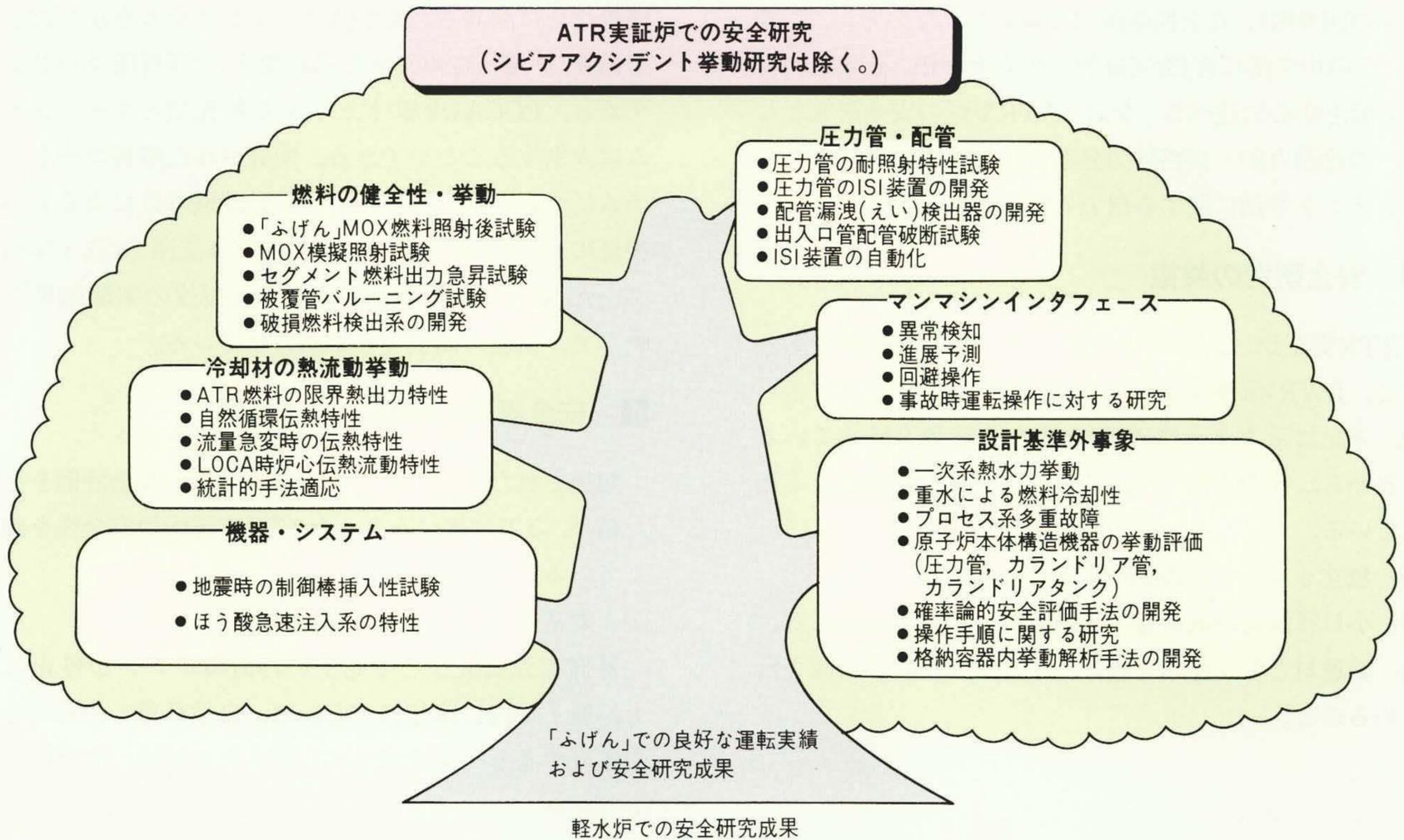


ATR実証炉の安全研究

Safety Research for the Demonstration Advanced Thermal Reactor

望月弘保*	Hiroyasu Mochizuki	関 修***	Osamu Seki
大塚剛宏**	Takehiro Ôtsuka	内山 仁****	Hitoshi Uchiyama
真野多喜夫***	Takio Mano	石井孝信*****	Takanobu Ishii



