

第 159 回 エネルギー問題に発言する会 座談会議事録

議事録作成 針山日出夫

演題：軽水炉事故時の燃料のふるまい

講師：齋藤伸三氏 JAEA 特別顧問、SNW 運営委員

日時：平成 27 年 10 月 15 日 16 時～17 時半

場所：JANSI 会議室（田町ジュベルビル 1 3F）

座長：SNW 若杉和彦

参加者：会員約 40 名

【講演概要】

NSRR は制御棒の飛び出し事故などに代表される反応度事故に関する原子炉の安全性を研究するための専用炉として建設され、現在も JAEA が運用管理している世界有数の研究施設である。1975 年 6 月の初臨界以来、30 年以上にわたって順調に試験を続けており、これまでに 3100 回以上のパルス運転、1300 回以上の燃料照射実験を実施している。また、現在 NSRR では、燃料溶融などのシビアアクシデント時の現象を模擬する実験を進めており、この成果を通して、東京電力福島第一原子力発電所における炉内状況の把握に貢献し、廃止措置の早期達成に役立つものと期待されている。今回の座談会では、この NSRR の建設、実験的研究等に深く携わってこられた齋藤伸三氏より、NSRR を活用した各種実験による事故時の軽水炉燃料挙動に係る研究知見や安全規制への貢献全般について分かり易くご講演頂いた。

【講演の内容並びに特記事項】

□燃料の挙動からみた事故の分類

- 一燃料挙動に著しい影響を及ぼす軽水炉事故としては、TMI 事故や東電福島事故に代表される「冷却材喪失事故」とチェルノブイリ原発事故に代表される「反応度事故」がある。反応度事故は、多くの場合急激に炉出力が上昇し制御が困難となり、極端な場合には燃料が破損する。

□NSRR 計画について

- 一軽水炉における反応度事故時の燃料の挙動を実験的に研究するために原子炉安全性研究炉（NSRR）を使用した実験計画として 1975 年から開始。
- 一この研究が進められる大きな背景要因として、当時軽水炉はブルーベンな技術であるとの認識が広まりつつあったが、1971 年に米国での LOCA 実験（セミスケール実験）で予測に反して炉心に水が入らず、軽水炉の安全性研究の

重要性が見直され、我が国でも安全研究の必要性が再認識されたことによる。
－1988 年からは第Ⅱ期計画として、照射済み燃料を主対象とする取り組みが始まり、更に高燃焼度燃料や MOX 燃料も対象に進められている。

－これらの研究による知見は安全評価指針の策定に活用されている。

なお、この計画は、日米協力（SPERT：動特性試験用原子炉、PBF：Power Burst Facility）・日仏協力（CABRI^註）のもとに推進された。

註：仏語で子ヤギの意、ピョンピョン跳ねる子ヤギのような過出力パルス運転性能を有すことから命名（針山 記）

□NSRR の運転性能、実験設備としての特徴

－炉のモデルは米国 GA 社のパルス炉を基本としている。

－主要設計仕様等の特徴

炉心有効高さ：38cm、炉心等価直径：63cm、燃料棒：水素化ジルコニウム、20%濃縮ウラン、燃料要素；丸棒 157 体、燃料棒被覆管は SUS304 材、パルス運転は 3 本のトランジェント棒を圧縮空気です上方に打ち上げる方式で行い、熱中性子束分布は炉心領域内で高い分布が実現できる設計となっている。

－オリジナルな運転性能は 300 kW の定格出力運転と単一パルス運転であったが、その後改良を加えて、多様なパルス運転（出力を台形状にするパルス運転、反応度事故をよりリアルにシミュレートするための合成パルス運転）が可能となった。

□実験の可視化へのこだわり

－燃料の過渡時挙動を如何に可視化するかに強いこだわりを持って装置開発に臨んだ。微妙な燃料挙動を視覚的に理解しようとの試みは世界に類なし。

－最初は、ファイバースコープを考えたが鮮明な画面が得られず、ペリスコープを利用することによって可視化に成功した。

－燃料被覆管の脆化破損、内圧破損、熔融破損などの様々な挙動が撮影されている。

□試験マトリックス、試験パラメータ、研究知見

－全般の考え方として、燃料の状態（未照射、予加圧、浸水燃料、照射＝燃料燃焼度）と燃料に投入されるエンタルピーによる燃料挙動の状態を精緻に記述できるようにするための各種実験が実施された。燃料供試体についても、標準燃料仕様からギャップ幅・ギャップガス・被覆管熱処理仕様・ペレット形状、ペレットスタック長さなどをパラメータにした試験を実施。

<試験マトリックス、並びに研究知見の整理のポイント：詳細は省略>

○未照射燃料挙動の特徴

○高エンタルピー破損燃料構成粒子の粒径と特徴

○予加圧燃料の挙動

- 欠陥燃料（浸水燃料）の挙動
- 発熱量/エンタルピーでの結果の整理
- 流路断面積の閾値に及ぼす影響
- 照射による燃料挙動

□研究知見の安全評価指針への反映

- －1984年に、NSRR 第 I 期計画の成果をもとに、反応度投入事象に係る安全評価指針が策定された。尚、試験体系と軽水炉実機体系の違いなどを考慮して、安全評価指針は十分な安全率を見込んだものにされている。
- －NSRR での実験結果は、燃料破損の閾値を、縦軸を燃料エンタルピー、横軸を燃料内外差圧で整理し、破損下限値/非破損上限値をエンベロープ表示した。
これを、実機の「運転時の異常な過渡変化」に対する閾値エンベロープに変換して、燃料許容設計限界値を定めた。また、有意な機械的エネルギーを発生しない制限値として、 $230\text{cal/g} \cdot \text{UO}_2$ を定めることが出来た。
- －更に、2000年には燃焼の進んだ燃料に関する評価指針として燃焼度依存を考慮した PCMI（ペレット—被覆管機械的相互作用）破損のしきい値を定めることが出来た。

□纏め

- －軽水炉の反応度事故については NSRR 炉内模擬実験等で数多くの知見が得られ、これらの成果は設計基準事故の評価指針に役立てられている。
- －NSRR での実験から、軽水炉での内的事象に起因する重大事故時の燃料挙動に関して有用な知見が集積されており、これらは反応度事故に限定されるものではなく今後の活用が期待される。
- －規制要件とする必要はないが、重大事故になり得る事象として複数の制御棒飛び出し事故、或いは運転中の欠陥燃料の存在も考慮した知見を集約しておく必要があるのではないか。
- －各原子力発電所には、どのような重大事故が発生し得るか柔軟に想像力を巡らし、設計を超えた事象へのより深い備えの在り方について絶えず検討する専門職をおかれたら如何か。

以 上