

「もんじゅ」安全性に関わる研究開発

1. 伝熱流動に関する安全研究
2. 燃料安全に関する研究
3. 炉心安全に関する研究
4. ナトリウムに関する安全研究
 - (1) ナトリウム燃焼に関する研究
 - (2) ナトリウム—水反応に関する研究
5. 確率論的安全評価（PSA）に関する研究
6. まとめ

平成13年11月28日

核燃料サイクル開発機構

「もんじゅ」安全性に関わる研究開発

サイクル機構では、高速増殖炉（FBR）等の新型動力炉の研究開発を集中的かつ効率的に行うために昭和 45 年 3 月に大洗工学センターを開設し、高速実験炉「常陽」（昭和 52 年初臨界）をはじめ、照射試験施設、ナトリウム試験施設、50MW 蒸気発生器試験施設、高速炉安全性試験施設等を用いて試験研究を行う一方、関連する解析評価手法を開発してきた。FBR の研究開発の実施は、国際協力及び国内関係各機関の協力を活用しつつ、炉心・燃料、機器・構造・材料、安全性、運転・保守技術等の多岐にわたる分野について進めてきた。これらの研究開発は、「もんじゅ」の設計、建設、運転の各段階を支える重要なものとなっている。なかでも安全研究の分野では、伝熱流動現象、燃料安全、炉心安全、ナトリウムに係わる安全、確率論的安全評価、等の各分野において、国内外での試験研究と解析評価手法の整備とを進めてきた。以下には、これら安全性に係わる研究開発について「もんじゅ」を対象とした近年の研究の主要な成果を説明する。

1. 伝熱流動に関する安全研究

この分野では、燃料集合体、原子炉容器内、及び熱輸送系を含むプラントシステムの過渡伝熱流動現象に係わる熱流動解析コード群を開発・検証してきた。適用分野もプラントの通常運転状態から異常状態までをカバーしている。プラントの構造設計で重要となる現象として、原子炉トリップ時に生じる炉容器内の温度成層化現象（熱応力の発生）、温度の異なる冷却材が混合する際に生じるサーマルストライピング現象（温度ゆらぎによる熱疲労の発生）があり、高精度の多次元の機構論的解析コードを開発し、水やナトリウムを用いた熱流動試験により検証した。また、安全評価の観点から重要となる自然循環除熱については、ナトリウム施設や「常陽」を用いた実験により自然循環への移行挙動や自然循環による除熱を促進する機構を解明し、熱流動解析コードの改良・検証を行ってきた。

「もんじゅ」を対象とした研究としては、40%出力運転時の原子炉トリップ試験の実データをもとに多次元熱流動解析コード（AQUA）の検証を行うとともに、100%出力運転時の炉容器内の温度成層化現象の解析を行った。その結果、ナトリウムの優れた熱輸送特性により、温度成層界面が比較的短時間で解消されることを確認した。このように、「もんじゅ」の運転データは、安全設計の妥当性を再確認したり、熱流動解析コードの検証の観点からもきわめて有益である。

2. 燃料安全に関する研究

燃料安全の分野の研究は、過渡条件下での燃料破損限界に関する研究及び炉心局所事故に関する研究が対象となるが、ここでは前者の研究成果について述べる。「もんじゅ」における過渡時の燃料の破損限界（運転時の異常な過渡変化に対する判断基準に対応する。）の基本的考え方は、過出力型の事象においては燃料中心の溶融を回避すること、及び流量低下型の事象に対しては被覆管最高温度を制限する（830℃）ことというものであった。

過出力型事象については、米国の高速実験炉 EBR-II 炉での過出力型の試験 TOPI シリーズ試験(1981～1995 年)及びフランスの試験炉 CABRI を用いた炉内試験(1987～1995 年)で緩慢な過出力試験を実施し、「もんじゅ」燃料のようなスミア密度（燃料ピン内の空隙を考慮した実効的な密度）が比較的低い燃料（理論密度の 85%以下）においては破損限界はきわめて高いこと、具体的には燃焼末期においても燃料断面の 50%程度が溶融しても破損に至らないことが示された。すなわち、「もんじゅ」の燃料設計が破損限界に対して十分な余裕を有していることが分かった。

また、流量低下型の事象における燃料破損限界については、照射した燃料被覆管の急速加熱破裂試験を行い、「もんじゅ」の許容設計限界である被覆管最高温度 830℃ が十分に保守的であることを確認した。以上のことから、将来の FBR 燃料においては破損限界をより合理的なものとできるとの見通しが得られている。

3. 炉心安全に関する研究

炉心損傷に至るような仮想的な事故については、FBR 燃料の損傷過程や損傷後の挙動を明らかにするために、米国、フランス等と共同で試験炉 CABRI などを用いた各種安全性試験を実施してきた。これらの結果から、起因過程と呼ぶ炉心溶融の初期の段階や遷移過程と呼ぶ炉心溶融が進展した段階における反応度の投入、並びに反応度が即発臨界を超える事態（再臨界とも呼ばれる）が発生した場合の機械的エネルギーの放出を抑制するメカニズムを明らかにし、これらの過程を解析する解析コード SAS4A、SIMMER-III 等の開発・改良・検証を行ってきた。このうち SIMMER-III コードはフランスやドイツとの協力を活用しながらサイクル機構が中心となって開発を進めてきたものであり、日本と欧州機関が協力して標準的な評価手法として確立したものである。