注：略語説明 ATR (Advanced Thermal Reactor), MOX (混合酸化物), LOCA (冷却材喪失事故), ISI (In-service Inspection)

ATR実証炉における安全研究(シビアアクシデント挙動研究は除く。) ATR実証炉の安全研究は、軽水炉での安全研究成果を参考に、原型炉「ふげん」の良好な運転実績および安全研究成果をベースに、多岐にわたる研究が実施されている。

ATR(Advanced Thermal Reactor：新型転換炉)実証炉は重水減速沸騰軽水冷却圧力管型炉であり、炉心部が圧力管群で構成され、減速材である重水が冷却材の軽水と分離されているなど、軽水炉と異なる点がある。そのため、ATR実証炉での安全研究では、軽水炉での安全研究成果を参考に、原型炉「ふげん」の良好な運転実績および安全研究成果をベー

スに、実証炉体系での実験、評価手法の開発および解析・評価が実施されてきている。安全研究の分野は、燃料の健全性・挙動、冷却材の熱流動挙動、機器・システム、圧力管・配管、マンマシンインタフェース、設計基準外事象など多岐にわたるものであり、これらの成果を基に、ATR実証炉の設計が行われている。

* 動力炉・核燃料開発事業団 大洗工学センター 工学博士 ** 電源開発株式会社 原子力部 *** 日立製作所 日立工場
**** 日立エンジニアリング株式会社 ***** 茨城日立情報サービス株式会社

1 はじめに

ATR(Advanced Thermal Reactor: 新型転換炉)実証炉の安全研究は、軽水炉での安全研究の成果を参考に、原型炉「ふげん」の良好な運転実績および安全研究成果をベースに、今までに多岐にわたる研究が実施され(前ページの図参照)、安全性確保に役立てられている。ここでは、この中で特にATR実証炉での安全評価、確率論的安全評価を中心に述べる。なお、ATR型炉の安全研究として、別途動力炉・核燃料開発事業団を中心に、シビアアクシデント挙動に関する研究も実施されている。

2 安全研究の特徴

ATR実証炉は、冷却材が約7 MPaの沸騰軽水である点で、BWR(沸騰水型軽水炉)と類似している点が多いが、下記に示すようにBWRと異なる特徴も持っていることから、安全研究では、これらに着目した検討を実施している。

- (1) 独立2ループの再循環系を持っていること。
- (2) 小口径配管の入口管・出口管群を持っていること。
- (3) 減速材として重水を用い、冷却材(軽水)と分離されていること。

