

高速増殖炉の安全評価技術に 関する研究 －開発研究の成果の活用－

平成19年3月6日

日本原子力研究開発機構

次世代原子力システム研究開発部門

「中期計画」から抜粋

(FBRの安全研究に係る部分)

1) 高速増殖炉サイクル技術の確立に向けた研究開発

平成17年度までには、平成13年度から実施してきている原子炉(ナトリウム冷却炉、鉛ビスマス冷却炉、…)…に関する研究成果をもとにして、研究開発の重点化の考え方及びこれを踏まえた課題をとりまとめる。

平成18年度以降は、上記 のとりまとめに従って、主として開発を進めていくべき概念のシステム設計研究と、設計方針や基準類の整備に必要なデータの取得等の試験研究を進める。

重点安全研究計画(H17～21年度)

「機構に期待する安全研究」の抜粋

新型炉分野

高速増殖炉の安全評価技術

原子力安全委員会での研究成果の活用

高速増殖炉の安全性に関しては、高速増殖原型炉「もんじゅ」のアクシデントマネジメント及び炉心高度化に関する研究開発がなされており、原子力安全委員会は、その成果を踏まえた高速増殖炉の安全性に関する判断のための技術的能力の維持・向上を図る。また、高速増殖炉固有の安全規制の考え方の確立を目指す。

必要とする研究成果

- ・ ナトリウムの化学反応に関する安全評価技術の整備
- ・ ナトリウム及び水蒸気の微少漏えい条件と検出特性に関するデータベースの構築
- ・ 現象解明試験等の結果に基づくナトリウム漏えい燃焼及びナトリウム - 水反応に関する機構論的な安全評価手法の開発
- ・ 炉心損傷時の事象推移評価のための研究
- ・ 炉心損傷事象発生時の事象進展防止能力に関する安全評価技術の開発・整備
- ・ 炉心損傷時の原子炉容器内及び格納容器内で進展する現象の影響評価及び影響緩和に関する安全評価技術の開発・整備
- ・ 高速増殖炉における炉心損傷事象の確率論的安全評価技術の開発・整備

本分野における研究目的と課題

研究目的

高速増殖炉の安全評価技術に関する研究を実施し、高速増殖炉の安全規制の基本的考え方や安全基準類の基本的事項を検討する際に必要な判断資料の整備に資する。

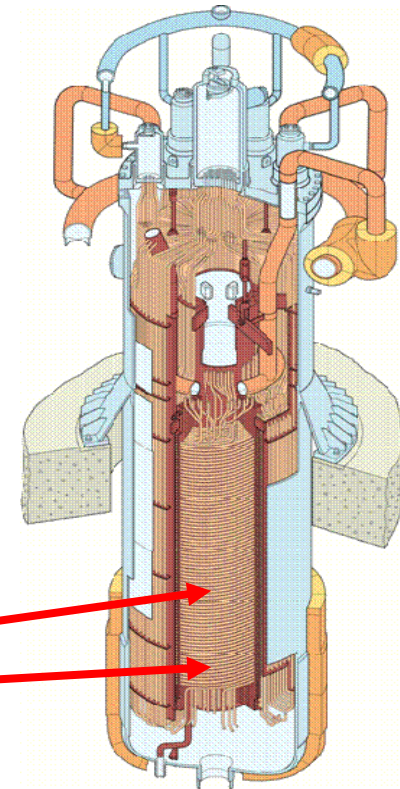
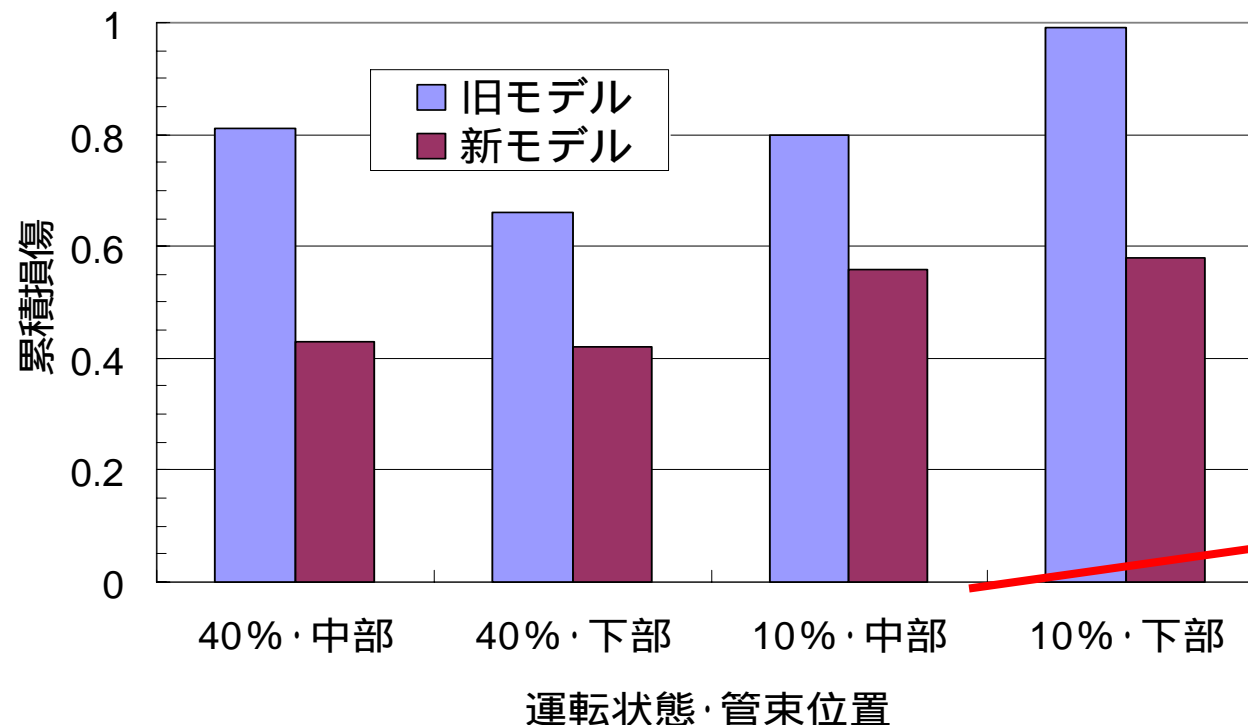
研究課題

