

(1) 添 付 資 料

目 次

資料 1 発電用原子炉の設置の許可との整合性に関する説明書

資料 1-1 発電用原子炉設置変更許可申請書「本文（五号）」との整合性

資料 1-2 発電用原子炉設置変更許可申請書「本文（十一号）」との整合性

資料 2 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書

資料 3 クラス 1 機器の応力腐食割れ対策に関する説明書

資料 4 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書

資料 5 耐震性に関する説明書

資料 6 強度に関する説明書

資料 6-1 強度評価の基本方針

資料 6-2 強度評価方法

資料 6-3 強度評価結果

資料 7 蒸気発生器の基礎に関する説明書

資料 8 流体振動又は温度変動による損傷の防止に関する説明書

資料 9 設計及び工事に係る品質マネジメントシステムに関する説明書

資料 9-1 設計及び工事に係る品質マネジメントシステムに関する説明書

資料 9-2 本設工認に係る設計の実績、工事及び検査の計画

資料 1 発電用原子炉の設置の許可との整合性に関する説明書

目 次

資料 1－1 発電用原子炉設置変更許可申請書「本文（五号）」との整合性

資料 1－2 発電用原子炉設置変更許可申請書「本文（十一号）」との整合性

資料 1－1 発電用原子炉設置変更許可申請書「本文（五号）」との整合性

目 次

頁

1. 発電用原子炉の設置の許可との整合性	T3-添1-1-1/E
----------------------------	-------------

1. 発電用原子炉の設置の許可との整合性

今回の届出は、高浜発電所第3号機第24回定期事業者検査にて蒸気発生器伝熱管の施栓にあたり、平成30年9月12日付け関原発第284号にて届け出た工事計画（以下、「既工事計画届出書」という。）に記載した蒸気発生器の加熱面積及び伝熱管の本数を変更するものである。

平成27年2月12日付け原規規発第1502121号にて許可された発電用原子炉設置変更許可申請書（以下、「原子炉設置変更許可申請書」という。）の添付書類八の加熱面積及び伝熱管の本数は設備仕様として当該設置変更許可申請の段階で設備が保有する値を記載しており、添付書類十の安全性評価解析においては、製造時の加熱面積から10%を減じた加熱面積を考慮している。これを踏まえて当該設置変更許可に関連して届け出た既工事計画届出書の加熱面積及び伝熱管の本数は添付書類八と整合した値としており、同解析条件である施栓率10%を超えない値であることを確認している。

今回の届出において設計確認値は同解析条件である施栓率10%を超えない値としており、また、変更後の加熱面積及び伝熱管の本数は、原子炉設置変更許可申請書の添付書類八の設備仕様から今回の施栓を考慮した値に変更となるが、B蒸気発生器及びC蒸気発生器の施栓率はそれぞれ約4.0%及び約3.6%となり、同設計確認値を上回るものであることを確認している。従って、今回の工事計画の変更に係る内容は、既工事計画届出書と同様に、原子炉設置変更許可申請書の安全性評価解析条件を逸脱せず、発電用原子炉の設置の許可に抵触するものではない。

なお、「基本設計方針」については、平成27年8月4日付け原規規発第1508041号、平成30年11月26日付け原規規発第18112673号、令和元年8月19日付け原規規発第19081911号及び令和2年7月9日付け原規規発第2007091号にて認可された工事計画（以下「既工事計画」という。）から変更はなく、既工事計画において確認された整合性に変更はない。

資料 1－2 発電用原子炉設置変更許可申請書「本文（十一号）」との整合性

目 次

	頁
1. 概要	T3-添1-2-1
2. 基本方針	T3-添1-2-1
3. 記載の基本事項	T3-添1-2-1
4. 発電用原子炉の設置の許可との整合性	
十一、発電用原子炉施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な	
体制の整備に関する事項	T3-添1-2-2

1. 概要

本資料は、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（以下「法」という。）第43条の3の8第1項の許可を受けたところによる設計及び工事の計画であることが法第43条の3の9第3項第1号で認可基準として規定されており、当該基準に適合することを説明するものである。

2. 基本方針

設計及び工事の計画が高浜発電所 発電用原子炉設置変更許可申請書（以下「設置許可申請書」という。）の基本方針に従った詳細設計であることを、設置許可申請書との整合性により示す。

設置許可申請書との整合性は、設置許可申請書「本文（十一号）」と設計及び工事の計画のうち「Ⅳ．設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」について示す。

なお、変更の工事において、変更に係る内容が許可の際の申請書等の記載事項でない場合においては、許可に抵触するものでないため、本資料には記載しない。

3. 記載の基本事項

(1) 説明書の構成は比較表形式とし、左欄から「本文」、「設計及び工事の計画」、「整合性」及び「備考」を記載する。

(2) 説明書の記載順は、「本文（十一号）」に記載する順とする。

4. 発電用原子炉の設置の許可との整合性

発電用原子炉の設置の許可との整合性

設置許可申請書（本文（十一号））	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備 考
十一、発電用原子炉施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の整備に関する事項を以下のとおりとする。 A. 1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉 1. 目的 発電用原子炉施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の整備に関する事項（以下「品質管理に関する事項」という。）は、<u>発電所の安全を達成・維持・向上させるため、「原子力施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の基準に関する規則」（以下「品管規則」という。）に基づく品質マネジメントシステムを確立し、実施し、評価確認し、継続的に改善することを目的とする。</u> 2. 適用範囲 <u>品質管理に関する事項は、高浜発電所の保安活動に適用する。</u> 3. 定義 <u>品質管理に関する事項における用語の定義は、次に掲げるもののほか品管規則に従う。</u> (1) 原子炉施設 核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第43条の3の5第2項第5号に規定する発電用原子炉施設をいう。 (2) 原子力部門 当社の品質マネジメントシステムに基づき、原子炉施設を運営管理（運転開始前の管理を含む。）する各組織（組織の最小単位）の総称をいう。	1. 設計及び工事に係る品質マネジメントシステム <u>当社は、原子力発電所の安全を達成・維持・向上させるため、健全な安全文化を育成し及び維持するための活動を行う仕組みを含めた原子炉施設の設計、工事及び検査段階から運転段階に係る保安活動を確実に実施するための品質マネジメントシステムを確立し、「高浜発電所原子炉施設保安規定」（以下「保安規定」という。）の品質マネジメントシステム計画（以下「保安規定品質マネジメントシステム計画」という。）に定めている。</u> <u>「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」（以下「設工認品質管理計画」という。）は、保安規定品質マネジメントシステム計画に基づき、設計及び工事に係る具体的な品質管理の方法、組織等の計画された事項を示したものである。</u> 2. 適用範囲・定義 2.1 適用範囲 <u>設工認品質管理計画は、高浜発電所3号機原子炉施設の設計、工事及び検査に係る保安活動に適用する。</u> 2.2 定義 <u>設工認品質管理計画における用語の定義は、以下を除き保安規定品質マネジメントシステム計画に従う。</u> (1) 実用炉規則 実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則（昭和53年12月28日通商産業省令第77号）をいう。 (2) 技術基準規則 実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（平成25年6月28日原子力規制委員会規則第6号）をいう。 (3) 実用炉規則別表第二対象設備 実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則（昭和53年12月28日通商産業省令第77号）の別表第二「設備別記載事項」に示された設備をいう。 (4) 適合性確認対象設備 設計及び工事の計画（以下「設工認」という。）に基づき、技術基準規則への適合性を確保するために必要となる設備をいう。	設置許可申請書（本文（十一号））において、設計及び工事の計画の内容は以下のとおり満足している。 設計及び工事の計画では、高浜発電所原子炉施設保安規定に品質マネジメントシステム計画を定め、その品質マネジメントシステム計画に従い設工認品質管理計画を定めていることから整合している。（以下、設置許可申請書（本文十一号）に対応した設計及び工事の計画での説明がない箇所については、保安規定品質マネジメントシステム計画にて対応していることを以て整合している。） 設計及び工事の計画の適用範囲は、設置許可申請書（本文十一号）の適用範囲に示す高浜発電所の保安活動に包含されていることから整合している。 設計及び工事の計画では、設置許可申請書（本文十一号）に基づき定めている高浜発電所原子炉施設保安規定の品質マネジメントシステム計画の用語の定義に従っていることから整合している。	

発電用原子炉の設置の許可との整合性

設置許可申請書（本文（十一号））	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備 考																																												
4. 品質マネジメントシステム 4.1 品質マネジメントシステムに係る要求事項 (1) 原子力部門は、品質管理に関する事項にしたがって、品質マネジメントシステムを確立し、実施するとともに、その実効性を維持するため、その改善を継続的に行う。 (2) 原子力部門は、保安活動の重要度に応じて品質マネジメントシステムを確立し、運用する。この場合、次に掲げる事項を適切に考慮する。 a. 原子炉施設、組織、又は個別業務の重要度及びこれらの複雑さの程度 b. 原子炉施設若しくは機器等の品質又は保安活動に関連する原子力の安全に影響を及ぼすおそれのあるもの及びこれらに関連する潜在的影響の大きさ c. 機器等の故障若しくは通常想定されない事象の発生又は保安活動が不適切に計画され、若しくは実行されたことにより起こり得る影響 (3) 原子力部門は、原子炉施設に適用される関係法令（以下「関係法令」という。）を明確に認識し、品管規則に規定する文書その他品質マネジメントシステムに必要な文書（記録を除く。以下「品質マネジメント文書」という。）に明記する。	3. 設工認における設計、工事及び検査に係る品質管理の方法等 設工認における設計、工事及び検査に係る品質管理は、保安規定品質マネジメントシステム計画に基づき以下のとおり実施する。 3.2.1 設計及び工事のグレード分けの適用 設工認におけるグレード分けは、原子炉施設の安全上の重要性に応じて以下のとおり行う。 設計・調達の管理に係るグレード分け（原子炉施設） <table><tr><th>重要度※</th><th>グレードの区分</th></tr><tr><td>次のいずれかに該当する工事 ○クラス1の設備に係る工事 ○クラス2の設備に係る工事 ・クラス2の設備のうち、「安全設計審査指針」でいう「重要度の特に高い安全機能を有する系統」は、クラス1に分類 ○クラス3の設備及びその他の設備のうち、発電への影響度区分がR3「その故障がプラント稼動にほとんど影響を及ぼさない設備」を除く設備に係る工事</td><td>Aクラス 又は Bクラス</td></tr><tr><td>上記以外の設備に係る工事</td><td>Cクラス</td></tr></table> ※：上記の「クラス1～3」は、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」のクラス1～3であり、発電への影響度区分との関係は以下のとおり。 <table><tr><th rowspan="2">発電への 影響度区分</th><th colspan="7">安全上の機能別重要度区分</th></tr><tr><th colspan="2">クラス1</th><th colspan="2">クラス2</th><th colspan="2">クラス3</th><th rowspan="2">その他</th></tr><tr><th></th><th>PS-1</th><th>MS-1</th><th>PS-2</th><th>MS-2</th><th>PS-3</th><th>MS-3</th></tr><tr><td>R1</td><td colspan="2" rowspan="3">A</td><td colspan="4" rowspan="2">B</td><td rowspan="3">C</td></tr><tr><td>R2</td></tr><tr><td>R3</td></tr></table> R1：その故障により発電停止となる設備 R2：その故障がプラント運転に重大な影響を及ぼす設備（R1を除く） R3：上記以外でその故障がプラント稼動にほとんど影響を及ぼさない設備 設計・調達の管理に係るグレード分け（原子炉施設のうち重大事故等対処施設） <table><tr><th>重要度</th><th>グレードの区分</th></tr><tr><td>○特定重大事故等対処施設 ○重大事故等対処設備（常設設備）</td><td>SA常設</td></tr><tr><td>○重大事故等対処設備（可搬設備）</td><td>SA可搬（工事等含む） 又は SA可搬（購入のみ）</td></tr></table> 3.6.2 供給者の選定 調達を主管する箇所の長は、設工認に必要な調達を行う場合、原子力の安全に及ぼす影響や供給者の実績等を考慮し、「3.2.1 設計及び工事のグレード分けの適用」に示す重要度に応じてグレード分けを行い管理する。 3.6.3 調達製品の調達管理 業務の実施に際し、原子力の安全に及ぼす影響に応じて、調達管理に係るグレード分けを適用する。	重要度※	グレードの区分	次のいずれかに該当する工事 ○クラス1の設備に係る工事 ○クラス2の設備に係る工事 ・クラス2の設備のうち、「安全設計審査指針」でいう「重要度の特に高い安全機能を有する系統」は、クラス1に分類 ○クラス3の設備及びその他の設備のうち、発電への影響度区分がR3「その故障がプラント稼動にほとんど影響を及ぼさない設備」を除く設備に係る工事	Aクラス 又は Bクラス	上記以外の設備に係る工事	Cクラス	発電への 影響度区分	安全上の機能別重要度区分							クラス1		クラス2		クラス3		その他		PS-1	MS-1	PS-2	MS-2	PS-3	MS-3	R1	A		B				C	R2	R3	重要度	グレードの区分	○特定重大事故等対処施設 ○重大事故等対処設備（常設設備）	SA常設	○重大事故等対処設備（可搬設備）	SA可搬（工事等含む） 又は SA可搬（購入のみ）	設計及び工事の計画では、設置許可申請書（本文十一号）に基づき定めている高浜発電所原子炉施設保安規定の品質マネジメントシステム計画に従い品質管理を行うことから整合している。 設計及び工事の計画では、設置許可申請書（本文十一号）に基づき定めている高浜発電所原子炉施設保安規定の品質マネジメントシステム計画に従い設計のグレード分けを行うことから整合している。 設計及び工事の計画では、設置許可申請書（本文十一号）に基づき定めている高浜発電所原子炉施設保安規定の品質マネジメントシステム計画に従い調達のグレード分けを行うことから整合している。	
重要度※	グレードの区分																																														
次のいずれかに該当する工事 ○クラス1の設備に係る工事 ○クラス2の設備に係る工事 ・クラス2の設備のうち、「安全設計審査指針」でいう「重要度の特に高い安全機能を有する系統」は、クラス1に分類 ○クラス3の設備及びその他の設備のうち、発電への影響度区分がR3「その故障がプラント稼動にほとんど影響を及ぼさない設備」を除く設備に係る工事	Aクラス 又は Bクラス																																														
上記以外の設備に係る工事	Cクラス																																														
発電への 影響度区分	安全上の機能別重要度区分																																														
	クラス1		クラス2		クラス3		その他																																								
	PS-1	MS-1	PS-2	MS-2	PS-3	MS-3																																									
R1	A		B				C																																								
R2																																															
R3																																															
重要度	グレードの区分																																														
○特定重大事故等対処施設 ○重大事故等対処設備（常設設備）	SA常設																																														
○重大事故等対処設備（可搬設備）	SA可搬（工事等含む） 又は SA可搬（購入のみ）																																														

発電用原子炉の設置の許可との整合性

設置許可申請書（本文（十一号））	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備 考
(4) 原子力部門は、品質マネジメントシステムに必要なプロセスを明確にするとともに、そのプロセスを原子力部門に適用することを決定し、次に掲げる業務を行う。 a. プロセスの運用に必要な情報及び当該プロセスの運用により達成される結果を文書で明確にする。 b. プロセスの順序及び相互の関係を明確にする。 c. プロセスの運用及び管理の実効性の確保に必要な原子力部門の保安活動の状況を示す指標（以下「保安活動指標」という。）並びに当該指標に係る判定基準を明確に定める。 d. プロセスの運用並びに監視及び測定（以下「監視測定」という。）に必要な資源及び情報が利用できる体制を確保する（責任及び権限の明確化を含む。）。 e. プロセスの運用状況を監視測定し分析する。ただし、監視測定することが困難である場合は、この限りでない。 f. プロセスについて、意図した結果を得、及び実効性を維持するための措置を講ずる。 g. プロセス及び原子力部門の体制を品質マネジメントシステムと整合的なものとする。 h. 原子力の安全とそれ以外の事項において意思決定の際に対立が生じた場合には、原子力の安全が確保されるようにする。 (5) 原子力部門は、健全な安全文化を育成し、及び維持する。 (6) 原子力部門は、機器等又は個別業務に係る要求事項（関係法令を含む。以下「個別業務等要求事項」という。）への適合に影響を及ぼすプロセスを外部委託することとしたときは、当該プロセスが管理されているようにする。 (7) 原子力部門は、保安活動の重要度に応じて、資源の適切な配分を行う。 4.2 品質マネジメントシステムの文書化 4.2.1 一般 原子力部門は、保安活動の重要度に応じて次に掲げる文書を作成し、当該文書に規定する事項を実施する。 (1) 品質方針及び品質目標 (2) 品質マニュアル (3) 実効性のあるプロセスの計画的な実施及び管理がなされるようにするために、原子力部門が必要と決定した文書 (4) 品管規則の要求事項に基づき作成する手順書、指示書、図面等（以下「手順書等」という。） 4.2.2 品質マニュアル 原子力部門は、品質マニュアルに次に掲げる事項を定める。 (1) 品質マネジメントシステムの運用に係る組織に関する事項 (2) 保安活動の計画、実施、評価及び改善に関する事項 (3) 品質マネジメントシステムの適用範囲 (4) 品質マネジメントシステムのために作成した手順書等の参照情報 (5) プロセスの相互の関係 4.2.3 文書の管理 (1) 原子力部門は、品質マネジメント文書を管理する。 (2) 原子力部門は、要員が判断及び決定をするに当たり、適切な品質マネジメント文書を利用できるよう、品質マネジメント文書に関する次に掲げる事項を定めた手順書等を作成する。 a. 品質マネジメント文書を発行するに当たり、その妥当性を審査し、発行を承認すること。	3.7.1 文書及び記録の管理 (1) 適合性確認対象設備の設計、工事及び検査に係る文書及び記録 設計、工事及び検査に係る組織の長は、設計、工事及び検査に係る文書及び記録を、保安規定品質マネジメントシステム計画に示す規定文書に基づき作成し、これらを適切に管理する。 (2) 供給者が所有する当社の管理下でない設計図書を設計、工事及び検査に用いる場合の管理	設計及び工事の計画では、設置許可申請書（本文十一号）に基づき定めている高浜発電所原子炉施設保安規定の品質マネジメントシステム計画に従い文書管理を行うことから整合している。	