3 安全評価手法の概要¹⁾

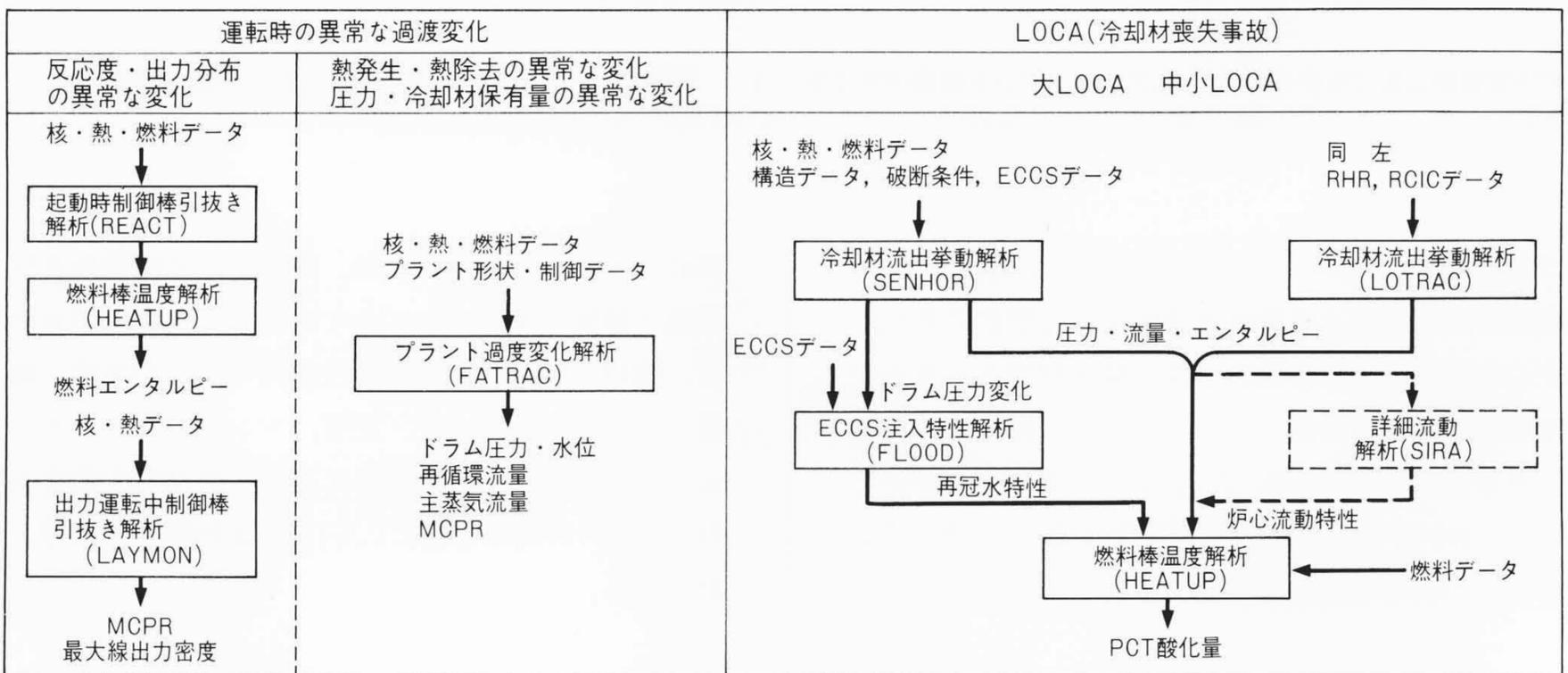
安全評価は、圧力管型炉での特徴を考慮し、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針について」(以下、「安全評価指針」と言う。)を参考とし、軽水炉と同等の安全評価を行うこととしている。図1は、安全評価のために開発された解析コードシステムを示したものであり、「運転時の異常な過渡変化」の解析用コードシステムと、LOCA(冷却材喪失事故)解析用のコードシステムに大別することができる。開発された解析コードシステムについては、「ふげん」の起動試験解析による妥当性検証²⁾、および動力炉・核燃料開発事業団 大洗工学センターATR安全性試験装置による実規模の実験結果を反映して、精度の向上などが図られている。

4 安全評価の概要

開発された解析コードシステムを用い安全評価を行った結果、以下に述べるようなATR実証炉の安全性を確認している。

(1) 異常な過渡変化時の安全評価

外部電源喪失などで原子炉再循環ポンプが停止しても、原子炉内に冷却材があれば、自然循環で炉心の冷却を達成できる³⁾。したがって、原子炉再循環ポンプおよび



注：(1) React, HEATUP, LAYMON, FATRAC, SENHOR, FLOOD, LOTRACおよび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 ATR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」および「ECCS性能評価指針」の要求を満たしている。

給水系が止まるような異常事象に対しては、RCIC(隔離給水系)によって原子炉に冷却材を補給するだけで、炉内の自然循環によって崩壊熱を除去でき、炉心冷却性を確保することができる。

