

もんじゅのアクシデントマネジメントレビュー

Accident Management Review of the Fast Breeder Reactor Monju

原子力安全基盤機構	井上 正明	Masaaki INOUE	Non-Member
	遠藤 寛	Hiroshi ENDO	Non-Member
	伊東 智道	Tomomichi ITO	Non-Member

JNES reviewed the accident management for the prototype fast breeder reactor Monju prepared by JAEA according to the direction of NISA. The validity of the accident management for Monju was evaluated from several view points; necessary conditions for the achievement, the suitability of the event sequences applied by the measures, and the effect on the safety function and evaluation. In this paper, the evaluation of the influence of each accident management measures on the safety function is reported.

Keywords: Accident Management, Fast Breeder Reactor, Monju

1. 緒言

独立行政法人日本原子力研究開発機構(以下、JAEA という)は、高速増殖炉研究開発センター高速増殖原型炉もんじゅ原子炉施設(以下、もんじゅという)のアクシデントマネジメント(炉心損傷頻度(CDF: Core Damage Frequency)、格納容器損傷頻度(CFF: Containment Failure Frequency)を低減させるためにとられる措置。以下、AM という)の整備を推進し、平成20年3月にその整備結果を経済産業省に報告した。独立行政法人原子力安全基盤機構(以下、JNES という)は、原子力安全・保安院からの指示に基づき、JAEAとは独立に、JAEAが提出したアクシデントマネジメント整備報告の妥当性を、以下の(1)~(4)により評価した。

- (1) AM策の基本要件の確認; AM実施体制、施設・設備類、手順書などの知識ベース、通報連絡及び教育等の各事項のAM整備上の基本要件への適合性について確認する。
- (2) 事象シーケンスの適切性の確認; AM策で想定されている炉心損傷事象が適切に選定されたものであることを確認する。
- (3) 既存の安全機能への影響評価; AM策が既存の安全機能に悪影響を及ぼさないことを確認する。
- (4) AM策の有効性評価; AM策の有効性を確率論的安全評価(以下、PSA という)に基づいて定量的に評価するとともに、JAEAのPSAを用いて行ったAM策

の有効性評価の技術的妥当性を確認する。

本報では、もんじゅのAM策の概要を整理するとともに、上記の評価の観点のうち、「(3) 既存の安全機能への影響評価」の内容について述べる。

2. もんじゅのアクシデントマネジメント策

もんじゅのAM策については、次の二つに分けることができる。一つは、JAEAが設計段階からPSAにより得られた知見を設計・運用に反映し、整備を進めてきた設計基準を超える事態へ対応する安全性向上策(以下、「AM整備前の安全性向上策」という)であり、既に採用された方策である。もう一つは、JAEAの自主的な保安活動の一環として、もんじゅの安全性や設計基準を超える事態に対応するための緊急時操作手順の実効性を一層向上させることを目的に、今回新たに整備されたAM策(以下、「整備したAM策」という)である。

もんじゅのAM策を、上記の「AM整備前の安全性向上策」と「整備したAM策」で分けて、また、原子炉の安全確保の基本である「止める」、「冷やす」、「閉じ込める」に代表される安全機能毎に分類してTable 1に示す。各AM策の概要を以下に示す。

まず、「止める」に対応する原子炉停止機能に関わる策として、「AM整備前の安全性向上策」では、原子炉の自動停止に失敗した場合の「原子炉手動トリップ」、電源喪失時の原子炉保護系回路に多様性を持たせるための「原子炉保護回路の改良」が挙げられている。ま

連絡先:井上正明、〒105-0001 東京都港区虎ノ門3-17-1 TOKYU REIT 虎ノ門ビル、原子力安全基盤機構原子力システム安全部システム評価室、電話: 03-4511-1826、e-mail: inoue-masaaki@jnes.go.jp

