# 4. 原子炉安全 🕅

重要度分類の考え方は軽水炉と同等で あり、安全機能を有する設備を異常発生防 止系及び異常影響緩和系に分類し、さらに その有する安全機能の重要度に応じ、それ ぞれクラス1、クラス2及びクラス3に分類 する。「もんじゅ」の安全機能別重要度分類 は、軽水炉を参考としつつ、ナトリウム冷 却炉が低圧システムであることなどの高 速炉の特徴を考慮して作成した。すなわ ち、軽水炉における高圧システムに特有の 安全機能は不要とし、また、(7)に記載し たナトリウム漏えいやナトリウム・水反応 の影響緩和設備についての安全上の重要 度分類を適切に行った。

# 4.4 「もんじゅ」の安全評価

# 4.4.1 安全評価の目的と事象選定

安全評価の目的は、安全解析を通じて安 全設計の基本方針の妥当性を確認するこ とである。安全評価項目の選定に当たって の基本的考え方は発電用軽水炉と共通で ある。

- 「運転時の異常な過渡変化」:原子炉 施設の寿命期間中に予想される機器の 単一の故障若しくは誤動作又は運転員 の単一の誤操作、及びこれらと類似の 頻度で発生する事象
- 「事故」(設計基準事故):「運転時の 異常な過渡変化」を超える異常な状態 であって、発生する頻度はまれである が、原子炉施設からの放射性物質の放 出の可能性がある事象

「評価の考え方」で追加された、軽水炉 にはない事象として、「技術的には起こる とは考えられない事象」がある(「評価の 考え方」の(別紙)IIの第5項に規定された ことから「(5)項事象」とも呼ばれる)。この 事象には諸外国の高速炉で評価された CDA事象が含まれるが、安全審査において 設計基準事故を超える事象と明確に位置 付けられ、原子炉施設の安全裕度の確認を 主な目的とするものである。

「(5)項事象」:「事故」より更に発生頻度は低いが結果が重大であると想定される事象。事象経過に対する防止対策との関連を十分評価し、放射性物質の放散が適切に抑制されることを確認する。

なお、立地評価(重大事故及び仮想事故 の解析)については、原子力規制委員会に よる新規制基準における基準体系の見直 しで削除されたため、説明を割愛する。

安全評価事象は、プラントの内外で予想 される種々の異常の要因を系統的かつ網 羅的に分析・整理し、包絡性の観点から結 果が厳しくなる事象で代表させるなどの 考察により選定した。また、技術的には起 こるとは考えられない事象の選定におい ては、先行する海外の高速炉における安全 評価項目も参考にした。「もんじゅ」で選定 した安全評価項目を表4-2に示す。

事象区分	カテゴリー	事象数
	炉心内の反応度、出力分布の異常な変化	3
運転時の異常な過渡変化	炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化	8
	ナトリウムの化学反応	1
	炉心内の反応度の増大に至る事故	3
	炉心冷却能力の低下に至る事故	8
	燃料取扱いに伴う事故	1
事故(設計基準事故)	廃棄物処理設備に関する事故	1
	ナトリウムの化学反応	4
	原子炉カバーガス系に関する事故	1
	局所的燃料破損事象	2
技術的には起こるとは 老さらわれい東角 (に) 頂東角)	1次主冷却系配管大口径破損事象	1
ちんられいよい事家((5)頃事家)	反応度抑制機能喪失事象	2
立地評価	重大事故	2
	仮想事故	1

表4-2 「もんじゅ」の安全評価項目

# 4.4.2 高速炉に特徴的な事故の解析

# (1) 解析で想定する配管の破損口の大きさ

安全設計方針に基づき、冷却材バウンダ リについて所要の供用期間中検査を行う こと、冷却材漏えいの早期検知を行うこと などにより、冷却材漏えいに対する適切な 防止対策を講じているが、安全評価におい てはあえて配管の破損を想定した解析を 行った。高圧システムの軽水炉と異なり、 「もんじゅ」の冷却系ナトリウム配管には 延性に富んだオーステナイト系ステンレ ス鋼が用いられ、脆性的挙動を示すおそれ がないこと及び系統圧力が低いことから、 壁厚貫通以前の欠陥から急速な伝播型破 断が生じることはなく、漏えい先行型破損

# (Leak Before Break) が考えられる。

冷却材漏えい時の炉心冷却や漏えいナ トリウムによる熱的影響の評価の観点か ら重要となる破損口の大きさについては、 亀裂の進展による疲労破損の可能性が支 配的であることを考慮して、破損口の長さ をD/2、幅をt/2のスリット状開口として (Dは配管の直径、tは厚み)、破損口面積を Dt/4と想定することが十分に保守的かつ 適切であると判断した。

#### (2) 1次冷却材漏えい事故

高圧システムの軽水炉では1次冷却材漏 えいが一気に原子炉圧力容器の冷却材喪 失に至る可能性があるのに対し、低圧シス テムの高速炉では漏えいは緩慢であり、か つガードベッセルなどの原子炉液位確保 のための対策により炉心冷却が安定に維 持できる。また、1次冷却系収納室を低酸素 濃度の窒素雰囲気にすることにより漏え いナトリウムの燃焼が抑制され熱的影響 も緩和される。

なお、事故の解析で想定する配管の破損 口の大きさは(1)に記載したDt/4として いるが、「技術的には起こるとは考えられ ない事象」として設計基準を超える配管の ギロチン破損についても評価を行い、冷却 材の流出速度を抑制するための設計上の 配慮を通じて安全裕度の向上を図ること などにより、炉心の著しい損傷が適切に防 止されることを確認した。

#### (3) 2次冷却材漏えい事故

ナトリウムの漏えい事故に関する安全 評価では、炉心冷却の観点から化学反応に 伴う熱と圧力上昇によってもプラントの 系統分離(ナトリウムが漏えいしたループ の熱的影響が他の健全ループに及ばない こと)を確保することが必要である。ナト リウム燃焼の解析は当初は米国で開発さ れたスプレイ燃焼やプール燃焼の解析コ ードを導入して使用したが、その後 ASSCOPSコードとして統合・改良し「も んじゅ」の事故解析に使用した。

1995年に発生した2次主冷却系ナトリウム漏えい事故を受けて、原因究明と再発防止のための炉外再現実験を行って、 ASSCOPSの検証・高度化に反映した(写 真4-1)。また、漏えいナトリウムの化学反応による鋼製の床ライナの腐食メカニズムの解明を行い、「もんじゅ」の条件においては現実には発生しないものの、溶融塩型の急速な腐食が発生する可能性があるとの新知見を踏まえた評価を行った。





**写真4-1** ナトリウム漏えい事故の再現実験 装置と実験時の漏えい燃焼挙動

中小規模の漏えいナトリウムによる熱 的影響の評価を行い、ナトリウムを速やか にドレンして漏えい量を抑制することで、 保守的なライナの腐食速度を仮定したと しても貫通には至らず、ナトリウムとコン クリートの接触が防止できることを確認 した。また、大規模漏えいに関してはDt/4 の破損口からの漏えい時の圧力及び温度 上昇に対して建屋コンクリートの健全性 が確保されることを確認した。すなわち、 漏えいナトリウムによる熱的影響によっ て原子炉補助建物の健全性が損なわれる ことはなく、冷却系間の系統分離が保持さ れることを確認した。

#### (4) 蒸気発生器伝熱管破損事故

蒸気発生器において、ナトリウム・水反 応による顕著な圧力上昇を生じるような 伝熟管破損が生じた場合の水漏えいに際 しては、大規模水漏えいへの拡大を防止・ 抑制するため、蒸発器に設置されたカバー ガス圧力計によって水漏えいが検出され る。この水漏えい信号に基づき蒸気発生器 内部保有水・蒸気を急速に放出するなどの 一連のプラント自動停止操作が行われる。

ナトリウム・水反応に関しては種々の水 漏えい規模や条件での実験的研究を行っ て、隣接伝熱管の破損メカニズムの解明 (ウェステージ型破損が支配的)、初期スパ イク圧及び準定常圧を評価する解析コー ド開発、設計基準事故で想定する水漏えい 規模の上限設定(伝熱管1+3本相当:初期 スパイク圧評価には1本及び準定常圧評価 には4本)等を実施した。これらに基づき事 故の解析を行い、水漏えい検出器や影響緩 和設備の設計の妥当性を確認した。

1987年に英国の原型炉PFRで発生した 多数本の伝熱管破損事故(PFRの過熱器に は「もんじゅ」では設置している蒸気の急 速ブロー系が設置されていなかったこと が直接の原因)を踏まえた、高温ラプチャ 型の破損伝播の可能性について検討した。 高温ラプチャの発生条件を模擬した実験 (4.6.3参照)及びその定量的評価により、

「もんじゅ」においては高温ラプチャ型の 破損伝播の可能性は実質的に排除できる ことなどを確認した。

# (5) 炉心局所事故

高速炉の燃料集合体は燃料ピンを三角 配列し、出力密度が高く冷却材流路面積が 狭いのが特徴である。このため、何らかの 原因で冷却材流路が閉塞するなどの事故 を想定した安全評価が重要となる。「もん じゅ」では、燃料ピンの湾曲の防止、燃料 集合体の入口部の閉塞の防止等の防止対 策を考慮しているが、あえて冷却材流路閉 塞事故として1サブチャンネル(3角配列 された燃料ピン束の隣接する3本ピンの間 の冷却材チャンネル)の流路閉塞を想定し た解析を行い、燃料被覆管の温度上昇が過 大とならないこと、隣接燃料ピンの健全性 が確保されることなどを確認した。

また、燃料の破損に至るおそれのある、 「技術的には起こるとは考えられない事 象」についても評価を行い、遅発中性子法 を用いた破損燃料検出装置による早期の 検知が可能であること、燃料破損は局所に 限定され炉心の大きな損傷が生じないこ となどを確認した。

#### 4.4.3 炉心崩壊事故

炉心崩壊事故(CDA)に関しては、米国 の初期の実験炉(EBR-IIなど)や「常陽」 の時代には、仮想的な即発臨界超過(再臨 界)を想定し、エネルギー放出の上限を評 価してその機械的影響に対する原子炉の 安全性が評価された。1970年代以降は米国 における安全解析技術の飛躍的進歩があ り、また、炉内及び炉外の安全性試験を通 じて物理現象の理解が格段に深まったこ となどにより、通常運転状態から冷却材及 び燃料ピンの過渡挙動、冷却材の沸騰や燃 料溶融、これらに伴う反応度変化を総合的 に追跡することが可能となった。

「もんじゅ」においては最新の解析手法 を使用するため、米国との国際協力を通じ てSAS3D及びSIMMER-IIを導入した(そ の後、前者はSAS4Aに改訂、後者は日本で 新たにSIMMER-III / SIMMER-IVを開 発)。また、フランス及びドイツと共同で実 施したCABRI炉内試験等から得た知見を 効果的に反映した<sup>4-3)</sup>。

CDA解析の結果の概要は以下のとおり である。

- CDAは運転中の異常時に原子炉緊急 停止の失敗を重ね合わせて初めて発生 し得る事故であり、解析によれば、出 力上昇時と流量減少時の炉停止失敗事 象のうち、後者が厳しい結果を与える。
- 事故の開始から全炉心の溶融までの過 程を解析した結果、即発臨界超過に至 る可能性があるのは、正の反応度効果 を増加する、溶融燃料の炉心からの流 出を抑制するなどの保守的な解析条件 を重ね合わせた場合のみであり、その 場合であってもエネルギー放出の最大 値に対して原子炉冷却材バウンダリの 健全性が損なわれることはない。
- 機械的エネルギーの発生の結果、原子 炉容器から上部に噴出されるナトリウ ムの燃焼による圧力上昇に対して格納 容器の健全性が損なわれることはな い、すなわち放射性物質の放出は適切 に抑制される。
- CDAの熱的影響に関しては、崩壊熱に より発熱を続ける溶融燃料は原子炉容 器内で再配置・固化して、長期にわた って安定に保持・冷却できる(いわゆ るIn-Vessel Retention)。
- CDAに関する安全研究は「もんじゅ」 の安全審査以降も継続的に実施し、初 期の評価の妥当性や保守性を確認し た。特に、その後の研究知見によって、 CDA時に発生する機械的エネルギー は、初期の評価よりも大幅に小さいこ とが分かってきた4-4)。表4-3には新た に開発又は改良したCDA解析コード、 炉内安全性試験データ等の研究知見を 反映した機械的エネルギーの評価結果 を示す。