- イ．ナトリウムの化学反応に関する安全評価技術の整備
- ロ．ATWS時の炉心損傷防止及び影響緩和特性の実証
- ハ．炉心損傷時の事象推移評価技術の整備
- ニ．PSA技術の高度化

イ. ナトリウムの化学反応に関する安全評価 技術の整備

蒸気発生器伝熱管の高温ラプチャモデル整備のため改良と検証

条件：
・もんじゅ蒸発器の40%・10%給水運転条件
・カバーガス圧力計信号による水ブロー開始



結果：
・何れも高温ラプチャが生じないことを確認
・裕度が小さいとされた10%・下部の十分な裕度を確認

口 . ATWS時の炉心損傷防止及び 影響緩和特性の実証

トピックス (成果の例: 「常陽」MK- 炉心のフィードバック反応度評価)

等温温度係数: 膨張係数 (燃料、構造材、冷却材、炉心支持板) + ドップラ係数

JUPITER標準解析手法

炉定数: JFS-3-J3.2R (JENDL-3.2ベース)

実効定数作成:

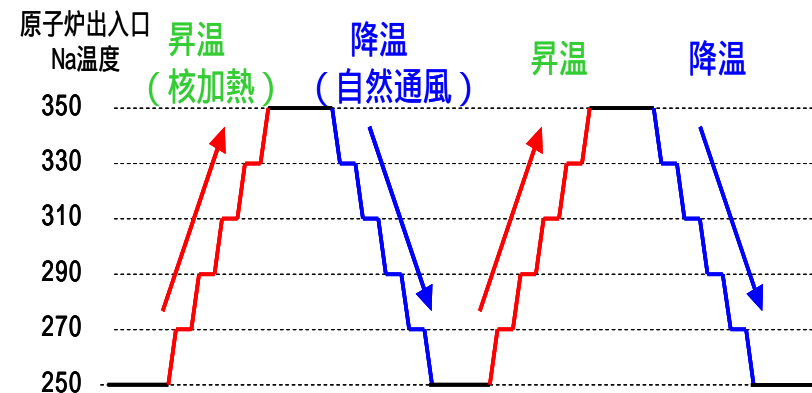
- ・ 燃料集合体1次元リングモデル (CASUP)
- ・ 超微細群モデル (SLAROM-UF)

基準計算:

- ・ ドップラ係数: 3次元Tri-Z体系70群厳密摂動計算 (PERKY)
- ・ 膨張係数: 3次元Tri-Z体系70群直接計算 (CITATION)

補正計算:

- ・ 輸送・メッシュ補正 (TRITAC、SNPERT3D)
- ・ 次世代炉定数効果補正 [超微細群、70群 175群]



	測定値 (E)	補正後測定値 ⁽¹⁾⁽²⁾ (E)	解析値 (C)	C/E値
昇温	-3.69	-3.80 ± 0.23	-3.68	0.97
降温	-3.86	-3.85 ± 0.23		0.96
昇温	-3.75	-3.80 ± 0.23		0.97
降温	-3.85	-3.84 ± 0.24		0.96
平均	-----	-3.82 ± 0.17		0.96