「もんじゅ」の安全審査以降の安全研究により蓄積された、CABRI 炉内試験等の試験データ、SAS4A 及び SIMMER-III コード等の新たな手法や知見を活用して、「もんじゅ」における炉心損傷事故の解析を行った（設置許可申請書に記載した「一次冷却材流量減少時反応度抑制機能喪失事象」）。その結果、起因過程においては過大なエネルギー発生にいたる即発臨界事象が生じないこと、遷移過程においても、もっとも

考えうる条件のもとでは即発臨界事象(この場合、再臨界とも呼ばれる。)の発生は生じないことが示された。また、遷移過程において、炉心からの燃料流出を抑えるような保守的な条件(たとえば、炉心溶融に際して、上下軸ブランケットのピン束流路部や制御棒案内管を通じての燃料流出に期待できないという保守的な想定)の下でのみ再臨界が発生する可能性があるとの結果を得た。また、その際の機械的エネルギーの発生の上限は申請書記載の約 380MJ に対して、高々110MJ 程度に納まることが確認された(なお、これらの評価値は、熱の移動やロスがまったくないという、燃料の「等エントロピー膨張」という仮定の下で簡易評価されたものであり、現実には原子炉容器のバウンダリに与えられる機械的な負荷としては、高々16MJ 程度であることが示されている。)。すなわち、安全審査当時の解析が十分に保守的なものであったことが確認された。

4. ナトリウムに関する安全研究

(1) ナトリウム燃焼に関する研究

ナトリウム漏えい燃焼事故時の熱的影響把握のため、大規模ナトリウム漏えい燃焼試験施設サファイアを使用してナトリウムのプール燃焼、スプレー燃焼、配管からの漏えいを模擬した総合試験などを実施した。総合試験では、「もんじゅ」補助建屋のライナ・連通管・燃焼抑制板の構造を模擬した実験を行い、漏えい対策設備の有効性を確認した。また、これらの実験データを活用して、安全解析コード(ASSCOPS)の開発・検証を行った。

「もんじゅ」ナトリウム漏えい事故の原因究明の一環としては、温度計漏えい部等を模擬した漏えい燃焼実験を実施した。さらに、漏えい対策に係わる試験研究として、小規模漏えい時の最高温度やプールの拡がり挙動の把握するための小規模プール燃焼試験や、冷却したナトリウム燃焼生成物の安定化処理に関わる試験、鋼材腐食試験、ライナ構造健全性試験を実施してきた。

(2) ナトリウム－水反応に関する研究

蒸気発生器での水漏えいがプラントに与える影響を評価するため、ナトリウム－水反応に関する研究が行ってきた。「もんじゅ」の蒸気発生器を対象に、ナトリウム－水反応試験施設 SWAT を用いて、小リーク試験(ウェステージ現象)、大リーク試験(スパイク圧・準定常圧現象)、破損伝播試験(ウェステージと高温ラプチャ現象)、検出系開発(水素計)等を実施し、想定しうる最大規模の水リークに対してもシステムの健全性を損ねることなく事故は安全に終息することを実験と解析により確認するとともに、水リークの早期検出のため「もんじゅ」で使用する水素計の開発・改良を行った。

「もんじゅ」安全性総点検の一環としては、大型炉を主対象として進めてきた高温ラプチャ評価手法を「もんじゅ」に適用するため 2.25Cr-1Mo 鋼の高温材料強度試験や誘導加熱装置を用いた伝熱管破裂試験等を実施し、評価手法を整備して適用を図り、「もんじゅ」の安全裕度を確認した。

5. 確率論的安全評価（PSA）に関する研究

確率論的安全評価（PSA）に関する研究については、システム解析で用いる統合型リスク解析システム（PIRAS）を開発・整備するとともに、FBR 用機器の信頼性データベース（故障率等のデータ）の収集については米国エネルギー省との協力で日米の FBR プラント（EBR-II や常陽）やナトリウムループの運転経験を活用してきた。現在は CORDS と呼ぶデータベースを独自に整備し、データの拡充を図っており、今後は「もんじゅ」の運転経験を反映していく計画である。

また、「もんじゅ」の運転安全管理や効果的なリスク管理を行うために、簡便な PSA 手法を備えたリビング PSA システム（運転状態により変化するプラント状態を適宜反映させる「生きた」PSA）を開発し、「もんじゅ」サイトに導入した。本システムをサイトで運用することにより、プラント運転状態に応じて変化するリスク情報（炉心損傷発生確率）をモニターしながら、運転や保守の合理的な計画を作成するなど、「もんじゅ」の運転安全の一層の向上の実現が期待できる。

「もんじゅ」の設計情報に基づいて実施した PSA の適用研究の結果、FBR における炉心損傷の発生頻度は国際原子力機関が発行した基本安全原則（IAEA/INSAG-3）に示される新設炉の安全目標（ 10^{-5} /炉年未満）を十分に達成していることが確認された。また、PSA はこのようなリスク指標の絶対値の評価よりも、むしろリスクの効果的な低減（安全性の向上）に有効な設計の改良や事故管理方策の具体的に検討に活かすことが重要である。「もんじゅ」に対しては設計の進展に合わせて段階的に PSA を実施し、これを詳細設計や緊急時運転手順書案の作成に反映することによって、炉心損傷発生頻度の大幅な低減を達成した。