		* 設置評	F可申請書記載値
	常陽MK-III	もんじゅ	備考
熱出力	140MW	714MW	

表4-3 CDA時の機械的エネルギー評価の変遷

#### 解析対象 仮想事故 CDA事象 エネルギー最大値\* (出力で規格化) 180MJ 330MJ 熱力学的ポテン (1.29)(0.46)シャル 熱力学的ポテン 110MJ \_ (0.15)ノャル 研究知見を反映した 多相・多成分熱 CDA解析 16MJ 流動解析による 運動エネルギー (0.022)最大値 構造応答解析で 原子炉構造の耐性\* 200 MJ500MJ 健全性確認

#### 4.5 「もんじゅ」のリスク評価

1970年代に米国で開発された確率論的 リスク評価 (PRA: Probabilistic Risk Assessment) の手法を「もんじゅ」に適用 した。PRAで必要となる機器の故障率等の うち高速炉に特有のナトリウム機器の信 頼性データベースを開発し、データの拡充 を継続している4-5)。

PRAにおいては、炉心損傷に至るおそれ のある起因事象を網羅的に摘出し、これに 続く系統・機器 (安全機能を担う設備)の 成功・失敗の応答を順次定量化することに より炉心損傷に至る事故シーケンスとそ の発生頻度を評価した(レベル1 PRA)。次 に各炉心損傷事故シーケンスについての 炉内・炉外の事故進展過程を解析すること により格納容器の破損頻度と破損に伴う 放射性物質の放出(ソースターム)を評価 した (レベル2 PRA)。

- 高速炉を対象とした世界初の詳細な PRAを「もんじゅ」を対象に実施する ことにより、高速炉に適用できるPRA 技術体系を確立した。
- 炉心損傷の進展過程を評価するレベル 2 PRAでは、安全研究や国際協力を通 じて得られた最新の安全解析コード群 及び炉内・炉外試験のデータを最大限 活用した。
- 炉心損傷の発生頻度は10.7/炉年、格納 容器機能喪失(隔離失敗を含む)の頻 度は10%/炉年のオーダであり、「もんじ ゅ」のリスクは軽水炉と比較しても十 分に低い水準にある。
- リスクの観点から最も注目される早期 かつ大規模放出の確率はさらに小さ く、炉心損傷当たり1/10000以下であ った。
- PRAの結果を詳細設計段階における 安全保護系等の設計改良や運転開始後 のアクシデントマネジメント策の検討 に有効に反映した4-6)。

以上の結果、「もんじゅ」の潜在的リスク が極めて低い水準に維持されていること を確認するとともに、PRA手法の適用が安 全設計の総合的な妥当性の評価、設備や運 転手順における安全向上策の検討に極め

#### 4. 原子炉安全 🕅

て有効であることを確認した。図4-5には、 PRA手法を用いて炉心損傷防止のための 対策の有効性を評価した結果を示す。後備 炉停止機能、補助冷却設備による自然循環 機能等の、設計基準事故対策には含まれな い対策の活用により炉心損傷発生頻度 (CDF: Core Damage Frequency)を大き く低減できる<sup>4-7)</sup>。

# 4.6 安全設計及び安全評価に関わる研究開発

「もんじゅ」の安全設計及び安全評価の 技術基盤の確立においては、それぞれの技 術分野で多くの研究開発を実施してきた。 ここでは、その中から高速炉の安全に関わ る特徴から特に重要な研究開発と成果の 概要を述べる。

#### 4.6.1 燃料の健全性限界等に関する研究

過出力条件下での燃料破損限界につい ては、米国との協力で実施したEBR-IIでの 運転信頼性試験(ORT: Operational Reliability Test) プログラムにおけるTOP (Transient OverPower)シリーズ試験、フ ランス等と共同で実施したCABRI炉内試 験における低加熱速度TOP試験等の炉内 試験データを総合的に分析・評価した。そ の結果、図4-6に示すように、燃料密度が低い「もんじゅ」燃料(ペレット密度約85%TD、スミア密度約80%TD、TD:理論密度)は、燃料溶融が生じても破損には至らず高い破損限界を有することを確認するとともに、既往試験データの範囲では破損限界の燃焼度への依存性がほとんどないことを確認した。なお、図中の〇記号が「もんじゅ」燃料に相当する低密度燃料のデータ、ピーク燃焼度10%は約10万MWd/tのペレット燃焼度に相当する。



図4-6 種々の設計、燃焼度の過出力炉内試験から得 られた破損・非破損データ



図4-5 炉心損傷事故シーケンスグループ (内部事象レベル1 PRAの結果)

除熱低下型事象における燃料破損限界 については、温度上昇した燃料被覆管がFP ガスの内圧により破損しないように、「被 覆管肉厚中心温度を830℃以下」(「運転時 の異常な過渡変化」時の判断基準) に制限 している。この値は、「もんじゅ」の当初設 計の時点で利用可能なデータベースの下 限値に十分な安全余裕を持たせて設定し たものである。原子力機構では、その後も 炉外急速加熱試験の実施により、低温度上 昇率の条件を中心に高中性子照射量領域 のデータベースの拡充を図ってきた。その 結果、図4-7に示すように、「もんじゅ」で 用いた判断基準が十分に保守的であるこ とを確認した。また、将来的には安全裕度 の適正化の検討も可能であることが示唆



図4-7 被覆管急速加熱破裂強度特性

時期*	目的	主な実施項目	回数
	プール燃焼	<ul> <li>Na 量、温度、プール面積、酸素 濃度等の効果</li> </ul>	35
	スプレイ燃焼	<ul> <li>Na 量、温度、漏えい速度、酸素 濃度等の効果</li> </ul>	51
1995年以前	コラム燃焼	<ul> <li>Na 量、漏えい速度、酸素濃度等の効果(一部はプール燃焼と同 一の試験)</li> </ul>	22
	対策設備 実証	<ul> <li>漏えい Na の流動性、貯留槽の 燃焼抑制効果等の個別試験</li> <li>大規模総合模擬試験</li> </ul>	6
	もんじゅ事故 原因究明	<ul> <li>Na 量、漏えい速度、漏えい高さ</li> <li>事故の再現実験(燃焼実験I、 燃焼実験II)</li> </ul>	4
1996年以後	個別要素 試験	<ul> <li>小規模プール試験</li> <li>気流・湿分影響</li> <li>再発火防止方策</li> <li>液滴燃焼機構の解明</li> </ul>	>100

表4-4 ナトリウム漏えい・燃焼試験の概要

\*1995年12月の2次主冷却系ナトリウム漏えい事故以前と以後

された。

炉心局所事故に関する研究開発成果と しては、「もんじゅ」の安全評価においては 補足的な位置付けではあるが、以下が挙げ られる。

- 燃料集合体内の熱流動を詳細に解析で きるサブチャンネル解析コード ASFREを開発し、平板状・ポーラス状 の局所閉塞の取扱いを含む評価手法と して確立した。
- 国際協力で共同実施又は入手した種々の炉内試験結果を総合して、燃料の偶発的破損から破損伝播、全炉心への拡大可能性を、確率的考察を含めて評価し、局所事故の影響が十分な余裕を持ってCDAに包絡されることを確認した。

# 4.6.2 ナトリウム漏えい・燃焼に関する研究

「もんじゅ」の2次主冷却系ナトリウム 漏えい事故のように、空気雰囲気の部屋に 高温のナトリウムが漏えいすると、空気中 の酸素や湿分と反応(燃焼)し、化学反応 に伴う熱及び反応生成物である煙(ナトリ ウムエアロゾル)を発生する。ナトリウム 漏えい・燃焼に関する現象を定量的に把握 し安全解析コードの検証・改良や漏えい対 策設備の設計に反映することを目的とし て、1970年代からナトリウム燃焼試験装置 を用いて種々のスケール及び形態の燃焼 (プール燃焼、スプレイ燃焼等)に関する試 験研究を実施した。

ナトリウム漏えい・燃焼試験の概要を表 4-4にまとめるが、小規模な要素実験を含 めると200回を上回る試験データベースを 蓄積し、燃焼挙動の定量的把握と解析コー ドの検証・改良に反映した。1995年12月に 発生した2次主冷却系ナトリウム漏えい事 故を受けて、その原因究明のために実プラ ントの構造やスケールを模擬した再現実 験を実施して、その結果を事故解析に反映 した。

ナトリウム燃焼解析コードとしては、米 国から導入したプール燃焼及びスプレイ 燃焼に関する個別解析コードをASSCOPS として統合し、前述の燃焼試験データを用 いて、モデルの妥当性検証及び改良を行った(図4-8)。

# 4.6.3 ナトリウム・水反応に関する研究

蒸気発生器において伝熱管破損事故が 起こると高圧の水がナトリウム中に漏え いして熱及び圧力の発生を伴うナトリウ ム・水反応が生じ、その結果水素と腐食性 反応生成物が生成する。ナトリウム・水反 応に伴う現象を定量的に把握し、安全解析 コードの検証・改良や対策設備の設計に反 映することを目的として、1970年頃から4 種のナトリウム・水反応試験装置を用いて 種々の規模と条件での試験研究を実施し た。

4種の試験装置と試験内容の概要を表4-5に示す。小規模試験を含めて計300回を上 回る試験を実施した。

最も規模の大きいSWAT-3試験装置を写 真4-2に示す。また、図4-9には試験時の同 試験装置からの水素ガスの放出・燃焼処理 の様子を示す。

伝熱管破損時に生じるナトリウム・水反 応領域が隣接伝熱管にジェット状に衝突 する際に発生する損耗現象(ウェステー ジ)が破損伝播の支配的メカニズムである ことを確認し、一連のSWAT試験を通じて 現象を定量的に把握した。



図4-8 ASSCOPSの検証例 (燃焼実験Iの解析)

表4-5 ナトリウム・水反応試験の概要

装置	主要目	実施項目	回 数
SWAT-1 (1970)	もんじゅ蒸発器 の約1/8規模	<ul> <li>大リーク試験</li> <li>圧力開放機能確認</li> <li>中リーク、ウェステージ試験</li> </ul>	27 13 32
SWAT-2 (1972)	もんじゅ2次冷 却系全体を模 擬	<ul> <li>小リーク試験+ウェステージ試験</li> <li>水素計開発</li> <li>セルフ・ウェステージ試験</li> </ul>	$\begin{array}{c} 160 \\ 40 \\ 8 \end{array}$
SWAT-3 (1975)	もんじゅ2次系 全体を模擬 反応容器は蒸 発器の1/2.5	<ul> <li>大リーク試験</li> <li>破損伝播試験 (うち高温ラプチャ 試験)</li> </ul>	7 11 (3)
SWAT-4 (1981)	部分モデル	<ul> <li>微小リーク試験+セルフ・ウェステ ージ試験</li> </ul>	29



写真4-2 ナトリウム・水反応SWAT-3試験装置



図4-9 SWAT-3試験装置からの水素ガスの放出・燃 焼処理の様子

安全評価で想定する最大規模の水漏え い(「もんじゅ」では伝熱管4本相当)に対 する大規模漏えい(大リーク)についての 試験から、施設の安全性への影響の観点か ら重要となる短時間の初期スパイク圧と 長時間継続する準定常圧についての現象 を定量的に把握した。また、安全解析コー ドの開発と検証を行った。「もんじゅ」の安 全評価で使用したSWACSコードによる初 期スパイク圧と準定常圧の模擬に関する 検証結果の一例を図4-10に示す。



図4-10 SWAT-3試験とSWACS解析との比較

#### 4.6.4 炉心崩壊事故に関する研究

CDAに関する多くの研究の中から、「も んじゅ」において事象推移の高精度での解 析を実現する上で重要となった研究成果 について述べる。

原子力機構はフランスの試験炉CABRI (写真4-3)を用いた国際共同炉内試験プロ ジェクトに参画し、計63回の炉内試験を実 施して、高速炉用の照射済燃料ピンの過渡 挙動、破損及び破損後挙動に関する貴重な 試験データを取得した。CABRI試験では中 性子ホドスコープ(試験燃料から放出され る高速中性子を選択的に計測し燃料分布 の変化を測定)による高精度の試験計装を 実現した。