Table 1 Accident Management Measures for Monju

機能	AM整備前における設計段階の安全性向上策	整備したAM策
1. 原子炉停止機能に関わるもの	① 原子炉手動トリップ ② 原子炉保護系回路の改良	① 制御棒保持電源のしゃ断 ② 制御棒駆動機構駆動軸の挿入
2. 炉心冷却機能に関わるもの	③ Arガス系隔離による原子炉容器液位確保操作 ④ 中央制御室で1次系MGセット一括CSを「停止」位置とする操作 ⑤ 現場で1次系MGセット発電機界磁しゃ断器を手動で「切」とする操作 ⑥ 中央制御室での補助冷却設備自然循環移行操作（一括移行スイッチの設置） ⑦ 現場での補助冷却設備自然循環移行操作 ⑧ 補助冷却設備空気冷却器出口止め弁バイパス弁を3系統とも開とする操作 ⑨ 中央制御室でのメンテナンス冷却系緊急起動操作	③ Arガス系隔離による原子炉容器液位確保操作 ④ 1次メンテナンス冷却系サイフォンブレイク ⑤ 1次系高温保持操作 ⑥ 1次主冷却系サイフォンブレイク ⑦ 1次主冷却系ナトリウムの原子炉容器への補給 ⑧ SGによる崩壊熱除熱
3. 安全機能のサポート機能に関わるもの	⑩ 電源復旧（外部電源の復旧、非常用DGの手動起動）	⑨ 空調用冷水の融通による電源確保
4. 放射性物質閉じ込め機能に関わるもの	⑪ 格納容器遠隔隔離操作	⑨ 空調用冷水の融通による電源確保 ⑩ 格納容器の現場での手動隔離操作

た、『整備した AM 策』では、原子炉の自動停止及びその後の手動停止に失敗した場合に、制御棒を落下により挿入させるための「制御棒保持電源のしゃ断」、これに失敗した場合の「制御棒駆動機構駆動軸の挿入」により制御棒を1本ずつ挿入する操作が挙げられている。

次に、「冷やす」に対応する炉心冷却機能に関わる策として、「AM 整備前の安全性向上策」では、1次冷却材の漏えい継続を停止し原子炉の液位を保持する手段として、「Ar ガス系隔離による原子炉容器液位確保操作」、「中央制御室で1次系 MG セット一括 CS(コントロールスイッチ)を「停止」位置とする操作」、「現場で1次系 MG セット発電機界磁しゃ断器を手動で「切」とする操作」が、また、原子炉停止後の補助冷却設備による強制循環除熱に失敗した場合の策として、「中央制御室での補助冷却設備自然循環移行操作」、「現場での補助冷却設備自然循環移行操作」、「補助冷却設備空気冷却器出口止め弁バイパス弁を3系統とも開とする操作」が、さらに補助冷却設備による冷却が全ループで不可能な場合の「中央制御室でメンテナンス冷却系緊急起動操作」が挙げられている。また、『整備した AM 策』では、1次冷却材の漏えい継続の停止等により原子炉の液位を保持する手段として、中央制御室から格納容器内のアルゴンガス系弁の閉止操作を行う「Ar ガス系隔離による原子炉容器液位確保操作」、漏えい箇所と原子炉容器をしゃ断するための「1次メンテナンス冷却系サイフォンブレイク」と「1次主冷却系サイフォンブレイク」、原子炉の液位低下を緩和するための

「1次系高温保持操作」、「1次主冷却系ナトリウムの原子炉容器への補給」が、また、補助冷却系及びメンテナンス冷却系による除熱機能が喪失した場合に、SG予熱ラインを用いて補助蒸気による崩壊熱の除去を行う「SGによる崩壊熱除熱」が挙げられている。

安全機能のサポート機能に関わる策として、『設計段階の安全性向上策』では、外部電源喪失及び非常用ディーゼル発電機の起動に失敗した場合に、復旧可能になったものから復旧する「電源復旧(外部電源の復旧、非常用 DG の手動起動)」操作が挙げられている。また、『整備した AM 策』では、「空調用冷水の融通による電源確保」が挙げられている。

最後に、「閉じ込める」に対応する放射性物質閉じ込め機能に関わる策として、『設計段階の安全性向上策』では、格納容器隔離信号発信による自動の格納容器隔離失敗時に、手動で格納容器隔離信号を送る「格納容器遠隔隔離操作」が挙げられている。また、『整備した AM 策』では、手動信号による格納容器隔離にも失敗した場合の「格納容器の現場での手動隔離操作」と、非常用電源喪失による格納容器隔離失敗に対する「空調用冷水の融通による電源確保」が挙げられている。