6. まとめ

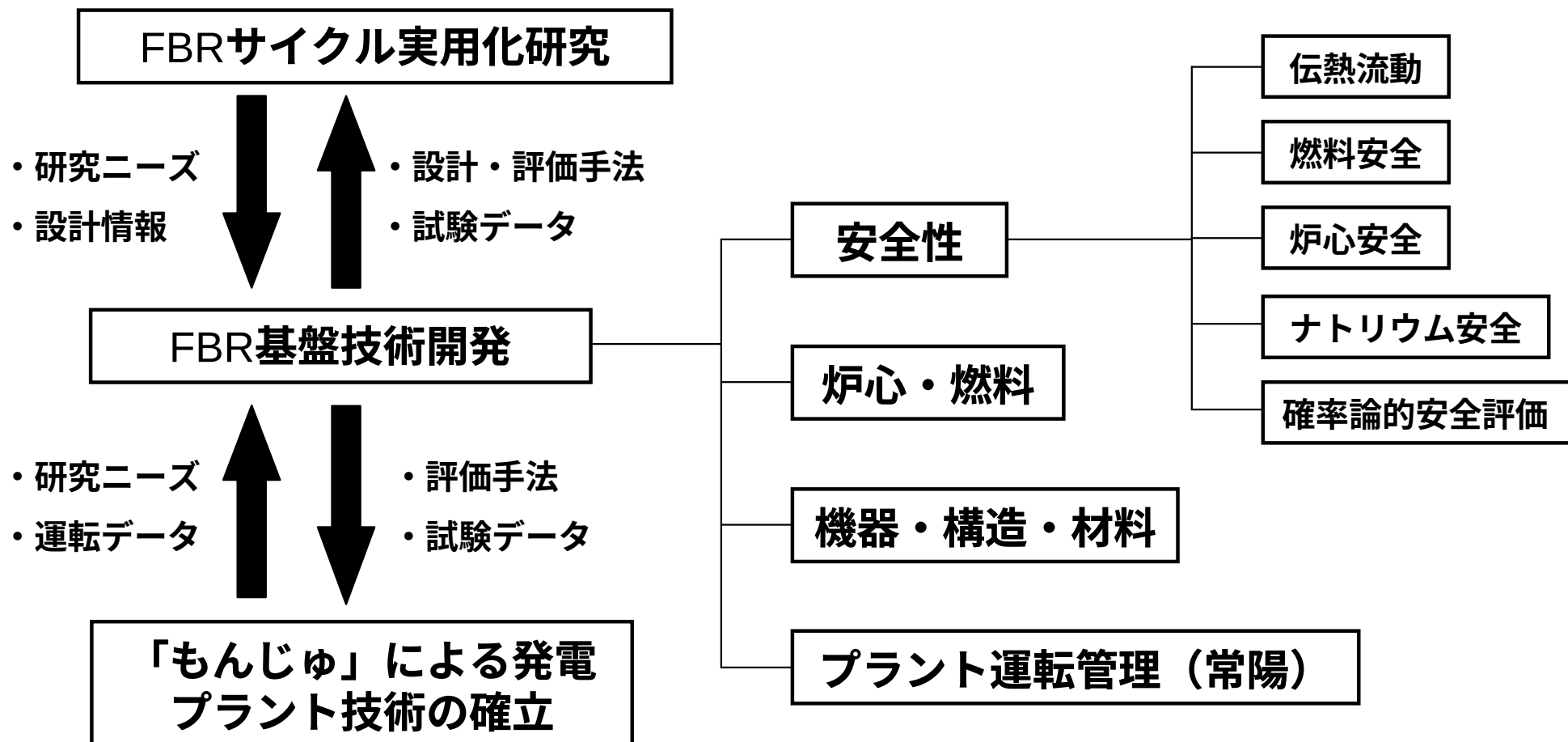
サイクル機構は FBR の安全研究を継続的に実施することにより、今後「もんじゅ」の試運転、本格的な運転が始まって以降の安全性、信頼性の向上に向けて基盤の強化につなげる計画である。安全研究を含む FBR 基盤技術の蓄積をとおして FBR 実用化研究が効果的に推進されるよう研究開発を進めて行くこととする。

以上

説明内容

- FBR安全研究の位置づけ
- これまでの研究成果の主要成果
 - (1) 伝熱流動に関する安全研究
 - (2) 燃料安全に関する研究
 - (3) 炉心安全に関する研究
 - (4) ナトリウムに関する安全研究
 - (5) 確率論的安全評価に関する研究
- まとめ

