

新型転換炉実証炉安全評価手法の開発と実証

Development and Verification of Safety Evaluation Methods for the Demonstration Heavy Water Moderated, Boiling Light Water Cooled Reactor

現在、電源開発株式会社を中心に、重水減速沸騰軽水冷却圧力管型の新型転換炉実証炉の設計が進められている。新型転換炉実証炉の安全評価は、炉心部が多数の圧力管群で構成されていることなど軽水炉と異なる点があり、新型転換炉原型炉「ふげん」で開発された安全評価手法をベースに、その後の新しい知見を反映して解析コードの改良・開発が行われてきた。

本稿は、新型転換炉実証炉の安全評価手法及びその検証の概要について述べるものである。新型転換炉実証炉の安全評価手法は、実験検証によってその保守性、妥当性が確認されており、また「安全評価指針」や「ECCS性能評価指針」で要求される安全評価に十分に対応できるものである。

速水 義孝* *Yoshitaka Hayamizu*
 大月 惇** *Atushi Ootsuki*
 真野多喜夫** *Takio Mano*
 内山 仁*** *Hitoshi Uchiyama*
 石井孝信*** *Takanobu Ishii*

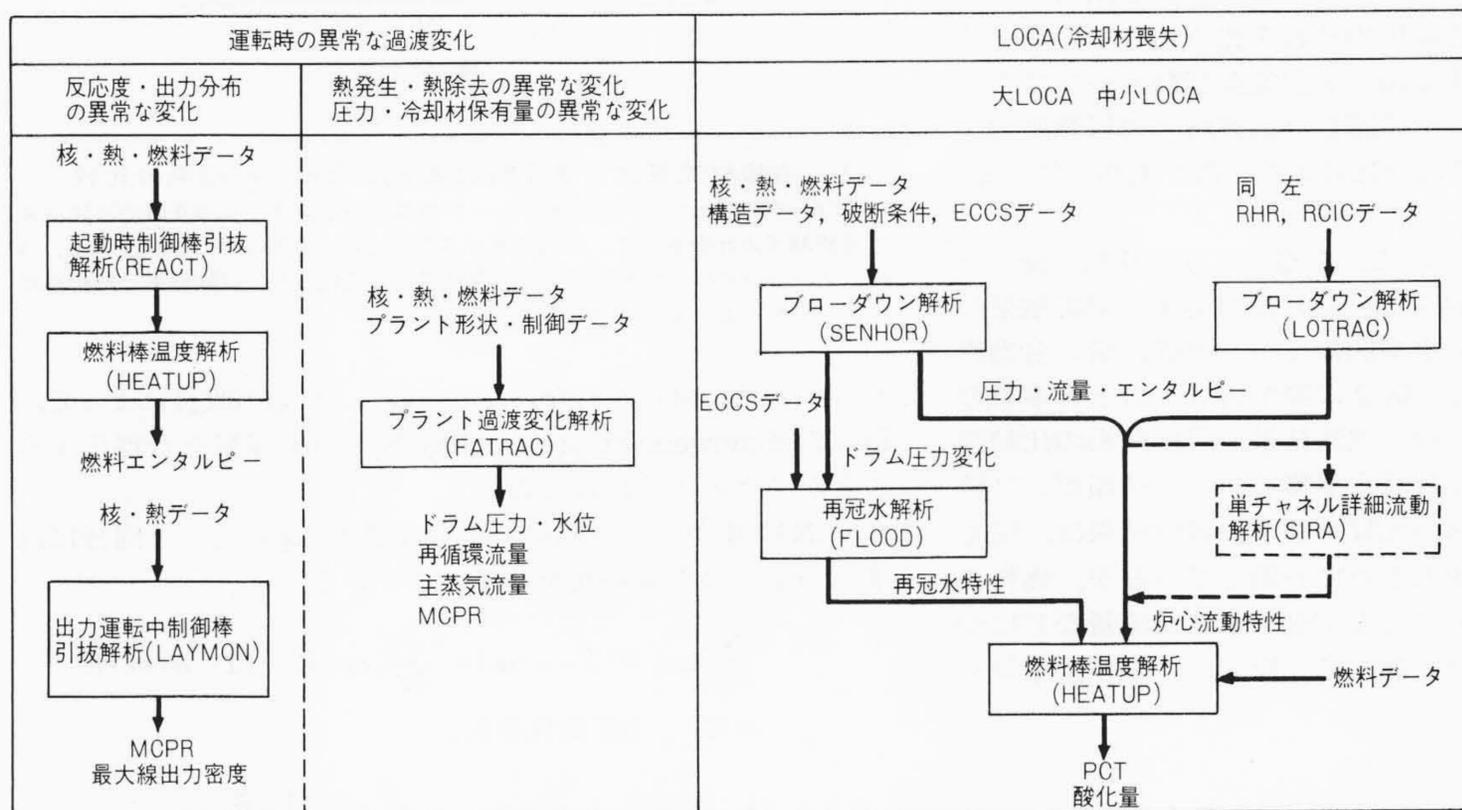
1 緒言

現在、電源開発株式会社を中心として、重水減速沸騰軽水冷却圧力管型の新型転換炉実証炉の設計が進められており、日立製作所は安全設計、安全評価を担当している。新型転換炉実証炉は、原子炉冷却材が約7 MPaの沸騰軽水である点で在来の沸騰水型動力炉(以下、BWRと言う。)と類似しているところが多いが、減速材に重水を使用していること、また炉心部が多数の圧力管群で構成されていることなど、BWRと種々異なる特徴をもっており、これらの特徴を考慮した安全評価が必要である。新型転換炉実証炉の安全評価手法は、原型炉「ふげん」(以下、「ふげん」と言う。)で開発された安全評価手法をベースに、その後の動力炉・核燃料開発事業団の試験などによる新しい知見、「ふげん」起動試験結果などを反映し、改良、開発及び検証が行われてきた。本稿は、安全評価手法の開発及び検証について紹介するものである。

2 安全評価解析コードシステム

新型転換炉実証炉では、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針について」(以下、「安全評価指針」と言う。)を参考とし、軽水炉と同等の安全評価を行なうこととしている。図1は、新型転換炉実証炉の安全評価に使用する解析コードシステムを示したものであり、「運転時の異常な過渡変化」の解析用コードシステムとLOCA(冷却材喪失)解析用のコードシステムとに大別することができる。「運転時の異常な過渡変化」のうち、炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化、原子炉冷却材又は原子炉冷却材保有量の異常な変化となる事象については、プラント過渡変化解析コードFATRACにより解析を行なう。

