

志賀原子力発電所 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年4月30日
北陸電力株式会社

当社は、配管設計の応力解析における不備（計算機プログラムの不備）への対応^{※1}として、志賀原子力発電所1，2号機について正しい計算機プログラムによる再計算結果、根本的な原因と再発防止対策についてとりまとめ、本日、原子力安全・保安院、石川県および志賀町等に報告しましたので、お知らせいたします。

【再計算結果】

- ・正しいプログラムを使用して再計算を行った結果、1号機・2号機ともに発生する応力は許容値を十分満足しており、構造強度および安全上の問題がなかったことを確認した。

【根本的な原因】

- [メーカー] ・プログラムを作成する際に、データ受け渡しの整合性(符号処理など)を確認する具体的要領が不明確だった。
 - ・規格の改正時に、プログラムへの影響評価・検討が不十分だった。
 - ・プログラムの検証(正しいかどうかの確認)時に、データ受け渡しの整合性確認方法・結果に対する検討が不十分だった。
- [当社] ・入力データおよび出力結果は確認していたが、プログラムそのものの妥当性に関しての確認、検証は実施していなかった。

【再発防止対策】

- [メーカー] ・プログラムを作成する際に、データ受け渡しの整合性が確実に図られるようチェックシートを作成、これを運用する等具体的要領を明確化する。
 - ・「デザインレビュー会議(既設置)」で規格改正時にプログラムへの影響評価・検討を十分に行う。
 - ・上記会議で、データ受け渡しの整合性確保の観点から十分に検討を行う。
- [当社] ・プログラムのメーカーでの検証・変更管理状況の記録の提出を求め、検証方法・結果の妥当性を確認する。

なお、2号機については、正しい計算機プログラムによる応力解析結果を4月10日に原子力安全・保安院および関係自治体にお知らせしています。（同日お知らせ済み）

添付資料：「志賀原子力発電所 配管設計の応力解析における不備への対応」

※1 原子力安全・保安院からの指示（4月10日付）

- ①誤りがあった計算機プログラムを使用して応力解析を行った配管分岐部に対して、修正した計算機プログラムを使用して応力解析を実施し、その結果を4月30日までに報告
- ②今回配管設計の応力解析に不備が生じたことの根本的な原因を究明し、その再発防止対策についても、併せて報告