FBR研究開発における安全研究の位置付け



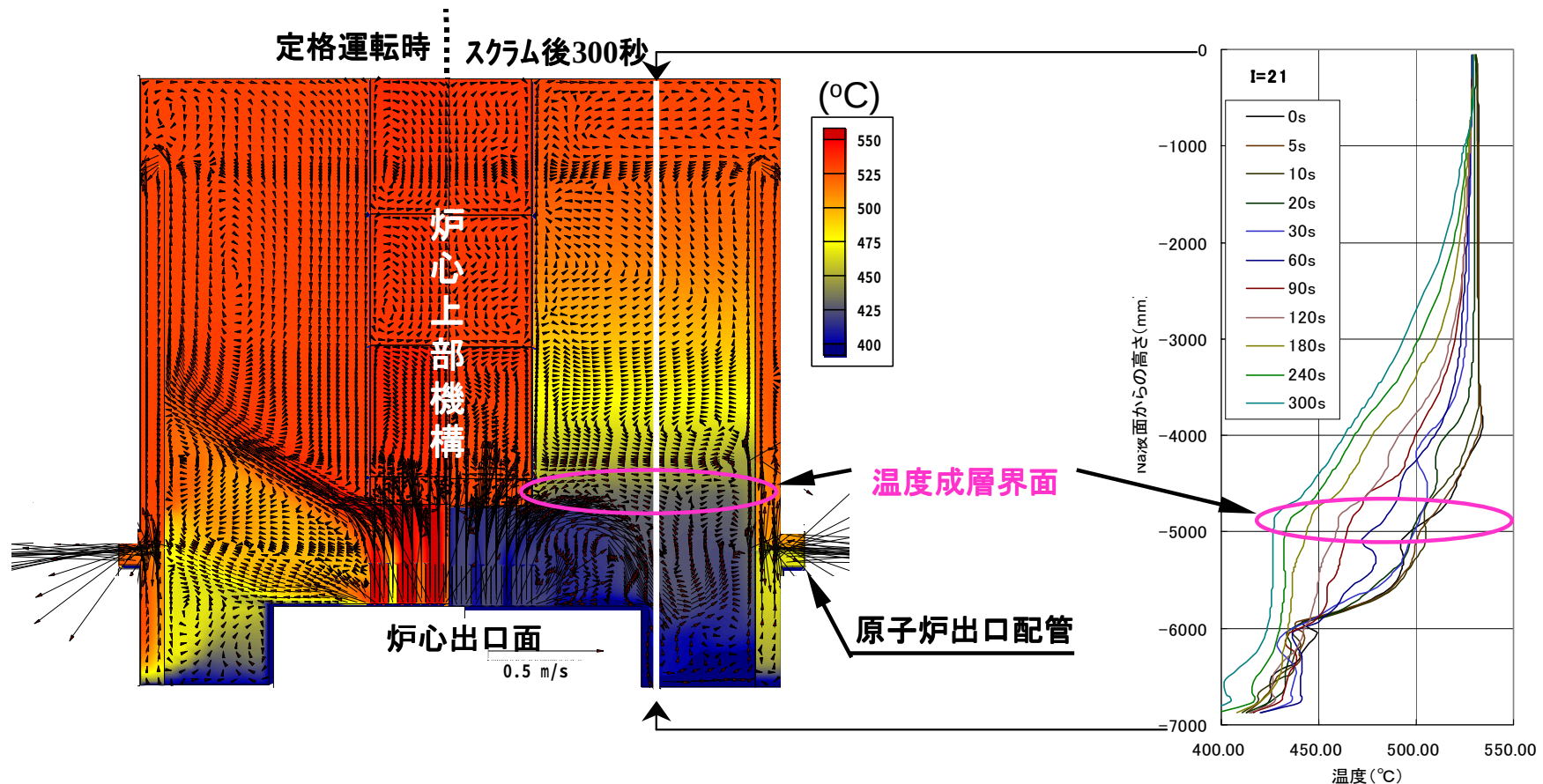
「もんじゅ」の安全設計・安全評価 (安全研究課題との関連)

- 安全設計・評価：多重防護の考え方（軽水炉と共通＋FBRの特殊性に十分配慮）
 - ◆ 「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」、「原子炉立地審査指針」
 - ◆ 軽水炉の安全審査指針類を参考
- 通常運転における安全確保
 - ◆ （例）原子炉トリップ時の熱過渡 ⇒ 温度成層化現象の熱流動解析
- 安全評価事象（設置許可申請書）
 - ◆ 運転時の異常な過渡変化 ⇒ 過渡時の燃料破損限界
 - ◆ 事故 ⇒ ナトリウムの安全に関する研究
 - ◆ 技術的には起こるとは考えられない事象 ⇒ 炉心損傷事故の解析
 - ◆ 立地評価
- 総合的な安全評価 ⇒ 確率論的安全評価の応用

伝熱流動に関する安全研究

(1)もんじゅデータと熱流動解析手法開発

- 目的:「もんじゅ」の炉容器の構造健全性に係わるトリップ時の温度成層化現象の評価
- 経緯:40%出力からのトリップ試験データで多次元熱流動解析コードを検証⇒100%出力からのトリップ時の温度成層化の解析(下図)
- 解析結果:温度成層界面が形成され短時間で解消(ナトリウムの熱特性により緩和)
- 成果の反映:熱流動解析コードの高度化、「もんじゅ」データを活用した実用炉の熱過渡設計