また、炉心内の反応度、出力分布の異常な変化となる事象については、解析コードREACT、HEATUP及びLAYMONを用いる。このうち前者の二つのコードは、起動時の制御棒



注：1. REACT, HEATUP, LAYMON, FATRAC, SENHOR, FLOOD, LOTRAC及びSIRAは解析コード
 2. 略語説明
 MCPR(Minimum Critical Power Ratio)
 RHR(Residual Heat Removal System)
 RCIC(Reactor Core Isolation Cooling System)
 PCT(Peak Cladding Temperature)

図1 新型転換炉実証炉安全評価コードシステム各コードは「安全評価指針」及び「ECCS性能評価指針」の要求を満たしている。

* 動力炉・核燃料開発事業団大洗工学センター ** 日立製作所日立工場 *** 日立エンジニアリング株式会社

引抜解析を、また後者は、出力運転中の制御棒引抜解析を行なうものである。FATRACコードは、圧力管型原子炉用に開発され、「ふげん」の起動試験解析により妥当性が検証されている。更に、その後の動力炉・核燃料開発事業団大洗工学センターでの実験結果を反映して、精度の向上などが図られている。「事故」の解析の中で中心となるLOCA時の安全解析には、大LOCAに対しては、圧力管型原子炉用に開発したブロードダウン解析コードSENHOR、非常用炉心冷却設備(以下、「ECCS」と言う。)による炉心再冠水解析コードFLOOD、及び燃料棒温度解析コードHEATUPを用いる。また、中小LOCAに対しては、長時間のブロードダウン挙動の解析が必要となることから、別に開発した長時間ブロードダウン解析コードLOTRAC、及び燃料温度解析コードHEATUPを用いる。更に、必要な場合には、解析コードSIRAにより単チャンネル内の詳細な流動伝熱挙動が評価される。

運転時の異常な過渡変化の評価手法とLOCAの評価手法について、その詳細を以下に述べる。

3 評価手法及び検証

3.1 運転時の異常な過渡変化の評価

3.1.1 評価手法

運転時の異常な過渡変化の評価に用いる解析コードシステムは、「ふげん」で確立されたものをベースにしており、その後の新しい知見などを反映して改良を加えたものを用いている。その中で中心となるプラント過渡変化解析コードFATRACについて、以下に述べる。

原子炉を含むプラント主要システム全体の過渡変化特性の解析に使用するFATRACコードは、次の特徴をもっているが、このうち(3)、(4)は実証炉の評価のために改良を加えたものである。