解析値と測定値は4%以内 (測定誤差範囲内) で一致

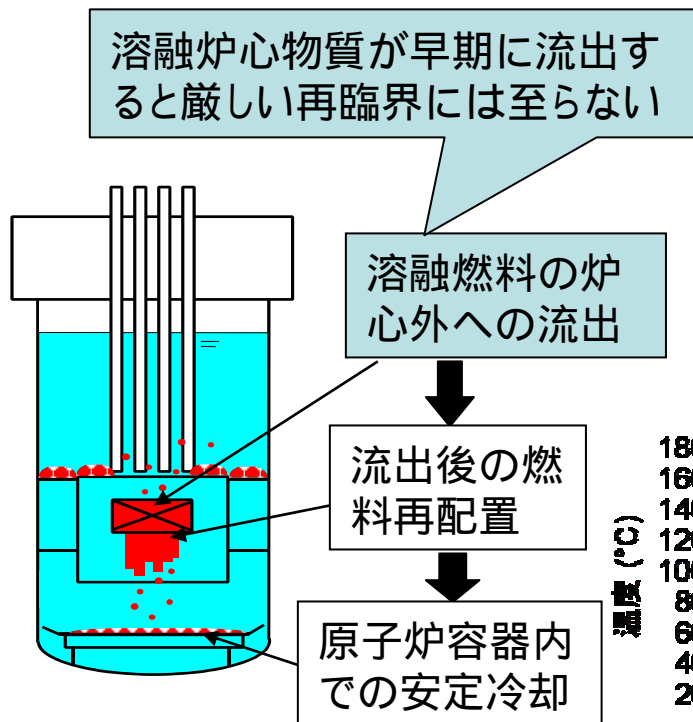
設計値 $-3.9 \times 10^{-3} \% \text{ k/kk}$ /
ともよく一致