CDA初期過程の解析コードSAS4Aによ る溶融燃料の軸方向分散挙動について、 CABRI試験のデータに基づく検証解析例 を図4-11に示す。



(写真提供:フランスCEA) **写真4-3** CABRI試験炉の外観



図4-11 CABRI E13試験における燃料分散挙動のSAS4Aによる解析

ラッパ管が溶融して炉心損傷が進展す る過程では、炉心物質(燃料、スティール、 ナトリウム、FPガス等)の多次元熱流動と これに伴う空間依存動特性の取扱いが重 要となる。この分野では当初は米国から導 入したSIMMER-IIを使用したが、その後 原子力機構で新たにSIMMER-III(2次元) 及びSIMMER-IV(3次元)を開発し(表4-6)、CDA時のエネルギー放出の一層現実的 な解析を可能とした。

損傷炉心物質の原子炉容器内での安定 冷却・保持に関しては、溶融炉心物質挙動 試験施設(写真4-4)において種々の模擬 物質を用いた試験研究を実施して、ナトリ ウムの優れた伝熱特性により高温溶融物 質が効果的に固化して冷却し易い形態で 再配置することなどを確認した。

# 4.6.5 プラント動特性・安全解析コードの 整備

「もんじゅ」の安全評価で使用してきた プラント冷却系の動特性解析コードと炉 心の核熱安全解析コードを統合するとと もに、モデル及び機能を追加して汎用化し たモジュール型プラント動特性解析コー ドSuper-COPDを開発整備した。

Super-COPDの妥当性及び適用性に関 しては、設置許可申請書記載の安全評価結 果を再現できることを確認するとともに、 「もんじゅ」の40%出力までの試運転デー タや「常陽」で実施した自然循環試験の解 析を通じて検証した(図4-12)。

# 表4-6 SIMMER-III/ -IVの高度化モデルの例

	SIMMER-II	SIMMER-III / -IV	
開発元	米国LANL	日本JAEA	
次元	2 (r-z)	2 (r-z) / 3 (x-y-z)	
構造成分数	5	9/15	
液体成分数	6	7	
速度場数	2	3以上 (最大8)	
相変化	平衡が基本	非平衡	
状態方程式	簡易式	固体~臨界点	
(気体)	(理想気体)	(非理想気体)	
中性子束	拡散又は TWOTRAN	TWO-/THREE-DANT	
その他	_	高精度化、数值的安定、 V&V拡充	



写真4-4 溶融炉心物質举動試験施設(MELT試験)

Super-COPDは高速炉プラント設計に おける動特性解析、運転時の異常な過渡変 化や設計基準事故の解析はもとより、シビ アアクシデント時の炉心損傷防止対策の 有効性評価等の安全評価に幅広く使用で きる。



図4-12 Super-COPDによる常陽MK-II自然循環試験(1986年実施)の解析

4.7 事故・トラブルの教訓や新知見の反映 国の法令や規制基準の改正、事故・トラ ブル事例、新たな研究開発知見を踏まえ て、「もんじゅ」の安全性の確認・向上の検 討を継続的に実施してきた。

# 4.7.1 2次冷却材漏えい事故を受けた安全 性向上

1995年に発生した2次主冷却系ナトリウ ム漏えい事故の原因調査及び再発防止策 の検討を受けてナトリウム漏えい対策強 化等を目的に原子炉冷却系施設の一部の 改造を実施した。

- 空気雰囲気下でのナトリウム漏えい 燃焼の影響緩和の強化のため、2次ナ トリウム補助設備の充てん・ドレン系 を改造してナトリウムの緊急ドレン 時間を短縮した。また、漏えい規模の 違い及び化学反応の影響を考慮した 上で、漏えいナトリウムによる影響を 緩和する対策を総合的に講じた。
- 冷却系施設の一部改造の機会に、前述 した英国 PFR の伝熱管破損事故を踏 まえた評価を行い、「もんじゅ」では 高温ラプチャ型の破損伝播は起こり 難いとの結論を得た。しかしながら、 蒸気発生器伝熱管からの水漏えいの 早期検出と水・蒸気の急速な放出によ り高温ラプチャ型の破損伝播の可能 性をさらに低減するために、カバーガ ス圧力計の多重化、並びに蒸発器入口 及び出口の水・蒸気放出弁の追加を行った。

# 4.7.2 耐震審査指針の改訂と耐震バック チェック

地震学や耐震に関する新知見を反映し て2006年に改訂された「耐震設計審査指 針」に基づく耐震バックチェックを行っ た。「もんじゅ」については、設計用基準地 震動(水平方向)を設計時の466ガルから 760ガル(他に複数の個別模擬地震波を設 定)に増加し、建物・構築物及び機器・配 管系の耐震安全性を評価した結果、評価基 準値を満足し、設備の耐震安全性が確保さ れることを確認した48。

適切な耐震裕度の確保については、高さ

約100mの排気筒について基準地震動の増加に伴い耐震裕度が低下したため、最上部に地震時の揺れを抑制するダンパを取り付け、支持鉄塔の固定箇所を減らすことにより強度を増加した。また、背後斜面の耐震安全性については斜面表層を排土することにより一層の耐震裕度の向上を図った。

なお、耐震バックチェックの一環とし て、津波に対する評価を行い、仮に津波水 位が海水ポンプの取水限界を超過したと しても、自然循環除熱による炉心冷却は可 能であり、施設の安全性は確保されること を確認した。

# 4.7.3 1F事故を受けた安全性向上(1) 1F事故を踏まえた安全対策

2011年3月11日に発生した東北地方太平 洋沖地震に伴う1F事故の発生と原因究明 の進展を踏まえて、全交流電源喪失(SBO: Station BlackOut)などの事態を想定した 種々の安全対策を速やかに講じた。

「もんじゅ」の主要設備は標高21m以上 に配置されており、津波に対しては強い が、港湾部の海水ポンプ周りや海水取入れ 配管の貫通部に対しては止水対策を実施 した。また、SBO時には動力源を必要とし ないナトリウムの自然循環による炉心冷 却が可能であり、軽水炉のように緊急時に 減圧操作や炉心への注水を行う必要はな く、自然循環除熱への移行に必要な弁操作 の信頼性向上や挙動評価を行って安全性 を確認した。「もんじゅ」において実施した 主な安全対策の概要を図4-13に示す。

#### (2) 自然循環冷却の安全評価

1F事故の直接の原因は、設計上の想定を 大きく上回る規模の大津波の襲来の結果、 海水系冷却設備及び電源設備の冠水によ るSBO及びヒートシンク喪失の発生によ って全ての炉心冷却機能が失われたこと であった。そこで、「もんじゅ」を対象とし て、仮想的な大規模津波の襲来を想定し て、炉心及び使用済燃料の冷却性の評価を 行った。

炉心の崩壊熱除去に関しては、ナトリウ ム自然循環の成立条件を検討し、冷却能力 及び流路確保に関わる不確かさを考慮し ても、炉心は安定冷却され低温停止に至る こと、また、冷却材バウンダリの健全性が 確保されることを確認した(図4-14に示す ように、冷却材温度は電源や運転員操作に 頼ることなく自然に低下する)。

炉外燃料貯蔵槽(EVST: Ex-Vessel fuel Storage Tank)の冷却性についても、ナト リウム自然循環の成立条件を検討し、冷却 能力及び流路確保に関わる不確かさを考 慮しても、使用済燃料の冷却性及びEVST の健全性が確保されることを確認した。 燃料池については、水位低下や水温上昇 に影響する各種条件についての解析を行 った。SBO時にも水の蒸発によって缶詰缶 の頂部が露出するまでに2ヶ月以上の時間 余裕があり、この間の水温上昇は70℃程度 にとどまることを確認した。

以上の安全評価については、外部専門家 による検討委員会においてその妥当性の 評価を受けた<sup>4-9)</sup>。



図4-13 1F事故を踏まえた安全対策の概要



※制御棒全挿入状態(挿入不能な制御棒を除く)で1次冷却材温度が180℃以上250℃以下

図4-14 SBO時の自然循環冷却の解析

#### 🞯 4.原子炉安全

# (3) 安全性の総合評価

1F事故を踏まえて、「もんじゅ」の安全性 に関する総合評価 (いわゆる「ストレステ スト」)を実施した。評価対象は、地震、 津波、全交流電源喪失及び最終ヒートシン クの喪失であり、これらの事象に対して燃 料の重大な損傷に至ることなく耐えられ る裕度を確認した4-10)。結果として、原子炉 及びEVSTでは、地震に関しては、基準地 震動Ssに対してそれぞれ1.86倍及び2.2倍 の裕度があることを確認した。津波に関し ては、設計津波高さ5.2mに対して標高 21.0mのプラント設置高さレベルまで耐え られることを確認した。また、SBOの継続 や、最終ヒートシンク喪失の場合にも、自 然循環と自然通風による冷却によって継 続的に冷却が可能であることを確認した。

燃料池では、地震については1.85倍の裕 度があり、津波については21.0mまで耐え られることを確認した。また、最終ヒート シンクが喪失した場合にも、消防自動車等 を利用して給水することによって約300日 間以上の冷却が可能であることを確認し た。

#### (4) 新規制基準への対応

1F事故後の「もんじゅ」の運転再開を目 指して、原子力機構は軽水炉とは異なるナ トリウム冷却型高速炉の安全上の特徴を 十分に考慮して、国際的安全基準の動向を 踏まえ、科学的合理性をもった安全確保の 考え方を整備するとともに、国内外専門家 のピアレビューも受けてきた470。特に、格 納容器の過圧破損が支配的となる高圧シ ステムの軽水炉と違って、格納容器破損に 至る可能性が実質的に排除できるほど小 さいという低圧システムの特徴、損傷炉心 を原子炉容器内に収納できる特性や自然 循環による受動的な崩壊熱除去が可能な 特性を考慮することが重要である。

原子力規制委員会が2013年に制定した 新規制基準の適合性審査を受けるために 「もんじゅ」においても事前検討を進めた が、2016年末で中止した。

将来我が国において新たな高速炉開発 プロジェクトの検討が行われる際には、 「もんじゅ」の許認可の実績と経験、「もん じゅ」を通じて高度化を図ってきた安全解 析コード及びこれを支える実験データベ ースはその多くが利用可能である。

#### —参考文献—

- 4-1) 原子力安全委員会,高速増殖炉の安
   全性の評価の考え方,1980 (2001, 一部改訂).
- 4-2) 日本原子力研究開発機構,高速増殖
   原型炉もんじゅ原子炉施設原子炉
   設置許可申請書 添付書類八,1980
   (2006,変更).
- 4-3) 佐藤一憲,高速炉の安全性にかかわるCABRI炉内試験の狙いと主要な成果,サイクル機構技報,No.23,JNC-TN1340 2004-001, 2004, pp.1-11.
- 4-4) 飛田吉春ほか,高速増殖原型炉
   ULOF事象の評価研究-最新の知見
   を反映した炉心損傷評価-,PNC TN9410 97-079, 1997, 99p.
- 4-5) 相澤清人, 動燃における確率論的安 全評価 (PSA)研究, 動燃技報 No.74, PNC-TN1340 90-002, 1990, pp.43-60.
- 4-6) 日本原子力研究開発機構,高速増殖 原型炉もんじゅ原子炉施設のアク シデントマネジメント整備報告書, 2008.
- 4-7) 日本原子力研究開発機構,高速増殖
   原型炉もんじゅの安全確保の考え
   方,JAEA-Evaluation 2014-005,
   2014,275p.
- 4-8) 日本原子力研究開発機構,高速増殖 原型炉もんじゅ「発電用原子炉施設 に関する耐震設計審査指針」の改訂 に伴う耐震安全性評価結果報告書 (改訂版),2010.
- 4-9) 日本原子力研究開発機構,地震・津 波発生時の「もんじゅ」の安全確保 の考え方と炉心冷却等に関する評 価, JAEA-Evaluation 2011-004, 2012, 132p.
- 4-10) 日本原子力研究開発機構,東京電力 福島第一原子力発電所事故を考慮 した「もんじゅ」の安全性に関する 総合評価, JAEA-Research 2013-001, 2013, 392p.