- (1) 原子炉冷却設備は、二つの独立な冷却ループから構成されており、これを模擬している。
- (2) 原子炉出力変化は、一点近似動特性方程式を用い、制御棒操作量、ボイド体積率、燃料温度及び減速材温度の変化による反応度変化を模擬している。
- (3) 原子炉出力制御系、主蒸気圧力制御系、給水制御系及び安全保護系のモデルは、実証炉のそれを組み込んでいる。
- (4) 動力炉・核燃料開発事業団が大型流動伝熱ループでの試験をもとに開発し、妥当性を確認した過渡時の燃料熱的健全性評価手法である最小限界出力比による評価を適用している。

3.1.2 検証

FATRACコードの検証は、これを用いて設計及び評価した「ふげん」での起動試験の結果と、それに対応する解析結果の比較が動力炉・核燃料開発事業団によって起動試験の各過程で行なわれ確認されている。図2に典型的な圧力上昇事象の一つである発電機負荷遮断時の試験結果と解析結果の比較図を、また、図3に冷却材流量減少事象である再循環ポンプ停止時の試験結果と解析結果の比較を示す。解析結果は、圧力の上昇降下時の変化を多少大きめに評価しているが、燃料の冷却性能を示す重要な要素である中性子束及び流量などについては、実機での状態量の挙動を良く模擬しており、本コードの妥当性を示している。

3.2 事故の評価

3.2.1 評価手法

事故の評価手法に関しても、「ふげん」で開発された解析コードをベースにして、精度向上のため、動力炉・核燃料開発事業団大洗工学センターでの実験などによる新知見を反映し

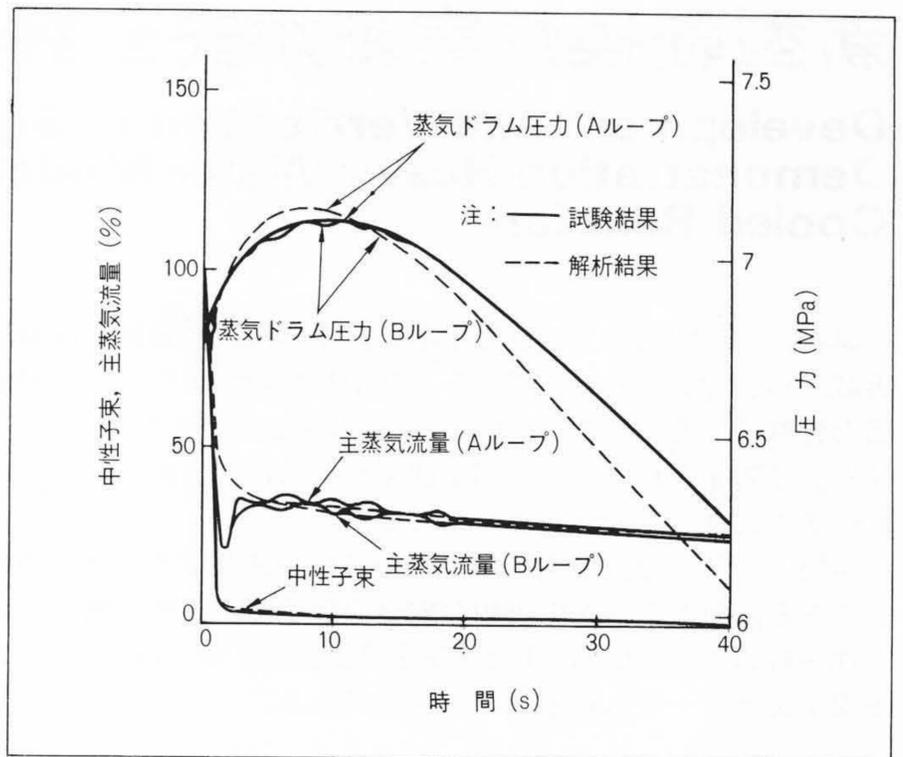


図2 圧力上昇事象時の試験結果と解析結果の比較 「ふげん」の定格出力での発電機負荷遮断時の試験結果と解析結果の比較を示す。発電機負荷遮断により蒸気加減弁が閉鎖し、原子炉はスクラムする。主蒸気流量の減少により圧力が上昇する。解析結果は圧力変化を大きめに評価するが、試験結果と良く一致している。