なお、異常な過度変化である外部電源喪失を起因とし、さらに発生する確率はきわめて低いが、非常用交流動力電源であるディーゼル発電設備も機能喪失する、全交流動力電源喪失事故まで想定した場合でも、図2に示す解析結果のように、原子炉は自動的にスクラムし、かつ原子炉での発生蒸気を用いるタービン駆動のRCICの自動起動により、原子炉内に冷却水が補給され蒸気ドラム水位の維持ができ、炉心は自然循環によって冷却される。

(2) LOCA時の安全評価

(a) 大LOCA(破損口径の大きな冷却材喪失事故)時の安全評価

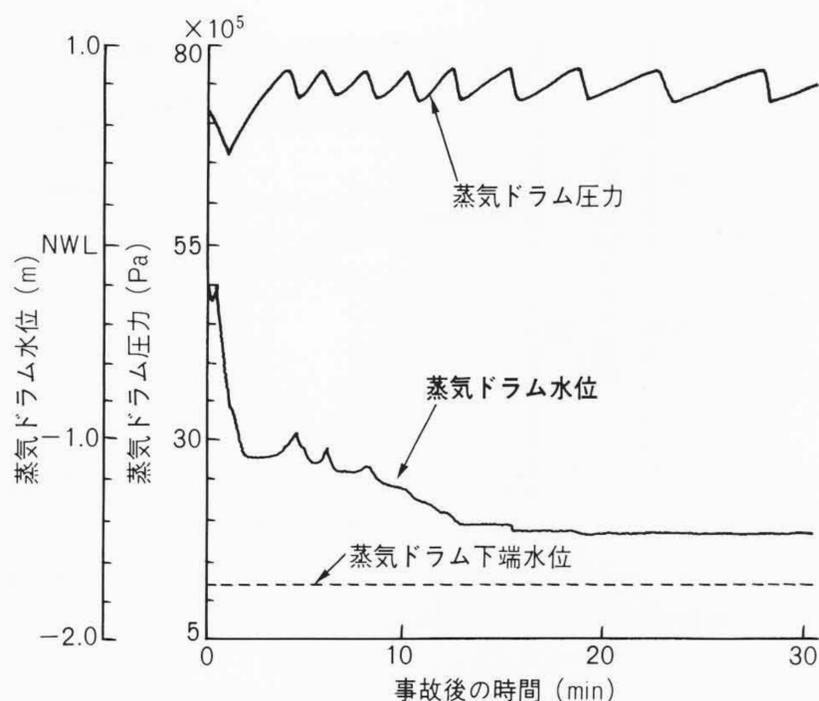
再循環系独立2ループのうち、仮に片方のループで配管破損によるLOCAを想定した場合、当該ループと他のループで別の挙動を示す。

大LOCA時での安全評価では、破損ループおよび非破損ループおのおのについて評価を実施し、それぞれに燃料冷却性が確保されていることを確認している。

破損ループでは、図3に示す解析結果のように、ECCS(非常用炉心冷却系)の自動起動によって冷却水が注入され、燃料冷却性が確保される。また、非破損ループでは、図4に示す解析結果のように、RCICの自動起動により、原子炉内に冷却水が補給され、燃料冷却性が確保される。

(b) 入口管・出口管破損時の安全評価

仮に、入口管・出口管のどこか1か所で破損を想定した場合、当該圧力管内の流動挙動は、他の多くの圧



注：略語説明 NWL (Normal Water Level)

図2 全交流電源喪失事故時解析結果 タービン駆動RCICの自動起動によって原子炉内に冷却水が補給され、蒸気ドラム水位が維持される。

力管内の流動と別の挙動を示す。このような、入口管・出口管破損に対しても、安全評価を行い、当該圧力管内の燃料は破損口への放出流量で冷却されることを確認している。また他の圧力管内の燃料は、ECCSの自動起動による冷却水の注入で、蒸気ドラム水位が維持され、炉心内の自然循環によって冷却されることを確認している。

なお、圧力管については、第一種容器相当の信頼性を確保した設計、製作、品質管理および供用期間中検査を行うことから、破損が起こるとは考えられないが、参考として、仮に圧力管破損が発生した場合の影響評価も実施している。