発電用原子炉の設置の許可との整合性

設置許可申請書（本文（十一号））	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備 考
b. 品質マネジメント文書の改訂の必要性について評価するとともに、改訂に当たり、その妥当性を審査し、改訂を承認すること。 c. 品質マネジメント文書の審査及び評価には、その対象となる文書に定められた活動を実施する原子力部門内における各組織の要員を参画させること。 d. 品質マネジメント文書の改訂内容及び最新の改訂状況を識別できるようにすること。 e. 改訂のあった品質マネジメント文書を利用する場合においては、当該文書の適切な制定版又は改訂版が利用しやすい体制を確保すること。 f. 品質マネジメント文書を、読みやすく容易に内容を把握することができるようにすること。 g. 原子力部門の外部で作成された品質マネジメント文書を識別し、その配付を管理すること。 h. 廃止した品質マネジメント文書が使用されることを防止すること。この場合において、当該文書を保持するときは、その目的にかかわらず、これを識別し、管理すること。	設工認において供給者が所有する当社の管理下でない設計図書を設計、工事及び検査に用いる場合、供給者の品質保証能力の確認、かつ、対象設備での使用が可能な場合において、適用可能な図書として扱う。 (3) 使用前事業者検査に用いる文書及び記録 使用前事業者検査として、記録確認検査を実施する場合に用いる記録は、上記(1)、(2)を用いて実施する。		
4. 2. 4 記録の管理 (1) 原子力部門は、品質規則に規定する個別業務等要求事項への適合及び品質マネジメントシステムの実効性を実証する記録を明確にするとともに、当該記録を、読みやすく容易に内容を把握することができ、かつ、検索することができるように作成し、保安活動の重要度に応じてこれを管理する。 (2) 原子力部門は、(1)の記録の識別、保存、保護、検索及び廃棄に関し、所要の管理の方法を定めた手順書等を作成する。			
5. 経営責任者等の責任 5. 1 経営責任者の原子力の安全のためのリーダーシップ 社長は、原子力の安全のためのリーダーシップを発揮し、責任を持って品質マネジメントシステムを確立させ、実施させるとともに、その実効性を維持していることを、次に掲げる業務を行うことによって実証する。 (1) 品質方針を定めること。 (2) 品質目標が定められているようにすること。 (3) 要員が、健全な安全文化を育成し、及び維持することに貢献できるようにすること。 (4) 5. 6. 1に規定するマネジメントレビューを実施すること。 (5) 資源が利用できる体制を確保すること。 (6) 関係法令を遵守することその他原子力の安全を確保することの重要性を要員に周知すること。 (7) 保安活動に関する担当業務を理解し、遂行する責任を有することを、要員に認識させること。 (8) すべての階層で行われる決定が、原子力の安全の確保について、その優先順位及び説明する責任を考慮して確実に行われるようにすること。			
5. 2 原子力の安全の確保の重視 社長は、原子力部門の意思決定に当たり、機器等及び個別業務が個別業務等要求事項に適合し、かつ、原子力の安全がそれ以外の事由により損なわれないようにする。			
5. 3 品質方針 社長は、品質方針が次に掲げる事項に適合しているようにする。 (1) 原子力部門の目的及び状況に対して適切なものであること。 (2) 要求事項への適合及び品質マネジメントシステムの実効性の維持に社長が責任を持って関与すること。			

発電用原子炉の設置の許可との整合性

設置許可申請書（本文（十一号））	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備 考
(3) 品質目標を定め、評価するに当たっての枠組みとなるものであること。 (4) 要員に周知され、理解されていること。 (5) 品質マネジメントシステムの継続的な改善に社長が責任を持って関与すること。 5.4 計画 5.4.1 品質目標 (1) 社長は、原子力部門内における各組織において、品質目標（個別業務等要求事項への適合のために必要な目標を含む。）が定められているようにする。 (2) 社長は、品質目標が、その達成状況を評価し得るものであって、かつ、品質方針と整合的なものとなるようにする。 5.4.2 品質マネジメントシステムの計画 (1) 社長は、品質マネジメントシステムが4.1の規定に適合するよう、その実施に当たっての計画が策定されているようにする。 (2) 社長は、品質マネジメントシステムの変更が計画され、それが実施される場合においては、当該品質マネジメントシステムが不備のない状態に維持されているようにする。この場合において、保安活動の重要度に応じて、次に掲げる事項を適切に考慮する。 a. 品質マネジメントシステムの変更の目的及び当該変更により起こり得る結果 b. 品質マネジメントシステムの実効性の維持 c. 資源の利用可能性 d. 責任及び権限の割当て 5.5 責任、権限及びコミュニケーション 5.5.1 責任及び権限 社長は、原子力部門内における各組織及び要員の責任及び権限並びに原子力部門内における各組織相互間の業務の手順を定めさせ、関係する要員が責任を持って業務を遂行できるようにする。 5.5.2 品質マネジメントシステム管理責任者 (1) 社長は、品質マネジメントシステムを管理する責任者に、次に掲げる業務に係る責任及び権限を与える。 a. プロセスが確立され、実施されるとともに、その実効性が維持されているようにすること。 b. 品質マネジメントシステムの運用状況及びその改善の必要性について、社長に報告すること。 c. 健全な安全文化を育成し、及び維持することにより、原子力の安全の確保についての認識が向上するようにすること。 d. 関係法令を遵守すること。 5.5.3 管理者 (1) 社長は、次に掲げる業務を管理監督する地位にある者（以下「管理者」という。）に、当該管理者が管理監督する業務に係る責任及び権限を与える。 a. 個別業務のプロセスが確立され、実施されるとともに、その実効性が維持されているようにすること。 b. 要員の個別業務等要求事項についての認識が向上するようにすること。 c. 個別業務の実施状況に関する評価を行うこと。 d. 健全な安全文化を育成し、及び維持すること。 e. 関係法令を遵守すること。	3.1 設計、工事及び検査に係る組織（組織内外の相互関係及び情報伝達含む。） 設計、工事及び検査は、本店組織及び発電所組織で構成する体制で実施する。 設計、工事及び検査に係る組織は、担当する設備に関する設計、工事及び検査について責任と権限を持つ。	設計及び工事の計画では、設置許可申請書（本文十一号）に基づき高浜発電所原子炉施設保安規定に品質マネジメントシステム計画を定め、その品質マネジメントシステム計画に従い設工認品質管理計画にて設計、工事及び検査に係る組織を定めていることから整合している。	

発電用原子炉の設置の許可との整合性

設置許可申請書（本文（十一号））	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備 考
(2) 管理者は、(1)の責任及び権限の範囲において、原子力の安全のためのリーダーシップを発揮し、次に掲げる事項を確実に実施する。 a. 品質目標を設定し、その目標の達成状況を確認するため、業務の実施状況を監視測定すること。 b. 要員が、原子力の安全に対する意識を向上し、かつ、原子力の安全への取組を積極的に行えるようにすること。 c. 原子力の安全に係る意思決定の理由及びその内容を、関係する要員に確実に伝達すること。 d. 常に問いかける姿勢及び学習する姿勢を要員に定着させるとともに、要員が、積極的に原子炉施設の保安に関する問題の報告を行えるようにすること。 e. 要員が、積極的に業務の改善に対する貢献を行えるようにすること。 (3) 管理者は、管理監督する業務に関する自己評価を、あらかじめ定められた間隔で行う。 5.5.4 組織の内部の情報の伝達 (1) 社長は、原子力部門の内部の情報が適切に伝達される仕組みが確立されているようにするとともに、品質マネジメントシステムの実効性に関する情報が確実に伝達されるようにする。 5.6 マネジメントレビュー 5.6.1 一般 (1) 社長は、品質マネジメントシステムの実効性を評価するとともに、改善の機会を得て、保安活動の改善に必要な措置を講ずるため、品質マネジメントシステムの評価（以下「マネジメントレビュー」という。）を、あらかじめ定められた間隔で行う。 5.6.2 マネジメントレビューに用いる情報 原子力部門は、マネジメントレビューにおいて、少なくとも次に掲げる情報を報告する。 (1) 内部監査の結果 (2) 原子力部門の外部の者の意見 (3) プロセスの運用状況 (4) 使用前事業者検査及び定期事業者検査（以下「使用前事業者検査等」という。）並びに自主検査等の結果 (5) 品質目標の達成状況 (6) 健全な安全文化の育成及び維持の状況 (7) 関係法令の遵守状況 (8) 不適合並びに是正処置及び未然防止処置の状況 (9) 従前のマネジメントレビューの結果を受けて講じた措置 (10) 品質マネジメントシステムに影響を及ぼすおそれのある変更 (11) 原子力部門内における各組織又は要員からの改善のための提案 (12) 資源の妥当性 (13) 保安活動の改善のために講じた措置の実効性 5.6.3 マネジメントレビューの結果を受けて行う措置 (1) 原子力部門は、マネジメントレビューの結果を受けて、少なくとも次に掲げる事項について決定する。 a. 品質マネジメントシステム及びプロセスの実効性の維持に必要な改善 b. 個別業務に関する計画及び個別業務の実施に関連する保安活動の改善 c. 品質マネジメントシステムの実効性の維持及び継続的な改善のために必要な資源 d. 健全な安全文化の育成及び維持に関する改善 e. 関係法令の遵守に関する改善			

発電用原子炉の設置の許可との整合性

設置許可申請書（本文（十一号））	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備 考
(2) 原子力部門は、マネジメントレビューの結果の記録を作成し、これを管理する。 (3) 原子力部門は、(1)の決定をした事項について、必要な措置を講じる。 6. 資源の管理 6.1 資源の確保 原子力部門は、原子力の安全を確実なものにするために必要な次に掲げる資源を明確に定め、これを確保し、及び管理する。 (1) 要員 (2) 個別業務に必要な施設、設備及びサービスの体系 (3) 作業環境 (4) その他必要な資源 6.2 要員の力量の確保及び教育訓練 (1) 原子力部門は、個別業務の実施に必要な技能及び経験を有し、意図した結果を達成するために必要な知識及び技能並びにそれを適用する能力（以下「力量」という。）が実証された者を要員に充てる。 (2) 原子力部門は、要員の力量を確保するために、保安活動の重要度に応じて、次に掲げる業務を行う。 a. 要員にどのような力量が必要かを明確に定めること。 b. 要員の力量を確保するために教育訓練その他の措置を講ずること。 c. 教育訓練その他の措置の実効性を評価すること。 d. 要員が自らの個別業務について、次に掲げる事項を認識しているようにすること。 (a) 品質目標の達成に向けた自らの貢献 (b) 品質マネジメントシステムの実効性を維持するための自らの貢献 (c) 原子力の安全に対する当該個別業務の重要性 e. 要員の力量及び教育訓練その他の措置に係る記録を作成し、これを管理すること。 7. 個別業務に関する計画の策定及び個別業務の実施 7.1 個別業務に必要なプロセスの計画 (1) 原子力部門は、個別業務に必要なプロセスについて、計画を策定するとともに、そのプロセスを確立する。 (2) 原子力部門は、(1)の計画と当該個別業務以外のプロセスに係る個別業務等要求事項との整合性を確保する。 (3) 原子力部門は、個別業務に関する計画（以下「個別業務計画」という。）の策定又は変更を行うに当たり、次に掲げる事項を明確にする。 a. 個別業務計画の策定又は変更の目的及び当該計画の策定又は変更により起こり得る結果 b. 機器等又は個別業務に係る品質目標及び個別業務等要求事項 c. 機器等又は個別業務に固有のプロセス、品質マネジメント文書及び資源 d. 使用前事業者検査等、検証、妥当性確認及び監視測定並びにこれらの個別業務等要求事項への適合性を判定するための基準（以下「合否判定基準」という。） e. 個別業務に必要なプロセス及び当該プロセスを実施した結果が個別業務等要求事項に適合することを実証するために必要な記録 (4) 原子力部門は、策定した個別業務計画を、その個別業務の作業方法に適したものとする。			

発電用原子炉の設置の許可との整合性

設置許可申請書（本文（十一号））	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備 考
7.2 個別業務等要求事項に関するプロセス 7.2.1 個別業務等要求事項として明確にすべき事項 原子力部門は、次に掲げる事項を個別業務等要求事項として明確に定める。 a. 原子力部門の外部の者が明示してはいないものの、機器等又は個別業務に必要な要求事項 b. 関係法令 c. a. b. に掲げるもののほか、原子力部門が必要とする要求事項 7.2.2 個別業務等要求事項の審査 (1) 原子力部門は、機器等の使用又は個別業務の実施に当たり、あらかじめ、個別業務等要求事項の審査を実施する。 (2) 原子力部門は、個別業務等要求事項の審査を実施するに当たり、次に掲げる事項を確認する。 a. 当該個別業務等要求事項が定められていること。 b. 当該個別業務等要求事項が、あらかじめ定められた個別業務等要求事項と相違する場合においては、その相違点が解明されていること。 c. 原子力部門が、あらかじめ定められた個別業務等要求事項に適合するための能力を有していること。 (3) 原子力部門は、(1)の審査の結果の記録及び当該審査の結果に基づき講じた措置に係る記録を作成し、これを管理する。 (4) 原子力部門は、個別業務等要求事項が変更された場合においては、関連する文書が改訂されるようにするとともに、関連する要員に対し変更後の個別業務等要求事項が周知されるようにする。 7.2.3 組織の外部の者との情報の伝達等 原子力部門は、原子力部門の外部の者からの情報の収集及び原子力部門の外部の者への情報の伝達のために、実効性のある方法を明確に定め、これを実施する。 7.3 設計開発 7.3.1 設計開発計画 (1) 原子力部門は、設計開発（専ら原子炉施設において用いるための設計開発に限る。）の計画（以下「設計開発計画」という。）を策定するとともに、設計開発を管理する。 (2) 原子力部門は、設計開発計画の策定において、次に掲げる事項を明確にする。 a. 設計開発の性質、期間及び複雑さの程度 b. 設計開発の各段階における適切な審査、検証及び妥当性確認の方法並びに管理体制 c. 設計開発に係る各組織及び要員の責任及び権限 d. 設計開発に必要な原子力部門の内部及び外部の資源 (3) 原子力部門は、実効性のある情報の伝達並びに責任及び権限の明確な割当てがなされるようにするために、設計開発に関与する各者間の連絡を管理する。 (4) 原子力部門は、(1)により策定された設計開発計画を、設計開発の進行に応じて適切に変更する。	3.2.2 設計、工事及び検査の各段階とその審査 <u>設工認における設計、工事及び検査の流れを第3.2-1図に示すとともに、設計、工事及び検査の各段階と保安規定品質マネジメントシステム計画との関係を第3.2-1表に示す。</u> なお、実用炉規則別表第二対象設備のうち、設工認申請（届出）が不要な工事を行う場合は、設工認品質管理計画のうち、必要な事項を適用して設計、工事及び検査を実施し、認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則に適合していることを確認する。 設計又は工事を主管する箇所の長並びに検査を担当する箇所の長は、第3.2-1表に示す「保安規定品質マネジメントシステム計画の対応項目」ごとのアウトプットに対する審査（以下「レビュー」という。）を実施するとともに、記録を管理する。 なお、設計の各段階におけるレビューについては、本店組織及び発電所組織で当該設備の設計に関する専門家を含めて実施する。 設工認のうち、主要な耐圧部の溶接部に対する必要な検査は、「3.3 設計に係る品質管理の方法」、「3.4 工事に係る品質管理の方法」、「3.5 使用前事業者検査の方法」及び「3.6 設工認における調達管理の方法」に示す管理（第3.2-1表における「3.3.3(1) 基本設計方針の作成（設計1）」～「3.6 設工認における調達管理の方法」）のうち、必要な事項を適用して設計、工事及び検査を実施し、認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則に適合していることを確認する。	設計及び工事の計画では、設置許可申請書（本文十一号）に基づき高浜発電所原子炉施設保安規定に品質マネジメントシステム計画を定め、その品質マネジメントシステム計画に従い設工認品質管理計画にて設計、工事及び検査に係る組織を定めていることから整合している。	

発電用原子炉の設置の許可との整合性

設置許可申請書（本文（十一号））	設計及び工事の計画 該当事項				整合性	備 考	
	第3.2-1表 設工認における設計、工事及び検査の各段階						
	各段階			保安規定品質マネジメントシステム計画の対応項目	概 要		
	設計	3.3	設計に係る品質管理の方法	7.3.1 設計開発計画	適合性を確保するために必要な設計を実施するための計画		
		3.3.1	適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化	7.3.2 設計開発に用いる情報	設計に必要な技術基準規則等の要求事項の明確化		
			3.3.2		各条文の対応に必要な適合性確認対象設備の選定		技術基準規則等に対応するための設備・運用の抽出
		3.3.3(1)※	基本設計方針の作成（設計1）	7.3.3 設計開発の結果に係る情報	要求事項を満足する基本設計方針の作成		
		3.3.3(2)※	適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計2）	7.3.3 設計開発の結果に係る情報	適合性確認対象設備に必要な設計の実施		
		3.3.3(3)	設計のアウトプットに対する検証	7.3.5 設計開発の検証	基準適合性を確保するための設計の妥当性のチェック		
		3.3.4※	設計における変更	7.3.7 設計開発の変更の管理	設計対象の追加や変更時の対応		
	工事及び検査	3.4.1※	設工認に基づく具体的な設備の設計の実施（設計3）	7.3.3 設計開発の結果に係る情報 7.3.5 設計開発の検証	設工認を実現するための具体的な設計		
		3.4.2	具体的な設備の設計に基づく工事の実施	—	適合性確認対象設備の工事の実施		
		3.5.1	使用前事業者検査での確認事項	—	適合性確認対象設備が、認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則に適合していること		
		3.5.2	使用前事業者検査の計画	—	適合性確認対象設備が、認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則に適合していることを確認する計画と方法の決定		
		3.5.3	検査計画の管理	—	使用前事業者検査を実施する際の工程管理		
		3.5.4	主要な耐圧部の溶接部に係る使用前事業者検査の管理	—	主要な耐圧部の溶接部に係る使用前事業者検査を実施する際のプロセスの管理		
		3.5.5	使用前事業者検査の実施	7.3.6 設計開発の妥当性確認 8.2.4 機器等の検査等	適合性確認対象設備が、認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則に適合していることを確認		
	調達	3.6	設工認における調達管理の方法	7.4 調達 8.2.4 機器等の検査等	適合性確認に必要な、設計、工事及び検査に係る調達管理		
	※：「3.2.2 設計、工事及び検査の各段階とその審査」で述べている「設計の各段階におけるレビュー」の各段階を示す。						

