

平成 20 年 4 月 30 日
独立行政法人
日本原子力研究開発機構
敦賀本部

高速増殖原型炉もんじゅの配管設計の応力解析における 不備に関する再評価結果および原因と再発防止対策について

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評価の一部と（独）原子力安全基盤機構が実施した同発電所 7 号機の配管に係る構造強度評価結果とが異なることが確認されたため再確認を行ったところ、同発電所 7 号機の構造強度解析を行ったメーカー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ました。

上記に関し、平成 20 年 4 月 10 日に原子力安全・保安院から指示文書「配管設計の応力解析における不備への対応について」（平成 20・04・10 原院第 1 号）を受領しました。

「もんじゅ」の配管に関する構造強度解析の結果、今回の誤りを指摘された計算機プログラムに係る点検過程で、今回の不備に加えて「もんじゅ」用に使用していたプログラム部分において、応力計算式の読み込み、単位換算およびインターフェイスでの手入力データの一部の誤りにかかる不備があったことが判明したため、それについても修正して応力評価を実施しました。

再評価の結果、いずれも最大応力発生点における再評価値が許容値を満足しており、安全上の問題がないことを確認しました。

これらのことについて、根本的な原因究明を行い、再発防止対策をとりまとめ、本日、原子力安全・保安院に報告しましたので、お知らせします。

今後とも、安全の確保を最優先に透明性の確保を図りながら、業務を進めるとともに、このたび取りまとめた再発防止対策を着実に実施してまいります。

以 上

添付資料；高速増殖原型炉もんじゅの配管設計の応力解析における
不備に関する再評価結果および原因と再発防止対策の概要

(添付資料)

平成20年4月30日
日本原子力研究開発機構

高速増殖原型炉もんじゅの配管設計の応力解析における 不備に関する再評価結果および原因と再発防止対策の概要

1. 経緯および指示文書への対応

(1) 経緯

- 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評価の一部と(独)原子力安全基盤機構が実施した同発電所7号機の配管に係る構造強度評価結果と異なることが確認されたため再確認を行ったところ、同発電所7号機の構造強度解析を行ったメーカー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。
- 本事象について、平成20年4月10日に原子力安全・保安院から「配管設計の応力解析における不備への対応について」(平成20・04・10原院第1号)(以下、「指示文書」という。)を受領した。
- 当機構においての「もんじゅ」の配管に関する構造強度解析の結果、および当該メーカーと当機構における根本的な原因究明と再発防止対策について報告するものである。

(2) 影響範囲

今回の不適合事象に係る影響範囲は以下のとおりである。

- ナトリウム冷却型高速増殖炉発電所の原子炉施設に関する構造等の技術基準(以下「構造等の技術基準」という)に示す第1種管(高温、低温)および第3種管の高温部の分岐部を含む応力解析を行った範囲

(3) 指示文書への対応

- 原子力安全・保安院からの指示に基づき、当該メーカーが上記影響範囲において実施したもんじゅにおける以下の構造強度評価の再評価を実施した。
 - a. 設計及び工事の方法の認可申請書における配管分岐部の応力解析
 - b. 「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」改訂(平成18年9月20日改訂)に伴う耐震安全性評価結果報告書における配管分岐部の構造強度評価
- 根本的な原因究明を行い、再発防止対策の検討を実施した。

2. 再評価結果

再評価を実施した結果は、いずれも最大応力発生点における応力値が許容値を満足しており、安全上の問題がないことを確認した。(別紙参照)