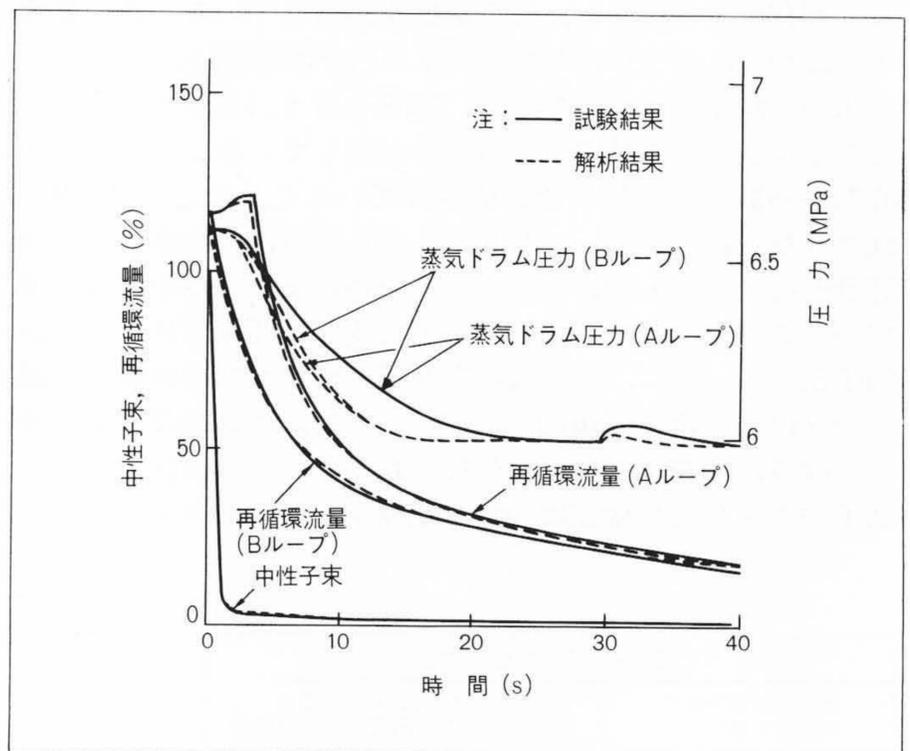


図3 冷却材流量減少事象時の試験結果と解析結果の比較 「ふげん」の定格出力での冷却系Bループの再循環ポンプ2台停止時の試験結果と解析結果の比較を示す。再循環ポンプの停止により原子炉はスクラムし、Aループの再循環ポンプも停止する。再循環流量変化など、試験結果と解析結果は良く一致している。

た評価手法の付加が行なわれている。これらの改良によって、ECCS (Emergency Core Cooling System) 容量を合理化することができるようになった。

SENHORコードの流動の基本式では、「ふげん」と同様に以下に示す三つの保存則を基礎としている。

$$\frac{\partial}{\partial t} [\alpha \rho_g + (1-\alpha) \rho_l] + \frac{\partial}{\partial z} [\alpha \rho_g V_g + (1-\alpha) \rho_l V_l] = M \quad \text{〔質量保存則〕}$$

$$\frac{1}{g} \frac{\partial}{\partial t} [\alpha \rho_g V_g^2 + (1-\alpha) \rho_l V_l^2] + \frac{1}{g} \frac{\partial}{\partial z} [\alpha \rho_g V_g^2 + (1-\alpha) \rho_l V_l^2] + \frac{\partial P}{\partial z} = K \quad \text{〔運動量保存則〕}$$

$$\begin{aligned}
 & \frac{\partial}{\partial t} \left[\alpha \rho_g \left(H_g - \frac{V_g^2}{2g} \right) + (1-\alpha) \rho_l \left(H_l - \frac{V_l^2}{2g} \right) \right] \\
 & + \frac{\partial}{\partial z} \left(\alpha \rho_g V_g \left(H_g - \frac{V_g^2}{2g} \right) + (1-\alpha) \rho_l V_l \left(H_l - \frac{V_l^2}{2g} \right) \right) \\
 & - \frac{\partial P}{\partial t} = U \quad \text{〔エネルギー保存則〕}
 \end{aligned}$$

ここで V : 流速
 P : 圧力
 H : エンタルピー
 α : ボイド率
 ρ : 密度
 z : 長さ
 t : 時間
 g : 重力加速度
 M : 外部からの流体に加えられる質量
 K : 外部から流体に加えられる運動量
 U : 外部から流体に加えられるエネルギー
 添字 g : 飽和蒸気
 l : 飽和水

以下に、新型転換炉実証炉用に改良した事故の評価手法及びモデルについて述べる。

(1) 二相流体の挙動モデル

大LOCA時のブローダウン評価では、「ふげん」と同様にスリップ比を基礎としたモデルで評価しているが、中小LOCA時のブローダウン評価では、自然循環流量域にも適用できるように動力炉・核燃料開発事業団大洗工学センターで新しく開発した流量依存のボイド相関式を用いている。また、単チャンネル内の二相流挙動を詳細に評価できるように、ドリフトフラックスモデルを採用した単チャンネル詳細流動評価コードを開発した。以上により、二相相互の流れの様相の影響がより精度良く評価できるようになった。