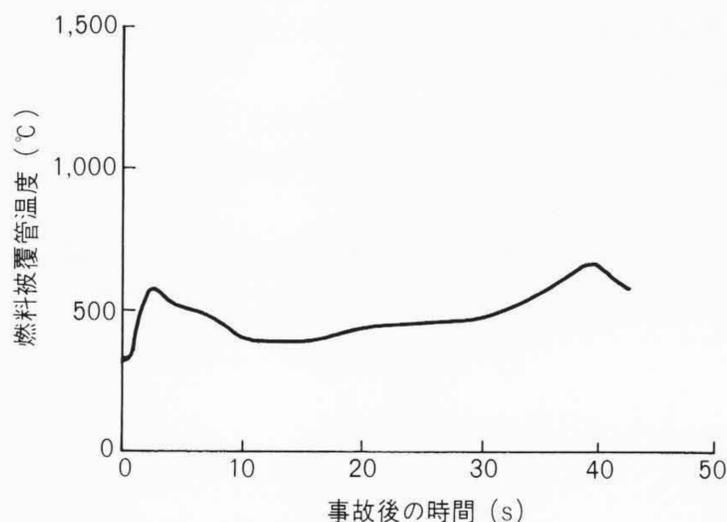
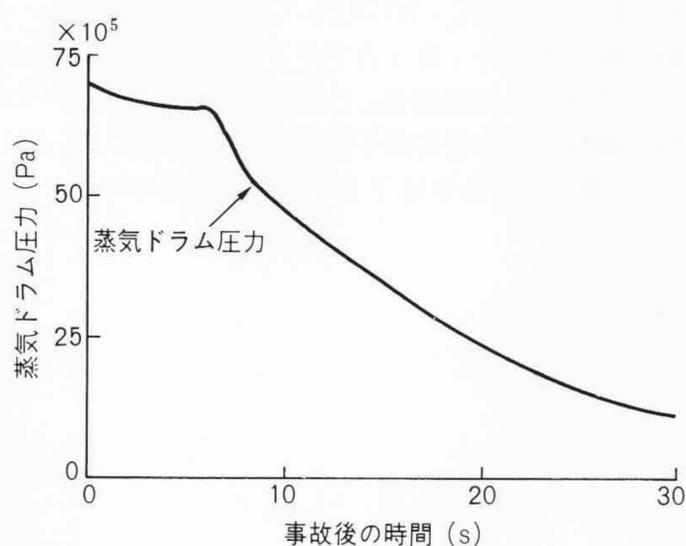


図3 大LOCA時破損ループ側解析結果 ECCS(非常用炉心冷却系)の自動起動によって冷却水が注入され、燃料被覆管最高温度は、指針の判断基準値である1,200°Cを十分下回る。

