的妥当性を評価した。

この結果、AM整備前においても、炉心損傷頻度(CDF)および格納容器機能喪失頻度(CFF)は、それぞれ、 2.7×10^{-7} /炉年、 9.2×10^{-9} /炉年と評価され、わが国の安全目標(案)に対応する発電炉の性能目標の指標値(CDF: 10^{-4} /年程度およびCFF: 10^{-5} /年程度)を十分下回っていることを確認した。また、AM策によってCDFおよびCFFの両者が低減されることを定量的に確認した。

わが国の軽水炉についてJNESが評価したCDF-CFF相関を、典型的な高速炉プラントと比較して第1図に示す。第1図に示すように、高速炉のCDFは軽水炉の平

均的なCDF値に対応している。一方、高速炉のCFFについては、ナトリウムの1気圧での沸点(約900℃)が水の沸点(約100℃)より大きいことに起因して、軽水炉のCCF値より約1桁程度小さい値を示すことが特徴的である。

3. 安全総点検結果の妥当性評価

JAEAは、2009年11月に「高速増殖原型炉もんじゅ安全性総点検に係る対処および報告について(第5回報告)」を国に提出した。NISAは、運転管理、設備改善、長期停止設備の健全性、新知見の反映などの観点から、その妥当性を総合的に評価した。

JNESは、これらの評価項目の中で、特に「長期停止設備の健全性に」に着目し、リスク情報を用いて、設備点検の妥当性を評価した。ここでは、FV重要度(対象機器の故障をなくした場合のCDF低減指標)およびRAW重要度(対象機器が故障した場合のCDF増加指標)を用いて、点検対象の充足性と検査方法の妥当性を評価した。特にFVおよびRAW重要度両者が大きい設備については、国の使用前検査が行われているなど、長期保管設備の健全性確認が適正に行われていることを確認した。

4. 本格的な運転段階での規制課題

もんじゅの本格的な運転段階においては、リスク情報を用いた保安規定や保全計画の妥当性確認、水・蒸気系など長期保管設備の健全性確認、炉心およびプラント動特性試験の妥当性確認、起動試験の安全確保前の防災訓練、トラブル事象への対応等が重要な規制課題である。

Ⅲ. もんじゅ高性能炉心や高速実証炉での規制課題

1. 規制課題と安全解析手法の開発

もんじゅ炉心の高性能化においては、燃料や炉心変更に伴う安全審査が重要な規制課題である。ここでは、燃料設計の妥当性評価の観点から、燃料技術基準の整備が不可欠である。また、安全審査に伴う燃料の機械設計、炉心設計の妥当性評価や炉心損傷事故解析を含む添付書類十記載の事故事象の安全評価、PSAなどが課題であり、従来の安全評価手法を高度化する必要がある。JNESでは、主要な安全解析手法の整備を計画的に進めている。第2図には、レベル2 PSAや炉心損傷挙動解析に用いる解析コード群を示す。

高速実証炉に関しては、燃料基準に加えて原子炉構造に係る合理的な技術基準の整備、5項事象の安全評価方針やナトリウム冷却高速炉に特有な線源評価方針など、安全審査要件の整備を進める必要がある。JNESでは、これらの安全審査要件について、試験研究など基礎的な研究も含め、広範な検討を行っている。

第1図 CDF/CF 相関における軽水炉と高速炉との比較

第2図 JNESで整備している安全解析コード群

2. 5項事象の評価方針の検討

もんじゅの高速炉安全審査では、1980年に原子力安全委員会が策定した「高速炉の安全評価の考え方」に従い、「技術的には発生するとは考えられないが、高速炉の運転経験が少ないことを考慮してその事故影響を確認すべき事象」(5項事象)が定義され、ULOFなどの炉心損傷事象が選定されている。

高速実証炉の安全審査においても、「5項事象、あるいはこれと類似した事象概念」に基いて炉心損傷事故の評価が要求されるものと考えられる。JNESでは、典型的なループ型炉の内的事象を対象として、崩壊熱除去機能喪失事象(PLOHS)、ULOF、集合体事故(LF)、炉容器外燃料貯蔵槽におけるPLOHS(EVST)に対するレベル1および2のPSAを行い、これらの事象のリスクを比較し、高速実証炉の5項事象の評価論理を検討している。

本検討では、リスクの指標として、事故時の環境への放射性物質放出割合の超過確率(CCDF)を採用した。各事象のCCDFの評価結果を第3図に比較する。図中の直線P1は、INSAGやわが国の性能目標等の議論を参照して設定した環境への放射性物質放出割合の制限目安値 $[10^{-6}/\text{炉年}]$ であり、P2は炉内インベントリーの1%放出に対し、3桁の余裕を考慮して設定した等リスク曲線である。

第3図に示すように、PLOHS事象では、1次/2次系間の境界破損に起因した格納容器バイパス事象(CVBP)が発生するため、評価事象中最大のリスクを示し、EVSTに起因するリスクはPLOHSに準ずる。しかし、ULOFやLFのリスクは、PLOHSの3桁以上小さくなり、CCDFは等リスク曲線P2を1桁以上下回る。したがって、CCDFをリスク指標とした場合は、原子

第3図 主要な炉心損傷事象のCCDF比較

炉本体および燃料貯蔵槽のPLOHSが5項事象の評価対象の候補になり得る。

3. 評価線源の検討

高速炉の評価線源の設定に関する規制課題として、ナトリウム(Na)と同族であるため気相への移行量が格段に大きいセシウム(Cs)の挙動とこれの位置づけが挙げられる。

CsはNaと化学的に類似した性質を有するアルカリ金属であり、Na中に溶解するもののNaと同等の蒸気圧で気相に放出される。第4図に、炉心損傷事故が生じた場合のカバーガス空間に放出される核分裂生成物(FP)の放出割合を示す。第4図に示すように、Csの放

第4図 燃料破損時の1次系でのFP分布

出量は希ガスについて大きくなる。一方、現在の評価線源で考慮されるヨウ素(I)は、Naと反応して蒸気圧の小さいNaIを形成するため、気相への移行量は極めて小さい。

現在のナトリウム冷却高速炉では、立地評価や重大・仮想事故での評価線源の設定において軽水炉の線源設定論理が踏襲され、Csの移行挙動の特徴が考慮されていない。このため、今後の高速炉の安全審査においては、Csの移行挙動の特徴を考慮した評価線源の設定論理を確立する必要がある。JNESでは、このような観点から、CS挙動に関する北海道大学との共同研究を行っている。

IV. ま と め

JNESでは、上述した研究開発段階炉(高速炉)に係る研究課題を、①設計・建設段階に必要とされる研究、②運転段階の安全確保に必要な研究、③規制の高度化に必

要な研究の3カテゴリーに分類し、もんじゅ、もんじゅ高性能炉心、高速実証炉の各システムへの反映先と研究工程、重要度と緊急度、大学での実施可能性などについて整理した。また、これらの課題について、本学会の熱流動部会に設置された「高速炉安全性」特別専門員会(主査：杉山憲一郎北大教授)において3年間にわたり議論し、広く原子力学会員に訴求できるロードマップとしてまとめた。これらの議論の結果は、学会報告書として出版予定である。

著 者 紹 介

遠藤 寛(えんどう・ひろし)

原子力安全基盤機構 原子力システム安全部
(専門分野)高速炉の安全設計、炉心損傷事故評価、レベル2 PSA など