(1): 制御棒駆動機構延長管の熱収縮効果を補正

(2): Na出入口温度と過剰反応度の測定誤差、 β_{eff} の誤差を考慮

八. 炉心損傷時の事象推移評価技術の整備

(成果の例) 溶融炉心物質が炉心周辺に流出する挙動の実験的把握

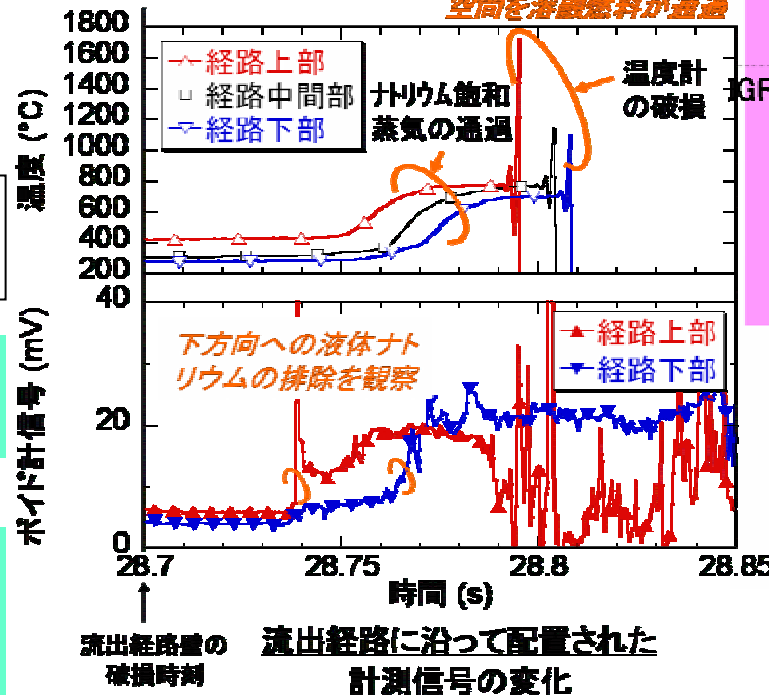


早期流出を図る設計オプションの成立性を示すデータを取得

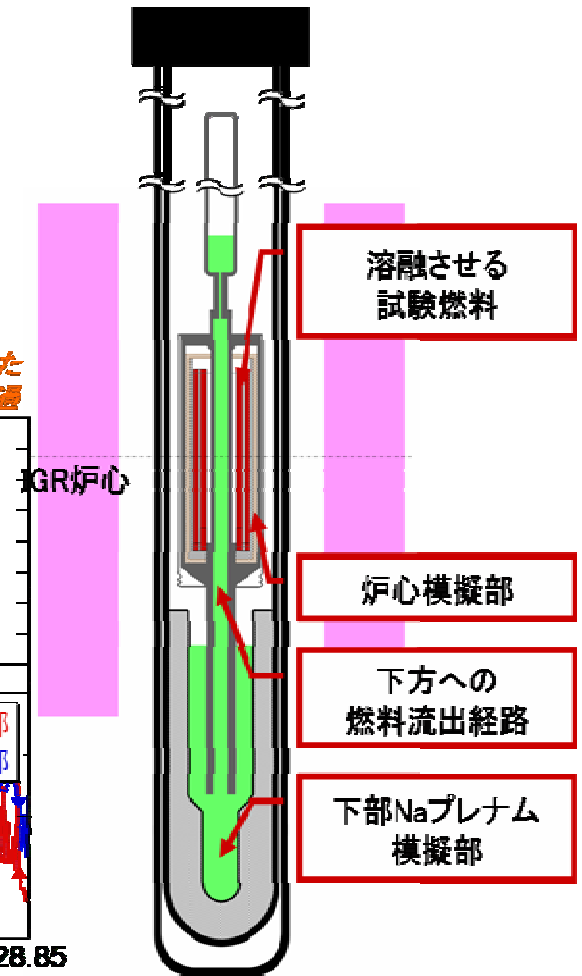
解析評価により、再臨界問題排除を達成しつつ設計を合理化する可能性を把握



カザフスタンIGR試験炉
ナトリウムが排除された空間を溶融燃料が通過



IGR炉内試験体概念



二 . PSA技術の高度化

「もんじゅ」の内部起因事象を対象としたPSAを実施。
炉心損傷シナリオと発生頻度について以下の見通しを得た。

- ✓ 原安委の発電用軽水炉に対する性能目標を達成する見込み。
- ✓ 限られた運転経験の範囲では、ナトリウム冷却系の冷却材バウダリ破損による漏洩事象の炉心損傷頻度への感度が高い。
- ✓ 運転経験の蓄積を通して、ナトリウム冷却系バウダリの信頼性を確認していくことが、開発段階のナトリウム冷却炉のPSA評価の確度向上にとって重要。

まとめ

- イ. 蒸気発生器伝熱管の高温ラプチャモデルを整備・改良した。この成果はもんじゅ蒸気発生器の高温ラプチャに対する安全裕度の確認に活用されており、今後、Na - 水反応評価技術に関する学協会規格への反映が期待される。

- ロ. 「常陽」実機のデータを取得し、解析手法の使用実績を蓄積した。また、フィードバック反応度の評価精度の検証し、これを過渡事象の安全評価における余裕の適切性の確認に活用できる見通しを得た。
本課題により、安全解析手法の実炉データによる検証が可能となり、安全評価に資するデータを蓄積できるとともに、運転時の異常な過渡変化及び事故の評価の信頼性を向上することができる。

- ハ. 再臨界問題を排除できる設計オプションに関わる実験と解析研究を進め、そのような解が存在し得るとの見通しを得た。長期的には再臨界問題排除と事故後炉内終息性に関わる特性を把握し、合理的な安全設計に反映するとともに、安全評価手法の整備と適用評価を通じて安全規制に関わる指針類の整備に反映する。

まとめ

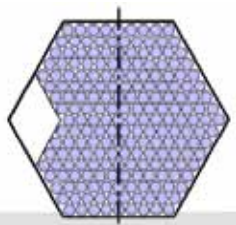
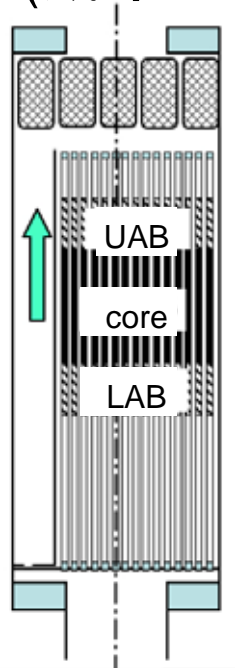
二. 限られた運転経験の範囲では、ナトリウム冷却系の漏洩事象の炉心損傷頻度への重要度が高い。リスク情報をナトリウム冷却炉の安全規制に導入する際には、運転経験の僅少さを踏まえた適用法に配慮すべきである。

- 2015年以降の安全審査へ向けて安全設計審査指針、安全評価審査指針などへ安全研究の成果を統合していくためには、本分野を充実し加速していく必要がある。
- また、新型炉の安全規制に関する国際的な動向にも注目しておく必要がある。Gen-IV、INPROの関連委員会や米仏の関係者とは密に連携を取りつつ進めていく。

八. 炉心損傷時の事象推移評価技術の整備

(成果の例-2/2)

開発要素を低減しつつ同様の流出促進効果を得る設計(上方流出方式)を対象としたSIMMER-IIIコード予測解析により再臨界問題排除成立見通しを確認



燃料集合体内に上方への燃料排出ダクトを有する設計

炉心に残存する燃料割合



冷却材流量減少開始後の時間(秒)