以 上

志賀原子力発電所 配管設計の応力解析における不備への対応

1. 経緯

平成20年3月27日の原子力安全・保安院の審議会で、東京電力柏崎刈羽原子力発電所7号機における配管応力解析結果が原子力安全基盤機構のチェック結果と異なっていた。

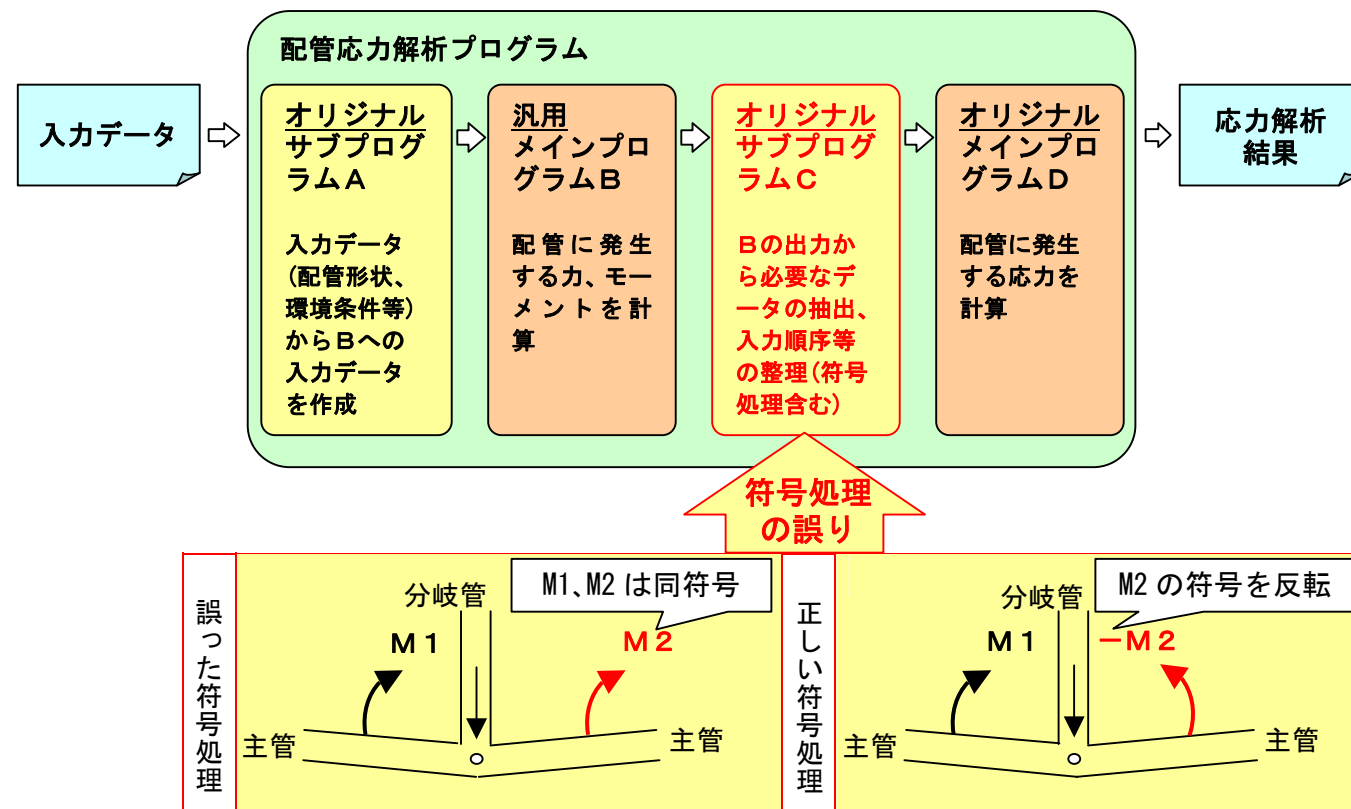
志賀原子力発電所について調査した結果、解析を行ったメーカーの計算機プログラムに不備があり、配管の分岐部の応力解析結果が誤っていることを確認した。また、他のプログラムに不備がないかを確認したところ、不備のあったサブプログラムと同一のサブプログラムを使用しているプログラム1件を確認した。

原子力発電所の安全上重要な配管の設計では、応力（圧力、地震荷重、自重などによって配管に発生する力）が許容値以下であることを確認している。この応力の計算に使用している計算機プログラムを「配管応力解析プログラム」という。

■ 不備の内容

配管応力解析プログラムは、2つのメインプログラムと2つのサブプログラムで構成されている。不備のあった2件のプログラムは、メインプログラム間のデータ受け渡しを行うオリジナル（メーカーが作成）のサブプログラムCにおいて、配管分岐部の応力を計算する場合のモーメント（物体を回転させようとする力）の符号の処理が誤っていたため、誤った応力解析結果が出力された。

配管応力解析プログラム 概要図



2. 修正した計算機プログラムによる再計算の結果

今回不備のあったプログラムを使用した配管分岐部の応力解析について、正しいプログラムを使用して再計算を行った。

その結果、符号処理の誤りによる影響は小さく、発生する応力が許容値を十分満足しており、構造強度に問題がなく、安全上の問題もないことを確認した。（別紙）

3. 不備が発生した根本的な原因

(1) メーカーにおける原因

- ①オリジナルプログラムを作成する際に、データ受け渡し（インターフェイス）の整合性（符号をそのまま使うか反転処理するかなど）を確認する具体的要領が不明確だった。
- ②規格（符号処理のルール記載）の改正時に、プログラムへの影響評価・検討が不十分だった。
- ③プログラムの検証（正しいかどうかの確認）時に、インターフェイスの整合性確認方法・結果に対する検討が不十分だった。

(2) 当社における原因

- ①当社では入力データに誤りがなく、出力結果が基準値を満足していることを確認していたが、当該プログラムは十分な使用実績があり、適正であると判断していたことから、プログラムそのものの妥当性に関する確認、検証は実施していなかった。このため、プログラム内のデータ受け渡しで発生した今回の誤りを発見できなかった。