発電用原子炉の設置の許可との整合性

設置許可申請書（本文（十一号））	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備 考
	第3.2-1図 設工認として必要な設計、工事及び検査の流れ ※1：バックフィット制度における設工認申請上の「設計」とは、要求事項を満足した設備とするための基本設計方針を作成（設計1）し、既に設置されている設備の状況を念頭に置きながら、適合性確認対象設備を各条文に適合させるための設計（設計2）を行う業務をいう。 また、この設計の結果を基に、設工認として申請が必要な範囲について、設工認申請書にまとめる。 ※2：条文ごとに適合性確認対象設備が技術基準規則に適合していることを確認するための検査方法（代替確認の考え方を含む。）の決定とその実施を使用前事業者検査の計画として明確にする。		
7.3.2 設計開発に用いる情報 (1) 原子力部門は、個別業務等要求事項として設計開発に用いる情報であって、次に掲げるものを明確に定めるとともに、当該情報に係る記録を作成し、これを管理する。 a. 機能及び性能に係る要求事項 b. 従前の類似した設計開発から得られた情報であって、当該設計開発に用いる情報として適用可能なもの c. 関係法令 d. その他設計開発に必要な要求事項 (2) 原子力部門は、設計開発に用いる情報について、その妥当性を評価し、承認する。	3.3.1 適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化 設計を主管する箇所の長は、設工認における技術基準規則等への適合性を確保するために必要な要求事項を明確にする。 3.3.2 各条文の対応に必要な適合性確認対象設備の選定 設計を主管する箇所の長は、設工認に関連する工事において、追加・変更となる適合性確認対象設備（運用を含む。）に対する技術基準規則への適合性を確保するために、実際に使用する際の系統・構成で必要となる設備・運用を含めて、適合性確認対象設備として抽出する。	設計及び工事の計画では、設置許可申請書（本文十一号）に基づき定めている高浜発電所原子炉施設保安規定の品質マネジメントシステム計画に従い設計・開発へのインプットとして、適合性確認対象設備に対する要求事項を明確化していることから整合している。	

発電用原子炉の設置の許可との整合性

設置許可申請書（本文（十一号））	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備 考
7.3.3 設計開発の結果に係る情報 (1) 原子力部門は、設計開発の結果に係る情報を、設計開発に用いた情報と対比して検証することができる形式により管理する。 (2) 原子力部門は、設計開発の次の段階のプロセスに進むに当たり、あらかじめ、当該設計開発の結果に係る情報を承認する。 (3) 原子力部門は、設計開発の結果に係る情報を、次に掲げる事項に適合するものとする。 a. 設計開発に係る個別業務等要求事項に適合するものであること。 b. 調達、機器等の使用及び個別業務の実施のために適切な情報を提供するものであること。 c. 合否判定基準を含むものであること。 d. 機器等を安全かつ適正に使用するために不可欠な当該機器等の特性が明確であること。	3.3.3 設工認における設計及び設計のアウトプットに対する検証 設計を主管する箇所の長は、適合性確認対象設備の技術基準規則等への適合性を確保するための設計を以下のとおり実施する。 (1) 基本設計方針の作成（設計1） 「設計1」として、技術基準規則等の適合性確認対象設備に必要な要求事項を基に、必要な設計を漏れなく実施するための基本設計方針を明確化する。 (2) 適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計2） 「設計2」として、「設計1」で明確にした基本設計方針を用いて適合性確認対象設備に必要な詳細設計を実施する。 なお、詳細設計の品質を確保する上で重要な活動となる「調達による解析」及び「手計算による自社解析」について、個別に管理事項を計画し信頼性を確保する。	設計及び工事の計画では、設置許可申請書（本文十一号）に基づき定めている高浜発電所原子炉施設保安規定の品質マネジメントシステム計画に従い設計・開発からのアウトプットを作成するために設計を実施していることから整合している。	
7.3.4 設計開発レビュー (1) 原子力部門は、設計開発の適切な段階において、設計開発計画にしたがって、次に掲げる事項を目的とした体系的な審査（以下「設計開発レビュー」という。）を実施する。 a. 設計開発の結果の個別業務等要求事項への適合性について評価すること。 b. 設計開発に問題がある場合においては、当該問題の内容を明確にし、必要な措置を提案すること。 (2) 原子力部門は、設計開発レビューに、当該設計開発レビューの対象となっている設計開発段階に関連する各組織の代表者及び当該設計開発に係る専門家を参加させる。	3.2.2 設計、工事及び検査の各段階とその審査 なお、設計の各段階におけるレビューについては、本店組織及び発電所組織で当該設備の設計に関する専門家を含めて実施する。	設計及び工事の計画では、設置許可申請書（本文十一号）に基づき定めている高浜発電所原子炉施設保安規定の品質マネジメントシステム計画に従い設計のレビューには専門家を含めていることから整合している。	
(3) 原子力部門は、設計開発レビューの結果の記録及び当該設計開発レビューの結果に基づき講じた措置に係る記録を作成し、これを管理する。	設計又は工事を主管する箇所の長並びに検査を担当する箇所の長は、第3.2-1表に示す「保安規定品質マネジメントシステム計画の対応項目」とごとのアウトプットに対する審査（以下「レビュー」という。）を実施するとともに、記録を管理する。	設計及び工事の計画では、設置許可申請書（本文十一号）に基づき定めている高浜発電所原子炉施設保安規定の品質マネジメントシステム計画に従い設計のレビューの記録を管理していることから整合している。	
7.3.5 設計開発の検証 (1) 原子力部門は、設計開発の結果が個別業務等要求事項に適合している状態を確保するために、設計開発計画にしたがって検証を実施する。 (2) 原子力部門は、設計開発の検証の結果の記録及び当該検証の結果に基づき講じた措置に係る記録を作成し、これを管理する。 (3) 原子力部門は、当該設計開発を行った要員に当該設計開発の検証をさせない。	3.3.3 設工認における設計及び設計のアウトプットに対する検証 (3) 設計のアウトプットに対する検証 設計を主管する箇所の長は、設計1及び設計2の結果について、適合性確認を実施した者の業務に直接関与していない上位職位の者に検証を実施させる。	設計及び工事の計画では、設置許可申請書（本文十一号）に基づき定めている高浜発電所原子炉施設保安規定の品質マネジメントシステム計画に従い設計の検証を実施していることから整合している。	
7.3.6 設計開発の妥当性確認 (1) 原子力部門は、設計開発の結果の個別業務等要求事項への適合性を確認するために、設計開発計画にしたがって、当該設計開発の妥当性確認（以下「設計開発妥当性確認」という。）を実施する。 (2) 原子力部門は、機器等の使用又は個別業務の実施に当たり、あらかじめ、設計開発妥当性確認を完了する。 (3) 原子力部門は、設計開発妥当性確認の結果の記録及び当該設計開発妥当性確認の結果に基づき講じた措置に係る記録を作成し、これを管理する。	3.5.5 使用前事業者検査の実施 使用前事業者検査は、検査要領書の作成、体制の確立を行い実施する。 (1) 使用前事業者検査の独立性確保 使用前事業者検査は、組織的独立を確保して実施する。 (2) 使用前事業者検査の体制 使用前事業者検査の体制は、検査要領書で明確にする。 (3) 使用前事業者検査の検査要領書の作成 検査を担当する箇所の長は、適合性確認対象設備が、認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則に適合		

発電用原子炉の設置の許可との整合性

設置許可申請書（本文（十一号））	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備 考																															
	<u>していることを確認するため「3.5.2 使用前事業者検査の計画」で決定した確認方法を基に、使用前事業者検査を実施するための検査要領書を作成し、検査実施責任者が制定する。</u> 実施する検査が代替検査となる場合は、代替による使用前事業者検査の方法を決定する。 (4) 使用前事業者検査の実施 検査実施責任者は、検査を担当する箇所の長の依頼を受け、<u>検査要領書に基づき、確立された検査体制のもとで、使用前事業者検査を実施する。</u> 第3.5-1表 要求事項に対する確認項目及び確認の視点 <table><tr><th colspan="3">要求種別</th><th>確認項目</th><th>確認視点</th><th>主な検査項目</th></tr><tr><td rowspan="5">設備</td><td rowspan="4">設計要求</td><td>設置要求</td><td>名称、取付箇所、個数、設置状態、保管状態</td><td>設計要求どおりの名称、取付箇所、個数で設置されていることを確認する。</td><td>据付検査 状態確認検査 外観検査</td></tr><tr><td rowspan="3">機能要求</td><td>材料、寸法、耐圧・漏えい等の構造、強度に係る仕様（要目表）</td><td>要目表の記載どおりであることを確認する。</td><td>材料検査 寸法検査 建物・構築物構造検査 外観検査 据付検査</td></tr><tr><td>系統構成、系統隔離、可搬設備の接続性</td><td>実際に使用できる系統構成になっていることを確認する。</td><td>状態確認検査 耐圧検査 漏えい検査</td></tr><tr><td>上記以外の所要の機能要求事項</td><td>目的とする機能・性能が発揮できることを確認する。</td><td>特性検査 機能・性能検査</td></tr><tr><td>評価要求</td><td>解析書のインプット条件等の要求事項</td><td>評価条件を満足していることを確認する。</td><td>内容に応じて、評価条件を設置要求、機能要求の検査を適用</td></tr><tr><td>運用</td><td>運用要求</td><td>手順確認</td><td>(保安規定) 手順化されていることを確認する。</td><td>状態確認検査</td></tr></table>	要求種別			確認項目	確認視点	主な検査項目	設備	設計要求	設置要求	名称、取付箇所、個数、設置状態、保管状態	設計要求どおりの名称、取付箇所、個数で設置されていることを確認する。	据付検査 状態確認検査 外観検査	機能要求	材料、寸法、耐圧・漏えい等の構造、強度に係る仕様（要目表）	要目表の記載どおりであることを確認する。	材料検査 寸法検査 建物・構築物構造検査 外観検査 据付検査	系統構成、系統隔離、可搬設備の接続性	実際に使用できる系統構成になっていることを確認する。	状態確認検査 耐圧検査 漏えい検査	上記以外の所要の機能要求事項	目的とする機能・性能が発揮できることを確認する。	特性検査 機能・性能検査	評価要求	解析書のインプット条件等の要求事項	評価条件を満足していることを確認する。	内容に応じて、評価条件を設置要求、機能要求の検査を適用	運用	運用要求	手順確認	(保安規定) 手順化されていることを確認する。	状態確認検査		
要求種別			確認項目	確認視点	主な検査項目																													
設備	設計要求	設置要求	名称、取付箇所、個数、設置状態、保管状態	設計要求どおりの名称、取付箇所、個数で設置されていることを確認する。	据付検査 状態確認検査 外観検査																													
		機能要求	材料、寸法、耐圧・漏えい等の構造、強度に係る仕様（要目表）	要目表の記載どおりであることを確認する。	材料検査 寸法検査 建物・構築物構造検査 外観検査 据付検査																													
			系統構成、系統隔離、可搬設備の接続性	実際に使用できる系統構成になっていることを確認する。	状態確認検査 耐圧検査 漏えい検査																													
			上記以外の所要の機能要求事項	目的とする機能・性能が発揮できることを確認する。	特性検査 機能・性能検査																													
	評価要求	解析書のインプット条件等の要求事項	評価条件を満足していることを確認する。	内容に応じて、評価条件を設置要求、機能要求の検査を適用																														
運用	運用要求	手順確認	(保安規定) 手順化されていることを確認する。	状態確認検査																														
7.3.7 設計開発の変更の管理 (1) 原子力部門は、<u>設計開発の変更を行った場合においては、当該変更の内容を識別することができるようにするとともに、当該変更に係る記録を作成し、これを管理する。</u> (2) 原子力部門は、<u>設計開発の変更を行うに当たり、あらかじめ、審査、検証及び妥当性確認を行い、変更を承認する。</u> (3) 原子力部門は、<u>設計開発の変更の審査において、設計開発の変更が原子炉施設に及ぼす影響の評価（当該原子炉施設を構成する材料又は部品に及ぼす影響の評価を含む。）を行う。</u> (4) 原子力部門は、<u>(2)の審査、検証及び妥当性確認の結果の記録及びその結果に基づき講じた措置に係る記録を作成し、これを管理する。</u> 7.4 調達 7.4.1 調達プロセス (1) 原子力部門は、<u>調達する物品又は役務（以下「調達物品等」という。）が、自ら規定する調達物品等に係る要求事項（以下「調達物品等要求事項」という。）に適合するようにする。</u>	3.3.4 設計における変更 設計を主管する箇所の長は、<u>設計の変更が必要となった場合、各設計結果のうち、影響を受けるものについて必要な設計を実施し、設計結果を必要に応じ修正する。</u> 3.6 設工認における調達管理の方法 設工認で行う調達管理は、<u>保安規定品質マネジメントシステム計画に基づき以下に示す管理を実施する。</u>	設計及び工事の計画では、設置許可申請書（<u>本文十一号</u>）に基づき定めている高浜発電所原子炉施設保安規定の品質マネジメントシステム計画に従い設計の変更管理を実施していることから整合している。 設計及び工事の計画では、設置許可申請書（<u>本文十一号</u>）に基づき定めている高浜発電所原子炉施設保安規定の品質マネジメントシステム計画に従い調達管理を実施していることから整合している。																																

発電用原子炉の設置の許可との整合性

設置許可申請書（本文（十一号））	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備 考
(2) 原子力部門は、<u>保安活動の重要度に応じて、調達物品等の供給者及び調達物品等に適用される管理の方法及び程度を定める。</u>この場合において、<u>一般産業用工業品については、調達物品等の供給者等から必要な情報入手し当該一般産業用工業品が調達物品等要求事項に適合していることを確認できるように、管理の方法及び程度を定める。</u> (3) 原子力部門は、調達物品等要求事項にしたがい、調達物品等を供給する<u>能力を根拠として調達物品等の供給者を評価し、選定する。</u> (4) 原子力部門は、調達物品等の供給者の評価及び選定に係る判定基準を定める。 (5) 原子力部門は、(3) の評価の結果の記録及び当該評価の結果に基づき講じた措置に係る記録を作成し、これを管理する。 (6) 原子力部門は、調達物品等を調達する場合には、個別業務計画において、<u>適切な調達の実施に必要な事項（当該調達物品等の調達後におけるこれらの維持又は運用に必要な技術情報（原子炉施設の保安に係るものに限る。）の取得及び当該情報を他の原子力事業者等と共有するために必要な措置に関する事項を含む。）を定める。</u> 7.4.2 調達物品等要求事項 (1) 原子力部門は、<u>調達物品等に関する情報に、次に掲げる調達物品等要求事項のうち、該当するものを含める。</u> a. 調達物品等の供給者の業務のプロセス及び設備に係る要求事項 b. 調達物品等の供給者の要員の力量に係る要求事項 c. 調達物品等の供給者の品質マネジメントシステムに係る要求事項 d. 調達物品等の不適合の報告及び処理に係る要求事項 e. 調達物品等の供給者が健全な安全文化を育成し、及び維持するために必要な要求事項 f. 一般産業用工業品を機器等に使用するに当たっての評価に必要な要求事項 g. その他調達物品等に必要な要求事項 (2) 原子力部門は、調達物品等要求事項として、原子力部門が調達物品等の供給者の工場等において使用前事業者検査等その他の個別業務を行う際の原子力規制委員会の職員による当該工場等への立入りに関することを含める。 (3) 原子力部門は、調達物品等の供給者に対し調達物品等に関する情報を提供するに当たり、あらかじめ、当該調達物品等要求事項の妥当性を確認する。 (4) 原子力部門は、調達物品等を受領する場合には、調達物品等の供給者に対し、調達物品等要求事項への適合状況を記録した文書を提出させる。	3.6.3 調達製品の調達管理 (2) 調達製品の管理 調達を主管する箇所の長は、仕様書で要求した製品が確実に納品されるよう調達製品が納入されるまでの間、<u>製品に応じた必要な管理を実施する。</u> (1) 調達文書の作成 調達を主管する箇所の長は、<u>一般汎用品を原子炉施設に使用するに当たって、当該一般汎用品に係る情報の入手に関する事項及び調達を主管する箇所の長が供給先で検査を行う際に原子力規制委員会の職員が同行して工場等の施設に立ち入る場合があることを供給者へ要求する。</u> 3.6.1 供給者の技術的評価 調達を主管する箇所の長は、<u>供給者が当社の要求事項に従って調達製品を供給する技術的な能力を有することを判断の根拠として供給者の技術的評価を実施する。</u> 3.6.2 供給者の選定 調達を主管する箇所の長は、設工認に必要な調達を行う場合、原子力の安全に及ぼす影響や供給者の実績等を考慮し、「3.2.1 設計及び工事のグレード分けの適用」に示す<u>重要度に応じてグレード分けを行い管理する。</u> 3.6.3 調達製品の調達管理 業務の実施に際し、<u>原子力の安全に及ぼす影響に応じて、調達管理に係るグレード分けを適用する。</u> (1) 調達文書の作成 調達を主管する箇所の長は、<u>業務の内容に応じ、保安規定品質マネジメントシステム計画に示す調達要求事項を含めた調達文書（以下「仕様書」という。）を作成し、供給者の業務実施状況を適切に管理する。</u>（「(2) 調達製品の管理」参照）	設計及び工事の計画では、設置許可申請書（<u>本文十一号）に基づき定めている高浜発電所原子炉施設保安規定の品質マネジメントシステム計画に従い調達管理における一般汎用品の管理及び原子力規制委員会の職員が供給先の工場等への施設への立ち入りがあることを供給者へ要求していることから整合している。</u> 設計及び工事の計画では、設置許可申請書（<u>本文十一号）に基づき定めている高浜発電所原子炉施設保安規定の品質マネジメントシステム計画に従い供給者の評価を実施していることから整合している。</u> 設計及び工事の計画では、設置許可申請書（<u>本文十一号）に基づき定めている高浜発電所原子炉施設保安規定の品質マネジメントシステム計画に従い供給者を選定していることから整合している。</u> 設計及び工事の計画では、設置許可申請書（<u>本文十一号）に基づき定めている高浜発電所原子炉施設保安規定の品質マネジメントシステム計画に従い調達仕様書を作成していることから整合している。</u>	