- 高速炉の炉心核設計、炉心熱流力設計、しゃへい設計等の炉心技術を開発し、これらを「もんじゅ」に適用し基本仕様を満足する炉心を設計した。
   また、「もんじゅ」性能試験において、初臨界、炉物理試験、核加熱試験等を実施し、設計どおりの性能が達成できることを実証した。
- 核設計では、軽水炉由来の高次化したプルトニウムを含む多様な燃料組成 に対応できる核設計手法を開発し、各種臨界実験の解析を通じて検証する とともに、設計値の補正や不確かさ評価に反映した。また、高速炉の炉物 理研究にとって世界的にも貴重なアメリシウムを約1.5%含む炉心のデー タを取得するとともに、核データライブラリJENDL-4.0の性能の高さを実 証した。
- 炉心熱流力設計については、伝熱流動試験等による検証や設計余裕の設定 により合理的な炉心設計手法を構築した。
- しゃへい設計では、45%原子炉熱出力までの試験でしゃへい特性データを 取得し、将来炉の設計に反映し得る技術データを蓄積した。

# 5.1 炉心核設計

「もんじゅ」炉心は、海外の高速炉においても経験のない高次化したプルトニウムを燃料とした2,000L規模の中型炉心であり、その実現に必要な炉心基本概念・仕様を選定し、自主技術開発を基本としつつ、模擬臨界実験など国際協力を通じた炉物理データの取得にも取り組み、核設計手法の開発を進めた。

#### 5.1.1 核設計の概要

核設計の基本方針は、原子炉停止系の冗 長性及び反応度停止余裕の確保、負の反応 度フィードバック特性の確保、出力分布平 坦化、出力振動の防止、目標とする燃焼度 達成等である。この方針の下、炉心の基本 構成、反応度制御、燃料交換方法(燃焼度 移行計画)等の設計検討を行った。

#### (1) 基本核設計

# ① 炉心構成

「もんじゅ」の炉心は、炉心燃料集合体、 制御棒集合体、並びにこれらの周囲を囲む ブランケット燃料集合体及び中性子しゃ へい体等で構成されている(図5-1)。

炉心領域はプルトニウム富化度の異なる2種類の領域からなり、高富化度の炉心 燃料集合体を外側に配することにより、出 カ平坦化を図る。炉心燃料の上下、周囲に はブランケット燃料を配置し、増殖比約1.2 の設計目標を確保するとともに炉心外へ の中性子の漏れを低減する。また、その外



図5-1 「もんじゅ」炉心構成

側には中性子しゃへい体を配置し、外部への中性子の漏れを低減している。

# 2 反応度制御

原子炉の反応度制御は制御棒で行う。制 御棒は調整棒と後備炉停止棒とに、調整棒 はさらに微調整棒と粗調整棒とに分けら れ、反応度制御機能と主たる原子炉停止機 能を持つ。

制御棒にはヘリウムガスを充てんした ステンレス鋼製被覆管にB4Cペレットを密 封収納したヘリウムボンド型を採用した。 制御棒要素19本をクラスタとして保護管 に収納し、保護管が案内管内を移動する構 造とした(7.2.3参照)。調整棒については、 試作段階で実施した炉外での流動試験を 踏まえ、保護管の下部に丸い突起物を円周 方向に6個配置した防振構造を採用し、出 力振動を抑えることとした。

#### 所要反応度と制御能力

主炉停止系の調整棒には7.0%Δk/k以上 の反応度価値を持たせるよう設計した。内 訳は図5-2に示すように出力上昇や燃焼に 伴う反応度低下、反応度解析の不確かさ、 制御に必要な微分反応度を確保するため の挿入分と余裕代である。余裕代は「もん じゅ」のボイド反応度が一部炉心で正であ ることを踏まえ、軽水炉よりも0.4%Δk/k大 きく設定した。



図5-2 主炉停止系の反応度バランス

#### ④ 低燃焼度炉心、高燃焼度炉心

炉心燃料燃焼度の目標は取出燃料集合 体平均で約80,000MWd/t(高燃焼度炉心) としたが、316相当ステンレス鋼の耐スエ リング性に関する照射実績を確認するま での間は約55,000MWd/t(低燃焼度炉心) とした。 • 低燃焼度炉心

炉心燃料集合体燃焼度(平均/最高) 55,000 / 64,000 MWd/t 運転期間 123EFPD\* 燃料交換 4バッチ分散方式 (約1/4取替/サイクル)

• 高燃焼度炉心

炉心燃料集合体燃焼度(平均/最高) 80,000 / 94,000 MWd/t 運転期間 148EFPD 燃料交換 5バッチ分散方式 (約1/5取替/サイクル)

(\*: EFPD: Effective Full Power Day)

# ⑤ 反応度係数及び出力係数

ドップラ係数、燃料温度係数、構造材温 度係数、冷却材温度係数、炉心支持板温度 係数等を評価し、これらの係数を統合した 出力係数が全ての運転範囲で負となるよ うに設計した。

### ⑥ 崩壊熱評価のためのデータ取得

「もんじゅ」の設計開始当初は、プルト ニウム燃料用の崩壊熱の情報が利用でき なかったため、高速中性子源炉「弥生」で 照射試験を実施した<sup>5-1)</sup>。試験では、U-235、 U-238、Pu-239の金属箔を照射し、照射サ ンプルから放出されるガンマ線及びベー タ線を測定して崩壊熱の経時変化を求め た。得られたデータは計測誤差5%と高い精 度を有しており、「もんじゅ」崩壊熱設計値 の検証や不確かさの設定に使用した。

#### (2) Pu組成変動を考慮した炉心設計

#### ① 高次化Pu組成燃料の本格利用

海外高速炉や「常陽」ではガス炉由来の 再処理プルトニウムや濃縮ウランが使用 されたのに対し、「もんじゅ」では軽水炉由 来の再処理プルトニウムを燃料として使 用した。軽水炉由来の再処理プルトニウム は質量数の大きいプルトニウム同位体の 比率が高い(高次化してPu-239の比率が 低い)ため、軽水炉での燃焼履歴や再処理 時期に加え、「もんじゅ」自体の起動時期に よっても調達できるプルトニウム組成が 変動する。このため、幅広い組成変動に効 率的かつ確実に対処する必要があり、以下 のように対応した。

- 軽水炉使用済燃料の平均的な組成を基準組成とする。
- 基準組成ベースで設計を行い、実際の 組成が明確になった段階で炉心特性を 確認する。
- 等価フィッサイル富化度(6.1参照) を導入する。
- 過剰反応度が反応度予測誤差を超えて 正側にずれた場合には、径ブランケット領域に固定吸収体を装荷して調整し、負側にずれた場合には、運転期間 短縮や出力低下で対応することとする。

# ② 長期停止を踏まえた設計対応

「もんじゅ」は40%出力試験途中での2 次主冷却系ナトリウム漏えい事故により 長期炉停止を余儀なくされた。停止は10年 超となったことから核分裂性のPu-241(半 減期約14年)がAm-241に壊変して、プル トニウム組成が変動し、炉心の反応度が有 意に低下した。これに対処するため、新た に装荷する燃料のプルトニウム富化度を 増加し、反応度を回復させることとした。

プルトニウム組成の見直しの結果、反応 度係数の想定範囲も変化した(図5-3)。例 えば、ドップラ係数が小さい方向に広がっ たが、これはプルトニウム富化度の増加に 伴って、中性子スペクトルがエネルギーの 高い方へシフトしたためである。反応度係 数の見直しに伴う設置変更の審査の過程 では、炉定数調整法など最新の知見を取り 入れた解析により、核設計手法の妥当性を 確認した。



図5-3 組成の見直しによる反応度係数の変化

# 🞯 5. 炉心技術

#### 5.1.2 模擬臨界実験5-2)

「もんじゅ」の炉心設計を合理的に仕上 げるためには、核特性解析精度の把握と向 上が必須であり、様々な臨界実験を実施し た。代表的な試験として英国の臨界実験装 置ZEBRA (図5-4) で実施したMOZART実 験 (Monju ZEBRA Assembly Reactor Test) がある。

MOZART実験では、「もんじゅ」の炉心 組成、体系寸法、制御棒挿入体系を模擬し た3種類の体系を構築し、核特性(実効増倍 率、制御棒価値、出力分布、ナトリウムボ イド反応度、物質反応度価値等)を測定し、 「もんじゅ」の設計手法による計算値と比 較することにより、設計手法における補正 値設定や不確かさ評価の根拠とした。その 他、米国のZPPRや日本のFCAなど他の臨 界実験装置でのデータなども加えて総合 的に評価した結果、不確かさとして実効増 倍率0.6%、制御棒反応度価值5%、出力分布 5% (炉心) 及び10% (ブランケット)、ドッ プラ反応度20%、ナトリウムボイド反応度 30%程度等のデータを得、「もんじゅ」の炉 心設計に適用した。

MOZART 実 験 デ ー タ は 、 そ の 後 、 OECD/NEAのベンチマークデータ集<sup>5-3)</sup>に も登録され、国際的に解析システムの検証 等に活用されている。

## 5.1.3 核特性確認とデータ取得

「もんじゅ」は1994年4月に炉心燃料集 合体168体で初臨界を達成した。

開発当初は計算精度も不十分であり MOZART実験や解析手法開発等を実施し て精度向上に努め、過剰反応度が予測より 大きい場合に備えて固定吸収体6体を準備 するなどの対策を講じた上で臨界近接に 臨んだ。結果、臨界量は予測どおりとなり、 設計精度の高さを実証した。

引き続き実施した炉物理試験や炉心確 認試験等では、設計の確認と原型炉の炉心 特性データを得ることができた。

特に2010年5月に再開した性能試験での 炉心(Core2010)はPu-241の壊変により 炉心燃料中のAm-241の含有率が1994年の 炉心(Core1994)に比して3倍の約1.5%と いう、世界的にも先例のない炉心となり (図5-5)、1994年の測定データと比較するこ とにより、Am-241が設計精度に与える影 響を把握するなどの貴重なデータを得る ことができた。

#### (1) 核設計の妥当性

「もんじゅ」で取得したデータに基づく 設計妥当性確認として、過剰反応度、反応 度制御特性(反応度制御能力、反応度停止 余裕、最大反応度添加率)、出力係数、温度 係数、及び反応率分布データに基づく最大 線出力密度等が、核的制限値等を満足する ことを確認した。



図5-4 ZEBRA臨界実験装置5-3)



図5-5 Core1994とCore2010の炉心構成

#### 5. 炉心技術 🕮

#### ① 過剰反応度、制御棒価値

原子炉を運転していくための余裕とし ての過剰反応度、制御棒が原子炉を停止す る能力である制御棒価値等が核的制限値 を満足し、設計どおりの性能を有すること を確認した(表5-1)。

表5-1 核的制限値の充足度

$(=10. \Delta k/k)$					
百日		制限商	測定値		
	"只口	同时间	Core 1994	Core 2010	
過剰反応	5度(180℃)	0.057以下	0.031	0.006	
反応度抑	主炉停止系	0.067以上 <sup>注1)</sup>	0.085	0.074	
制効果	後備炉停止系	0.067以上	0.074	0.069	
日本市店	主炉停止系	0.01以上 <sup>注2)</sup>	0.054	0.067	
以心及厅 山 会 <u>公</u> 注2)	後備炉停止系	臨界未満に	F	4	
山木俗 - ″		できること	民		
反応度添加率		主炉停止系	E v 10-5	E v 10-5	
		$8 \times 10^{-5}$	A lr/lr/o	A lr/lr/o	
		∆k/k/s 以下	⊥ K/K/S	⊥ K/K/S	

注1) 最大反応度価値を有する調整棒(CCR1)1本未挿入の場合 注2) 抑制効果・過剰反応度

#### 2 出力係数測定

45%熱出力上昇時の反応度変化を測定し、出力係数が全域にわたって負であることを確認した(図5-6)。

# ③ 等温温度係数

等温温度係数は均一な炉心温度上昇に 対する反応度変化量である。冷却材循環ポ ンプの熱により原子炉の温度を徐々に上 昇させ、190℃から300℃に上昇させた時の 臨界制御棒位置の変化により反応度変化 量を測定し(図5-7)、等温温度係数が負で あることを確認した。