4. 再発防止対策

(1) メーカーにおける再発防止対策

- ①計算機プログラムを作成する際に、インターフェイス整合性が確実に図られるようにするためのチェックシートを作成、これを運用する等具体的要領を明確化し、規則に明記した。
- ②デザインレビュー会議（既設置）で規格改正時にプログラムへの影響評価・検討を十分に行う。
- ③上記の会議で、インターフェイスの整合性確認方法・結果について十分な検討を行う。

(2) 当社における再発防止対策

- ①今後、当社は、原子炉設置許可、工事計画認可に係る解析業務で使用する計算機プログラムについて、メーカーでの検証・変更管理状況（検証方法・評価に関する記録）の提出を求め、プログラム検証方法・結果の妥当性の確認を行うこととし、規則に明記した。

5. 他の計算機プログラムに対する調査結果

志賀原子力発電所で当該メーカーが原子炉設置許可、工事計画認可で使用している計算機プログラム全48件（オリジナル37件、汎用11件）について調査を行った。

不備があったのは、今回不備があったのと同じサブプログラムを使用した1件のみであった。

その他のオリジナルプログラム36件は適切に検証されており、不備がないことを確認した。汎用プログラム11件は、十分な使用実績があり信頼性が高いことから妥当と判断し、確認の対象外とした。

以上

**志賀原子力発電所 配管設計の応力解析における不備
修正したプログラムによる再計算の結果**

■志賀1号機

a. 工事計画認可申請書 添付書類 (*)

評価対象設備	発生応力 [MP a]		許容応力 [MP a]
	従来の評価値	再評価値	
主蒸気系配管	184	188	374
原子炉冷却材再循環系配管	114	116	260
残留熱除去系配管	66	65	154
高圧炉心スプレイ系配管	21	55	150
低圧炉心スプレイ系配管	28	28	150
給水系配管	83	106	374

* 確認を行った配管のうち各系統での発生応力/許容応力が最も大きいものを記載

b. 能登半島地震を踏まえた耐震安全性確認結果

評価対象設備	基準地震動	発生応力 [MP a]		許容応力 [MP a]
		従来の評価値	再評価値	
主蒸気系配管	S ₁	190	199	274
	S ₂	246	254	366
原子炉冷却材再循環系配管	S ₁	131	131	274
	S ₂	151	151	366
給水系配管	S ₁	77	105	274
	S ₂	75	106	366

■志賀2号機

a. 工事計画認可申請書 添付書類 (*)

評価対象設備	発生応力 [MP a]		許容応力 [MP a]
	従来の評価値	再評価値	
主蒸気系配管	114	128	180
残留熱除去系配管	75	97	154
原子炉隔離時冷却系配管	55	55	154
高圧炉心注水系配管	64	66	154
復水給水系配管	152	155	374
ほう酸水注入系配管	95	95	208
可燃性ガス濃度制御系配管	4	17	154
不活性ガス系配管	61	64	150

* 確認を行った配管のうち各系統での発生応力/許容応力が最も大きいものを記載

b. 能登半島地震を踏まえた耐震安全性確認結果

評価対象設備	基準地震動	発生応力 [MP a]		許容応力 [MP a]
		従来の評価値	再評価値	
主蒸気系配管	S ₂	220	236	375
残留熱除去系配管	S ₁	180	180	209
	S ₂	212	212	363
原子炉隔離時冷却系配管	S ₁	125	125	182
	S ₂	148	148	363
高圧炉心注水系配管	S ₁	84	84	188
	S ₂	107	107	431
復水給水系配管	S ₁	151	151	182
	S ₂	162	162	363
ほう酸水注入系配管	S ₁	117	117	188
	S ₂	126	126	209

c. 「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」の改訂に伴う耐震安全性評価結果 中間報告書

評価対象設備	基準地震動	発生応力 [MP a]		許容応力 [MP a]
		従来の評価値	再評価値	
主蒸気系配管	S _s -1	293	294	374
	S _s -2	265	266	
	S _s -3	270	272	