発電用原子炉の設置の許可との整合性

設置許可申請書（本文（十一号））	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備 考
7.4.3 調達物品等の検証 (1) 原子力部門は、<u>調達物品等が調達物品等要求事項に適合しているようにするために必要な検証の方法を定め、実施する。</u> (2) 原子力部門は、<u>調達物品等の供給者の工場等において調達物品等の検証を実施することとしたときは、当該検証の実施要領及び調達物品等の供給者からの出荷の可否の決定の方法について調達物品等要求事項の中で明確に定める。</u>	(2) 調達製品の管理 調達を主管する箇所の長は、仕様書で要求した製品が<u>確実に納品されるよう調達製品が納入されるまでの間、製品に応じた必要な管理を実施する。</u> (3) 調達製品の検証 調達を主管する箇所の長又は検査を担当する箇所の長は、<u>調達製品が調達要求事項を満たしていることを確実にするために調達製品の検証を行う。</u> 調達を主管する箇所の長は、供給先で検証を実施する場合、<u>あらかじめ仕様書で検証の要領及び調達製品のリリースの方法を明確にした上で、検証を行う。</u> 3.6.4 請負会社他品質監査 供給者に対する監査を主管する箇所の長は、<u>供給者の品質保証活動及び健全な安全文化を育成し及び維持するための活動が適切で、かつ、確実に行われていることを確認するために、請負会社他品質監査を実施する。</u>	設計及び工事の計画では、設置許可申請書（本文十一号）に基づき定めている高浜発電所原子炉施設保安規定の品質マネジメントシステム計画に従い、<u>その他の活動を含む調達製品の検証を実施していることから整合している。</u>	
7.5 個別業務の管理 7.5.1 個別業務の管理 原子力部門は、<u>個別業務計画に基づき、個別業務を次に掲げる事項（当該個別業務の内容等から該当しないと認められるものを除く。）に適合するように実施する。</u> (1) 原子炉施設の保安のために必要な情報が利用できる体制にあること。 (2) 手順書等が必要な時に利用できる体制にあること。 (3) 当該個別業務に見合う設備を使用していること。 (4) <u>監視測定のための設備が利用できる体制にあり、かつ、当該設備を使用していること。</u> (5) 8.2.3に基づき監視測定を実施していること。 (6) 品質管理に関する事項に基づき、<u>プロセスの次の段階に進むことの承認を行っていること。</u>	3.4 工事に係る品質管理の方法 工事を主管する箇所の長は、<u>工事段階において、設工認に基づく設備の具体的な設計（設計3）、その結果を反映した設備を導入するために必要な工事を以下のとおり実施する。</u> また、これらの活動を調達する場合は、「3.6 設工認における調達管理の方法」を適用して実施する。 3.4.2 具体的な設備の設計に基づく工事の実施 工事を主管する箇所の長は、<u>設工認に基づく設備を設置するための工事を、「工事の方法」に記載された工事の手順並びに「3.6 設工認における調達管理の方法」に従い実施する。</u> 3.5 使用前事業者検査の方法 使用前事業者検査は、<u>適合性確認対象設備が、認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則に適合していることを確認するため、保安規定に基づく使用前事業者検査を計画し、工事実施箇所からの独立性を確保した検査体制のもと、実施する。</u> 3.5.1 使用前事業者検査での確認事項 使用前事業者検査は、<u>適合性確認対象設備が、認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則に適合していることを確認するために以下の項目について検査を実施する。</u> ①実設備の仕様の適合性確認 ②実施した工事が、「3.4.1 設工認に基づく具体的な設備の設計の実施（設計3）」及び「3.4.2 具体的な設備の設計に基づく工事の実施」に記載したプロセス並びに「工事の方法」のとおり行われていること。 これらの項目のうち、①を第3.5-1表に示す検査として、②を品質マネジメントシステムに係る検査（以下「QA検査」という。）として実施する。 ②については、工事全般に対して実施するものであるが、工事実施箇所が「3.5.4 主要な耐圧部の溶接部に係る使用前事業者検査の管理」を実施する場合は、工事実施箇所が実施する溶接に関するプロセス管理が適切に行わ	設計及び工事の計画では、設置許可申請書（本文十一号）に基づき定めている高浜発電所原子炉施設保安規定の品質マネジメントシステム計画に従い、<u>工事の実施、使用前事業者検査の計画の策定を業務の管理として実施していることから整合している。</u>	

発電用原子炉の設置の許可との整合性

設置許可申請書（本文（十一号））	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備 考
	れていることの確認をQA検査に追加する。 また、QA検査では上記②に加え、上記①のうち工事実施箇所が実施する検査の、記録の信頼性確認を行い、設工認に基づく検査の信頼性を確保する。 3.5.2 使用前事業者検査の計画 検査を担当する箇所の長は、<u>適合性確認対象設備が、認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則に適合していることを確認するため、使用前事業者検査を計画する。</u> <u>使用前事業者検査は、「工事の方法」に記載された使用前事業者検査の項目及び方法並びに第3.5-1表に定める要求種別ごとに確認項目、確認視点及び主な検査項目を基に計画を策定する。</u> 適合性確認対象設備のうち、技術基準規則上の措置（運用）に必要な設備についても、使用前事業者検査を計画する。 個々に実施する使用前事業者検査に加えてプラント運転に影響を及ぼしていないことを総合的に確認するため、定格熱出力一定運転時の主要パラメータを確認することによる使用前事業者検査（負荷検査）の計画を必要に応じて策定する。 また、使用前事業者検査の実施に先立ち、設計結果に関する具体的な検査概要及び判定基準を使用前事業者検査の方法として明確にする。 3.5.3 検査計画の管理 検査に係るプロセスの取りまとめを主管する箇所の長は、<u>使用前事業者検査を適切な段階で実施するため、関係箇所と調整のうえ検査計画を作成する。</u> <u>使用前事業者検査の実施時期及び使用前事業者検査が確実に行われることを適切に管理する。</u> 3.5.4 主要な耐圧部の溶接部に係る使用前事業者検査の管理 主要な耐圧部の溶接部に係る検査を担当する箇所の長は、<u>溶接が特殊工程であることを踏まえ、工程管理等の計画を策定し、溶接施工工場におけるプロセスの適切性の確認及び監視を行う。</u> また、溶接継手に対する要求事項は、溶接部詳細一覧表（溶接方法、溶接材料、溶接施工法、熱処理条件、検査項目等）により管理し、これに係る関連図書を含め、業務の実施に当たって必要な図書を溶接施工工場に提出させ、それを審査、承認し、必要な管理を実施する。 3.5.5 使用前事業者検査の実施 <u>使用前事業者検査は、検査要領書の作成、体制の確立を行い実施する。</u> (1) 使用前事業者検査の独立性確保 <u>使用前事業者検査は、組織的独立を確保して実施する。</u> (2) 使用前事業者検査の体制 <u>使用前事業者検査の体制は、検査要領書で明確にする。</u> (3) 使用前事業者検査の検査要領書の作成 検査を担当する箇所の長は、<u>適合性確認対象設備が、認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則に適合していることを確認するため「3.5.2 使用前事業者検査の計画」で決定した確認方法を基に、使用前事業者検査を実施するための検査要領書を作成し、検査実施責任者が制定する。</u> 実施する検査が代替検査となる場合は、代替による使用前事業者検査の方法を決定する。 (4) 使用前事業者検査の実施 <u>検査実施責任者は、検査を担当する箇所の長の依頼を受け、検査要領書に基づき、確立された検査体制のもとで、使用前事業者検査を実施する。</u>		

発電用原子炉の設置の許可との整合性

設置許可申請書（本文（十一号））	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備 考																															
7.5.2 個別業務の実施に係るプロセスの妥当性確認 (1) 原子力部門は、個別業務の実施に係るプロセスについて、それ以降の監視測定では当該プロセスの結果を検証することができない場合（個別業務が実施された後にのみ不適合その他の事象が明確になる場合を含む。）においては、妥当性確認を行う。 (2) 原子力部門は、(1)のプロセスが個別業務計画に定めた結果を得ることができることを、(1)の妥当性確認によって実証する。 (3) 原子力部門は、妥当性確認を行った場合は、その結果の記録を作成し、これを管理する。 (4) 原子力部門は、(1)の妥当性確認の対象とされたプロセスについて、次に掲げる事項（当該プロセスの内容等から該当しないと認められるものを除く。）を明確にする。 a. 当該プロセスの審査及び承認のための判定基準 b. 妥当性確認に用いる設備の承認及び要員の力量を確認する方法 c. 妥当性確認の方法 7.5.3 識別管理及びトレーサビリティの確保 (1) 原子力部門は、個別業務計画及び個別業務の実施に係るすべてのプロセスにおいて、適切な手段により、機器等及び個別業務の状態を識別し、管理する。 (2) 原子力部門は、トレーサビリティ（機器等の使用又は個別業務の実施に係る履歴、適用又は所在を追跡できる状態をいう。）の確保が個別業務等要求事項である場合においては、機器等又は個別業務を識別し、これを記録するとともに、当該記録を管理する。 7.5.4 組織の外部の者の物品 原子力部門は、原子力部門の外部の者の物品を所持している場合においては、必要に応じ、記録を作成し、これを管理する。 7.5.5 調達物品の管理 (1) 原子力部門は、調達した物品が使用されるまでの間、当該物品を調達物品等要求事項に適合するように管理（識別表示、取扱い、包装、保管及び保護を含む。）する。 7.6 監視測定のための設備の管理 (1) 原子力部門は、機器等又は個別業務の個別業務等要求事項への適合性の実証に必要な監視測定及び当該監視測定のための設備を明確に定める。	<table><caption>第3.5-1表 要求事項に対する確認項目及び確認の視点</caption><tr><th colspan="3">要求種別</th><th>確認項目</th><th>確認視点</th><th>主な検査項目</th></tr><tr><td rowspan="5">設備</td><td rowspan="4">設計要求</td><td>設置要求</td><td>名称、取付箇所、個数、設置状態、保管状態</td><td>設計要求どおりの名称、取付箇所、個数で設置されていることを確認する。</td><td>据付検査 状態確認検査 外観検査</td></tr><tr><td rowspan="3">機能要求</td><td>材料、寸法、耐圧・漏えい等の構造、強度に係る仕様（要目表）</td><td>要目表の記載どおりであることを確認する。</td><td>材料検査 寸法検査 建物・構築物構造検査 外観検査 据付検査</td></tr><tr><td>系統構成、系統隔離、可搬設備の接続性</td><td>実際に使用できる系統構成になっていることを確認する。</td><td>状態確認検査 耐圧検査 漏えい検査</td></tr><tr><td>上記以外の所要の機能要求事項</td><td>目的とする機能・性能が発揮できることを確認する。</td><td>特性検査 機能・性能検査</td></tr><tr><td>評価要求</td><td>解析書のインプット条件等の要求事項</td><td>評価条件を満足していることを確認する。</td><td>内容に応じて、評価条件を設置要求、機能要求の検査を適用</td></tr><tr><td>運用</td><td>運用要求</td><td>手順確認</td><td>(保安規定) 手順化されていることを確認する。</td><td>状態確認検査</td></tr></table> 3.7.2 識別管理及びトレーサビリティ (2) 機器、弁及び配管等の管理 工事を主管する箇所の長は、機器、弁及び配管等について、保安規定品質マネジメントシステム計画に従った管理を実施する。 3.7.2 識別管理及びトレーサビリティ (1) 計量器の管理 設計又は工事を主管する箇所の長並びに検査を担当する箇所の長は、保安規定品質マネジメントシステム計画に従い、設計及び工事、検査で使用	要求種別			確認項目	確認視点	主な検査項目	設備	設計要求	設置要求	名称、取付箇所、個数、設置状態、保管状態	設計要求どおりの名称、取付箇所、個数で設置されていることを確認する。	据付検査 状態確認検査 外観検査	機能要求	材料、寸法、耐圧・漏えい等の構造、強度に係る仕様（要目表）	要目表の記載どおりであることを確認する。	材料検査 寸法検査 建物・構築物構造検査 外観検査 据付検査	系統構成、系統隔離、可搬設備の接続性	実際に使用できる系統構成になっていることを確認する。	状態確認検査 耐圧検査 漏えい検査	上記以外の所要の機能要求事項	目的とする機能・性能が発揮できることを確認する。	特性検査 機能・性能検査	評価要求	解析書のインプット条件等の要求事項	評価条件を満足していることを確認する。	内容に応じて、評価条件を設置要求、機能要求の検査を適用	運用	運用要求	手順確認	(保安規定) 手順化されていることを確認する。	状態確認検査	設計及び工事の計画では、設置許可申請書（本文十一号）に基づき定めている高浜発電所原子炉施設保安規定の品質マネジメントシステム計画に従い識別管理を実施していることから整合している。 設計及び工事の計画では、設置許可申請書（本文十一号）に基づき定めている高浜発電所原子炉施設保安	
要求種別			確認項目	確認視点	主な検査項目																													
設備	設計要求	設置要求	名称、取付箇所、個数、設置状態、保管状態	設計要求どおりの名称、取付箇所、個数で設置されていることを確認する。	据付検査 状態確認検査 外観検査																													
		機能要求	材料、寸法、耐圧・漏えい等の構造、強度に係る仕様（要目表）	要目表の記載どおりであることを確認する。	材料検査 寸法検査 建物・構築物構造検査 外観検査 据付検査																													
			系統構成、系統隔離、可搬設備の接続性	実際に使用できる系統構成になっていることを確認する。	状態確認検査 耐圧検査 漏えい検査																													
			上記以外の所要の機能要求事項	目的とする機能・性能が発揮できることを確認する。	特性検査 機能・性能検査																													
	評価要求	解析書のインプット条件等の要求事項	評価条件を満足していることを確認する。	内容に応じて、評価条件を設置要求、機能要求の検査を適用																														
運用	運用要求	手順確認	(保安規定) 手順化されていることを確認する。	状態確認検査																														

発電用原子炉の設置の許可との整合性

設置許可申請書（本文（十一号））	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備 考
(2) 原子力部門は、(1)の監視測定について、実施可能であり、かつ、当該監視測定に係る要求事項と整合性のとれた方法で実施する。 (3) 原子力部門は、<u>監視測定の結果の妥当性を確保するために、監視測定のために必要な設備を、次に掲げる事項に適合するものとする。</u> a. あらかじめ定められた間隔で、又は使用の前に、計量の標準まで追跡することが可能な方法（当該計量の標準が存在しない場合にあっては、校正又は検証の根拠について記録する方法）により校正又は検証がなされていること。 b. 校正の状態が明確になるよう、識別されていること。 c. 所要の調整がなされていること。 d. 監視測定の結果を無効とする操作から保護されていること。 e. 取扱い、維持及び保管の間、損傷及び劣化から保護されていること。 (4) 原子力部門は、監視測定のための設備に係る要求事項への不適合が判明した場合においては、従前の監視測定の結果の妥当性を評価し、これを記録する。 (5) 原子力部門は、(4)の場合において、当該監視測定のための設備及び(4)の不適合により影響を受けた機器等又は個別業務について、適切な措置を講じる。 (6) 原子力部門は、<u>監視測定のための設備の校正及び検証の結果の記録を作成し、これを管理する。</u> (7) 原子力部門は、監視測定においてソフトウェアを使用することとしたときは、その初回の使用に当たり、あらかじめ、当該ソフトウェアが意図したとおりに当該監視測定に適用されていることを確認する。 8. 評価及び改善 8.1 監視測定、分析、評価及び改善 (1) 原子力部門は、監視測定、分析、評価及び改善に係るプロセスを計画し、実施する。 (2) 原子力部門は、要員が(1)の監視測定の結果を利用できるようにする。 8.2 監視及び測定 8.2.1 組織の外部の者の意見 (1) 原子力部門は、監視測定の一環として、原子力の安全の確保に対する原子力部門の外部の者の意見を把握する。 (2) 原子力部門は、(1)の意見の把握及び当該意見の反映に係る方法を明確に定める。 8.2.2 内部監査 (1) 原子力部門は、品質マネジメントシステムについて、次に掲げる要件への適合性を確認するために、保安活動の重要度に応じて、あらかじめ定められた間隔で、客観的な評価を行う各組織その他の体制により内部監査を実施する。 a. 品質管理に関する事項に基づく品質マネジメントシステムに係る要求事項 b. 実効性のある実施及び実効性の維持 (2) 原子力部門は、内部監査の判定基準、監査範囲、頻度、方法及び責任を定める。 (3) 原子力部門は、内部監査の対象となり得る各組織、個別業務、プロセスその他の領域（以下「領域」という。）の状態及び重要性並びに従前の監査の結果を考慮して内部監査の対象を選定し、かつ、内部監査の実施に関する計画（以下「内部監査実施計画」という。）を策定し、及び実施することにより、内部監査の実効性を維持する。 (4) 原子力部門は、内部監査を行う要員（以下「内部監査員」という。）の選定及び内部監査の実施においては、客観性及び公平性を確保する。	<u>する計量器について、校正・検証及び識別等の管理を実施する。</u>	規定の品質マネジメントシステム計画に従い<u>監視測定のための設備の管理を実施していることから整合している。</u>	