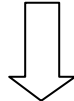
燃料安全に関する研究

(2)過渡時の燃料破損限界

目的：「もんじゅ」における燃料破損限界の安全余裕の確認＋大型炉に対する破損限界の合理化

- ・過出力時：燃料中心溶融の回避
- ・流量低下時：被覆管最高使用温度の制限（830℃）

過出力時の破損限界炉内試験：
CABRI, EBR-II等の国際協力による試験データの蓄積



結果：「もんじゅ」のような燃料密度（スミア密度約85%以下）では、破損に対する余裕が十分に大きい（燃焼末期でも50%程度の断面溶融でも破損しない）

流量低下時の破損限界炉外試験：

PNC316鋼の急速加熱破裂試験

（注）PNC316：SUS316相当鋼

もんじゅの被覆管等に使用

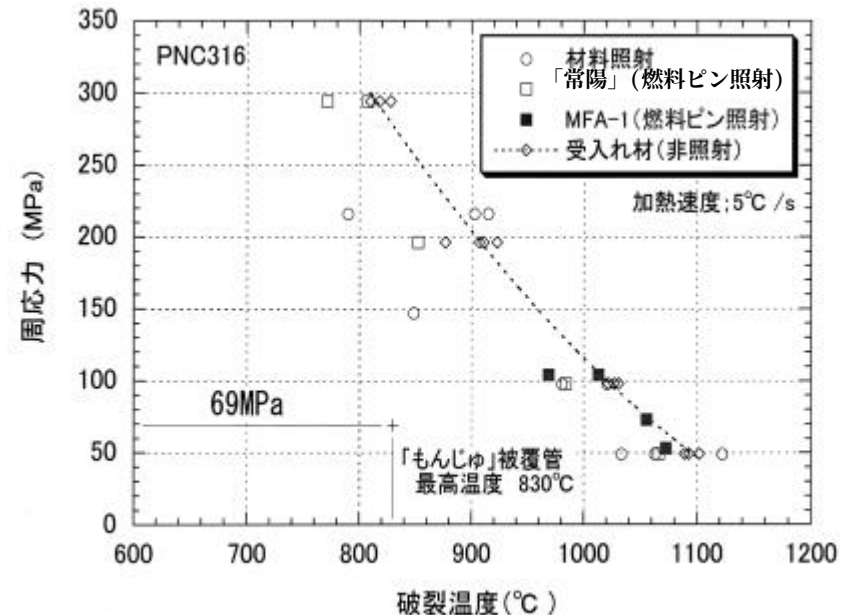


図 照射後急速加熱破裂強度特性

照射燃料を用いた炉内・炉外試験データにより、「もんじゅ」破損限界の保守性を確認 ⇒ 将来の破損限界基準の合理化

炉心安全に関する研究

(3-1)炉心損傷事故に関する研究の進展

(炉心損傷事故時の即発臨界による機械的エネルギーの評価)

炉心損傷の過程		起因過程(炉心溶融の開始)	遷移過程(炉心溶融の進展)
安全審査 当時の解 析	解析コード	SAS3D+VENUS-PM	(SIMMER-II+簡易評価)
	解析条件	過度な保守性まで考慮	予備的な解析により、発生エネルギーの上限は起因過程の結果に包絡されるものと判断
	解析結果	・BEではエネルギー発生なし ・機械的エネルギーの上限：約380MJ	
安全研究による新たな知見の蓄積、評価手法の改良		・CABRI試験等で諸現象の理解向上(緩和メカニズム) ・核データ(ボイド反応度等)の精度向上(保守性低減) ・SAS4Aコードの開発	・SIMMER-IIIコードの開発 ・国内外の実験データによる総合的検証 ・緩和メカニズムの理解向上
現在の知見に基づく解析		・現在の不確かさ(保守性)の範囲内では即発臨界なし	・BEでは即発臨界(再臨界)なし ・最大限の保守性を考慮しても機械的エネルギーは110MJ

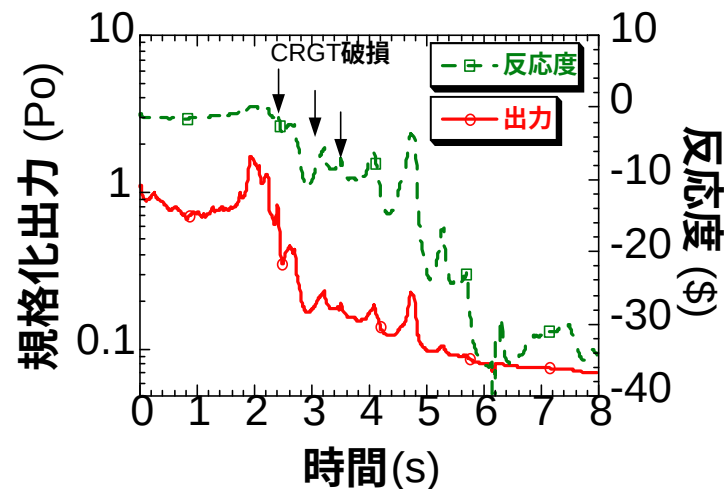
炉心安全に関する研究

(3-2) 「もんじゅ」の炉心損傷事故解析

SIMMER-IIIコードによる遷移過程解析

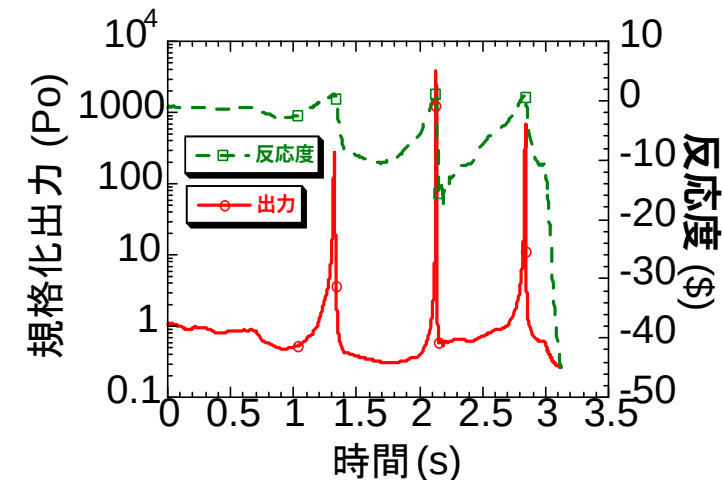
・ 基準ケース (BE)