配管設計の応力解析における不備に対する報告書の概要

1. 経緯および指示文書への対応

(1) 経緯

- 平成 19 年 7 月 16 日に発生した新潟県中越沖地震を踏まえ、東京電力(株)において、柏崎刈羽原子力発電所における各設備の点検・評価を実施しているが、同発電所 7 号機における配管の構造強度評価結果の一部が誤っていることが確認された。これを受け、当社も調査を行ったところ、志賀原子力発電所における配管の構造強度評価結果の一部が誤っていることを確認した。
- 構造強度評価結果が誤っていた原因は、解析を実施したメーカーの計算機プログラムの一部に問題があったものである。このため、プログラムのデータ処理を修正したうえで、配管の構造強度を再評価した結果、誤りの影響は小さく、評価基準値を十分満足していることを確認した。
- このたびの事象を踏まえ、4 月 10 日、原子力安全・保安院から、当該メーカーが過去に実施した構造強度評価に関して、問題のあった計算機プログラムのデータ処理を修正したうえで、構造強度の再評価を実施し報告すること、ならびに根本的な原因究明と再発防止対策について併せて報告する旨の指示文書を受領した。

(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。

- 昭和 55 年に旧告示 501 号が制定された以降のクラス 1 配管（旧告示第 1 種管）の分岐部を含む応力解析
〔旧告示制定により、クラス 1 配管（旧告示第 1 種管）の分岐部の応力算定について、モーメントの符号の扱いについて規定された。〕
- 平成 6 年に旧告示 501 号が改正された以降のクラス 2 配管（旧告示第 3 種管）の分岐部を含む応力解析
〔旧告示改正により、クラス 2 配管（旧告示第 3 種管）の分岐部の応力算定について、モーメントの符号の扱いについて規定された。〕

(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志賀原子力発電所 1 号機及び 2 号機の構造強度評価における次の資料について、構造強度評価の再評価を実施した。
 - 工事計画認可申請書における配管分岐部の構造強度評価
 - 能登半島地震を踏まえた志賀原子力発電所の耐震安全性確認における配管分岐部の構造強度評価
 - 「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」の改訂に伴う耐震安全性評価結果 中間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。

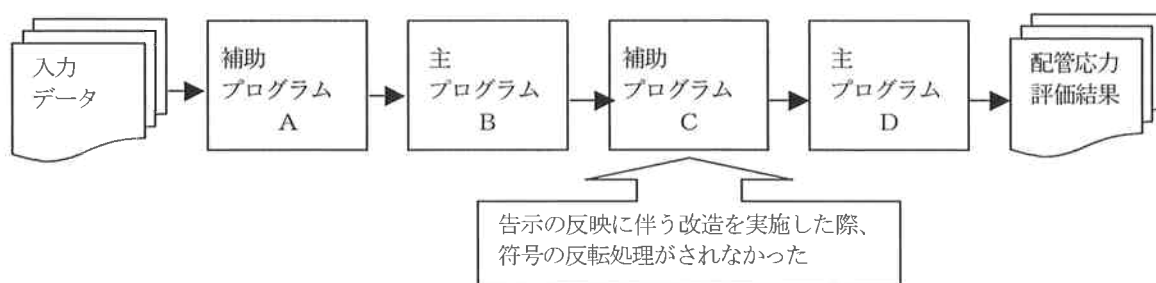
2. 再評価結果

再評価を実施した結果は、いずれの発生応力も許容値を十分満足しており、構造強度に問題がなく、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50年に現在の計算機プログラムの原型が完成し、複数の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号が制定され、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、補助プログラムCに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。
- ・ 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。



(2) 当社における調査結果

- ・ メーカーから提出された工事計画認可申請に係る図書の確認に際し、設計条件、入出力データ等の情報提供を予めメーカーに求め、確認を実施している。
- ・ 当該計算機プログラムは、十分な使用実績があり、妥当と判断していた。また、プログラムの内容は専門的であり当社が確認する事項とはしていなかったため、当該メーカーから提出された図書の確認に際しては、入力データに誤りがないこと及び評価結果が基準等を満足していることは確認したが、モーメントの符号の取り違えに気付かなかった。

(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。
- ・ プログラム検証業務において、プログラム間の受け渡しデータの整合性確認の方法・結果に対する検討が不十分であった。