(2) 熱出力モデル

核分裂による出力の変化は、スクラム反応度、ドップラー反応度、ボイド反応度を考慮し空間1点近似動特性方程式により計算する。崩壊熱の評価に当たっては、核分裂生成物及びアクチニドによるものを考慮し、図4に示すANSI/ANS (American National Standards Institute, Inc./American National Standards)-5.1-1979に基づいて、保守性を保持し

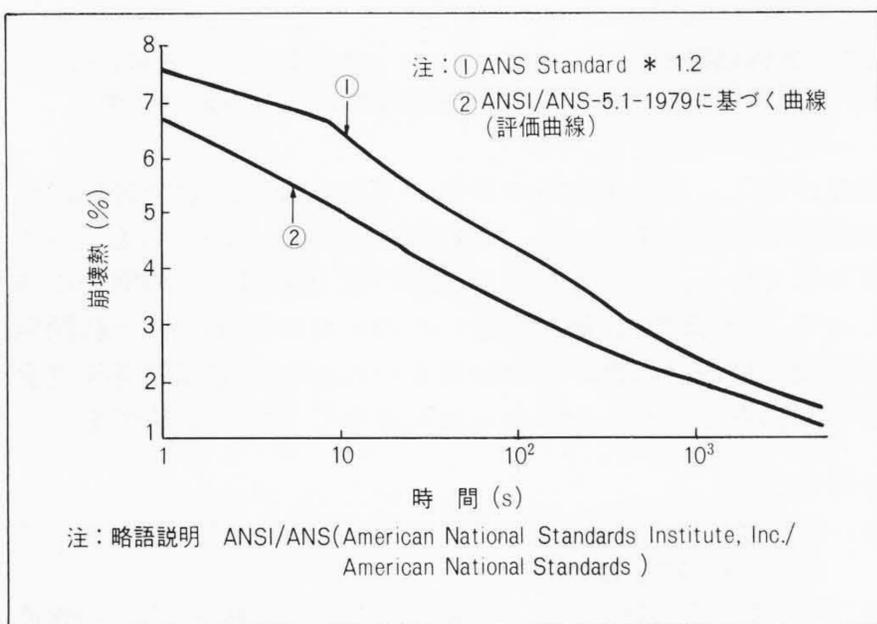


図4 崩壊熱曲線 「ふげん」では、ANS Standard*1.2の曲線を使用していたが、実証炉では、合理化の観点からECCS性能評価指針で使用が認められたANSI/ANS-5.1-1979に基づいた曲線を使用している。

表1 熱伝達率モデル 熱伝達率評価式の組み合わせは、式の適用範囲を考慮して、冷却材の状態に応じて使用している。

領域	モデル	式
サブクール領域	Dittus-Boelter	$Nu=0.023Re^{0.8}Pr^{0.4}$ $H_F=Nu \cdot \frac{\lambda}{De}$
核沸騰領域	Jens-Lottes	$\Delta Ts=0.82q \frac{1}{\lambda} e^{(-\frac{P}{43})}$ $H_F=\frac{q}{\Delta Ts}=\frac{1}{0.82} q^{\frac{1}{3}} e^{(\frac{P}{43})}$
膜沸騰領域	0.0<x<1.0 P≤500psia の場合	Rohsenow-Dougall $H_F=0.023 \frac{\lambda_g}{De} Pr_g^{0.4} [Re_g \{x + \frac{\rho_g}{\rho_l} (1-x)\}]^{0.8}$
	0.0<x<0.95 P>500psia の場合	Groeneveld $Y=1.0-0.1(1-x)^{0.4} (\frac{\rho_l}{\rho_g}-1)^{0.4}$ $H_F=0.052 \frac{\lambda_g}{De} Pr^{1.26} w [Re_g \{x + \frac{\rho_g}{\rho_l} (1-x)\}]^{0.688} Y^{-1.06}$
0.95≤x<1.0 P>500psia の場合	GroeneveldとMcEligotの補間式*	
スーパーヒート領域	McEligot	$H_F=0.02 (\frac{\lambda_g}{De}) Pr_b^{0.4} Re_b^{0.8} (\frac{T_w}{T_b})^{-0.5}$