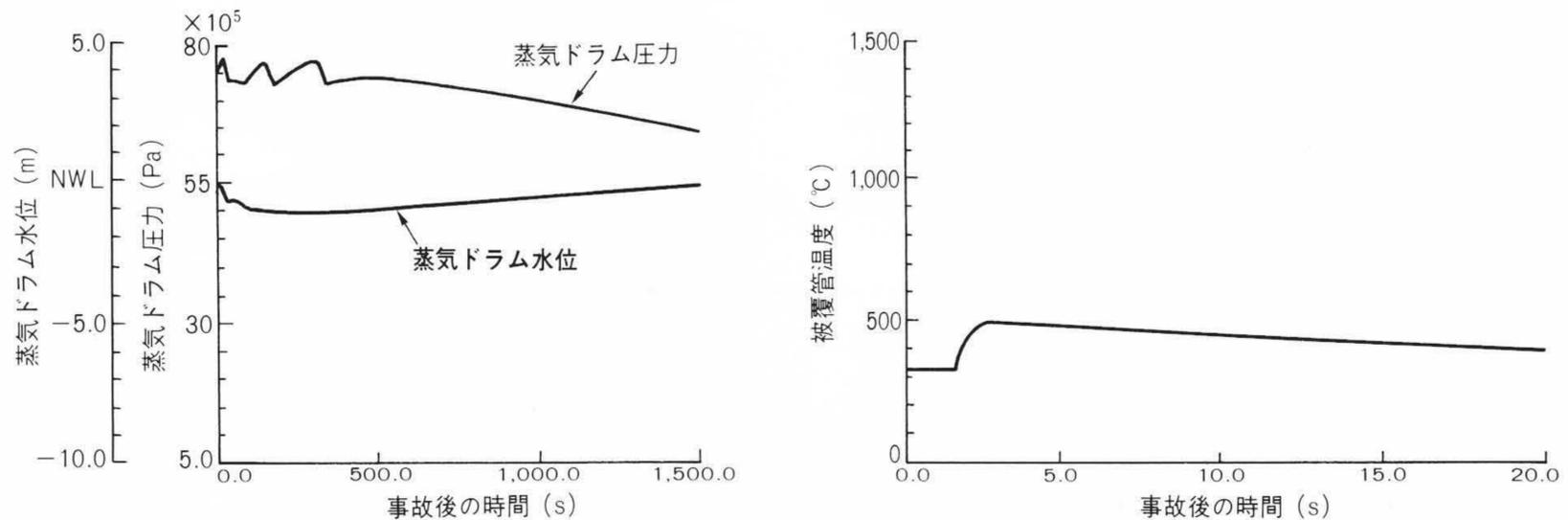


図4 大LOCA時非破損ループ側解析結果 RCICの自動起動によって原子炉内に冷却水が補給され、燃料被覆管最高温度は、指針の判断基準値である1,200°Cを十分下回る。

5 確率論的安全評価手法の開発⁴⁾

上記4章で述べた「安全評価指針」に基づく安全評価(一般的には決定論的安全評価と呼ばれる。)に加え、原子炉の安全性について設計基準外事象まで網羅し、総合的にプラントの安全性を評価する確率論的安全評価^{5),6)}が軽水炉を中心として進められている。そしてATR型炉については、現在圧力管型炉の特徴を考慮した評価手法の開発などを実施しているところである。

ATR実証炉については基本設計段階であることから、主に基本設計の妥当性の確認、現実的な安全裕度の把握などを目的に、検討を行ってきた。

これまでの検討では、仮に、ECCSや崩壊熱を除去する

システムが機能喪失し、軽水による燃料冷却機能が喪失した場合でも、燃料から圧力管・カランドリア管への輻(ふく)射伝熱により、重水による燃料冷却⁷⁾が期待できる可能性があることが明らかになりつつある。

6 おわりに

「ふげん」の起動試験と動力炉・核燃料開発事業団大洗工学センターでの実規模試験などにより、安全評価解析コード群の検証および精度向上を図っている。また、「安全評価指針」を参考に、これらの解析コード群によって安全評価を実施し、ATR実証炉の安全性の確認を行っている。

参考文献

- 1) 速水, 外: 新型転換炉実証炉安全評価手法の開発と実証, 日立評論, 67, 11, 905~908(昭60-11)
- 2) 望月: FATRACコードによる「ふげん」動特性解析, 動燃技報, 79, 22~30(1991-1)
- 3) H. Mochizuki, et al.: Characteristics of Natural Circulation in the ATR Plant, NUPTHO-2, 5-132~5-139(1986)
- 4) 望月, 外: ATRへのPSA手法の適用方法検討, 確率論的安全評価(PSA)に関する国内シンポジウム論文集, UTNL-R-0196(昭-61)
- 5) U. S. NRC: NUREG/CR-2300(1983)
- 6) 佐々木, 外: 原子力プラントの確率論的安全解析支援用プログラムの開発, 日立評論, 62, 9, 633~636(昭55-9)
- 7) 望月: 圧力管型原子炉の重水減速材による炉心冷却能力(第2報), 日本原子力学会「1991春の年会」, D20(1991)