発電用原子炉の設置の許可との整合性

設置許可申請書（本文（十一号））	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備 考
(5) 原子力部門は、内部監査員又は管理者に自らの個別業務又は管理下にある個別業務に関する内部監査をさせない。 (6) 原子力部門は、内部監査実施計画の策定及び実施並びに内部監査結果の報告並びに記録の作成及び管理について、その責任及び権限並びに内部監査に係る要求事項を、手順書等に定める。 (7) 原子力部門は、内部監査の対象として選定された領域に責任を有する管理者に内部監査結果を通知する。 (8) 原子力部門は、不適合が発見された場合には、(7)の通知を受けた管理者に、不適合を除去するための措置及び是正処置を遅滞なく講じさせるとともに、当該措置の検証を行わせ、その結果を報告させる。 8.2.3 プロセスの監視測定 (1) 原子力部門は、プロセスの監視測定を行う場合においては、当該プロセスの監視測定に見合う方法によりこれを行う。 (2) 原子力部門は、(1)の監視測定の実施に当たり、保安活動の重要度に応じて、保安活動指標を用いる。 (3) 原子力部門は、(1)の方法により、プロセスが5.4.2(1)及び7.1(1)の計画に定めた結果を得ることができることを実証する。 (4) 原子力部門は、(1)の監視測定の結果に基づき、保安活動の改善のために、必要な措置を講じる。 (5) 原子力部門は、5.4.2(1)及び7.1(1)の計画に定めた結果を得ることができない場合又は当該結果を得ることができないおそれがある場合においては、個別業務等要求事項への適合性を確保するために、当該プロセスの問題を特定し、当該問題に対して適切な措置を講じる。 8.2.4 機器等の検査等 (1) 原子力部門は、機器等に係る要求事項への適合性を検証するために、個別業務計画にしたがって、個別業務の実施に係るプロセスの適切な段階において、使用前事業者検査等又は自主検査等を実施する。 (2) 原子力部門は、使用前事業者検査等又は自主検査等の結果に係る記録を作成し、これを管理する。 (3) 原子力部門は、プロセスの次の段階に進むことの承認を行った要員を特定することができる記録を作成し、これを管理する。 (4) 原子力部門は、個別業務計画に基づく使用前事業者検査等又は自主検査等を支障なく完了するまでは、プロセスの次の段階に進むことの承認をしない。ただし、当該承認の権限を持つ要員が、個別業務計画に定める手順により特に承認をする場合は、この限りでない。 (5) 原子力部門は、保安活動の重要度に応じて、使用前事業者検査等の独立性（使用前事業者検査等を実施する要員をその対象となる機器等を所管する各組織に属する要員と組織を異にする要員とすることその他の方法により、使用前事業者検査等の中立性及び信頼性が損なわれないことをいう。）を確保する。 (6) 原子力部門は、保安活動の重要度に応じて、自主検査等の独立性（自主検査等を実施する要員をその対象となる機器等を所管する各組織に属する要員と必要に応じて組織を異にする要員とすることその他の方法により、自主検査等の中立性及び信頼性が損なわれないことをいう。）を確保する。	3.5.5 使用前事業者検査の実施 使用前事業者検査は、検査要領書の作成、体制の確立を行い実施する。 (1) 使用前事業者検査の独立性確保 使用前事業者検査は、組織的独立を確保して実施する。 (2) 使用前事業者検査の体制 使用前事業者検査の体制は、検査要領書で明確にする。 (3) 使用前事業者検査の検査要領書の作成 検査を担当する箇所の長は、適合性確認対象設備が、認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則に適合していることを確認するため「3.5.2 使用前事業者検査の計画」で決定した確認方法を基に、使用前事業者検査を実施するための検査要領書を作成し、検査実施責任者が制定する。 実施する検査が代替検査となる場合は、代替による使用前事業者検査の方法を決定する。 (4) 使用前事業者検査の実施 検査実施責任者は、検査を担当する箇所の長の依頼を受け、検査要領書に基づき、確立された検査体制のもとで、使用前事業者検査を実施する。 3.5 使用前事業者検査の方法 使用前事業者検査は、適合性確認対象設備が、認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則に適合していることを確認するため、保安規定に基づく使用前事業者検査を計画し、工事実施箇所からの独立性を確保した検査体制のもと、実施する。	設計及び工事の計画では、設置許可申請書（本文十一号）に基づき定めている高浜発電所原子炉施設保安規定の品質マネジメントシステム計画に従い使用前事業者検査を実施していることから整合している。	

発電用原子炉の設置の許可との整合性

設置許可申請書（本文（十一号））	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備 考
8.3 不適合の管理 (1) 原子力部門は、<u>個別業務等要求事項に適合しない機器等が使用され、又は個別業務が実施されることがないよう、当該機器等又は個別業務を特定し、これを管理する。</u> (2) 原子力部門は、<u>不適合の処理に係る管理並びにそれに関連する責任及び権限を手順書等に定める。</u> (3) 原子力部門は、<u>次に掲げる方法のいずれかにより、不適合を処理する。</u> a. 発見された不適合を除去するための措置を講ずること。 b. 不適合について、あらかじめ定められた手順により原子力の安全に及ぼす影響について評価し、機器等の使用又は個別業務の実施についての承認を行うこと（以下「特別採用」という。）。 c. 機器等の使用又は個別業務の実施ができないようにするための措置を講ずること。 d. 機器等の使用又は個別業務の実施後に発見した不適合については、その不適合による影響又は起こり得る影響に応じて適切な措置を講ずること。 (4) 原子力部門は、不適合の内容の記録及び当該不適合に対して講じた措置（特別採用を含む。）に係る記録を作成し、これを管理する。 (5) 原子力部門は、(3) a. の措置を講じた場合においては、個別業務等要求事項への適合性を実証するための検証を行う。 8.4 データの分析及び評価 (1) 原子力部門は、品質マネジメントシステムが実効性のあるものであることを実証するため、及び当該品質マネジメントシステムの実効性の改善の必要性を評価するために、適切なデータ（監視測定の結果から得られたデータ及びそれ以外の関連情報源からのデータを含む。）を明確にし、収集し、及び分析する。 (2) 原子力部門は、(1)のデータの分析及びこれに基づく評価を行い、次に掲げる事項に係る情報を得る。 a. 原子力部門の外部の者からの意見の傾向及び特徴その他分析により得られる知見 b. 個別業務等要求事項への適合性 c. 機器等及びプロセスの特性及び傾向（是正処置を行う端緒となるものを含む。） d. 調達物品等の供給者の供給能力 8.5 改善 8.5.1 継続的な改善 原子力部門は、品質マネジメントシステムの継続的な改善を行うために、品質方針及び品質目標の設定、マネジメントレビュー及び内部監査の結果の活用、データの分析並びに是正処置及び未然防止処置の評価を通じて改善が必要な事項を明確にするとともに、当該改善の実施その他の措置を講じる。 8.5.2 是正処置等 (1) 原子力部門は、個々の不適合その他の事象が原子力の安全に及ぼす影響に応じて、次に掲げるところにより、速やかに適切な是正処置を講じる。 a. 是正処置を講ずる必要性について次に掲げる手順により評価を行う。 (a) 不適合その他の事象の分析及び当該不適合の原因の明確化 (b) 類似の不適合その他の事象の有無又は当該類似の不適合その他の事象が発生する可能性の明確化 b. 必要な是正処置を明確にし、実施する。 c. 講じたすべての是正処置の実効性の評価を行う。 d. 必要に応じ、計画において決定した保安活動の改善のために講じた措置を変更する。	3.8 不適合管理 設工認に基づく設計、工事及び検査において発生した不適合については、<u>保安規定品質マネジメントシステム計画に基づき処置を行う。</u>	設計及び工事の計画では、設置許可申請書（本文十一号）に基づき定めている高浜発電所原子炉施設保安規定の品質マネジメントシステム計画に従い<u>不適合管理を実施していることから整合している。</u>	

発電用原子炉の設置の許可との整合性

設置許可申請書（本文（十一号））	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備 考
e. 必要に応じ、品質マネジメントシステムを変更する。 f. 原子力の安全に及ぼす影響の程度が大きい不適合に関して、根本的な原因を究明するために行う分析の手順を確立し、実施する。 g. 講じたすべての是正処置及びその結果の記録を作成し、これを管理する。 (2) 原子力部門は、(1)に掲げる事項について、手順書等に定める。 (3) 原子力部門は、手順書等に基づき、複数の不適合その他の事象に係る情報から類似する事象に係る情報を抽出し、その分析を行い、当該類似の事象に共通する原因を明確にした上で、適切な措置を講じる。 8.5.3 未然防止処置 (1) 原子力部門は、原子力施設その他の施設の運転経験等の知見を収集し、自らの組織で起こり得る不適合の重要性に応じて、次に掲げるところにより、適切な未然防止処置を講じる。 a. 起こり得る不適合及びその原因について調査する。 b. 未然防止処置を講ずる必要性について評価する。 c. 必要な未然防止処置を明確にし、実施する。 d. 講じたすべての未然防止処置の実効性の評価を行う。 e. 講じたすべての未然防止処置及びその結果の記録を作成し、これを管理する。 (2) 原子力部門は、(1)に掲げる事項について、手順書等に定める。			

資料 2 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書

目 次

	頁
1. 概要	T3-添2-1
2. 蒸気発生器	T3-添2-2

1. 概 要

本資料は、高浜発電所第3号機第24回定期事業者検査にて蒸気発生器伝熱管を施栓する場合の加熱面積への影響評価を行うとともに、設計及び工事計画届出書記載のうち加熱面積の変更及び個数の設定について説明するものである。

また、加熱面積への影響評価を行うことにより、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」第33条第1項第1号に規定される蒸気発生器の容量及び第63条に規定される熱交換器としての蒸気発生器の機能に影響を与えないことを確認している。

2. 蒸気発生器

名 称		蒸気発生器	
加 熱 面 積	m ²	A蒸気発生器	(4, 611)
		B蒸気発生器	(4, 572)
		C蒸気発生器	(4, 594)
個 数	-	3	

【設 定 根 拠】

1. 加熱面積

設計基準対象施設として使用する蒸気発生器は、1次系熱出力を2次系に熱交換することにより伝達する。1次系熱出力は2,660MWであるため、蒸気発生器1個当たり887MWの熱量を伝達する。51F型蒸気発生器の製造時の加熱面積は、蒸気発生器1個当たり887MWの熱量を伝達するため、供用期間中の伝熱管の汚れを考慮し、製造時の公称値は4,780m²であるが、高浜発電所第3号機第24回定期事業者検査における施栓実績を考慮し、本設計及び工事計画届出書の公称値については、現設備が保有する値として、A、B、C蒸気発生器それぞれ4,611m²、4,572m²、4,594m²とする。

なお、高浜発電所第3号機第24回定期事業者検査における施栓を含めた施栓実績を考慮したA、B、C蒸気発生器の伝熱管の本数は、それぞれ3,272本、3,247本、3,261本となる。

安全性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）においては、製造時の加熱面積から10%を減じた加熱面積を考慮していることから、設計確認値については、同解析条件である施栓率10%を超えない値として、m²とする。

従って、施栓後の加熱面積は、設計確認値を上回っている。

重大事故等時において使用する場合の加熱面積は、重大事故等時の容量が設計基準対象施設の容量と同仕様であるため、設計基準対象施設として使用する加熱面積と変わらない。

以上より、設計基準対象施設と同仕様で設計し、公称値についてはそれぞれ4,611m²、4,572m²、4,594m²とし、設計確認値についてはm²とする。

（注）施栓後の加熱面積は、製造時の加熱面積から既施栓分及び今回施栓分の加熱面積を差し引いた値であり、以下の式により算出される。

2. 個数

設計基準対象施設として使用する蒸気発生器の個数は、1次系熱出力に応じて設定され、合計で3基を設置する。

重大事故等時において使用する場合の個数は、重大事故等時の個数が設計基準対象施設の個数と同仕様であるため、設計基準対象施設として使用する個数と変わらない。従って、設計基準対象施設と同仕様で設計し、蒸気発生器は3基とする。

資料3 クラス1機器の応力腐食割れ対策に関する説明書

目 次

	頁
1. 概要	T3-添3-1
2. 基本方針	T3-添3-1
3. 応力腐食割れ発生の抑制策について	T3-添3-1

1. 概要

本資料は、高浜発電所第3号機第24回定期事業者検査にて蒸気発生器伝熱管を施栓する場合のメカニカルプラグについて、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」（以下「技術基準規則」という。）第17条、第18条及びそれらの「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」（以下「解釈」という。）に基づき、応力腐食割れ（以下「SCC」という。）発生の抑制を考慮した設計となっていることを説明するものである。

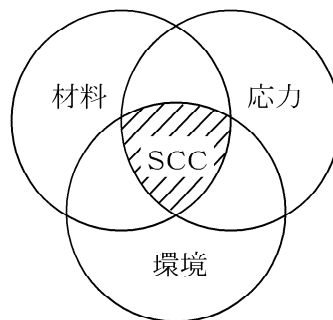
2. 基本方針

メカニカルプラグは、日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」（JSME S NC1-2001）及び（JSME S NC1-2005）【事例規格】発電用原子力設備における「応力腐食割れ発生の抑制に対する考慮」（NC-CC-002）に基づき、SCC発生環境下に対する適切な耐食性を有する材料の使用及び保安規定に基づく水質管理等のSCC発生の抑制を考慮した設計とする。

3. 応力腐食割れ発生の抑制策について

(1) 応力腐食割れ発生の前提条件について

SCCは、材料が特定の応力条件と環境条件にさらされたときに割れを生じる現象であり、下図に示すとおり、材料・応力・環境の3要因が重畳した場合に発生する。



一般的にSCCを抑制するためには、以下に示すように3要因のうちの1要因以上を取り除く必要がある。

- a. SCC発生環境下において、SCC発生の可能性が高い材料の選定を避ける。
- b. 引張応力を軽減する設計と製作時の引張残留応力を低減させる工法や発生した引張残留応力の低減処理技術を採用する。
- c. SCCの発生に寄与する腐食環境を緩和する設計と水質管理技術を採用する。

(2) メカニカルプラグにおける応力腐食割れ発生の抑制策について

メカニカルプラグは、以下を考慮することにより、ＳＣＣの発生を抑制している。

a. 材料選定

メカニカルプラグに使用する材料は、ニッケル・クロム・鉄合金 690 (GNCF690C) であり、ＳＣＣの感受性が低く、これまでもPWRの1次系高温環境下におけるＳＣＣ対策として多く使用されている。また、ニッケル・クロム・鉄合金 690 (GNCF690C) は、600 合金よりもクロム含有量を高くすることにより、耐ＳＣＣ性を向上させているため、蒸気発生器伝熱管等でＳＣＣが確認されている 600 合金の対策材料としても使用されている。

さらにニッケル・クロム・鉄合金 690 (GNCF690C) については、これまでＳＣＣ事例はなく、また製作時のメカニカルプラグにおいては、一般的な切削加工を行うが、これまで施工方法に関連したＳＣＣ事例はない。

b. 環境

定格出力運転時の1次冷却材中の溶存酸素及びその他の不純物濃度が十分低くなるよう水質管理を行っている。

また、塩化物及びフッ化物混入防止対策を行い、塩化物及びフッ化物に起因する応力腐食割れの発生を防止している。

資料4 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書

目 次

	頁
1. 概要	T3-添4-1
2. 基本方針	T3-添4-1
2.1 悪影響防止	T3-添4-1
2.2 環境条件等	T3-添4-2
2.3 試験・検査性	T3-添4-4

1. 概要

本資料は、高浜発電所第3号機第24回定期事業者検査にて蒸気発生器伝熱管を施栓する場合のメカニカルプラグについて、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」（以下「技術基準規則」という。）第14条第2項、第15条第2項及び第54条第1項第1号、第3号及び第5号並びにそれらの「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（以下「解釈」という。）」に基づき、設備が使用される条件の下における健全性について説明するものである。

今回は、健全性として、メカニカルプラグに要求される機能を有効に発揮するための構造設計に係る事項を考慮して、「機器相互の悪影響（技術基準規則第54条第1項第5号）」（以下「悪影響防止」という。）、「安全設備及び重大事故等対処設備に想定される事故時の環境条件（使用条件含む。）等における機器の健全性（技術基準規則第14条第2項、第54条第1項第1号）」（以下「環境条件等」という。）及び「要求される機能を達成するために必要な試験・検査性、保守点検性等（技術基準規則第15条第2項、第54条第1項第3号）」（以下「試験・検査性」という。）を説明する。なお、「多重性、多様性、独立性及び位置的分散」について、重要施設及び重大事故等対処設備としてのメカニカルプラグは、多重性、多様性、独立性及び位置的分散を考慮すべき設備でないため、本資料では考慮不要である。また、蒸気発生器本体の健全性については、平成27年8月4日付け原規規発第1508041号にて認可された工事計画の資料6「安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書」にて考慮しているため、本資料では、メカニカルプラグ単体に加え、メカニカルプラグ設置による蒸気発生器本体への影響を説明する。

また、上記の健全性を確認することで、技術基準規則第59条から第63条及び第71条において、メカニカルプラグを含めた蒸気発生器が重大事故等対処設備として使用できることを確認している。