ここに 変数 H_F : 熱伝達率 (kcal/m²・h・℃)
 λ : 熱伝導率 (kcal/m・h・℃)
 De : 流路等価直径 (m)
 q : 表面熱流束 (kcal/m²・h)
 ΔTs : 冷却材と壁の温度差 (℃)
 P : 圧力 (kg/cm²)
 x : クオリティ
 T : 温度 (K)
 ρ : 冷却材の比重量 (kg/m³)
 Nu : ヌッセルト数
 Re : レイノルズ数
 Pr : プラントル数
 添字 g : 飽和蒸気
 l : 飽和水
 b : 冷却材
 w : 壁面
 * クオリティ $x=0.95$ と $x=1.0$ の間を直線で内挿
 psia (pound per square inch absolute)

ながらより現実に近い新型転換炉実証炉用の崩壊熱曲線を作成した。

(3) 熱伝達率モデル

燃料要素表面からの伝熱量を計算するために用いる評価式、データ又はこれらの組み合わせは、動力炉・核燃料開発事業団大洗工学センターでの実験により妥当性が確認された表1に示すモデルによる。ドライアウト後の熱伝達率に関しては、「ふげん」に比べてより現実に近いモデルを採用している。

(4) 再冠水モデル

解析での再冠水時の燃料被覆管ターンアラウンド後の熱伝達率については、図5に示すように、動力炉・核燃料開発事業団大洗工学センターでの実験により得られたデータに余裕を見込んだ評価式で評価している。実験の結果によると、被覆管温度のターンアラウンド後の熱伝達率はECCS水が炉心に到達した後の再冠水速度に依存している。

3.2.2 検証

解析コード及びモデルの検証は、動力炉・核燃料開発事業団大洗工学センターでのほぼ実規模の実験装置による破断実験結果と解析コードによる計算結果との比較などにより行なっている。

(1) 熱伝達率モデルの検証

図6は、下降管での大破断実験時の被覆管温度変化の実験結果と解析結果とを比較したものである。表1に示す熱伝達率モデルを使用した場合は、実験結果に比べて解析結果のほうが被覆管温度が高くなり、保守側の評価となる。また、断熱とした場合に比べて実験結果に近く、より現実的な評価である。以上より、同表に示す熱伝達率モデルを使用することは妥当であると考えられる。

(2) SENHORコードの検証

図7に、下降管大破断実験結果とSENHORコードによる解析結果との比較を示す。蒸気ドラムから水が流出するに従い圧力が徐々に低下し、約15秒後に蒸気ドラム内の水がなくなり蒸気が放出され始めると、圧力の低下が大きくなる。この