- ピン束や制御棒案内管を通した炉心からの燃料流出を考慮



・ 保守側ケース

- 制御棒案内管を通した炉心からの燃料流出を考慮しない(制御棒案内管部分を体系に含めない)



- ・ 基準ケースは即発臨界(再臨界)は発生しない。
- ・ 保守側ケースでは、炉心溶融が拡大したときの溶融燃料の径方向移動による再臨界発生: 機械的エネルギーは約110MJ(さらに、原子炉容器に対するエネルギー負荷は約16MJ)
- ・ 安全審査当時の機械的エネルギーの評価結果(燃料等エントロピー膨脹ポテンシャルで約380 MJ)の保守性を確認

ナトリウムに関する安全研究

(4-1) ナトリウム漏えい燃焼試験

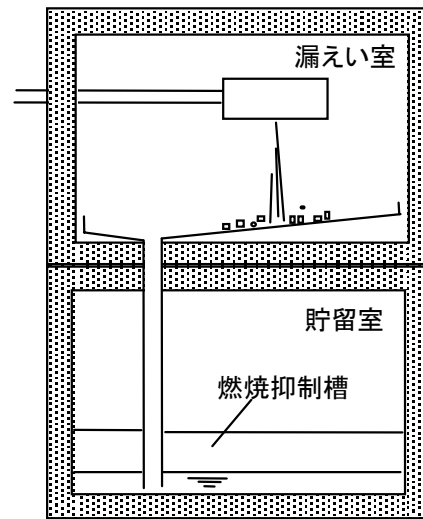
目的：冷却材ナトリウムの漏えい燃焼がプラントに及ぼす影響を把握

試験： サファイア施設を使用して、配管からのNa漏えいを模擬した総合試験を実施(昭和61年)し、大規模漏えいに対する漏えい対策設備の有効性を確認。

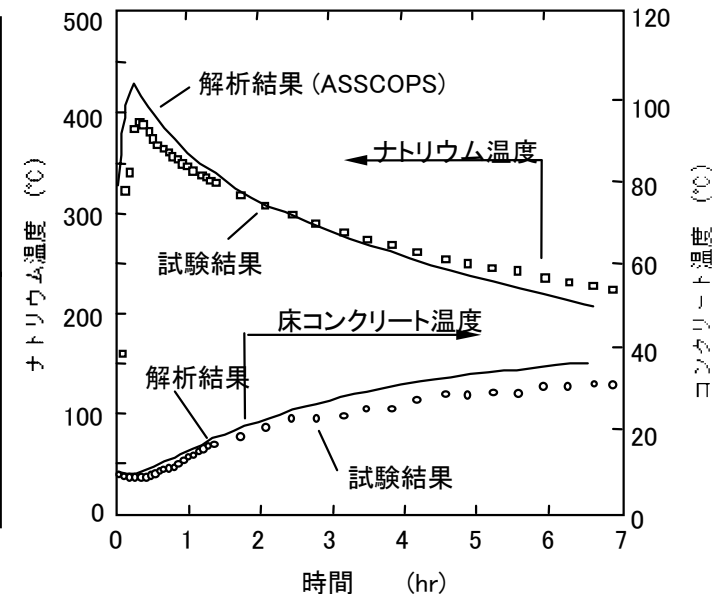
解析： スpray燃焼とプール燃焼をモデル化したASSCOPSコードを整備し、実験データを用いて検証。

ナトリウム漏えい対策設備の大規模模擬試験(Run D2)

主な試験条件： ナトリウム温度505℃、漏えい流量3.3kg/s、漏えい時間900秒
総漏えい量3000kg、容積(漏えい室約70m³、貯留槽80m³)



試験体系



燃焼抑制槽内の温度推移の試験データと解析の比較

ナトリウム漏えい燃焼試験データと解析の比較例
(サファイア施設試験とASSCOPSコード)