2. 基本方針

メカニカルプラグが使用される条件の下における健全性について、以下のとおり「悪影響防止」、「環境条件等」及び「試験・検査性」の3項目を説明する。

2.1 悪影響防止

悪影響防止については技術基準規則第54条第1項第5号に基づき、重大事故等対処設備としてのメカニカルプラグを設置することによりメカニカルプラグを含めた蒸気発生器が他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

他の設備に悪影響を及ぼす要因としては、地震、火災、溢水、風（台風）及び竜巻、他の設備の系統的な影響及び同一設備の機能的な影響、内部発生飛散物並びに号機間の共用があるが、本資料では地震を考慮し、地震に対する設計上の考慮を説

明する。なお、火災、溢水、風（台風）及び竜巻による影響及び内部発生飛来物による影響についてはメカニカルプラグが蒸気発生器の内部に設置されていること、他の設備の系統的な影響については系統の切替えは伴わないこと、同一設備の機能的な影響については同時に複数の機能で使用しないこと、並びに号機間の共用による影響については共用していないことから、考慮不要である。

(1) 地震による影響

- ・メカニカルプラグを設置することにより、蒸気発生器は地震により他の設備に悪影響を及ぼさないように、技術基準規則第50条「地震による損傷の防止」に基づく設計とする。

悪影響防止を含めた常設重大事故等対処設備としての蒸気発生器の耐震設計への施栓による影響については、資料5「耐震性に関する説明書」に基づき実施する。

2.2 環境条件等

環境条件等については、技術基準規則第 14 条第 2 項、第 54 条第 1 項第 1 号に基づき、メカニカルプラグが、想定される環境条件において、その機能を発揮できる設計とする。環境条件等に影響を及ぼす要因は、圧力、温度、湿度、放射線、荷重、屋外の天候による影響、海水を通水する系統への影響、電磁波による影響、周辺機器等からの悪影響、及び冷却材の性状（冷却材中の破損物等の異物を含む。）である。なお、第 54 条第 1 項第 6 号に規定される放射線の影響は、後述のとおり、設置場所での操作及び復旧作業が不要であるため、考慮不要である。

安全施設としてのメカニカルプラグの設計条件については、材料疲労、劣化等に対しても十分な余裕を持って機能維持が可能となるよう、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に想定される放射線量等の環境条件を考慮し、十分安全側の条件を与えることにより、これらの条件下においても期待されている安全機能を発揮できる設計とする。安全施設の環境条件には、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時における放射線のみならず、冷却材の性状（冷却材中の異物を含む。）の影響を考慮する。

重大事故等対処設備としてのメカニカルプラグは、想定される重大事故等が発生した場合における放射線及びその他の使用条件において、その機能が有効に発揮できるよう、その使用箇所に応じた耐環境性を有する設計とする。重大事故等発生時の環境条件については、重大事故等時における放射線のみならず、その他の使用条件として重大事故等時に冷却材の性状（冷却材中の異物を含む。）の影響を考慮する。

その他の影響として環境圧力、環境温度、湿度による影響、屋外の天候による影響、荷重、海水を通水する系統への影響、電磁波による影響、周辺機器等からの悪影響及び設置場所における放射線の影響があるが、本資料では考慮不要である。具体的には、環境圧力、環境温度、屋外の天候による影響、周辺機器等からの悪影響については、メカニカルプラグが蒸気発生器の内部に設置されていること、湿度については、メカニカルプラグが原子炉格納容器内雰囲気ではなく冷却材に接していること、荷重については、メカニカルプラグが蒸気発生器の内部に設置されており、風（台風）、竜巻、積雪及び火山の影響が無く、荷重の組合せの考慮が不要なこと、海水を通水する系統への影響については、海水を通水しないこと、電磁波による影響については、電磁波の影響を受ける構造ではないこと、並びに設置場所における放射線の影響については、設置場所での操作及び復旧作業が不要であることから考慮不要である。

以上のことから、技術基準規則第 14 条第 2 項、第 54 条第 1 項第 1 号に基づき、メカニカルプラグについて、以下の(1)及び(2)に放射線による影響及び冷却材の性状（冷却材中の異物を含む。）の影響に対する設計上の考慮を説明する。

(1) 放射線による影響

- ・安全施設及び重大事故等対処設備としてのメカニカルプラグは、事故時等における環境条件の空間線量として原子炉格納容器内の放射線及び冷却材中の放射線を考慮した設計とする。
- ・安全施設及び重大事故等対処設備としてのメカニカルプラグは、主たる流路である 1 次冷却材系統に影響を与えないよう、主たる流路と同一又は同等の規格で設計することにより、流路としての機能を維持する設計とする。

a. 放射線による影響

放射線については、設備の設置場所において想定される事故時に到達する最大線量とし、放射線量に対して、遮蔽等の効果を考慮して、機能を損なわない材料、構造、原理等を用いる設計とする。

安全施設としてのメカニカルプラグに対しては、設計基準事故時の空間線量又は冷却材中の放射性物質による放射線影響が考えられるが、これらを包絡する条件として、「原子炉設置変更許可申請書本文十号」ロ.において評価した設計基準事故の中で、原子炉格納容器内の線量が最も高くなる「原子炉冷却材喪失」（以下、「LOCA」という。）を選定し、LOCA時の最大放射線量を包絡する線量として、1.5MGy/年以下を設定する。

重大事故等対処設備としてのメカニカルプラグに対しては、重大事故等時の空

間線量又は冷却材中の放射性物質による放射線影響が考えられるが、これらを包絡する条件として、「原子炉設置変更許可申請書本文十号」ハ.において評価した重大事故等の中で、原子炉格納容器内の線量が最も高くなる事象を選定し、「格納容器過圧破損（大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故）」での最大放射線量を包絡する線量として、0.5MGy/7日間以下を設定する。なお、本評価条件では炉心溶融を想定しているが、蒸気発生器が使用される条件では炉心溶融は想定しないため、保守的な条件設定となっている。

第1表～第3表にこれらの放射線量評価に用いた評価条件等を示す。

耐放射線性の確認結果として、メカニカルプラグは、無機物である金属構造材で構成されており、評価条件において機能を損なう構造ではないことから、設計基準事故時及び重大事故等時においても、機能を発揮できる設計となっている。

(2) 冷却材の性状(冷却材中の異物含む。)

- ・安全施設及び重大事故等対処設備としてのメカニカルプラグは、メカニカルプラグを設置する1次系を、水質管理基準を定めて水質を管理することにより異物の発生を防止する設計とすることで応力腐食割れの発生を防止する設計とする。

メカニカルプラグの応力腐食割れの対策については、資料3「クラス1機器の応力腐食割れ対策に関する説明書」に基づき実施する。

2.3 試験・検査性

試験・検査性については、技術基準規則第15条第2項、第54条第1項第3号に基づき、メカニカルプラグの健全性を確認するため、原子炉の停止中に必要な箇所の保守点検、試験又は検査を実施できるよう蒸気発生器の開放によるメカニカルプラグの外観点検及び耐圧・漏えい試験による機能・性能確認が可能な設計とする。

これらの試験及び検査については、使用前事業者検査等の法定検査を実施できることに加え、保全プログラムに基づく点検、日常点検の保守点検内容を考慮する。

機能・性能の確認においては、メカニカルプラグを設置する原子炉冷却材圧力バウンダリの耐圧・漏えい試験が可能な設計とする。

以下に試験・検査性に対する設計上の考慮を説明する。

(1) 試験・検査性

メカニカルプラグは、その健全性を確認するために、発電用原子炉の停止中に

必要な箇所の保守点検（試験及び検査を含む。）が可能な構造とし、かつ、そのために必要な配置、空間及びアクセス性を備えた設計とする。

また、メカニカルプラグは、使用前事業者検査等及び技術基準規則に定められた試験及び検査ができるように具体的に以下に示す試験・検査が実施可能な設計とする。

- ・メカニカルプラグの外観検査のために蒸気発生器の内部の確認が可能なように、蒸気発生器にマンホールを設ける設計とする。
- ・機能・性能検査としてメカニカルプラグからの漏えいの有無を確認するため、メカニカルプラグを設置する原子炉冷却材圧力バウンダリの耐圧・漏えい試験により確認が可能な設計とする。

第1表 放射線の環境条件設定方法（1/2）
（設計基準事故時）

対象区画	環境条件設定方法			環境条件
	想定する事象	線源等	線量評価	
原子炉格納容器内	原子炉格納容器内で発生する事象として、原子炉格納容器内に放出される放射性物質の量が多くなることから、原子炉格納容器内の線量が最も高くなる「原子炉冷却材喪失」を想定する。	原子炉設置変更許可申請書 添付書類十「4.2.1 原子炉冷却材喪失」時に原子炉格納容器内に放出される放射性物質の線源強度（第2表）を用いる。	原子炉格納容器自由体積を保存し区画内に線源が均一に分布するとして線量を評価した結果、約0.4MGy／年となるため、環境条件は ≤ 1.5 MGy／年と設定する。	≤ 1.5 MGy／年

第 1 表 放射線の環境条件設定方法 (2/2)
(重大事故等時)

対象区画	環境条件設定方法			環境条件
	想定する事象	線源等	線量評価	
原子炉格納容器内	有効性評価のうち、最も炉心溶融が早く、格納容器スプレイ失敗により格納容器内に浮遊する放射性物質が多くなり、原子炉格納容器内の線量が高くなる事象として「大 LOCA+ECCS 注入失敗＋格納容器スプレイ失敗」を想定する。	原子炉設置変更許可申請書 添付書類十 「7.2.1.1 格納容器過圧破損」の評価に基づき「大 LOCA+ECCS 注入失敗＋格納容器スプレイ失敗」時に原子炉格納容器内に放出される放射性物質の線源強度（第 3 表）を用いる。	原子炉格納容器自由体積を保存し、区画内に線源が均一に分布するとして線量を評価した結果、約 0.3MGy／7 日となるため、環境条件は $\leq 0.5\text{MGy}/7\text{ 日}$ と設定する。	$\leq 0.5\text{MGy}/7\text{ 日}$

第 2 表 「原子炉冷却材喪失」時の原子炉格納容器内線源強度

代表エネルギー (MeV/dis)	積算線源強度 (MeV/1 年間)
0.4	7.3E+23
0.8	1.6E+24
1.3	1.5E+23
1.7	2.1E+23
2.5	1.3E+23

第 3 表 「大 LOCA+ECCS 注入失敗+格納容器スプレイ失敗」時の
原子炉格納容器内線源強度

代表エネルギー (MeV/dis)	積算線源強度 (MeV/7 日間)
0.1	2.0E+23
0.125	3.9E+22
0.225	3.6E+23
0.375	4.2E+23
0.575	1.9E+24
0.85	1.5E+24
1.25	6.8E+23
1.75	1.4E+23
2.25	9.8E+22
2.75	8.5E+21
3.5	1.3E+21
5	2.0E+20
7	2.5E+12
9.5	3.8E+11

資料 5 耐震性に関する説明書

目 次

	頁
1. 概要	T3-添5-1
2. 設備の耐震重要度分類	T3-添5-1
3. 蒸気発生器耐震評価	T3-添5-1
3.1 蒸気発生器耐震評価の方針	T3-添5-1
3.2 蒸気発生器支持脚耐震評価の方針	T3-添5-3
4. まとめ	T3-添5-4

1. 概要

本説明書は、高浜発電所第3号機第24回定期事業者検査にて伝熱管に施栓する場合の耐震性が、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」第5条及び第50条（地震による損傷の防止）に適合することを説明するものである。

2. 設備の耐震重要度分類

蒸気発生器の耐震重要度分類は、第1表「届出設備の耐震重要度分類」に示すとおりである。

第1表 届出設備の耐震重要度分類

設備区分 \ 分類	設計基準対象設備 耐震重要度分類			重大事故等対処設備 設備分類		
	S	B	C	常設重大事故 防止設備	常設重大事故 緩和設備	可搬型重大事 故等対処設備
原子炉冷却 系統施設	・ 蒸気発生器			・ 蒸気発生器	・ 蒸気発生器	

3. 蒸気発生器耐震評価

3.1 蒸気発生器耐震評価の方針

蒸気発生器伝熱管に施栓する場合における耐震評価方針は次のとおりとする。

蒸気発生器伝熱管に施栓がない場合の蒸気発生器本体及び内部構造物の耐震性は、既工事計画認可申請書（原規規発第1508041号、平成27年8月4日認可）資料13-17-3-2-1「蒸気発生器（内部構造物を除く）の耐震計算書」及び資料13-17-3-2-2「蒸気発生器内部構造物の耐震計算書」に記載のとおり問題ない。

蒸気発生器伝熱管に施栓する場合の蒸気発生器本体及び内部構造物の耐震評価は、蒸気発生器伝熱管の施栓による蒸気発生器本体及び内部構造物の振動特性に与える影響を確認することで行う。

第2表「プラグ重量」に示すとおり、高浜発電所第3号機に取り付けられるプラグには各々2種類のメカニカルプラグとスリーブ付メカニカルプラグがある。

第2表 プラグ重量

重 量(kg)	メカニカルプラグ (φ 19.30 mm)	メカニカルプラグ (φ 15.88 mm)	管板用スリーブ付 メカニカルプラグ	管内用スリーブ付 メカニカルプラグ

--

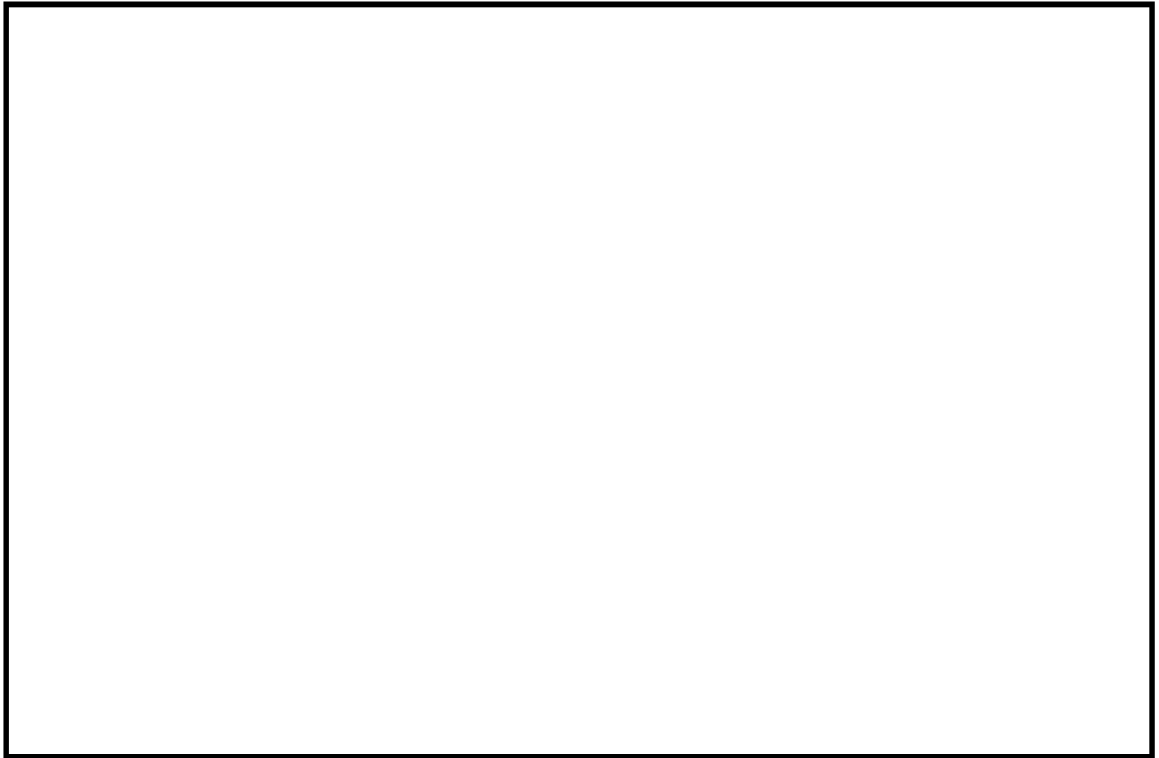
第 3 表 蒸気発生器伝熱管プラグ重量

	A 蒸気発生器		B 蒸気発生器		C 蒸気発生器	
	施栓実績 (本×箇所) [重量(kg)]	今回施栓数 (本×箇所) [重量(kg)]	施栓実績 (本×箇所) [重量(kg)]	今回施栓数 (本×箇所) [重量(kg)]	施栓実績 (本×箇所) [重量(kg)]	今回施栓数 (本×箇所) [重量(kg)]
メカニカル プラグ						
スリーブ付 メカニカル プラグ						
合 計						
重量合計						

--

蒸気発生器の固有振動数は既工事計画認可申請書（原規規発第 1508041 号、平成 27 年 8 月 4 日認可）資料 13-17-3-23「1 次冷却材管の耐震計算書」に記載のとおり Hz であり、第 1 図「固有振動数の影響」に示すように評価上の固有振動数に有意な変化はなく（注⁴⁾、蒸気発生器本体及び蒸気発生器内部構造物の振動特性に与える影響は小さい。

--



3.2 蒸気発生器支持脚耐震評価の方針

蒸気発生器支持脚については、蒸気発生器の自重を支えており、プラグ等による蒸気発生器本体の重量増加により影響を受けると考えられるため、影響評価を行う。(第2図「蒸気発生器支持構造物概略図」、第3図「蒸気発生器支持脚評価箇所」、第4図「蒸気発生器支持脚概略図」参照) 評価に用いる重量増加量は kg とする。

なお、評価する部位は、既工事計画認可申請書(原規規発第1508041号、平成27年8月4日認可)資料13-17-3-2-1「蒸気発生器(内部構造物を除く)の耐震計算書」第9-1表「基準地震動 S_s による評価結果(D+P+M+S_s) (5/7)」から最も耐力の低い部位を選定し評価する。