また、当社においては、現在実施している入出力データの確認では今回の不適合のように解析結果に与える影響がわずかであるような事象は発見できなかった。

4. 再発防止対策

(1) 当該メーカーにおける再発防止対策

- ・ 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整合性を確実に図るようするため、計算機プログラムの作成・検証においては、プログラム間の受け渡しデータの整合性チェックシートの運用等の具体的な要領を社内規格に定め実施する。

なお、当該計算機プログラムで誤りのあった補助プログラムに関して、プログラム間の受け渡しデータの整合性チェックシートを用い、符号の反転処理以外に不整合がないことを確認した。また、その他の主、補助プログラム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・検討を、専門的な知識を有する技術者による評価会議で確認する。
- ・ プログラム検証におけるプログラム間の受け渡しデータの整合性確認方法・結果に対する検討を、専門的な知識を有する技術者による評価会議で確認する。

(2) 当社における再発防止対策

- ・ 今後、原子炉設置許可申請及び工事計画認可申請に係る機器等の設計、評価を実施する際は、役務調達時にメーカーに対し、使用するプログラムの作成・変更管理と十分な検証を実施することを要求することとし、メーカーで実施したプログラムの作成・変更管理及び検証に係る状況に関する記録を提出させることとした。
- ・ 調達する上記役務の検証時に、これまで実施してきた設計条件、入出力データの確認及び解析の手順等の確認に加え、今回メーカーで実施する再発防止対策も含め、プログラムの作成・変更管理の状況及び検証方法と検証結果の妥当性について確認することとした。
- ・ これらについて、社内規則に明記した。

(3) その他のプログラムの点検

当該メーカーにおいては、現在、計算機プログラムの開発、改良にあたっては、専門的な知識を有する技術者による評価会議等を実施し、適正な品質管理が行われているものの、今回の不適合は昭和 55 年に改良された計算機プログラムであることに鑑み、その他の計算機プログラムについて点検を行った。

- ・ 志賀原子力発電所の当該メーカーが許認可に伴う解析に使用しているプログラム 48 件のなかから同種の補助プログラム 10 件を抽出し、プログラム間の受け渡しデータの整合性の確認を行った結果、今回不適合が確認された計算機プログラムの当該補助プログラムをそのまま移植した表計算ソフトを使用している同じ内容の不適合 1 件を確認した。

当該表計算ソフトを使用して応力解析を実施している 2 号機のドライウェルスプレイ管及びサプレッションチェンバスプレイ管について再評価を実施した結果は、許容値を十分満足しており、構造強度に問題がなく、安全上の問題がないことを確認した。

(別紙参照)

上記表計算ソフト以外については、プログラム間の受け渡しデータの整合性に同様の不適合がないこと、主プログラムについては適切な方法で検証が行われていることを確認した。

- ・ 志賀原子力発電所の許認可に伴う解析に使用している主プログラムのうち、当該メーカーが開発した主プログラム 27 件について、適切な方法で検証が行われ、信頼性が確保されていることを確認した。

なお、他のメーカーが開発した主プログラムやプログラム間の受け渡しデータの整合性についても、適切な検証が行われ信頼性は確保されていると考えられるが、念のため、引続き点検を行っていくこととする。

5. 本不適合の情報共有

今回の不適合は、原子力施設情報公開ライブラリー (NUC I A) に登録、公開し、産官学における情報共有を行う。

6. まとめ

- ①再評価の結果は許容値を満足しており、構造強度に問題がなく、安全上の問題はなかった。
- ②当該メーカーの根本的な原因は、当該プログラムの改良を行った際にプログラム間の受け渡しデータの確認が不足していたこと、およびプログラム検証方法・検証結果の検討が不足していたことであり、また当社の根本的な原因はプログラム入出力のデータ確認のみを行っていたことであった。
- ③当該メーカーの再発防止対策は、新たにプログラム間の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、および現在実施している専門的な知識を有する技術者による評価会議にて、プログラム間の受け渡しデータの整合性確保の観点から十分に検討を行うこととし、その旨を当該メーカーの社内規格に明記した。
また、当社の再発防止対策は、当該メーカーにおける本事象の再発防止対策の実施状況を確認するとともに、プログラムが検証されていることを確認することとし、その旨を当社の社内規則に明記した。