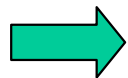
ナトリウムに関する安全研究

(4-2) ナトリウム-水反応に関する研究

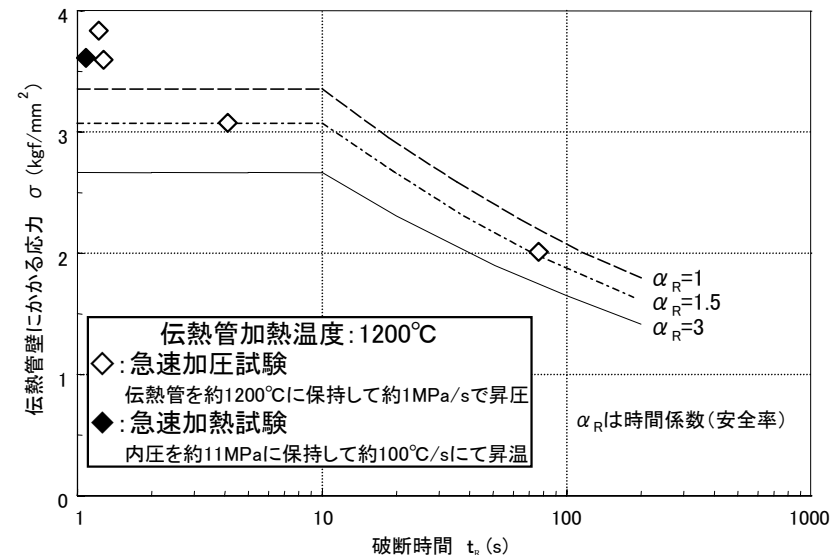
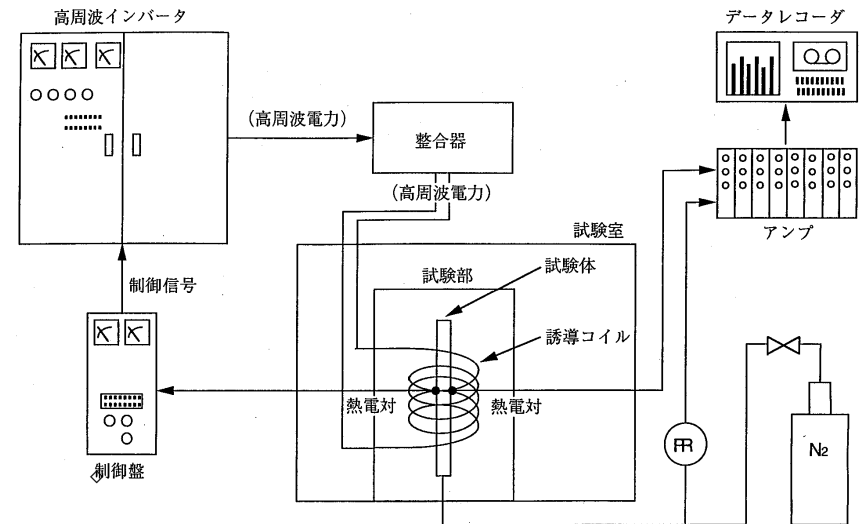
目的：FBR特有の現象である
蒸気発生器でのナトリウム-
水反応の影響を評価

高温ラプチャ評価のための基礎試
験と解析手法整備

- ・伝熱管材料について高温引張／クリー
プ試験による、高温材料強度基準値の
整備
- ・伝熱管破損模擬試験(TRUST-2)を実
施して、高温ラプチャ評価モデルの検
証



「もんじゅ」安全性総
点検へ反映し、安全
裕度確認



TRUST-2試験結果と材料基準値の比較(1200°C)

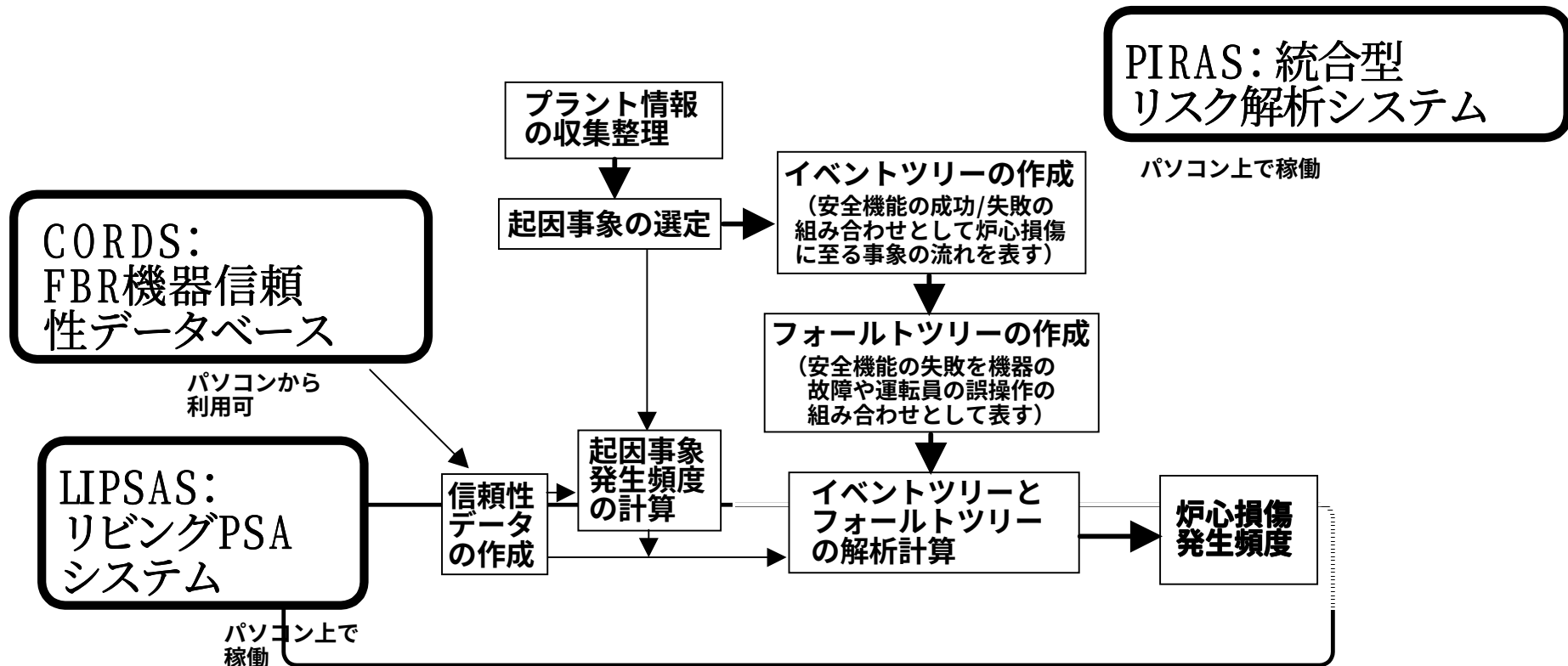
確率論的安全評価に関する研究

(5-1)PSA手法の開発・整備

目的：FBR用のPSA手法及び信頼性DBを整備

成果：・FBR用のリスク解析システムの整備完了

- ・FBR機器信頼性データベース（機器の故障率等）の拡充：「常陽」、Na試験ループのデータ登録。今後は「もんじゅ」の運転経験を反映
- ・リビング（生きた）PSAシステムの導入：プラント運転状態に即してリスク（炉心損傷確率）を簡易評価⇒プラントの安全運転保守に貢献