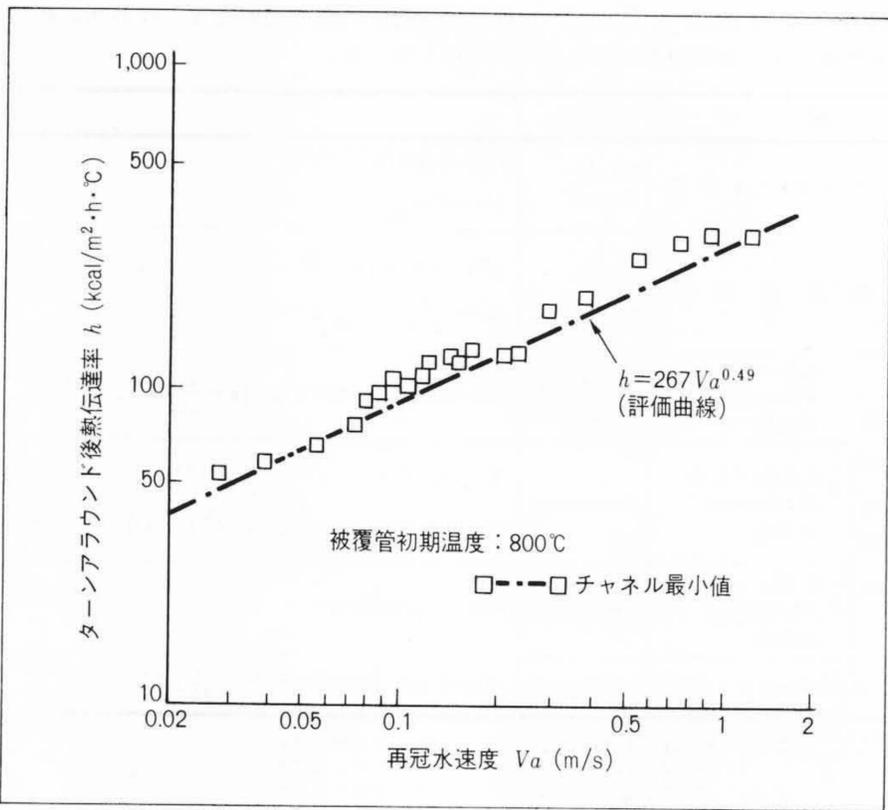


図5 ターンアラウンド後熱伝達率 ターンアラウンド後熱伝達率評価曲線は、実験データに余裕を見込んで作成している。

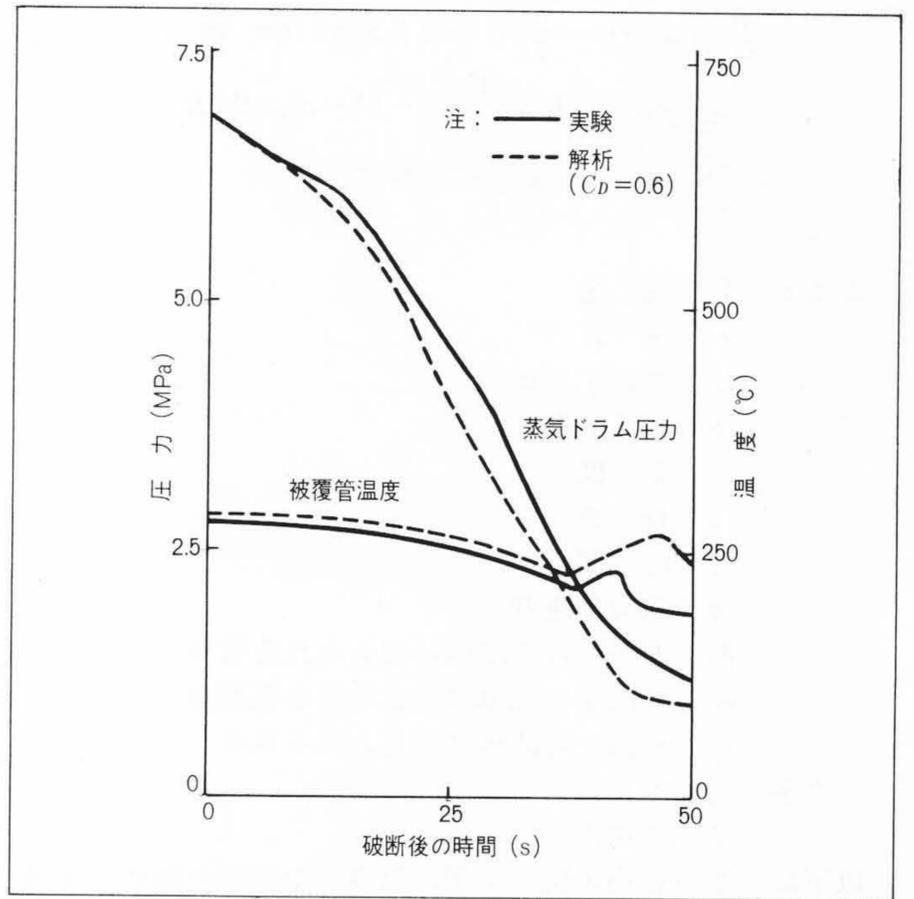


図7 実験結果とSENHORコードによる解析結果との比較(下降管大破断実験) 蒸気ドラム圧力、被覆管温度とも良好な一致を示す。

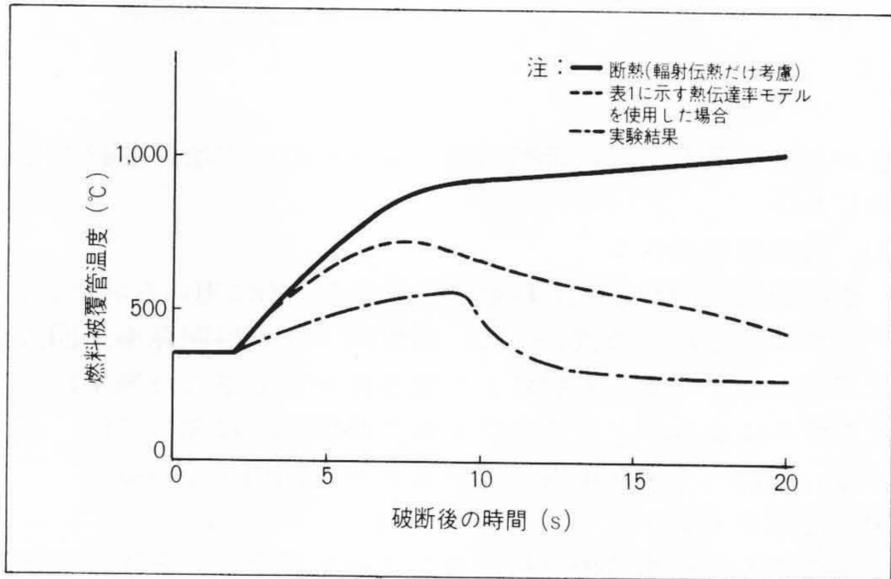


図6 被覆管温度変化の実験との比較 表1に示す熱伝達率モデルを使用すると、実験値に比べ被覆管温度が高く、保守側となっている。

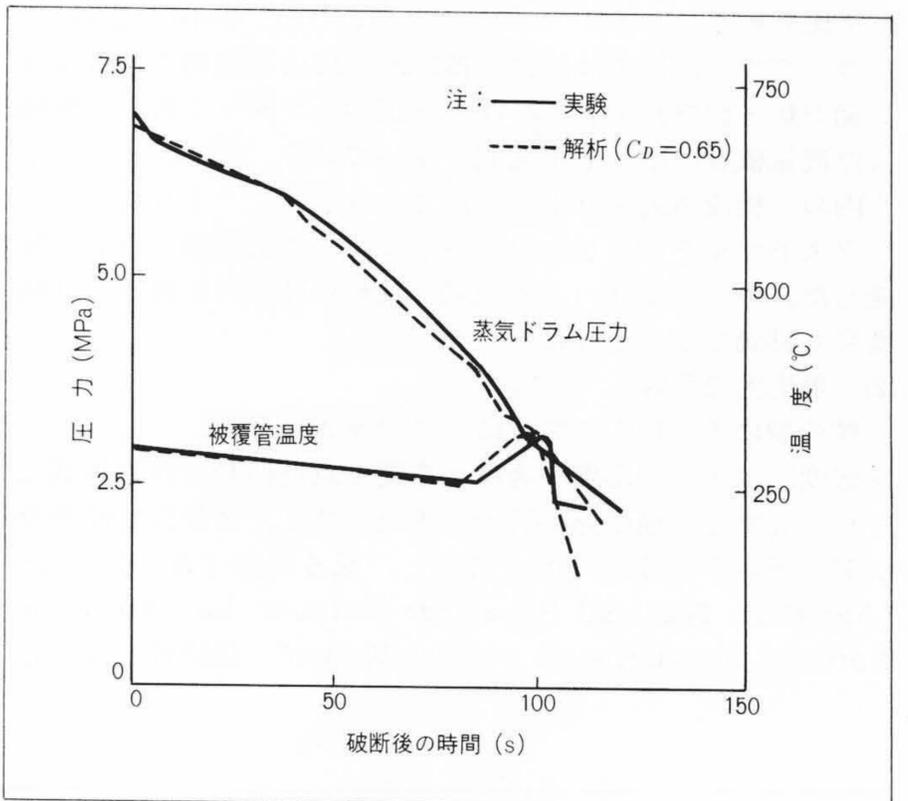


図8 実験結果とLOTRACコードによる解析結果との比較(下降管中小破断実験) 蒸気ドラム圧力、被覆管温度とも良好な一致を示す。

急減圧により、ウオータドラムからフラッシングしてきた二相流により燃料冷却は維持されるが、減圧に従い炉心流量が低下する。また、ECCSの冷水をウオータドラム内に注水することによりウオータドラム内蒸気が凝縮し、炉心流量が更に低下するため、被覆管がドライアウトして温度上昇が始まる。同図に示すように、蒸気ドラム圧力変化、被覆管温度変化ともに実験結果と解析結果は良く一致している。

(3) LOTRACコードの検証

