

高速増殖原型炉もんじゅ 配管設計の応力解析における不備に対する 報告書に関する再発防止対策の実施状況について

高速増殖原型炉もんじゅ（定格出力 28.0 万 kW）は、平成 20 年 4 月 10 日に原子力安全・保安院より指示された「配管設計の応力解析における不備への対応について」※に基づき、配管に関する応力評価の結果及び、構造強度解析を行ったメーカ（以下、「当該メーカ」という。）と（独）日本原子力研究開発機構（以下「当機構」という。）における原因究明と再発防止対策について「高速増殖原型炉もんじゅ配管設計の応力評価における不備に対する報告書」をとりまとめ、平成 20 年 4 月 30 日に報告を行いました。（平成 20 年 4 月 30 日お知らせ済み）

この報告書において、当機構が実施することを定めた再発防止対策の実施状況を、平成 21 年 5 月 15 日、原子力安全・保安院に報告いたしました。今後、解析調査等による許認可解析に関する品質確保の取り組みを続けることにより、解析業務に関して信頼性の一層の向上に努めていきます。

○再発防止対策及び水平展開の実施状況

（１）当該メーカにおける再発防止対策実施状況

計算機プログラムの作成・検証においては、「インターフェイス仕様の整合性チェックシート」を運用することなどについて社内規定に定めた。

（２）当機構における再発防止対策の実施状況

前述（１）に記載の当該メーカによる再発防止対策の実施状況を、当該メーカから当機構に提出された「品質保証計画書」で規定したことを確認した。

一方、当機構は、品質マネジメントシステムにおいて、受注者が行なう設計の確認を確実に行うこと等を規定・運用し、再発防止を図っている。

（３）当該メーカ以外の解析メーカのプログラム確認

点検は、原子力機構を含む 9 社に対し、延べ 173 プログラムについて実施した。その結果、現在使用されている許認可申請に係る計算機プログラムについて、解析メーカ各々の管理により適切に検証が行われていることを確認した。

なお、原子炉容器の強度計算を実施した解析メーカ（以下、「A社」という。）において昭和 60 年に実施した強度計算のうち、高速増殖原型炉もんじゅに特有な、原子炉容器液面近傍等を対象とした技術基準（高速原型炉第 1 種容器）の応力評価プログラムについて、地震力の不要な重ね合わせをしていたこと及び、熱応力による弾性追従ひずみが足されなかったことが認められた。これらについては再評価の結果、何れも許容値を十分下回り満足しており、安全に影響を与えるものではなかったことを確認した。

A社は、発生した不適合の再発防止対策として、

① 入力条件は、チェックシートでダブルチェックする。

② 作業手順をマニュアル化し標準として規定する。

を実施するとしており、当機構においても、これらの内容がA社において適切に行われていることを確認していく。

※平成 20 年 3 月 27 日に開催された原子力安全・保安院の審議会において、東京電力株式会社より報告された柏崎刈羽原子力発電所 7 号機の配管に係る構造強度解析を行ったメーカの計算機プログラムにおけるデータ処理の問題により、評価結果の一部に誤りがあることが確認されたことによる。