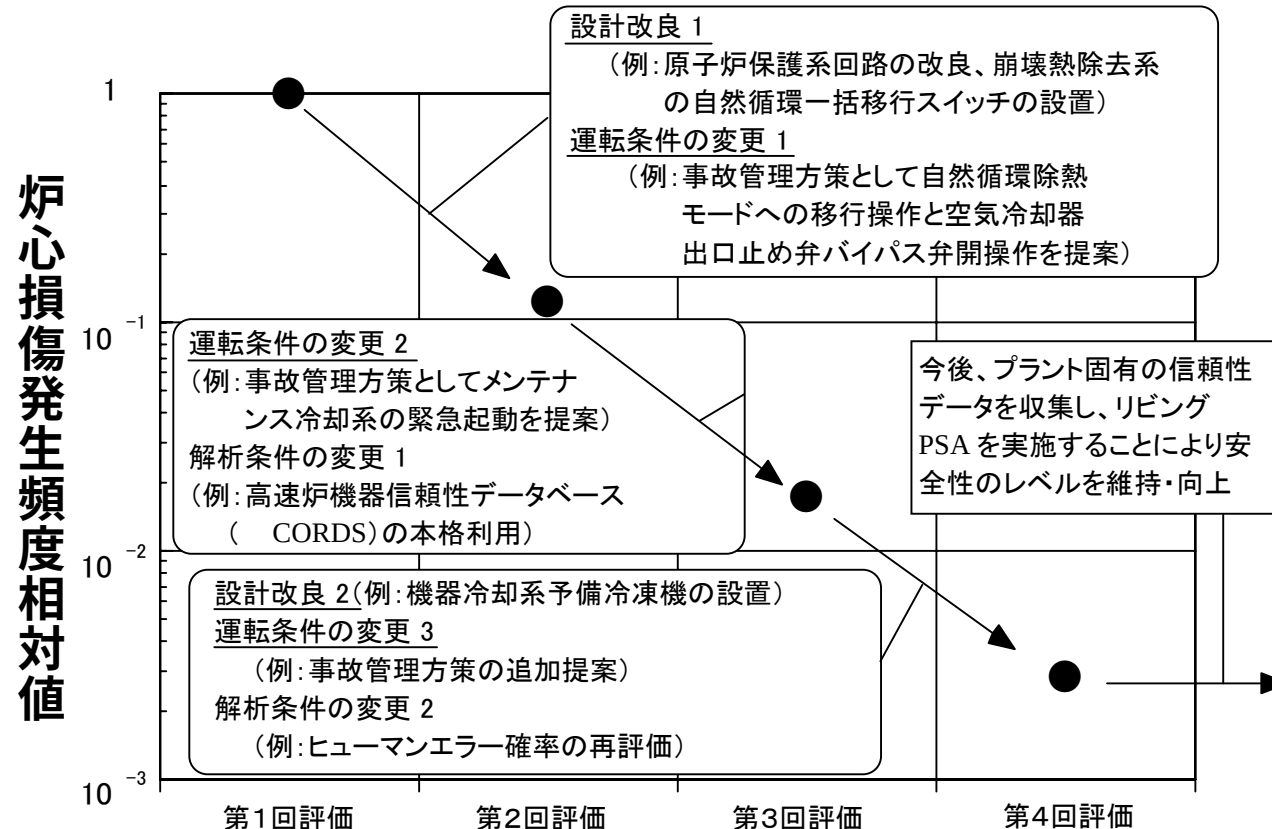
PSA評価の流れと主要な解析システム

確率論的安全評価に関する研究

(5-2) 「もんじゅ」PSA：安全性向上への反映

目的:「もんじゅ」を対象としたPSAを実施し、リスク低減に有効な設計改良や事故管理方策を提案

成果:「もんじゅ」の詳細設計や緊急時運転手順書案の作成へ反映し、炉心損傷発生頻度の大幅な低減を達成



設計改良、運転条件の変更等による炉心損傷発生頻度の低減

まとめ

- 「常陽」、「もんじゅ」の安全性向上十国の安全研究や社内自主研究の継続的实施による安全規制への貢献
- 「常陽」、「もんじゅ」に固有の運転安全に係わる社内自主研究の充実→大洗工学センターの研究開発部門と連携
- FBRサイクル実用化研究への効果的かつタイムリーな反映：評価手法・データの提供、設計概念検討への寄与
- このため、安全技術の一層の一般化、汎用化（小型炉、新型燃料等）
- 安全研究成果の汎用化、一般化（特に、評価手法、データ）を進め、FBR以外の分野への適用、普及
- 国際協力、国際貢献、国内の大学等との研究協力