3.2.1 蒸気発生器支持脚に作用する荷重

重量増加後、蒸気発生器支持脚に地震時作用する荷重は、以下の計算により算定する。

$$F' = F + f$$

ここで、

F' : 重量増加後の蒸気発生器支持脚に発生する荷重

F : 重量増加前の蒸気発生器支持脚に発生する荷重

f : 重量増加による蒸気発生器支持脚に発生する荷重の増加量

以下の式により求める。

$$f = F \times \left(\frac{m}{M} \right)$$



重量増加後、蒸気発生器支持脚に地震時作用する荷重は、第 4 表「重量増加後に各蒸気発生器支持脚に作用する荷重（Ss 地震時）」に示すとおりである。

なお、重量増加による蒸気発生器支持脚に発生する荷重の増加量は、蒸気発生器支持脚 4 本のうち最も大きい値で評価を行う。

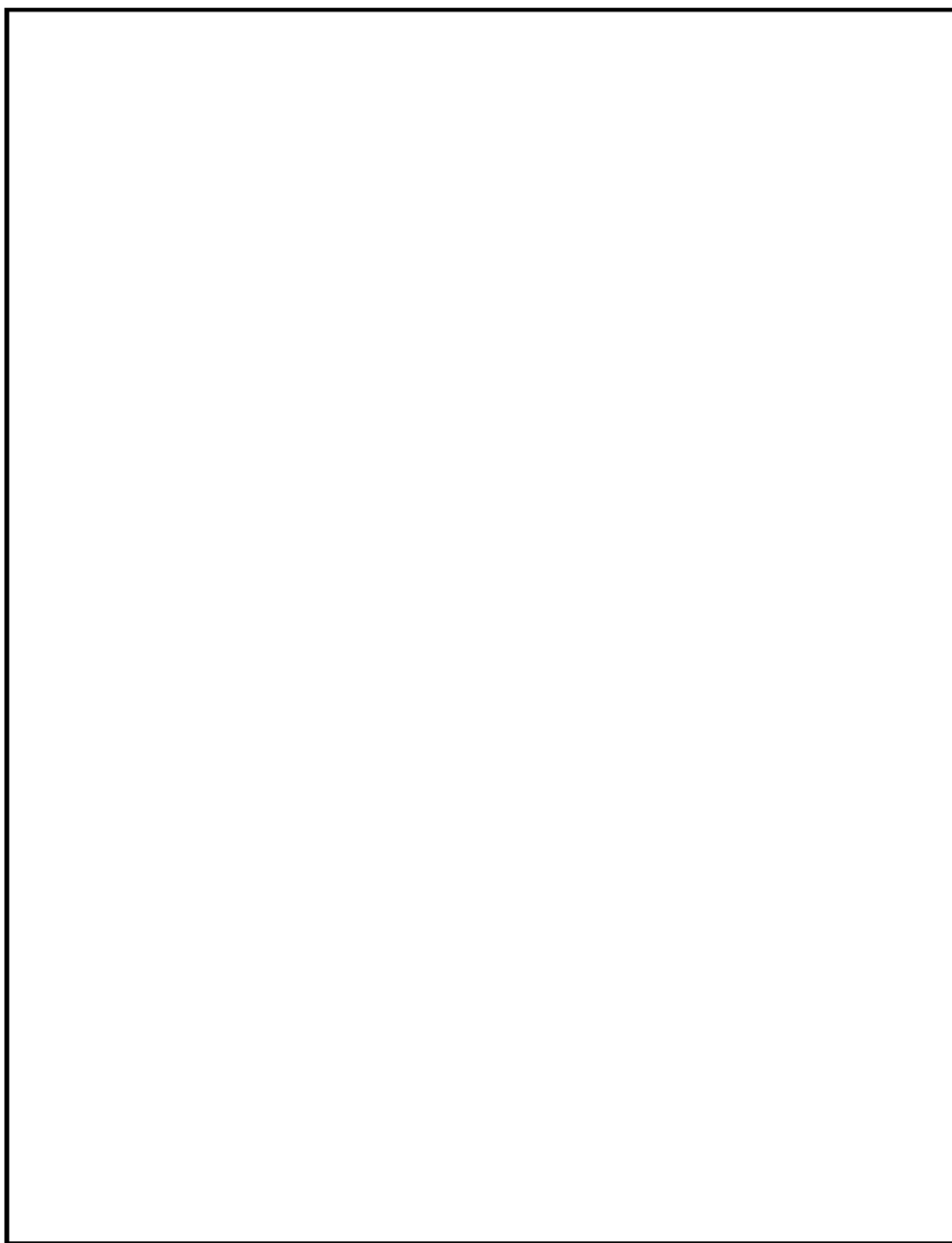
3.2.2 蒸気発生器支持脚の評価

重量増加後、蒸気発生器支持脚に地震時作用する荷重は、第 5-1 表「蒸気発生器支持脚の評価（一次応力評価）」及び第 5-2 表「蒸気発生器支持脚の評価（一次＋二次応力評価）」に示すように蒸気発生器支持脚の耐力に比べ小さい。

なお、重量増加に伴う荷重増加量は第 4 表のとおり軽微であるため、既工事計画認可申請書（原規規発第 1508041 号、平成 27 年 8 月 4 日認可）資料 13-19「水平 2 方向及び鉛直方向地震力の組合せに関する影響評価結果」で評価された水平 2 方向及び鉛直方向地震力の影響を考慮しても、蒸気発生器支持脚の耐震性に影響はない。

4. まとめ

高浜発電所第 3 号機第 24 回定期事業者検査にて伝熱管に施栓する場合の、重量増加後の耐震性への影響を評価した結果、蒸気発生器本体、内部構造物及び蒸気発生器支持脚に問題ないことを確認した。



第 1 図 固有振動数の影響

第4表 重量増加後に各蒸気発生器支持脚に作用する荷重（Ss 地震時）

（単位：kN）

支持脚番号		一次応力評価用荷重		一次＋二次応力評価用荷重	
		鉛直上向荷重	鉛直下向荷重	鉛直上向荷重	鉛直下向荷重
SG-C-1	重量増加前における荷重	2,729 ^(注)	4,936 ^(注)	3,247 ^(注)	4,557 ^(注)
	重量増加による増分	4	7	5	8
	重量増加後の荷重	2,733	4,943	3,252	4,565
SG-C-2	重量増加前における荷重	2,779 ^(注)	5,108 ^(注)	2,702 ^(注)	5,436 ^(注)
	重量増加による増分	4	7	5	8
	重量増加後の荷重	2,783	5,115	2,707	5,444
SG-C-3	重量増加前における荷重	2,796 ^(注)	5,063 ^(注)	2,698 ^(注)	5,313 ^(注)
	重量増加による増分	4	7	5	8
	重量増加後の荷重	2,800	5,070	2,703	5,321
SG-C-4	重量増加前における荷重	2,825 ^(注)	4,970 ^(注)	3,419 ^(注)	4,600 ^(注)
	重量増加による増分	4	7	5	8
	重量増加後の荷重	2,829	4,977	3,424	4,608

* 支持脚番号は第4図「蒸気発生器支持脚概略図」を参照。

（注）重量増加前における荷重は、既工事計画認可申請書（原規規発第1508041号、平成27年8月4日認可）資料13-17-3-2-1「蒸気発生器（内部構造物を除く）の耐震計算書」第7-7表「支持脚一次応力評価用荷重（Ss 地震時）」及び第7-8表「支持脚一次＋二次応力評価用荷重（Ss 地震時）」の値である。

第 5-1 表 蒸気発生器支持脚の評価（一次応力評価）

（単位：kN）

	部材名	Sd 地震時 (Ⅲ _A S)		Ss 地震時 (Ⅳ _A S)	
		蒸気発生器支持脚 の耐力 ^(注 1)	蒸気発生器支持脚に 地震時作用する荷重 ^(注 2)	蒸気発生器支持脚 の耐力 ^(注 1)	蒸気発生器支持脚に 地震時作用する荷重
鉛直上向荷重	植え込みボルト	5,690	2,829	5,690	2,829
鉛直下向荷重	ブラケット側ヒンジ	7,260	5,115	8,430	5,115

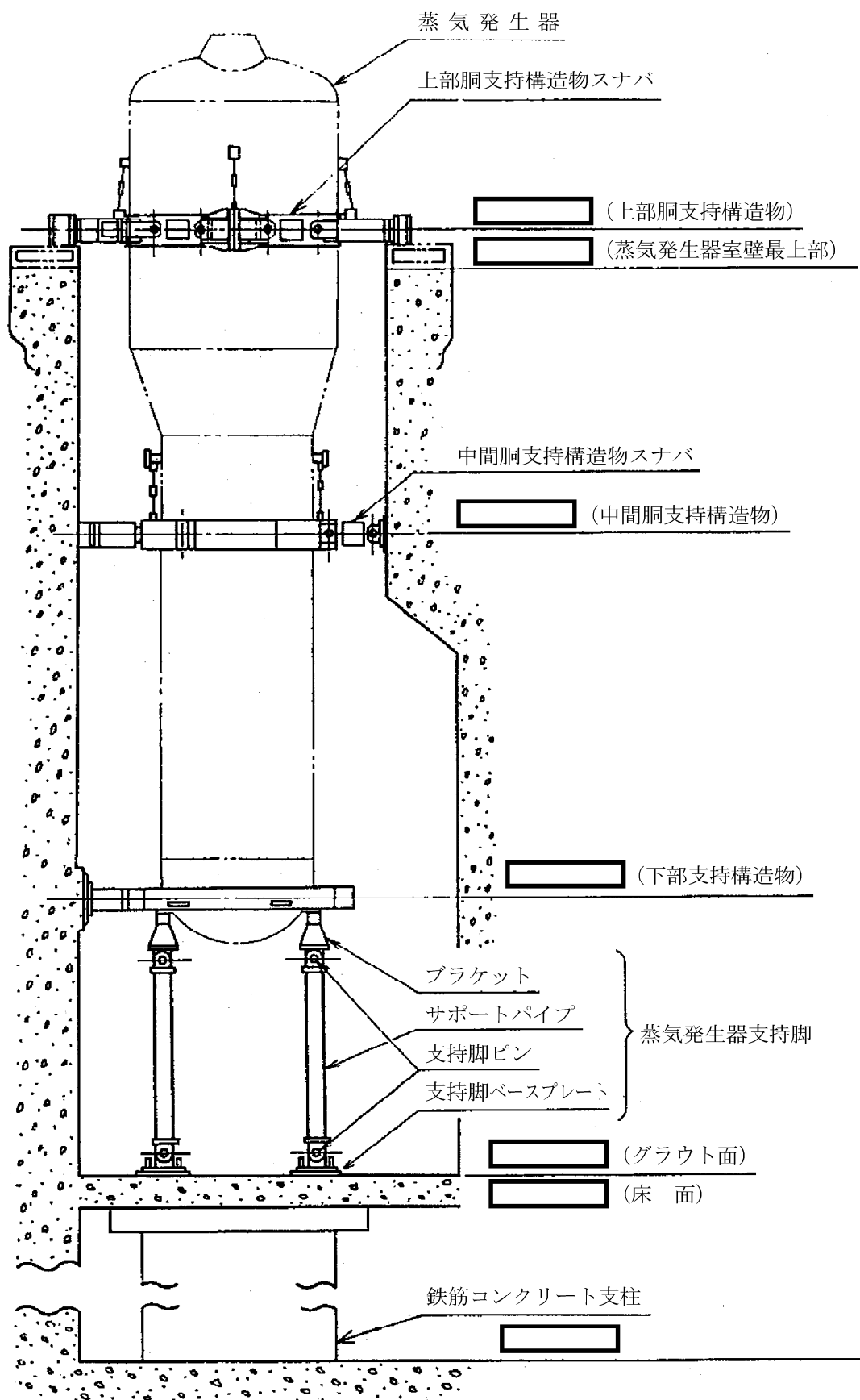
第 5-2 表 蒸気発生器支持脚の評価（一次＋二次応力評価）

（単位：kN）

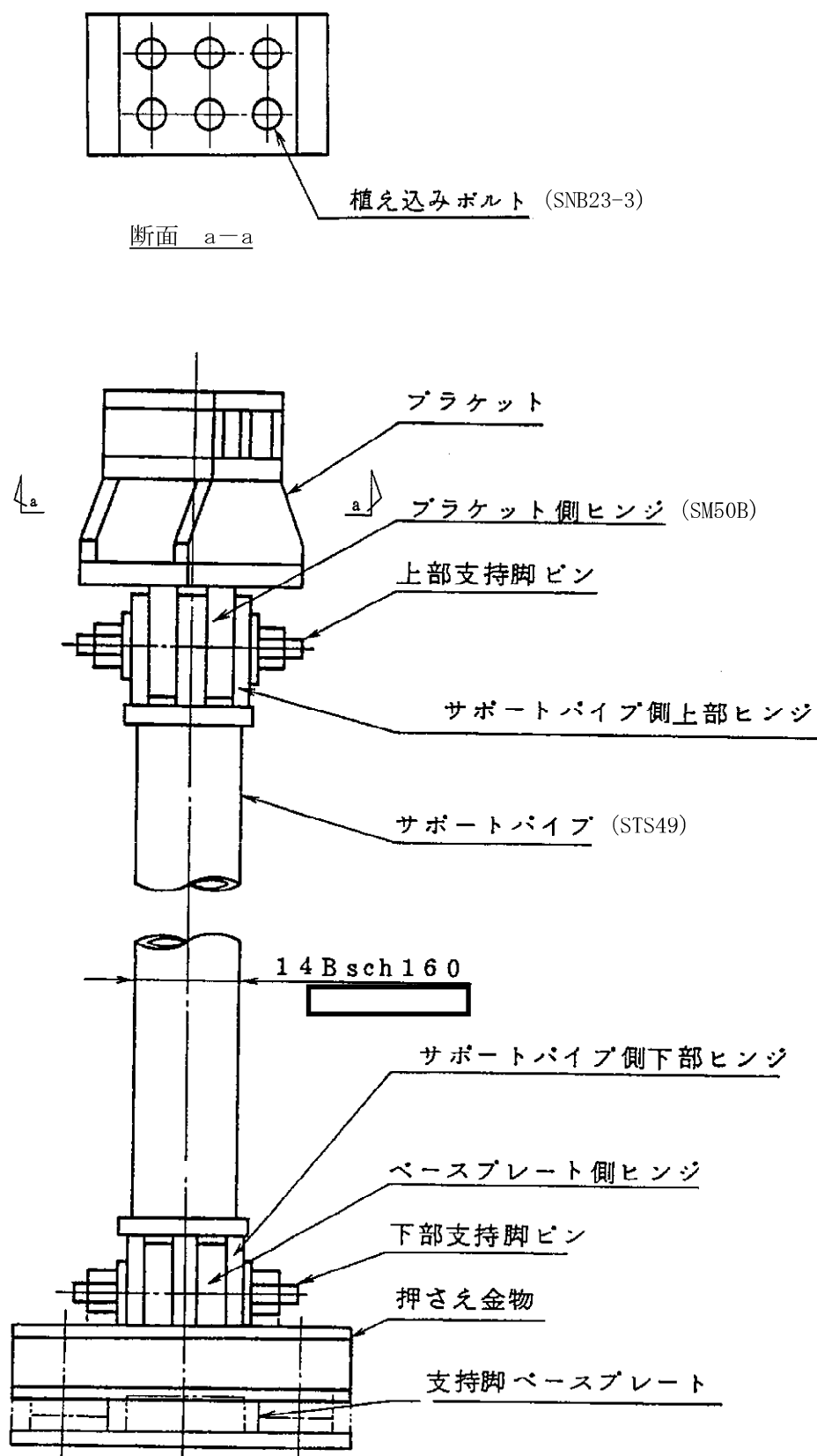
	部材名	Sd 地震時 (Ⅲ _A S)		Ss 地震時 (Ⅳ _A S)	
		蒸気発生器支持脚 の耐力 ^(注 1)	蒸気発生器支持脚に 地震時作用する荷重 ^(注 2)	蒸気発生器支持脚 の耐力 ^(注 1)	蒸気発生器支持脚に 地震時作用する荷重
鉛直上向荷重	ブラケット側ヒンジ	7,260	3,424	8,430	3,424
鉛直下向荷重	サポートパイプ	8,410	5,444	8,410	5,444

（注 1）既工事計画認可申請書（原規規発第 1508041 号、平成 27 年 8 月 4 日認可）資料 13-17-3-2-1「蒸気発生器（内部構造物を除く）の耐震計算書」第 9-1 表「基準地震動 Ss による評価結果 (D+P+M+Ss) (5/7)」及び第 9-2 表「弾性設計用地震動 Sd による評価結果 (D+P+M+Sd) (簡易) (4/7)」に記載の許容応力に、同工事計画認可申請書同資料第 8-41 表「支持脚の応力計算条件」に記載の面積を掛け、一の位を切り捨てたものである。