# ④ 炉内の出力 (反応率)分布

中性子検出箔を内蔵した試験用集合体 を用いて、箔の反応率を測定した。

例として、Pu-239核分裂率の径方向分布 を図5-8に示す。その他、U-235やU-238の 核分裂反応やU-238捕獲反応についてのデ ータを取得し、解析値と測定値の比(C/E 値)を評価し、解析値を補正することによ り、定格運転時最大線出力が設計最大値の 360W/cm以下であることを評価した。

#### ⑤ 増殖比

設計目標である増殖比1.2を上記の反応 率測定に基づいて評価した結果、目標どお りであることを確認した(表5-2)。



図5-7 等温温度係数測定試験の測定





表5-2 反応率分布測定に基づく増殖比評価

炉心領域		ブランケット領域			
内側	外側	軸方向	径方向		
0.399	0.208	0.217	0.361		
0.60	)7	0.5	578		
1.185					
注) 初装荷恒心初期 定格出力運転時の3次元拡散計					

の初装何か心初期、定格山力運転時の3次元払設計 算解析結果を反応率分布のC/E値で補正して評価

#### 👹 5. 炉心技術

#### ⑥ 設計手法の妥当性確認

図5-9には主要核特性について取得デー タと設計手法による解析値を比較した結 果を示す。両者は設計余裕の範囲内で一致 しており、「もんじゅ」 炉心設計手法の妥当 性を確認した。

#### (2) 解析手法の高度化

「もんじゅ」設計手法の構築以降も、新 たな解析手法の開発・高度化や核データラ イブラリの改善を図ってきた。例えば、解 析コードについては、核反応断面積の共鳴 自己しゃへいを超微細群エネルギー構造 で処理することにより正確に評価するこ とが可能となった。また、炉心計算も輸送 効果を3次元体系で考慮することが基本と なってきた。それら新たに開発された手法 (詳細解析手法)による解析値を取得デー



#### タと比較した。

図5-10は、Core1994で取得された制御棒 価値についての詳細解析手法の解析値と 測定値の比(C/E)である。干渉効果(評価 対象以外の制御棒挿入により評価対象の 制御棒価値が変わる効果)を補正したC/E はほぼ1.0で測定誤差2%以内に収まってお り、干渉効果の評価を含めて高い解析精度 が確認できた5-4)。

図5-11は1994年と2010年の臨界特性に ついての検証結果である。核データライブ ラリJENDL-3.3使用時には炉心間で解析 精度に0.2%の差異がある。これは主にAm-241の含有量の差異によるものである。そ の改訂版JENDL-4.0を使用すれば差異は なくなり、Am-241の含有率に依らず、精度 良く解析できることが示された5-5)

これら詳細解析手法の検証は、実効増倍 率、制御棒価値、反応率分布(出力分布)、 温度係数、出力係数等の「もんじゅ」で測 定した主要な核特性について実施し、いず れも測定誤差内で一致することを確認し た。そのいずれもが「もんじゅ」設計手法 で導入した「臨界実験データに基づく補 正」を適用することなしに得られたことは 注目に値する。

なお、炉心出力や温度の上昇に伴う反応 度欠損に相当する温度係数及び出力係数 の測定は45%熱出力までにとどまり実機 データとしては不十分である。しかし、解 析精度はそれぞれ5%程度で確認できてお り5<sup>-60,577</sup>、温度係数や出力欠損反応度の設 計上の安全裕度(「もんじゅ」においては ±30%)を低減・合理化することが可能であ る。これも将来の炉心設計の精緻化につな がる、「もんじゅ」を用いた研究の大きな成 果の一つである。

# 5.2 熱流力設計

炉心の熱流力設計では、核設計により評価された炉内出力分布に基づき、燃料集合体や制御棒等の炉心構成要素へ配分すべき冷却材流量を決定し、炉心構成要素各部(冷却材、被覆管、燃料)の最高温度を評価した。最高温度評価においては、工学的安全係数に基づく設計余裕を含めた評価を行い、同評価値が熱設計基準値を満足することを確認した。

以下、冷却材流量配分、最高温度評価、 及び試運転について特徴と成果を述べる。

# 5.2.1 冷却材流量配分

### (1) 流量配分の特徴

燃料集合体の発熱量は、種類及び炉心内 の装荷場所に応じて異なる。冷却材の有効 利用やピーク温度抑制のため、燃料集合体 の定格出力時被覆管最高温度がほぼ均一 となるように流量配分を行う。

冷却材流量は、炉心燃料領域を8つ、ブラ ンケット燃料領域を3つの計11領域(図5-12)に区分して設定した。各流量領域の集 合体流量を集合体出力とともに表5-2に示 す。

領	集合体最大出力 (MW)	集合体流量
域	(炉心部 / 含軸ブランケット)	(kg/s)
1	4.58/4.67	21
2	4.34/4.43	20
3	4.12/4.20	19
4	3.82/3.89	17
5	3.65/3.71	16
6	4.12/4.17	19
7	3.35/3.40	16
8	2.96/3.00	14
9	0.858/0.953	4.6
10	0.384/0.432	2.1
11	0.196/0.224	1.0

# (2) モックアップ試験による流量配分確認

原子炉容器内の流量配分設計で重要と なる

- 炉心燃料集合体をはじめとする各種集合体の圧力損失特性
- 集合体エントランスノズル部と連結管からなる炉心燃料集合体流量調節機構
- 低圧プレナム部の流量調節機構
- 低圧プレナム内流動特性

について、モックアップを製作し、水流動 試験により流動特性を把握した。また、こ れらの圧力損失要素を総合した1/2縮尺モ デルによる総合試験を実施して炉内各部 の流動状況と流量配分機能を確認し、設計 に反映した。

#### (3) 炉内流量分布の実測

性能試験において集合体流量を特別に 用意した流量計測装置を用いて測定し、集 合体流量配分の妥当性を確認した。

取得した測定値を計算値と比較した結 果、両者は2%以内で一致することを確認し (図5-13)、水を用いたモックアップ試験に 基づく実機の流量配分設計が適切であっ たことを実機で直接確認することができ た。



図5-12 集合体の流量領域区分



図5-13 流量分布の測定値と計算値の比較

# 5.2.2 燃料集合体内最高温度評価

# (1) サブチャンネル解析による温度評価

定格運転時の冷却材最高温度及び被覆 管最高温度の評価は、サブチャンネル解析 により行った。

サブチャンネル解析では、燃料集合体内 を燃料要素3本で囲まれる三角形流路(サ ブチャンネル)(図5-14)に分割し、入口部 の冷却材流量及び温度を与え、エネルギー の保存式を各サブチャンネルについて解 く。

その際に必要となるサブチャンネル間 の熱移動(熱的混合効果)や流量分布の違い(周辺流れ係数)についてはそれぞれナ トリウムを用いた模擬燃料ピン束の伝熱 流動試験や水流動試験データを基に決定 した。



図5-14 燃料集合体内サブチャンネル 計算モデル

# (2) 燃料最高温度履歴

燃料最高温度の評価は、被覆管・燃料ペレット間のギャップコンダクタンス (Hg)、燃料ペレットの熱伝導度及び組織変 化を考慮し、定格出力時及び116%過出力時について行った。

燃料温度履歴については、熱的に最も厳 しい炉心燃料要素に着目し、Hgや出力分布 の燃焼に伴う変化を考慮して燃料温度の 解析を行った。結果の例を図5-15に示す。 燃料最高温度は寿命初期が最高であり、燃 料融点の燃焼に伴う変化を考慮しても、寿 命を通して燃料中心温度は融点を下回る ことを確認した。



図5-15 燃焼による燃料温度の変化

# (3) 工学的安全係数

集合体内最高温度評価においては、製作 公差、熱的物性値や出力分布・流量分布の 不確かさ、原子炉熱出力の測定誤差の不確 かさ等を設計上の裕度(工学的安全係数) として考慮した。出力分布・流量分布の不 確かさの評価には、核特性や流動特性のモ ックアップ試験の結果を反映した。例え ば、炉心燃料集合体の工学的安全係数は、 燃料体、被覆管及び冷却材に対して、それ ぞれ1.20、1.26及び1.25となった。

#### (4) 過出力係数

原子炉運転時の異常な過渡変化時において、出力が過剰に上昇した場合には原子 炉をトリップするが、設計上のトリップ設 定値と定格出力の比を過出力係数とし、運 転操作の余裕や中性子束レベル測定誤差 等を考慮して1.16と設定した。工学的安全 係数と過出力係数を考慮しても、燃料最高 温度が2,650℃以下、被覆管最高温度が 830℃以下となるように設計した。

#### 5.2.3 燃料集合体出口温度の実測

「もんじゅ」では、燃料集合体出口温度 計として熱電対を炉心燃料集合体全ての 出口とブランケット燃料集合体16体の出 口に設置している。

40%出力状態でトリップ前後の温度変 化の測定値と解析値との比較を図5-16に 示す。炉心部(内側炉心IC、外側炉心OC) では集合体出口温度測定値はトリップ前 もトリップ後もほぼ平坦な分布であるこ と、ブランケット領域(RB)の温度はトリ ップ前で約50℃炉心部より低く、トリップ 後では、炉心部より若干高くなることを確 認した。解析値はその結果を極めて良好に 再現できた<sup>58</sup>。

#### 5.3 しゃへい設計

中性子輸送理論に基づく計算法を導入 し、「もんじゅ」設計への適用を通じて高速 炉のしゃへい解析手法の体系を構築した。 また、試運転で取得したデータにより設計 の妥当性を確認し、合理的な設計裕度評価 に資する成果を取得した。

#### 5.3.1 しゃへい設計手法の構築

「もんじゅ」の原子炉回りの中性子しゃ へい設計では、中性子計装や構造物照射量 の評価に基づき、炉上部の人の立入場所の 線量抑制等、中性子の流れを把握して適切 な対策を行った。

原子力船「むつ」の放射線漏れが中性子 ストリーミングによるものであったこと を考慮し、「もんじゅ」のしゃへい設計計算 には我が国では初めて2次元Sn輸送計算コ ードを適用した。適用にあたっては、しゃ へい計算に関する専門家の意見を聴取し つつ、「常陽」性能試験データに基づきコー ドの検証と計算体系に応じたエネルギー 群やSn分点数などの入力パラメータの選 定を実施した<sup>5-9</sup>。

これを踏まえて、「もんじゅ」では上部方 向は炉心からしゃへいプラグ上部、横方向 は炉心から主冷却系配管貫通部を経由し て中間熱交換器までの中性子の流れ量を 計算・評価し、原子炉容器室中間床の設置、 配管にB4C鍔(つば)の取付け、しゃへい プラグのオフセット構造強化等の対策を







図5-17 原子炉回りの主なしゃへい評価点と中性子の流れ

実施した(図5-17)。これらの計算は、当時の計算機性能においては非常に大規模なものであった。

しゃへい計算では、炉心からしゃへいプ ラグ上部までの中性子の減衰が約17~18 桁に及ぶ大きな減衰範囲を扱う。また、計 算体系が対象物依存で材料構成やモデル 設定が一律でないことから計算の不確か さの評価が重要になる。適切な設計余裕を 確保するために、しゃへい透過試験や計算 近似の影響サーベイ等を実施した。これら 「もんじゅ」の設計を通じて、Sn輸送計算 コードに基づく高速炉のしゃへい計算手 法を整備することができた。

# 5.3.2 性能試験による設計評価5-10)

設計の妥当性確認と将来炉のため設計 余裕の妥当性を確認するため、炉物理試験 及び40%出力試験において原子炉回りの しゃへい性能を測定した。

測定には、試験用集合体に放射化箔等を 組み込んだ試験用集合体、原子炉上部プレ ナム中の中性子案内管に挿入し、上下に可 動できるB-10比例計数管、配管しゃへい室 や1次主冷却系室に設置した箔、炉上部ピ ット室でのレムカウンタなどを用いた。