以上のことから、原子炉の安全性には問題なく、根本的な原因が究明され、再発防止対策が確実に実施されていることを確認した。

以 上

配管の構造強度の再評価結果

(1) 志賀原子力発電所1号機 工事計画書

表1 志賀原子力発電所1号機 配管の構造強度の再評価結果(1/2)

系統	配管種別 ※1, 2	一次応力評価 (発生応力)			一次+二次応力評価 (発生応力)			疲労評価 (疲労累積係数)		
		プログラム 修正前 (MPa)	プログラム 修正後 (MPa)	許容値 (MPa)	プログラム 修正前 (MPa)	プログラム 修正後 (MPa)	許容値 (MPa)	プログラム 修正前 (-)	プログラム 修正後 (-)	許容値 (-)
主蒸気系	クラス1	181	184	374	498	498	375	0.0832	0.0957	1
主蒸気系	クラス1	168	169	374	484	484	375	0.2064	0.3002	1
主蒸気系	クラス1	181	183	374	545	545	375	0.1401	0.1385	1
主蒸気系	クラス1	184	188	374	517	517	375	0.1496	0.1979	1
原子炉冷却材再循環系	クラス1	114	116	260	284	284	354	0.0073	0.0086	1
原子炉冷却材再循環系	クラス1	144	144	364	335	335	366	0.2447	0.2447	1
給水系	クラス1	83	105	374	104	104	366	0.1998	0.1998	1
給水系	クラス1	83	106	374	104	104	366	0.1998	0.1998	1
残留熱除去系	クラス2	32	55	150						
残留熱除去系	クラス2	66	65	154						

※1：クラス1配管では、一次応力及び一次+二次応力について分岐部の応力を算出する際に主管・分岐管のモーメントの符号を考慮して計算することが規定されている。一次+二次応力が許容値を超えた場合には、弾塑性を考慮した疲労評価を行う。疲労評価の結果許容値を満足していれば、設備は健全である。

※2：クラス2配管では、一次応力について分岐部の応力を算出する際に主管・分岐管のモーメントの符号を考慮して計算することが規定されている。一次+二次応力の応力を算出する際には、モーメントの符号を考慮することは要求されていない。

表1 志賀原子力発電所1号機 配管の構造強度の再評価結果 (2/2)

系統	配管種別 ※2	一次応力評価 (発生応力)			一次+二次応力評価 (発生応力)			疲労評価 (疲労累積係数)		
		プログラム 修正前 (MPa)	プログラム 修正後 (MPa)	許容値 (MPa)	プログラム 修正前 (MPa)	プログラム 修正後 (MPa)	許容値 (MPa)	プログラム 修正前 (-)	プログラム 修正後 (-)	許容値 (-)
残留熱除去系	クラス2	19	53	150						
高圧炉心スプレイ系	クラス2	21	55	150						
低圧炉心スプレイ系	クラス2	28	28	150						

※2：クラス2配管では、一次応力について分岐部の応力を算出する際に主管・分岐管のモーメントの符号を考慮して計算することが規定されている。

一次+二次応力の応力を算出する際には、モーメントの符号を考慮することは要求されていない。

(2) 志賀原子力発電所2号機 工事計画書

表2 志賀原子力発電所2号機 配管の構造強度の再評価結果(1/3)

系統	配管種別 ※1, 2	一次応力評価 (発生応力)			一次+二次応力評価 (発生応力)			疲労評価 (疲労累積係数)		
		プログラム修正前 (MPa)	プログラム修正後 (MPa)	許容値 (MPa)	プログラム修正前 (MPa)	プログラム修正後 (MPa)	許容値 (MPa)	プログラム修正前 (-)	プログラム修正後 (-)	許容値 (-)
主蒸気系	クラス1	172	173	374	248	248	375	0.0389	0.1108	1
主蒸気系	クラス1	127	134	374	168	168	375	0.0236	0.0755	1
主蒸気系	クラス1	175	179	374	324	324	375	0.0245	0.0580	1
主蒸気系	クラス1	138	140	374	210	210	375	0.0266	0.0865	1
残留熱除去系	クラス1	184	184	364	417	417	366	0.0686	0.1058	1
高圧炉心注水系	クラス1	105	108	364	194	194	366	0.0018	0.0035	1
ほう酸水注入系	クラス1	95	95	208	250	250	282	0.0015	0.0039	1
ほう酸水注入系	クラス1	84	84	208	272	272	282	0.0004	0.0006	1
復水給水系	クラス1	152	155	374	381	381	375	0.1455	0.1455	1
復水給水系	クラス1	144	146	374	356	356	375	0.1148	0.1148	1