3. 原因

(1) 当該メーカーにおける調査結果

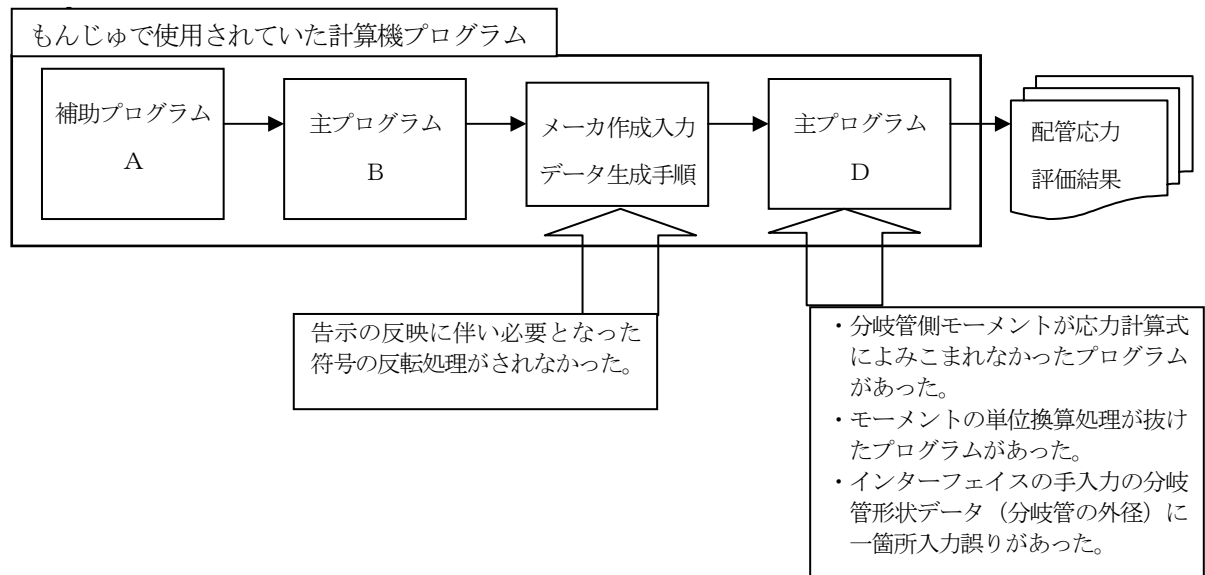
- 昭和54年に、軽水炉用を基にもんじゅ専用の計算機プログラムの原型が完成し、主プログラムとその主プログラム間のデータ授受のための補助プログラムから構成さ

れている。(下図参照)

- 昭和55年に告示501号^{*1}が改訂され、配管分岐部の評価式が新たに規定されたことから、主プログラムDの必要な改造を実施した。その際、同告示の規定を反映するために、主プログラムDに入力する際、符号を反転させる処理が必要であったが、処理されなかった。

*1:「構造等の技術基準」の一部は、発電用原子力設備に関する構造等の技術基準(告示501号)に準拠している。

- 主プログラムDの改造後の検証作業においても、符号を反転させる処理が抜けていることを確認できなかった。
- 上記の確認・再計算過程において、もんじゅ専用計算機主プログラムDの1つについて、分岐管に係るプログラムに計算式が抜けていることを確認した。このことにより、全ての配管の強度評価プログラムについて確認を実施したところ、単位換算が正しく行われずに計算しているプログラムがあることを確認した。また、インターフェイスでの手入力データである分岐管形状データ(分岐管の外径)に一箇所入力誤りがあることを確認した。



(2) 当機構における調査結果

- 当機構は、設工認申請に係るメーカー提出図書の確認に際し、解析条件と解析結果の確認を行っていた。但し、計算機プログラムの妥当性を確認しなかった。
- 耐震バックチェックにおいては、評価対象となった分岐部に関して設工認に記載された応力に対する応答倍率法による評価を行っており、計算機プログラムは使用していない。
- 当該メーカーに対して耐震バックチェック作業に係る監査を行ったが、当該メーカーの他プラントの耐震評価における入力データ誤りによる不適切な評価があった事例に鑑み入力データの正確性に着目したものであった。

(3) 根本的な原因究明の結果

当該メーカーにおける以下の対応が不十分であった。

- 計算機プログラム作成業務において、プログラム間の受け渡しデータの仕様(単位、桁数、符号)等を明確にして、整合性を確認する具体的な要領が不明確であった。
- 告示等の応力評価の考え方や計算式が変更された時の計算機プログラムに対する影響評価、検討が不十分であった。
- プログラム開発における検証方法・検証結果の検討が不十分であった。
- インターフェイスでの手入力データのチェックが不十分であり、メインプログラムDへの入力誤りを摘出できなかった。

4. 再発防止対策

(1) 当該メーカーにおける再発防止対策

- 今後の計算機プログラムの作成・検証においては、「受け渡しデータの整合性チェックシート」を運用すること、プログラム間での入出力データを比較照合すること等の具体的な要領を社内規定に定めて実施する。なお、今回の当該計算機プログラムで誤りのあった主プログラム間のデータ受け渡しについては、データの整合性チェックシートにより、符号の反転処理以外に不整合がないことを確認するとともに、その他の主、補助プログラム等に問題のないことを確認した。
- 告示等が変更された時の計算機プログラムに対する影響評価、プログラム改良に伴う検証作業においては、専門的な知識を有する技術者による評価会議を引き続き実施し、プログラム間の受け渡しデータの整合性を含め検証する。
- 今後、計算機プログラムの使用時には、当該の計算機プログラムの検証結果を確認し、最新の計算機プログラムの検証ルールと比較して不足している場合には、必要な再検証を実施することを、社内ルールに定め、適切な検証がなされるようにする。
- インターフェイスでの手入力データについて、チェックを実施して正しいかどうかを確認すべきこと及びその具体的な手順を社内ルールに定めて実施する。