**表5-3**に示すとおり、原子炉容器回りの 設計余裕が適切であること、及びしゃへい プラグ回りの設計が十分に保守的であり、 余裕の切り詰めが可能であることを確認 した。

表5-3 測定値によるしゃへい設計余裕の評価

評価対象	評価対象 炉心からの中性子減衰量注)計算値/測定値		評価	
原子炉容器位置 (炉心中心面)	約7桁	0.4- 0.08	設計余裕 (ファクタ3)	
炉心支持板	約3桁	$0.4 \sim 0.98$	は妥当	
RV室配管室入口 / ペデスタル・	約11~10杯	0.42.1.2	設 計 余 裕 (ファクタ	
しゃへいプラグ間隙下面位置	₩911°~12411	0.4 ~1.3	10~20)の切り詰め可能	
しゃ~いプラグト西	約17~10杯	於山阳周川下	余裕(ファクタ420)の切り	
しや マリノク 上面	並ってい。。19411	1天山1以小以十	詰め可能	

注) 中性子減衰量は炉心からの高速中性子の値(計算値)

—参考文献—

- 5-1) 秋山雅胤ほか, <sup>235</sup>U, <sup>239</sup>Puおよび<sup>233</sup>U の高速中性子核分裂による核分裂 生成物からのγ線崩壊熱の測定,日 本原子力学会誌, Vol.24, No.9, 1982, pp.709-722.
- 5-2) 瑞慶覧篤ほか,高速増殖原型炉「もんじゆ」の模擬臨界実験,日本原子力学会誌,Vol.18,No.11,1976,pp.672-684.
- 5-3) Rowlands, J., The ZEBRA MOZART Programme. Part 1. MZA and MZB ZEBRA Assemblies 11 and 12, International Handbook of Evaluated Reactor Physics Benchmark Experiments, ZEBRA-LMFR-EXP-002, NEA/NSC/DOC (2006)1, OECD/NEA, 2008.
- 5-4) Takano, K. et al., Control Rod Worth Evaluation for the Monju Restart Core, Nucl. Technol., Vol.179, No.2, 2012, pp.266-285.
- 5-5) Hazama, T. et al., Criticality Evaluation for the Monju Restart Core, Nucl. Technol., Vol.179, No.2, 2012, pp.250-265.

- 5-6) Mouri, T. et al., Isothermal Temperature Coefficient Evaluation for the Monju Restart Core, Nucl. Technol., Vol.179, No.2, 2012, pp.286-307.
- 5-7) Taninaka, H. et al, A Refined Analysis on the Power Reactivity Loss Measurement in Monju, Prog. Nucl. Energ., Vol.101, 2017, pp.329-337.
- 5-8) Mori, T. et al., Validation and Applicability of Reactor Core Modeling in a Plant Dynamics Code during Station Blackout, ICAPP2017, Kyoto, Japan, 2017.
- 5-9) 高速炉・炉心設計(遮蔽計算)専門 委員会,「常陽」炉体まわり遮蔽解 析, PNC-TN253 79-02, 1979, 823p.
- 5-10) 宇佐美晋ほか,「もんじゅ」のしゃ へい性能試験結果について,サイク ル機構技報, No.11, JNC-TN1340 2001-006, 2001, pp.7-18.

# 6. 燃料·材料



- 「もんじゅ」の燃料設計を通じて、高速炉燃料の燃料温度評価、機械的健全 性評価等の設計手法を開発整備し、「常陽」や海外炉での照射試験によりそ の妥当性を確認した。
- MOX燃料の物性評価や照射挙動評価に関わる広範な試験を行い、「もんじ ゅ」燃料の照射挙動解明等に寄与するデータを蓄積した。
- 燃料物性(融点、熱伝導率等)へのアメリシウムの影響について、新たな試験技術を開発して高精度で定量的に評価し、新知見を得た。
- 「もんじゅ」の炉心材料として、高温強度と耐スエリング特性に優れた SUS316相当ステンレス鋼を開発した。また、国内外での確証照射試験等に よりSUS316相当ステンレス鋼の材料特性に関わる知見を取得、蓄積した。

### 16. 燃料・材料

### 6.1 高速炉燃料の特徴

「もんじゅ」の燃料は、高い燃焼度を目 標としており、「常陽」で培った技術に加え て、高速中性子の高照射量環境に耐え、高 温強度を有する炉心材料の開発、高燃焼度 燃料を実現するための技術開発、燃料物性 や照射性能へのアメリシウムの影響評価、 及び設計手法の確立等が必要となった。

高速炉の燃料は、表6-1に示すように、軽 水炉の燃料と比較して一般的に以下の特 徴がある。

- プルトニウム (うち、核分裂性核種: Pu-239、Pu-241)を用いた燃料を使用 する。プルトニウム富化度 (プルトニ ウム含有率)及び核分裂性プルトニウ ム富化度は、軽水炉のプルサーマル燃 料よりも高い。
- 核分裂に主に高速中性子を用いることから熱中性子吸収の影響が軽微であるため、被覆管には、ジルカロイ(軽水炉)ではなく、高温での機械的強度に優れたステンレス鋼を用いる。

- 燃焼度が高く核分裂生成物 (FP: Fission Product) ガスの生成量が大き く、かつ燃料温度が高くFPガスの放出 率も高いことから、燃料要素内ガス内 圧を緩和するため炉心高さと同等程度 の長いガスプレナムを有する。
- 燃料要素配列ピッチが小さく、燃料要素の接触を防いで冷却材の流れるスペースを確保するため、ワイヤスペーサを用いる。
- 「もんじゅ」のような増殖炉では、炉 心の上下領域と炉心径方向の外側領域 に二酸化ウラン (UO<sub>2</sub>) 製のブランケ ットを設置する。

「もんじゅ」の炉心燃料集合体の構造図 を図6-1に示す。炉心燃料集合体は、ワイヤ スペーサを巻き付けた炉心燃料要素169本 を正三角形状に配列して保持し、上部にハ ンドリングヘッド、下部にエントランスノ ズルを接合した正六角形状ラッパ管に収 納した構造である。また、炉心燃料要素は プルトニウム・ウラン混合酸化物 (MOX:

項目		高速増殖炉 (「もんじゅ」燃料の例)	加圧水型軽力	沸騰水型軽水炉 (8×8型の例)	
			ウラン燃料	プルサーマル燃料	ウラン燃料
	炉心燃料材料	$PuO_2$ - $UO_2$	$UO_2$	$PuO_2$ - $UO_2$	$UO_2$
	核分裂性Pu富化度 (wt%)	約16~21	—	8以下	—
	Pu富化度 (Pu含有率) (wt%)	約32以下	_	燃料集合体平均: 約4.1wt%ウラン燃料 相当以下 ペレット最大:13以下	_
	U-235濃縮度 (wt%)	劣化ウラン	約3.4~4.5	約0.2~0.4	約3.2~3.5
燃	ペレット外径 (mm)	約5.4	約8.05~8.19	約8	約10.4
料仕	ペレット密度 (%TD) (TD: 理論密度)	約85	約95	約95	約95~97
様	被覆管外径 (mm)	約6.5	約9.5	約9.5	約12.3
	被覆管肉厚 (mm)	約0.47	約0.57~0.64	約0.6	約0.86
Ī	被覆管材質	SUS316相当 ステンレス鋼	ジルカロイ-4	ジルカロイ-4	ジルカロイ-2
	集合体全長 (mm)	約4,200	約4,100	約4,100	約4,470
	集合体中の燃料棒本数	169	264	264	60
	燃料棒配列形式	正三角稠密格子	正方格子	正方格子	正方格子
	スペーサ	ワイヤ	グリッド	グリッド	グリッド
	集合体外郭構造	ラッパ管	なし	なし	チャンネルボックス
使	原子炉冷却材温度 (℃)	約397 (入口) 約529 (出口)	約289 (入口) 約325 (出口)	約288 (入口) 約325 (出口)	約287 (出口)
用条	原子炉冷却材压力 (kg/cm <sup>2</sup> G)	約8	約157	約157	約72.1
件	集合体平均最高燃焼度 (MWd/t)	約94,000	約55,000	約45,000	約50,000

#### 表6-1 高速炉燃料と軽水炉燃料の比較

Mixed Oxide、PuO<sub>2</sub>-UO<sub>2</sub>) 燃料ペレットス タックの上下に軸方向ブランケット用 UO<sub>2</sub>ペレットを並べ被覆管内に密封した 構造である。

炉心燃料合体に用いるプルトニウム原 料の同位体組成は、再処理において対象と する軽水炉燃料等の燃焼度及び冷却期間 等に応じて変動する。また、半減期14.4年 で崩壊するPu-241 (娘核種Am-241)を含 み、燃料製造から運転までの経過時間によ って核的価値が低下する。このため、製造 段階でプルトニウム富化度を設定する際 に、プルトニウム、ウラン、アメリシウム の各同位体核種の反応度効果をPu-239を 基準として換算する「等価フィッサイル 法」を用いるとともに原子炉へ装荷するま でのPu-241の経時変化を考慮して原料調 整を行うこととした。

なお、「もんじゅ」の当初設計時点での知 見に基づき、燃焼に伴う燃料-被覆管機械 的 相 互 作 用 (FCMI: Fuel-Cladding Mechanical Interaction)の影響を緩和す るため、被覆管内に燃料ペレットの膨れを 吸収する余地を確保することを目的とし て、85%TDの低密度ペレットを採用した。

# 6.2 「もんじゅ」の燃料設計

「もんじゅ」の燃料設計では、炉心設計 及び動特性解析から得られた設計条件の 下で、以下の5つの設計基準に基づいて評 価を行う。

- 燃料中心最高温度: MOX燃料の融点未 満
- 被覆管ひずみ:被覆管外径増加が7% 以下
- クリープ寿命:被覆管内圧に起因する
   引張応力によるクリープ寿命分数和が
   1 以下
- 被覆管応力: ASMEの基準に準拠して 定めた設計許容応力以下
- 累積疲労サイクル: クリープによる累 積損傷も考慮して、設計疲労寿命以下

この際、燃料要素に関して、試験で得ら れた燃料ペレット熱伝導率、ギャップコン ダクタンス、FPガス放出率、クリープ破断 強度等をモデル化した燃料要素設計コー ド、応力計算コード群を用いて、燃料中心



図6-1 「もんじゅ」の炉心燃料集合体の構造図

温度、被覆管応力等の評価を行う。

燃料集合体に関しては、通常運転時及び 運転時の異常な過渡変化時における燃料 集合体各部の応力と累積クリープ疲労損 傷の評価を行う。また、燃料の輸送時及び 取扱い時において、設計加速度6Gを想定し て発生する応力に対して燃料集合体健全 性を評価する。

#### (1) 燃料中心最高温度評価

燃料中心温度評価においては、冷却材温 度を起点とし燃料ペレット発熱に基づい て伝熱解析を行う際に、高速炉燃料の特徴 である燃料ペレット組織変化を考慮する。 高速炉用燃料は、燃料温度が高く、温度勾 配が急であることから、燃料ペレット内に 存在するボイド内での燃料物質の蒸発・凝 縮により顕著な燃料ペレット組織変化(等 軸晶、柱状晶、中心空孔)が生じる。組織 変化の模式図を図6-2に、「常陽」において 照射した試験燃料での典型的な金相観察 結果を図6-3に示す。このような組織変化 は、中心空孔の形成、等軸晶・柱状晶領域 の燃料ペレット密度増加による熱伝導率 の上昇により、燃料中心温度を下げる効果 があり、これを設計に取り入れた。このた め、新燃料の装荷後に原子炉を運転開始す る際には、この燃料ペレット組織変化を促



図6-3 「常陽」で照射された燃料での典型的な燃料ペレット組織変化(金相観察結果)

し、さらに、万一制御棒誤引抜き等の異常 が起こった場合にも燃料溶融が生じない ように、安全保護系の適切な設定を含む原 子炉出力上昇計画を作成した。

燃料ペレットと被覆管間のギャップに は、製造段階で封入されたヘリウムガスや 燃焼に伴うFPガス等が充満するが、その熱 伝達(ギャップコンダクタンス)を適切に 評価することも主要な課題である。当初の 設計では米国EBR-IIで実施された溶融限 界線出力試験に基づいて評価したが、その 後、「常陽」において、溶融限界線出力照射 試験(B5D)及び熱電対を用いた計測線付 燃料要素照射試験(INTA-1及びINTA-2) を実施しており、これらの試験結果に基づ いてギャップコンダクタンスの知見を再 評価し、燃料最高温度を評価する上で従来 の設定値が十分に保守的であることを確 認した。