※1：クラス1配管では、一次応力及び一次+二次応力について分岐部の応力を算出する際に主管・分岐管のモーメントの符号を考慮して計算することが規定されている。一次+二次応力が許容値を超えた場合には、弾塑性を考慮した疲労評価を行う。疲労評価の結果許容値を満足していれば、設備は健全である。

※2：クラス2配管では、一次応力について分岐部の応力を算出する際に主管・分岐管のモーメントの符号を考慮して計算することが規定されている。一次+二次応力の応力を算出する際には、モーメントの符号を考慮することは要求されていない。

表2 志賀原子力発電所2号機 配管の構造強度の再評価結果(2/3)

系統	配管種別 ※2	一次応力評価 (発生応力)			一次+二次応力評価 (発生応力)			疲労評価 (疲労累積係数)		
		プログラム修正前 (MPa)	プログラム修正後 (MPa)	許容値 (MPa)	プログラム修正前 (MPa)	プログラム修正後 (MPa)	許容値 (MPa)	プログラム修正前 (-)	プログラム修正後 (-)	許容値 (-)
主蒸気系	クラス2	114	128	180	/					
残留熱除去系	クラス2	59	79	154						
残留熱除去系	クラス2	75	97	154						
残留熱除去系	クラス2	37	37	150						
残留熱除去系	クラス2	49	68	154						
残留熱除去系	クラス2	46	48	154						
残留熱除去系	クラス2	40	47	154						
残留熱除去系	クラス2	42	62	154						
残留熱除去系	クラス2	47	58	154						
原子炉隔離時冷却系	クラス2	11	11	154						
原子炉隔離時冷却系	クラス2	55	55	154						
原子炉隔離時冷却系	クラス2	18	18	154						
原子炉隔離時冷却系	クラス2	34	34	189						
原子炉隔離時冷却系	クラス2	49	49	154						
高圧炉心注水系	クラス2	48	58	189						
高圧炉心注水系	クラス2	60	62	154						
高圧炉心注水系	クラス2	55	47	154						

※2：クラス2配管では、一次応力について分岐部の応力を算出する際に主管・分岐管のモーメントの符号を考慮して計算することが規定されている。

一次+二次応力の応力を算出する際には、モーメントの符号を考慮することは要求されていない。

表2 志賀原子力発電所2号機 配管の構造強度の再評価結果 (3/3)

系統	配管種別 ※2	一次応力評価 (発生応力)			一次+二次応力評価 (発生応力)			疲労評価 (疲労累積係数)		
		プログラム修正前 (MPa)	プログラム修正後 (MPa)	許容値 (MPa)	プログラム修正前 (MPa)	プログラム修正後 (MPa)	許容値 (MPa)	プログラム修正前 (-)	プログラム修正後 (-)	許容値 (-)
高圧炉心注水系	クラス2	64	66	154	/					
高圧炉心注水系	クラス2	36	49	189						
ほう酸水注入系	クラス2	17	17	189						
可燃性ガス濃度制御系	クラス2	4	17	154						
可燃性ガス濃度制御系	クラス2	14	15	154						
不活性ガス系	クラス2	38	38	150						
不活性ガス系	クラス2	61	64	150						
不活性ガス系	クラス2	12	12	154						
復水給水系	クラス2	46	46	180						
ドライウェルスプレイ管	クラス2	16	28	154						
サブプレッションチェンバ スプレイ管	クラス2	15	32	154						