(2) 当機構における再発防止対策

- 現在、許認可に伴う解析においては、受注者に対して、仕様書の中で解析業務の管理に関する要求を行い、解析実施状況調査によりその要求事項が正しく行われていることを確認することで、品質向上を図っており、引き続きこれらの活動を確実に実施する。
- 当該メーカーにおいて実施される上記の再発防止策が適切に行われていることを確認していくことを当機構規定に定め、解析実施状況調査によりその実施状況を確認していく。
- 当該メーカーが作成・改造した許認可解析に用いている計算機プログラムについて、当該メーカーが適切な方法で検証していることを確認した。また、他メーカーが作成・改造した計算機プログラムについても、適切な方法で検証されていることを確認していく。
- インターフェイスでの手入力数値に誤りがあったことから、当該メーカーが行った許認可解析について、今回確認を行った解析以外のものについて、インターフェイスでの手入力数値を点検し、問題のないことを確認した。

(3) 本不適合の情報共有

- 本不適合については、当機構ホームページに登録・公開し、産官学における情報共有を行う。

以 上

分岐管部の構造強度再評価結果

(別紙)

【高温配管】※1

系統No.	系統名	配管No.	管種	評価区分	評価点	設工認図書への影響 ※4						耐震安全性評価 報告書への影響			判定
						一次応力 ＜PL+PL*+PB+PB*＞ (kg/mm ²)			ひずみの制限 ※3 Sn (kg/mm ²)			一次応力 ＜PL+PL*+PB+PB*＞ (MPa)			
						記載値	再評価	評価 基準値	記載値	再評価	評価 基準値	記載値	再評価	評価 基準値	
120	1次ナトリウムオーバフロー系	PSOF-007	第1種管	BDS ※2	21T	16.4 (161)	11.4 (112)	25 (245)	33.1 (325)	29.3 (288)	64.2 (629)	234	169	245	○
		PSOF-008	第3種管	BDS ※2	17T	4.7 (47)	4.7 (47)	14.9 (146)	17.1 (168)	18.3 (180)	25.7 (252)	—	—	—	○
		PSOF-010	第3種管	BDS ※2	2T	6.6 (65)	6.5 (64)	14.9 (146)	19.7 (194)	19.7 (194)	25.7 (252)	—	—	—	○
		PSOF-011	第3種管	BDS ※2	5T	2.5 (25)	10.5 (103)	14.9 (146)	18.4 (181)	33.3 (327)	64.2 (629)	—	199 ※5	243	○
					14E	5.5 (54)	—		25.4 (250)	—	25.7 (252)	130	—		
130	1次ナトリウム純化系	PSPF-001	第3種管	BDS ※2	24 T	3.3 (33)	1.9 (19)	14.9 (146)	16.9 (166)	17.1 (168)	25.7 (252)	—	—	—	○
		PSPF-002	第3種管	BDS ※2	31T	2.6 (26)	2.9 (29)	15.6 (152)	22.1 (217)	19.6 (193)	27.8 (272)	—	—	—	○

※1 高温クリープ領域で使用する配管
※2 高速原型炉第1種機器の高温構造設計指針
※3 一次＋二次応力の制限
※4 ()内数値はS I単位系を示し、単位はMPaで示す。
※5 PSOF-011の再評価を実施したところ最大応力点が14E（エルボ）から5T（分岐部）に変更。

【低温配管】※6

系統No.	系統名	配管No.	管種	評価区分	評価点	設工認図書への影響 ※4														耐震安全性評価 報告書への影響			判定
						一次応力 S (kg/mm ²)			一次＋二次応力 Sn (kg/mm ²)			熱膨張応力 Se (kg/mm ²)			一次＋二次 (熱曲げを除く) 応力 Sc (kg/mm ²)			疲労評価		一次応力 S (MPa)			
						記載値	再評価	評価 基準値	記載値	再評価	評価 基準値	記載値	再評価	評価 基準値	記載値	再評価	評価 基準値	疲れ累積係数	評価 基準値	記載値	再評価	評価 基準値	
430	1次メンテナンス冷却系	PMCL-004	第1種管	低温1P	29	8.1 (80)	14.5 (143)	29.1 (285)	8.1 (80)	39.9 (392)	38.1 (373)	—	24.5 (241)	38.1 (373)	—	36.0 (354)	38.1 (373)	U = 0.0001 U+Us1 = 0.0003 U+Us2 = 0.0001	1.0	225	251	285	○

※6 非クリープ領域で使用する配管

(注1) 応力値は設工認記載に合わせて旧単位で記載し、 ()内数値はS I単位系で単位はMPaで示す。
(注2) 耐震安全性評価報告書は発生値/評価基準値の裕度が最も小さい代表点での評価であるため、変更となるのはPSOF-007、PSOF-011、PMCL-004の3箇所となる。