「もんじゅ」の燃料設計のために開発し た設計コードSIMPLEで評価した燃料ペ レット組織変化及び燃料温度評価の検証 結果を図6-4、図6-5に示す。燃料設計では、 基準となる計算に対して、出力、冷却材流 量等の不確かさ、燃料ペレット等の製作公 差等を考慮した工学的な余裕を適切に考 慮し、その安全性を確保した。また、2次主 冷却系ナトリウム漏えい事故後の再起動 Ð

計算値



図6-4 燃料設計コードでのペレット組織変化評価

時には、長期停止中のAm-241の蓄積を考 慮して、2wt%程度のアメリシウム含有に よるMOX燃料の融点、熱伝導率等への影響 を考慮しても燃料溶融防止が図られるこ とを確認した。なお、SIMPLEコードの妥 当性に関しては、その後開発した、照射挙 動モデルを導入した詳細な燃料挙動解析 コードとの比較評価を通じて確認した。

#### (2) 機械的健全性評価

高速炉燃料は、軽水炉燃料に比べ、燃料 温度及び燃焼度が高いため、燃料ペレット からのFPガス放出量が多く、外圧が低いこ とと相まって被覆管内外圧力差によって 被覆管に働く引張応力や被覆管のクリー プ変形、破断が課題となる。また、高速中 性子照射量が軽水炉燃料に比べて1桁大き く、中性子照射に伴う材料のスエリング (中性子照射に伴う照射欠陥による材料の 膨れ)が生じ、これによる過大な変形も防 止する必要がある。

「もんじゅ」燃料の機械的健全性評価で は、ASMEの基準等を参考にして、種々の 要因によって発生する応力を考慮した。特 に、クリープ破損防止については、累積損 傷則(CDF: Cumulative Damage Fraction)の考え方を採用し、このクリープ寿 命評価で重要となるクリープ破断強度に ついて、炉外でのクリープ破断試験データ のみならず、ナトリウム環境、高速中性子 照射による影響を考慮できる「常陽」での 炉内クリープ破断試験データを活用した。



図6-5 燃料設計コードでの燃料温度評価

このように、「もんじゅ」の燃料設計を通 じて、高速炉燃料での機械的健全性を評価 する設計評価手法を確立した。

# (3)「もんじゅ」燃料開発のための主要な照 射試験

高速炉用燃料の照射挙動の理解や健全 性の把握に資するため、多種多様な照射試 験を実施した。当初は英国のDFR炉、フラ ンスのRapsodie炉等の国外での照射試験 が実施されたが、「常陽」MK-II炉心の運転 開始以降は、「常陽」での照射試験が主体と なった。また、米国との共同研究で実施し た EBR-IIの運転信頼性試験 (ORT: Operational Reliability Testing) で得ら れた過渡過出力試験のデータは、2次主冷 却系ナトリウム漏えい事故後の再起動時 の安全審査での評価に適用した。

以下に、「もんじゅ」の燃料設計に関連し て重要性が高い照射試験の成果を示す。

# 「もんじゅ」標準型炉心燃料の確性試験 (C3M)

C3M試験は、「もんじゅ」 炉心燃料要素と ほぼ同一の仕様の燃料要素を用いたバン ドル照射試験であり、定格最大線出力及び ホットスポット温度を「もんじゅ」と同等 とし、燃料設計及び燃料製造の妥当性を実 証することを主目的に実施した。ペレット ピーク燃焼度は「もんじゅ」設計最高燃焼 度(130GWd/t)と同等レベルに達してお り、照射後試験(PIE: Post-Irradiation Examination)では金相試験、外径測定、 急速加熱バースト試験等を実施した。これ らを通じて、「もんじゅ」燃料の高燃焼度ま での全体的な健全性を確認するとともに、 重要な照射挙動に関わる知見を取得した。

# 高速炉用混合酸化物燃料の溶融限界線 出力試験 (B5D-1, -2)<sup>6-1)</sup>

B5Dは、高速炉燃料の燃料溶融までの裕 度を確認するとともに、燃料温度評価精度 の向上を図ることを目的に実施した溶融 限界線出力試験である。燃料仕様が溶融限 界線出力に及ぼす影響を確認するため、燃 料ペレット密度、酸素/金属原子数比 (O/M 比)、燃料ペレットー被覆管ギャップ幅及び タグガスの有無をパラメータとして照射 試験を実施した。B5D-1, -2 両照射試験に おいては、高線出力状態で10分間保持し、 B5D-1では試験用要素4本中3本において、 また、B5D-2では24本全てにおいて燃料溶 融を達成した。PIEの結果、B5D-2における 最大燃料溶融割合は約11%であり、また、 最大線出力は約670W/cmと評価された。こ れらの試験で得られた溶融限界出力デー タは、「もんじゅ」の再起動時の安全審査で の評価に適用した。

# ③ 計測線付燃料集合体の確性試験 (INTA-1)

計測線付燃料集合体 (INTA: Instrumented Test Assembly) の概要を図6-6に 示す。INTA-1試験の目的は、計測センサ等 の照射下での適用性を確認するとともに、

「もんじゅ」燃料仕様の燃料温度の経時デ ータを取得し、設計手法の検証及び燃料挙 動解析コードの改良に資することであっ た。また、INTA-2では、太径(外径7.5 mm) の被覆管を用いて、将来の大型炉燃料設計 用の基礎データの取得を目的とした。両試 験において直接測定された燃料温度デー タは、上述のB5Dの溶融限界線出力データ とともに、燃料設計においてギャップコン ダクタンスの評価に適用した。

#### ④ EBR-II ORT試験<sup>6-2), 6-3)</sup>

高速炉用燃料の運転時の信頼性を確認 することを目的に、日米共同研究として、

EBR-IIにおいて酸化物燃料を用いたORT プログラムを実施した。ORTプログラム は、過渡過出力試験 (TOP: Transient OverPower)、破損燃料継続照射試験及び 定常照射試験から構成される。また、「もん じゅ」燃料を主対象としたPhase-I(1981年 ~1988年)と大型炉燃料等を念頭におい たPhase-II (1987年~1995年) に分けられ る。TOP試験の一つである単一過渡過出力 試験(TOPI試験)では、「もんじゅ」仕様の 燃料要素を対象に90%以上の過渡過出力 (ピーク線出力770W/cm) においても燃料 の健全性が確保できた。また、繰返し過出 力試験(TOP-4試験)からは、繰返し過出 力による燃料健全性への影響は小さいこ とが示された。

このように、「常陽」や海外炉で実施され た各種の照射試験は、「もんじゅ」の燃料設 計の妥当性及び燃料健全性を実証すると ともに、今後の高速炉開発の基盤を構築す るものであった。

なお、「もんじゅ」で燃焼させた燃料の PIEデータの取得が期待されたが、定格出 力運転を経験することなく廃止措置に移 行することとなった。



図6-6 計測線付燃料集合体 (INTA) の概要

#### 6.3 MOX燃料の燃料物性の研究

我が国におけるMOX燃料の物性研究は、 MOX燃料の状態図作成及び基礎物性値の 取得(O/M比測定、X線回折、金相試験、並 びに融点、熱拡散率、熱膨張率等の熱物性 研究)に始まり、その後、照射中のMOX燃 料の物性評価や照射挙動評価に関する研 究が行われた。これらの研究成果を基礎と して、国内外の高速炉燃料に関連する物性 データを広範囲に収集・評価し、物性デー タ集を作成し、「もんじゅ」設計評価式の作 成に活用した。

当初の「もんじゅ」の設計以降、物性測 定技術の革新が進んだこと、及び高レベル 放射性廃棄物の減容化・有害度低減のた め、長寿命のマイナーアクチニド(MA: Minor Actinide)を高速炉で燃焼させるこ とが指向されたことを受け、物性研究にお いても、測定データの信頼性及び精度を向 上させること、及びMA元素の影響を定量 的に評価することが重要となった。

MOX燃料の結晶は蛍石型構造を有して おり、酸素が過剰な領域(O/M比2.0超)も 不足する領域(O/M比2.0未満)も広く安 定に存在できる。一方、O/M比の僅かな変 化が燃料物性を大きく変化させるため、物 性値の測定精度の向上を図るにはO/M比 を高精度に制御することが求められた。ま た、「もんじゅ」の長期間の停止により、燃 料中にはアメリシウム蓄積が生じたため、 再起動に向けた安全審査のためには、熱伝 導率、融点など物性値についてアメリシウ ムの影響を評価することが不可欠であっ た。そこで、測定雰囲気中の酸素分圧を制 御することでMOX燃料のO/M比を精度よ く制御できる技術を開発するとともに、ア メリシウムを含有した燃料の融点及び熱 伝導率の測定を実施した。その他、酸素ポ テンシャル、熱膨張率、酸素拡散係数等の 多様な高温物性測定を実施した。

以下に、代表的な燃料物性である融点と 熱伝導率に関わる研究成果を示す。

#### (1) 融点

従来、MOX燃料の融点測定においては、 試料をタングステンカプセル中に真空封 入して加熱し、サーマルアレスト(温度上 昇の停滞現象)から融点を決定する方法が 採られてきたが、原子力機構は、この方法 によるMOX燃料の融点測定では、プルトニ ウム富化度の高い領域においてタングス テンカプセルとMOX試料の反応が起こり、 融点を正確には決定することができない ことを見出した。そこで、図6-7に示すよう に、MOX試料との反応が起き難いレニウム 容器を内側容器として用いるという新た な測定技術を考案した。この技術により、 プルトニウム富化度が20wt%を超える



図6-7 サーマルアレスト法によるMOX燃料の融点測定

(b) 改良測定法

MOX燃料においても、カプセルと試料の反応を抑制しながら正確に融点を測定することが可能となった。これにより、図6-8に示すように、プルトニウム富化度40wt%のMOX燃料の融点は、従来のデータより約100K高いことを明らかにした。また、図6-9には、融点に及ぼすアメリシウムの影響を示す。アメリシウムの含有により融点は僅かに低くなる傾向が観察され、融点の低下は、1wt%のアメリシウム含有で4K程度であった。

# (2) 熱伝導率

MOX燃料の熱伝導率に関わる初期の研究は、中心加熱法によって評価されたが、 この方法はデータのばらつきが大きいため、その後、レーザフラッシュ法により熱 拡散係数を測定する方法が採用された。 熱伝導率のO/M比依存性を図6-10に示 すが、O/M比が低下するほど熱伝導率は低 下することが確認できる。また、図6-11に MOX燃料の熱伝導率に及ぼすアメリシウ ム含有の影響を示す。アメリシウムの含有 は、熱伝導率を大きく低下させる可能性が 懸念されたが、熱伝導率の低下はO/M比の 変化に起因しており、アメリシウムの含有 による低下は限定的で、燃料の熱設計に大 きく影響しないことが確認できた。

# 6.4 高性能のSUS316相当ステンレス鋼の開発

被覆管には650℃~700℃の高温でFPガ スによる内圧に長期間耐え得る高温強度 が要求されるとともに、燃料ペレット(燃 焼に伴う余剰酸素生成、FP蓄積の影響を含 む)及び高温ナトリウム環境との優れた共



#### 6. 燃料・材料 🕅

存性が必要となる。また、高速中性子の高 照射量環境下では、被覆管及びラッパ管の スエリングや照射クリープ(応力増加がな い状態でも生じる中性子照射によるひず みの増加)による変形を制限して、燃料集 合体の除熱を確保するとともに燃料集合 体の炉心からの引抜性を確保することも 重要となる。高速炉用被覆管及びラッパ管 の材料としては、従来から高温構造用材料 として多くの実績を有するオーステナイ ト系ステンレス鋼のSUS316を選択し、「も んじゅ」へのSUS316の適用に際しては、鉄 鋼メーカ、研究機関、大学等の協力を得て SUS316の改良を重ね、より高温強度と耐 スエリング特性に優れたSUS316相当ステ ンレス鋼 (316相当鋼)を開発した6-7)。