3. 既存の安全機能への影響評価

Table 1 に整理したもんじゅの AM 策の妥当性評価の一環として、これらの AM 策が既存の安全機能に影響

しないものであることを以下により評価した。

- (1) 基準・指針類への適合性評価
- (2) 既存の安全設備に対する影響評価
- (3) 安全評価に対する影響確認

また、設計段階の安全性向上策については、対策策定後にナトリウム漏えい対策工事等の改造工事を行っているため、次の(4)も評価の観点として追加した。

- (4) 設計段階の安全性向上策に対する改造工事の影響確認

3.1 基準・指針類への適合性評価

Table 1 に示したもんじゅの AM 策のうち、設備の改造を伴うものは、いずれも「AM 整備前における設計段階の安全性向上策」に分類される以下の 3 項目のみである。

- ・原子炉保護系回路の改良
- ・中央制御室での補助冷却設備自然循環移行操作
- ・中央制御室でのメンテナンス冷却系緊急起動操作

上記以外の AM 策は、設備改造を伴わず、既存の設備を用いて実施するものであることから、基準・指針類への適合性に関しては、設置許可申請や設工認申請により確認済みであるため、ここでは、設備改造を伴う上記の 3 つの AM 策について、関連する安全設計指針を摘出し、指針への適合性が設備改造によって損なわれないものであることを確認した。

3.2 既存の安全設備に対する影響評価

AM 策による既存の安全設備に対する影響評価として、以下の確認を行った。

- ・安全設備の多重性、独立性を阻害しないこと
- ・原子炉冷却材バウンダリの隔離機能を阻害しないこと
- ・格納容器の隔離機能を阻害しないこと
- ・既存設備の安全機能を阻害しないこと

設備改造を伴わない AM 策と設備改造を伴う AM 策では、上記の影響評価の観点は異なったものとなる。すなわち、前者については、AM 策は運転・操作によるものであるため、運転時に誤って AM 策を行った場合の既存の安全機能への影響評価となるのに対し、後者の場合は、これに加え、設備改造による既存の安全機能への影響評価を行う必要がある。

3.1 で挙げた設備改造を伴う AM 策については、設備改造によって上記の安全機能を阻害することはなく、また、他の AM 策を含め、誤操作によって、運転時に AM 策を適用した場合にも、上記の安全機能に悪影響

を及ぼすことがないことが確認できており、もんじゅの AM 策は、既存の安全設備の機能を損なう恐れのないものであると評価する。

3.3 安全評価に対する影響確認

もんじゅの AM 策は、設計段階の安全性向上策、整備した AM 策ともに、設計基準を超える状態において実施するものであるため、設計基準事象について評価した既存の安全評価の条件及び結果に影響を与えることはない。

3.4 設計段階の安全性向上策に対する改造工事の影響確認

AM 策のうち、設計段階の安全性向上策は、ナトリウム漏えい対策工事等の改造工事以前に立案されたものであることから、改造工事によって AM 策に影響が生じないこと、もしくは、影響がある場合には、その対応が図られている必要がある。

全 11 項目の設計段階の安全性向上策について、改造工事の影響について確認した結果、補助冷却設備による自然循環除熱流路確保のための現場での弁手動操作に関し、当該弁の駆動部が保温材で覆われ、手動ハンドルが取り外されていることについて、運転手順書に手動ハンドル取付に必要な手順が記載され、対処可能な状況になっていること、残りの AM 策については、改造工事後の現状の設備に適用可能なことを確認した。

4. 結言

JNES は、原子力安全・保安院からの指示に基づき、JAEA の整備した「もんじゅ」の AM の妥当性について評価した。評価の観点は、冒頭述べたように、「AM 策の基本要件の確認」、「事象シーケンスの適切性の確認」、「既存の安全機能への影響評価」及び「AM 策の有効性評価」の 4 点であるが、このうち、「既存の安全機能への影響評価」について、本報告で述べたように、設計段階の安全性向上策、整備した AM 策のいずれにおいても、技術的には問題のないものであることを確認した。

今後、もんじゅの運転再開後の運用に際しては、AM 策に関連する設備の保全について、保全プログラムにおいて、リスク重要度に応じた適切な対応が図られる必要があると考える。

今後、整備した AM 策が適切に運用できるように教育・訓練計画を具体的に立案し、確実に実施することが望まれる。