図8に下降管中小破断実験結果とLOTRACコードによる解析結果との比較を示す。本実験結果は、前述の大破断実験と破断面積が異なるだけでほぼ同様の実験であるため、現象的には同様の結果となっている。同図に示すように、蒸気ドラム圧力変化、被覆管温度変化ともに実験結果と解析結果は良く一致している。

4 結 言

以上に述べたように、新型転換炉実証炉の安全評価手法は「ふげん」での手法をベースに、動力炉・核燃料開発事業団大洗工学センターの実験、「ふげん」の起動試験結果などによる新しい知見を反映して開発が続けられてきた。これにより、

精度が高く、より現実的な評価が可能となり、安全評価の信頼性向上が図られる一方、ECCSなど設備の合理化にも大きく寄与している。新型転換炉実証炉の安全評価手法の開発に当たって、終始御指導、御援助をいただいた動力炉・核燃料開発事業団及び設計の面から御助言をいただいた電源開発株式会社の関係各位に対し、心からお礼を申し上げる次第である。

参考文献

- 1) 原子力委員会：発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針(昭和53年9月29日)
- 2) 原子力安全委員会：軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針について(昭和56年7月20日)
- 3) 第17回原子力学会予稿集：C36、「ふげん」起動時動特性試験(その3)動特性試験データ処理システムの開発(1979)