316相当鋼の開発に際しては、SUS316の JIS 規格では不純物扱いであるチタン (Ti)、ニオブ(Nb)、リン(P)、ホウ素(B) を規格の範囲内で微量添加することや冷 間加工度を20%に増加させることにより、 高温強度や耐スエリング性の改善を行っ た。ここで、チタンとニオブの添加は、使 用中に(Ti, Nb)Cの複合炭化物を形成し て高温強度の改善に有効であるため、不純 物範囲の上限に設定し、また、リンとホウ 素の添加は、炭化物の微細分散に効果があ るが、過剰の添加は溶接性を損なうため、 最適値に設定した。高性能炉心材料の開発 と照射後試験による挙動評価等を担った 大洗工学センター照射材料試験施設 (MMF: Materials Monitoring Facility)を 写真6-1に示す。



写真6-1 照射材料試験施設 (MMF)

以下に、316相当鋼の確証照射試験実績 と材料特性に関して得られた知見を示す。

#### (1) 316相当鋼の確証照射試験実績

316相当鋼の照射試験及び照射後試験の 工程を図6-12に示す。



図6-12 316相当鋼の照射試験及び照射後試験工程(実績)

「もんじゅ」燃料の設計最高燃焼度は、 燃料集合体最高94GWd/t(取出燃料集合体 平均約80GWd/t)、燃料要素最高98GWd/t、 ペレット最高130GWd/tで、高速中性子設 計 最 大 照 射 量 は 2.3×10<sup>23</sup>n/cm<sup>2</sup> (E > 0.1MeV)である。ただし、「もんじゅ」の 当初の原子炉設置許可(1983年)では、そ の時点での被覆管材料の照射実績が限定 されていたことから、316相当鋼被覆管の 高速中性子照射量2.3×10<sup>23</sup>n/cm<sup>2</sup>までの耐 スエリング性の照射データが得られるま での間は、燃焼度を燃料集合体最高 64GWd/t(取出燃料集合体平均約55GWd/ t)に制限することとし、照射データを蓄積 する計画とした。

被覆管(316相当鋼)のスエリングは照 射量に強く依存するため、燃料要素最高燃 焼度98GWd/tに相当する高速中性子照射 量(2.3×10<sup>23</sup>n/cm<sup>2</sup>)までの照射による健 全性確認が必要となる。被覆管材料照射に ついては米国FFTF炉を用いた材料照射試 験(MOTA)により高速中性子照射量約 3.0×10<sup>23</sup>n/cm<sup>2</sup>までのデータを取得した。燃 料要素照射及び燃料集合体照射について は、「常陽」MK-II炉心(C3M試験)で約 1.8×10<sup>23</sup>n/cm<sup>2</sup>までの実績を得ており、ま た、FFTF炉のMFA-1試験では、316相当鋼 被覆管を使用した燃料要素を目標照射量 に近い2.1×10<sup>23</sup>n/m<sup>2</sup>まで照射して、健全性 を確認した。

- (2) 照射316相当鋼の材料特性
- ① スエリング特性

被覆管材の高速中性子照射試験では、試 験片形状の材料照射試験だけではなく、燃 料要素、燃料集合体での照射試験を実施し た。FFTF炉で燃料集合体照射された被覆 管のスエリング量を材料照射被覆管の結 果と比較して図6-13に示す。これより、材 料照射に比べて燃料集合体照射試験等で は相対的に低い照射量でもスエリングが 始まることが認められ、高速炉用炉心材料 の材料特性に関しては、実機条件に則した 照射試験での確認が必要であることが示 唆された6-8)。このような差異が生じる原因 は、燃料集合体照射では、照射中の温度変 化等によってスエリングを促進する析出 物の早期生成と、逆にスエリングを抑制す るリン化物の早期消失といった析出物の 安定性と密接に関連していることが明ら かになった。この知見は316相当鋼の材料 仕様の改善に反映した。なお、写真6-2に、 材料の微細組織や結晶構造像の観察、及び 材料の元素分析に供した電界放射型透過 電子顕微鏡 (FE-TEM) を示す。

#### 2 機械強度特性

316相当鋼の機械的強度特性について は、まず、炉外・大気中での多様な温度条 件で取得した幅広い試験データを基に評 価し、さらに炉内でのナトリウム環境効果 及び高速中性子の照射効果を考慮して評 価した。



図6-13 材料照射と燃料照射のスエリング挙動比較6-8)

高速炉では冷却系の圧力が低く、燃料要 素内圧が高くなるために被覆管内外圧力 差が大きくなり、また、高温環境下にある ため、被覆管のクリープ損傷に対して十分 な配慮が必要になる。これらを踏まえ、316 相当鋼の開発においては、MOTA試験に供 した内圧封入型試験片を用いてFFTF炉で のクリープ破断試験を実施し、実機環境下 でのクリープ強度データを取得した。この 際に、冷間加工で与えていた転位の回復、 金属炭化物析出物の粗大化が中性子照射 によって促進されること、クリープ強度を 高めていた微量元素 (B、P等) がナトリウ ム中へ溶出することなどから、炉内でのク リープ強度は、大気中でのクリープ強度に 比べて低下する傾向を確認した。燃料設計 においては、これらの効果を環境効果とし て安全側に考慮した。

同様に、引張強さ、0.2%耐力等の、いわ ゆる短時間強度については、大気中強度デ ータに加えて、材料照射試験後の試験片を 用いた強度データや、燃料要素照射試験の 照射後試験において燃料ペレットを取り 出した被覆管試験片を用いた強度データ を取得した(写真6-3)。図6-14に各種環境 効果を含む316相当鋼の0.2%耐力及び引張 強度の測定データを示す。

大気中強度データに基づく強度評価式に 比べて、照射環境及びナトリウム環境の影 響を受けた材料の強度は、低温側では照射 硬化の影響で増加し、高温側では炭素の溶 出等による影響で低下する。しかしなが ら、316相当鋼の短時間強度は、高速中性子 照射量2.1×10<sup>23</sup>n/cm<sup>2</sup>までの範囲において 顕著な低下は示されず、設計上考慮する範 囲内にあることを確認した。

以上のように、「もんじゅ」用に開発され た316相当鋼は、被覆管材等として、耐スエ リング性、クリープ破断強度、短時間強度 等について、いずれも十分な性能を有する ことを炉外試験だけでなく、炉内での材料 照射試験及び燃料要素・燃料集合体照射試 験を通じて確認した。



図6-14 316相当鋼照射材料の引張試験結果 (温度依存性)



写真6-3 引張試験機

# --参考文献—

- 6-1) Inoue, M. et al., Power-to-Melts of Uranium-Plutonium Oxide Fuel Pins at a Beginning-of-Life Condition in the Experimental Fast Reactor JOYO, J. Nucl. Mater., Vol.323, No.1, 2003, pp.108-122.
- 6-2) Tsai, H. et al., Behavior of Mixed-Oxide Fuel Elements during an Overpower Transient, J. Nucl. Mater., Vol.204, 1993, pp.217-227.
- 6-3) Uwaba, T. et al., Study on the Mechanism of Diametral Cladding Strain and Mixed-Oxide Fuel Element Breaching in Slow-Ramp Extended Overpower Transients, J. Nucl. Mater., Vol.429, No.1-3, 2012, pp.149-158.
- 6-4) Kato, M. et al., Solidus and Liquidus Temperatures in the UO<sub>2</sub>– PuO<sub>2</sub> System, J. Nucl. Mater., Vol.373, No.1-3, 2008, pp.237-245.

- 6-5) Morimoto, K. et al., Thermal Conductivities of Hypostoichiometric (U, Pu, Am)O<sub>2</sub>-x Oxide, J. Nucl. Mater., Vol.374, No.3, 2008, pp.378 -385.
- 6-6) Morimoto, K. et al., Thermal Conductivity of (U, Pu, Am)O<sub>2</sub> Solid Solution, J. Alloys and Compounds, Vol.452, No.1, 2008, pp.54-60.
- 6-7) 立石嘉徳ほか,高速炉炉心材料用改良SUS316ステンレス鋼の開発,日本原子力学会誌,Vol.30,No.11,1988,pp.1005-1019.
- 6-8) 堂野前貴子ほか, PNC316鋼被覆管 のスエリング挙動 - FFTF/MFA-1、常陽C3M、常陽/B8データに基づ く検討-, JNC-TN9400 2001-092, 2001, 40p.



# 7. 原子炉設備



- 「もんじゅ」は、ループ型FBRとして、ホットベッセル方式の原子炉容器、 高所水平引回しの1次主冷却系配管及びヘリカルコイル方式の蒸気発生器 等を採用し、安全性及び信頼性を確保しつつ簡素化と高効率を兼ね備えたシ ステム構成を実現した。
- 主要ナトリウム機器は、運転時の圧力が低く温度が高い、熱過渡時の熱荷重が大きいなどの特徴を考慮して設計し、モックアップ試験等による動作試験や伝熱・流動試験を行い、改良を重ねて開発した。同時に、ナトリウム伝熱・流動挙動、狭隘部の対流発生、温度成層化現象、温度ストライピング現象等の課題解明に取り組んで挙動を把握し、評価手法を開発した。
- 原子炉容器は大型薄肉円筒容器で、海外でも類を見ない大型縦置き加工設備により、低ひずみ管理の下で製作、据付を行うなど、主要機器は試作経験を活かしながら高精度で計画どおりに製作と現地据付を行った。
- 原子炉設備は、40%出力試験までの試運転を通じて、設計どおりの性能と健 全性を有していることを確認し、その設計、製作技術を確立した。

#### 🞯 7.原子炉設備

#### 7.1 プラント概要

「もんじゅ」の原子炉及び冷却系系統を 図7-1に示す。「もんじゅ」は、ループ型の原 子炉であり、炉心で発生する熱は独立した 3系統のナトリウム冷却系によって取り出 される。各系統は1次主冷却系及び2次主冷 却系から構成され、蒸気発生器を介して1系 統の水・蒸気系の発電用蒸気タービンへと 熱が伝達される。

1次系ナトリウムは、約397℃で原子炉容 器の下方胴部から流入し、原子炉で加熱さ れた後、約529℃で原子炉容器の上方胴部 から流出して、中間熱交換器において2次系 ナトリウムと熱交換する。2次系ナトリウム は、約325℃から約505℃に昇温され、蒸気 発生器において水・蒸気との熱交換により 約127kg/cm<sup>2</sup>G、約483℃の過熱蒸気が作ら れてタービン発電機へ送られる。

原子炉構造は、炉心を内包しかつ冷却材 流路を構成する原子炉容器、万一の冷却材 漏えいに備えたガードベッセル、炉心から の放射線と熱をしゃへいしナトリウム液面 上をアルゴンガス雰囲気に保つしゃへいプ ラグ、炉心を支持し各炉心構成への流量配 分を行う炉内構造物、制御棒駆動機構及び 炉心計装ウェル等を支持する炉心上部機 構、炉心上部機構に組み込まれ炉心反応度 を制御するために制御棒を挿入・引抜する 制御棒駆動機構等から構成される。

冷却系設備は、1次主冷却系設備(1次主 冷却系循環ポンプ、中間熱交換器、ガード ベッセル等)、2次主冷却系設備(2次主冷却 系循環ポンプ、蒸気発生器等)、補助冷却設 備(空気冷却器等)、ナトリウム・水反応生 成物収納設備、原子炉冷却系補助設備(1次 ナトリウム補助設備、2次ナトリウム補助設 備、メンテナンス冷却系設備及び1次アルゴ ンガス系設備、2次アルゴンガス系設備等) 及び蒸気タービンを含む水・蒸気系設備か らなる。

燃料取扱及び貯蔵設備は、燃料交換設備、 燃料出入設備、炉外燃料貯蔵設備、燃料処 理設備、水中燃料貯蔵設備等から構成され る。

ここでは、「もんじゅ」の主要な系統及び 機器のうち、重要かつ「もんじゅ」に特徴 的な設備について、その設計上の特徴、研 究開発及び製作・据付実績等を述べる。



図7-1 「もんじゅ」の原子炉及び冷却系系統