※2：クラス2配管では、一次応力について分岐部の応力を算出する際に主管・分岐管のモーメントの符号を考慮して計算することが規定されている。

一次+二次応力の応力を算出する際には、モーメントの符号を考慮することは要求されていない。

(3) 志賀原子力発電所 1号機 能登半島地震を踏まえた志賀原子力発電所の耐震安全性確認

表3 志賀原子力発電所 1号機 能登半島地震を踏まえた志賀原子力発電所の耐震安全性確認の再評価結果
[単位：N/mm²]

系統		系統の最大応力			備考
		プログラム 修正前	プログラム 修正後	許容値	
< 基準地震動 S ₁ >					
主蒸気系配管	MS-PD-1	190	199	274	
原子炉冷却材再循環系配管	PLR-PD-2	131	131	274	
給水系配管	FDW-PD-1	77	105	274	
< 基準地震動 S ₂ >					
主蒸気系配管	MS-PD-1	246	254	366	
原子炉冷却材再循環系配管	PLR-PD-2	151	151	366	
給水系配管	FDW-PD-2	75	106	366	

※ 平成 20 年 4 月 10 日付報告「柏崎刈羽原子力発電所 7 号機における配管の構造強度評価結果の一部誤りに対する当社プラントの構造強度再評価結果の報告について」では、現在の実機の状態を反映したモデルで評価を実施したが、能登半島地震を踏まえた耐震安全性確認では、建設当時の配管モデルの状態での工事計画認可申請書の発生応力を基に、能登半島地震と基準地震動 S₁、S₂との床応答スペクトル比率を用いた応答倍率法で確認を行っているため、今回の再評価にあたっては、能登半島地震の報告書と同一の配管モデルである建設当時の配管モデルで再評価を実施した。

(4) 志賀原子力発電所2号機 能登半島地震を踏まえた志賀原子力発電所の耐震安全性確認

表4 志賀原子力発電所2号機 能登半島地震を踏まえた志賀原子力発電所の耐震安全性確認の再評価結果

[単位：N/mm²]

系統	系統の最大応力			備考	
	プログラム修正前	プログラム修正後	許容値		
<基準地震動 S ₁ >					
残留熱除去系配管	RHR-R-5	180	180	209	
原子炉隔離時冷却系配管	RCIC-R-4	125	125	182	
高圧炉心注水系配管	HPCF-R-1	84	84	188	
復水給水系配管	FDW-T-1	151	151	182	
ほう酸水注入系配管	HPCF-PD-1	117	117	188	
<基準地震動 S ₂ >					
主蒸気系配管	MS-PD-1	220	236	375	
残留熱除去系配管	RHR-R-5	212	212	363	
原子炉隔離時冷却系配管	RCIC-R-4	148	148	363	
高圧炉心注水系配管	HPCF-R-1	107	107	431	
復水給水系配管	FDW-T-1	162	162	363	
ほう酸水注入系配管	HPCF-PD-1	126	126	209	

※ 平成20年4月10日付報告「柏崎刈羽原子力発電所7号機における配管の構造強度評価結果の一部誤りに対する当社プラントの構造強度再評価結果の報告について」では、現在の実機の状態を反映したモデルで評価を実施したが、能登半島地震を踏まえた耐震安全性確認では、建設当時の配管モデルの状態での工事計画認可申請書の発生応力を基に、能登半島地震と基準地震動 S₁、S₂との床応答スペクトル比率を用いた応答倍率法で確認を行っているため、今回の再評価にあたっては、能登半島地震の報告書と同一の配管モデルである建設当時の配管モデルで再評価を実施した。

(5) 志賀原子力発電所2号機 耐震安全性評価結果 中間報告書

表5 志賀原子力発電所2号機 耐震安全性評価の再評価結果 (中間報告書変更箇所)

[単位: MPa]

系統	系統の最大応力			備考
	プログラム 修正前	プログラム 修正後	許容値	
< 基準地震動 S _s -1 >				
主蒸気系配管	293	294	374	
残留熱除去系配管	228	228	364	
< 基準地震動 S _s -2 >				
主蒸気系配管	265	266	374	
残留熱除去系配管	317	317	364	
< 基準地震動 S _s -3 >				
主蒸気系配管	270	272	374	
残留熱除去系配管	281	281	364	