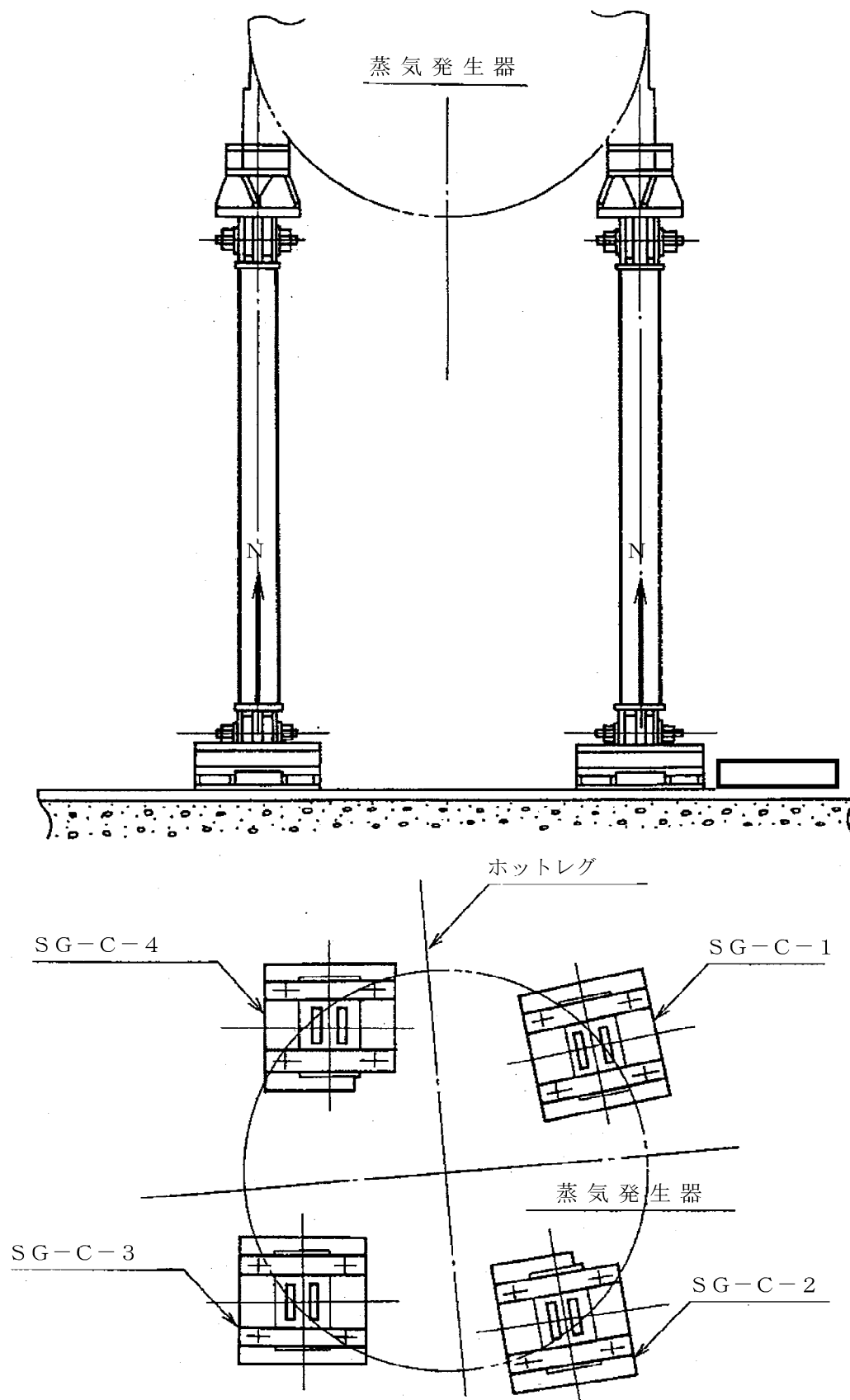
（注 2）Ss 地震時の地震荷重を Sd 地震時の地震荷重として用いる。



第2図 蒸気発生器支持構造物概略図



第3図 蒸気発生器支持脚評価箇所



第4図 蒸気発生器支持脚概略図

資料6 強度に関する説明書

目 次

資料 6－1 強度評価の基本方針

資料 6－2 強度評価方法

資料 6－3 強度評価結果

資料 6－1 強度評価の基本方針

目 次

	頁
1. 概要	T3-添6-1-1
2. クラス 1 機器の強度評価の基本方針	T3-添6-1-2
3. 重大事故等クラス 2 機器の強度評価の基本方針	T3-添6-1-3

1. 概要

クラス 1 機器の材料及び構造については、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」（以下「技術基準規則」という。）第17条第1項第1号及び第8号に規定されており、適切な材料を使用し、十分な構造及び強度を有することが要求されている。

また、重大事故等クラス 2 機器の材料及び構造については、技術基準規則第55条第1項第2号及び第5号に規定されており、適切な材料を使用し、十分な構造及び強度を有することが要求されている。

本資料は、高浜発電所第 3 号機第24回定期事業者検査にて蒸気発生器伝熱管に施栓する場合のメカニカルプラグ、管板用スリーブプラグ及び管内用スリーブプラグ（以下、総称して「プラグ」という。）が、クラス 1 機器及び重大事故等クラス 2 機器として十分な強度を有することを確認するための強度評価の基本方針について説明するとともに、今回の施栓に伴い、クラス 1 機器及び重大事故等クラス 2 機器としての蒸気発生器本体等の強度へ影響がないことを確認するための影響評価の基本方針について説明するものである。また、上記のとおりクラス 1 機器としての強度を確認することで、技術基準規則第27条に規定される原子炉冷却材圧力バウンダリの機能が確保されることが確認できる。

1.1 プラグの種類

- ・メカニカルプラグ（ ϕ 19.30mm、 ϕ 15.88mm）
- ・管板用スリーブプラグ（注1）
- ・管内用スリーブプラグ（注1）

（注1）管板（管内）用スリーブプラグはメカニカルプラグとセットにして使用し、この場合管板（管内）用スリーブ付メカニカルプラグという。

1.2 プラグの材料

GNCF690C

なお、高浜発電所第 3 号機第24回定期事業者検査にて計画している蒸気発生器伝熱管の施栓は、メカニカルプラグを使用するが、本資料では管板用スリーブプラグ及び管内用スリーブプラグの強度評価も併せて行う。

2. クラス 1 機器の強度評価の基本方針

クラス 1 機器の材料及び構造については、技術基準規則第 17 条（材料及び構造）に規定されており、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」（以下「技術基準規則の解釈」という。）第 17 条 11 において、日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」（JSME S NC1-2005/2007 又は JSME S NC1-2012）によることとされているが、技術基準規則の施行の際現に施設し、又は着手した設計基準対象施設については、施設時に適用された規格によることと規定されている。同解釈において規定されている JSME S NC1-2005/2007 及び JSME S NC1-2012 は、いずれも技術基準規則を満たす仕様規定として相違がない。

よって、クラス 1 機器としてのプラグの強度評価及び蒸気発生器本体等の強度影響評価は、JSME S NC1-2005/2007 による評価を実施する。

クラス 1 機器としてのプラグの材料については、JSME S NC1-2005/2007 に規定されている材料を使用する設計とする。

3. 重大事故等クラス 2 機器の強度評価の基本方針

重大事故等クラス 2 機器の材料及び構造については、技術基準規則第 55 条（材料及び構造）に規定されており、技術基準規則の解釈に従い、技術基準規則第 17 条（材料及び構造）設計基準対象施設の規定を準用する。

技術基準規則第 17 条においては、日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」（JSME S NC1-2005/2007又はJSME S NC1-2012）によることが規定されていることから、重大事故等クラス 2 機器としてのプラグの強度評価は、JSME S NC1-2005/2007による評価を実施する。

重大事故等クラス 2 機器は、技術基準規則第 55 条において、「設計上定める条件において、全体的な変形を弾性域に抑えること」が要求されている。クラス 1 機器については、重大事故等時に流路としての機能が要求され、重大事故等クラス 2 機器となることから、設計上定める条件として重大事故等時の使用圧力、使用温度、事故時荷重等が負荷された状態を想定し、全体的な変形を弾性域に抑えることについては、それと同等以上の性能を有していることを確認する。

重大事故等クラス 2 機器としてのプラグの強度評価及び蒸気発生器本体等への強度影響評価は、既工事計画書の実績及び上記 2. 項「クラス 1 機器の強度評価の基本方針」に基づく運転状態Ⅲ及び運転状態Ⅳの評価結果を用いた評価ができることを確認し、評価結果の確認による評価を実施する。具体的には以下のとおりとする。

重大事故等クラス 2 機器としてのプラグの強度評価に当たっては、設計上定める条件である重大事故等時における使用圧力、使用温度及び事故時荷重を上回る運転状態Ⅲ及び運転状態Ⅳの評価条件に対して、供用状態 D の許容応力^(注)を目安とした、十分な裕度を有する設計とし、その評価条件においても塑性変形が小さなレベルに留まって延性破断に対して十分な余裕を有し、蒸気発生器の流路としての十分な機能が保持できることを確認する。

また、重大事故等クラス 2 機器としての蒸気発生器本体等の強度影響評価に当たっては、施栓数の増加が重大事故等クラス 2 機器としての強度に影響を与えないことを確認する。なお、蒸気発生器は既に施設された設備であり、重大事故等クラス 2 機器としての評価条件及び判断基準を満たす既に実施された評価結果があるため、その評価結果への影響を確認する。

（注）供用状態 D の許容応力は、JSME 解説 PVB-31111において、鋼材の究極的な強さを基に、弾性計算により塑性不安定現象の評価を行うことへの理論的安全裕度を考慮して定めたものであり、一次一般膜応力（ P_m ）は $2/3 S_u$ 、一次局部膜応力（ P_L ）＋一次曲げ応力（ P_b ）は $1.5 \times 2/3 S_u$ （ $= S_u$ ）と規定されている。前者は、膜応力であり断面

の応力が S_u に到達すると直ちに破損に至るため割下げ率1.5を考慮して規定されているが、後者は、断面表面が S_u に到達しても断面内部は更なる耐荷能力があり直ちに破損には至らないため割下げ率は1.0としている。JSMEに規定されている供用状態Dの許容応力は、耐圧機能維持の観点から、安全評価上の仮定に保証を与えるものであり、それを適用することについては、材料の究極的な強さに対して適切かつ十分な裕度を有した設計となる。

重大事故等クラス2機器としてのプラグの材料については、技術基準規則第55条において材料は「使用前に適用されるものとする。」と規定されていることから、JSME S NC1-2005/2007に規定されている材料を使用する設計とする。

資料 6－2 強度評価方法

目 次

	頁
1. 概要	T3-添6-2-1
2. クラス 1 容器の強度評価方法	
2.1 プラグの強度計算方法	T3-添6-2-2
2.2 蒸気発生器本体等の強度影響評価方法	T3-添6-2-27
3. 重大事故等クラス 2 容器の強度評価方法	
3.1 確認内容	T3-添6-2-30
3.2 強度評価方法	T3-添6-2-33/E

1. 概要

本資料は、高浜発電所第3号機第24回定期事業者検査にて蒸気発生器伝熱管に施栓する場合のプラグが、資料6-1「強度評価の基本方針」に基づき、クラス1容器及び重大事故等クラス2容器として十分な強度を有することを確認するための方法について説明するとともに、今回の施栓に伴う蒸気発生器本体等のクラス1容器及び重大事故等クラス2容器としての強度に影響がないことを確認するための方法について説明するものである。

なお、本資料での強度評価及び影響評価については、日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」（JSME S NC1-2005/2007）（以下「JSME」という。）に基づくものとする。

2. クラス 1 容器の強度評価方法

2.1 プラグの強度計算方法

2.1.1 記号の定義

プラグの強度計算に用いる記号について、以下に説明する。

また、第1表「プラグの寸法」に使用するプラグの寸法を示す。

	記号	単位	定義
プラグの強度計算に用いるもの	P_m	MPa	一次一般膜応力
	P_L	MPa	一次局部膜応力
	P_b	MPa	一次曲げ応力
	Q	MPa	二次応力
	F	MPa	ピーク応力
	σ_x	MPa	軸方向 (x 方向) 応力
	σ_θ	MPa	円周方向 (θ 方向) 応力
	σ_r	MPa	半径方向 (r 方向) 応力
	t	mm	板厚
	a	mm	内半径
	R	mm	平均半径
	P	MPa	圧力
	ν	—	ポアソン比
	S_m	MPa	JSME 付録材料図表Part5表1に規定する材料の設計応力強さ
	S_y	MPa	JSME 付録材料図表Part5表8に規定する材料の設計降伏点
	H	N/mm	断面の単位長さあたりの不静定力 (半径方向荷重)
	M	N・mm/mm	断面の単位長さあたりの不静定力 (モーメント)
	Δ	mm	不静定力による接続部の変位
	Δ^*	rad	不静定力による接続部の回転
	δ	mm	圧力による接続部の変位
	δ^*	rad	圧力による接続部の回転
	E	MPa	縦弾性係数
	ΔR	mm	半径方向変位
	K_T	—	引張応力集中係数
	K_B	—	曲げ応力集中係数
	U_f	—	疲労累積係数

第1表 プラグの寸法

単位：mm

	メカニカルプラグ (ϕ 19.30 mm)	メカニカルプラグ (ϕ 15.88 mm)	管板用 スリーブプラグ	管内用 スリーブプラグ
t (板 厚)				
a (内 半 径)				
R (平均半径)				

2.1.2 一次応力評価（設計条件）：JSME PVB-3111(1)

(1) 解析条件

プラグの最高使用圧力及び最高使用温度は次のとおりである。

最高使用圧力 11.03 MPa

最高使用温度 343 °C

プラグの解析は1次側の最高使用圧力及び最高使用温度において実施する。

圧 力 17.16 MPa

温 度 343 °C

(2) 応力判定基準

a. 一次一般膜応力強さ（ P_m ）

$$P_m \leq S_m$$

S_m は、JSME付録材料図表Part5表1に基づく最高使用温度343°Cにおける設計応力強さを示す。

b. 一次局部膜応力強さ（ P_L ）

$$P_L \leq 1.5 S_m$$

c. 一次膜応力強さ＋一次曲げ応力強さ（ $P_L + P_b$ ）

$$P_L + P_b \leq 1.5 S_m$$

なお、判定基準は、 S_m に純曲げによる全断面降伏荷重と初期降伏荷重の比（以下「形状係数」という。）又は1.5のいずれか小さい方の値を乗じた値であり、形状係数は部材断面全体に外荷重による曲げモーメントが作用する箇所に適用する係数である。

しかし、プラグには外荷重による曲げモーメントが作用しないため、プラグの一次膜応力強さ＋一次曲げ応力強さの判定基準は S_m に1.5を乗じた値を適用する。

(3) 評価点の応力計算式

a. 一次一般膜応力

$$\sigma_x = \frac{a^2 \cdot P}{2R \cdot t}$$

$$\sigma_\theta = \frac{a \cdot P}{t}$$

$$\sigma_r = -\frac{P}{2}$$

b. 一次局部膜応力

$$\sigma_x = \frac{a^2 \cdot P}{2R \cdot t}$$

$$\sigma_\theta = \frac{a \cdot P}{t} - E \frac{\Delta R}{R}$$

$$E \frac{\Delta R}{R} = \frac{a^2}{R \cdot t} \left(\frac{R}{a} - \frac{\nu}{2} \right) P$$

$$\sigma_r = -\frac{P}{2}$$

(4) 応力計算

a. 一次一般膜応力強さ

$$P_m = \sigma_\theta - \sigma_r$$

b. 一次局部膜応力強さ

$$P_L = \sigma_x - \sigma_r$$

c. 一次膜応力強さ＋一次曲げ応力強さ

一次曲げ応力は生じない。

なお、構造不連続部に生じる曲げ応力は二次応力に分類される。

$$P_L + P_b = P_L$$

2.1.3 一次応力評価（供用状態C、D）：JSME PVB-3111(2)、(3)

(1) 解析条件

事故時の応力解析に当たっては、供用状態C及び供用状態Dの過渡条件のうち1次側と2次側との圧力差及び1次側の温度が最も厳しい次の条件を用いる。

また、許容値についても安全側の評価となる供用状態Cでの値を用いる。

なお、管板周りに加わる機械的荷重（事故時の配管又はサポート反力）は管板の剛性が大きいため無視し得るほどであるので考慮しない。

圧 力 18.88 MPa（供用状態C及び供用状態Dのピーク圧力を包絡する圧力）
温 度 361.3 °C（18.88MPaの飽和温度）

(2) 応力判定基準

a. 一次一般膜応力強さ（ P_m ）

$$P_m \leq 1.2 S_m$$

S_m は、JSME付録材料図表Part5表1に基づく18.88MPaの飽和温度361.3°Cにおける設計応力強さを示す。

b. 一次局部膜応力強さ（ P_L ）

$$P_L \leq 1.8 S_m \quad (1.5 \times 1.2 S_m)$$

c. 一次膜応力強さ＋一次曲げ応力強さ（ $P_L + P_b$ ）

$$P_L + P_b \leq 1.8 S_m \quad (1.5 \times 1.2 S_m)$$

なお、判定基準は、 $1.2 S_m$ に形状係数又は1.5のいずれか小さい方の値を乗じた値であり、形状係数は部材断面全体に外荷重による曲げモーメントが作用する箇所に適用する係数である。

しかし、プラグには外荷重による曲げモーメントが作用しないため、プラグの一次膜応力強さ＋一次曲げ応力強さの判定基準は $1.2 S_m$ に1.5を乗じた値を適用する。

(3) 評価点の応力計算式

a. 一次一般膜応力

$$\sigma_x = \frac{a^2 \cdot P}{2R \cdot t}$$

$$\sigma_\theta = \frac{a \cdot P}{t}$$

$$\sigma_r = -\frac{P}{2}$$

b. 一次局部膜応力

$$\sigma_x = \frac{a^2 \cdot P}{2R \cdot t}$$

$$\sigma_\theta = \frac{a \cdot P}{t} - E \frac{\Delta R}{R}$$

$$E \frac{\Delta R}{R} = \frac{a^2}{R \cdot t} \left(\frac{R}{a} - \frac{\nu}{2} \right) P$$

$$\sigma_r = -\frac{P}{2}$$

(4) 応力計算

a. 一次一般膜応力強さ

$$P_m = \sigma_\theta - \sigma_r$$

b. 一次局部膜応力強さ

$$P_L = \sigma_x - \sigma_r$$

c. 一次膜応力強さ＋一次曲げ応力強さ

一次曲げ応力は生じない。

なお、構造不連続部に生じる曲げ応力は二次応力に分類される。

$$P_L + P_b = P_L$$

2.1.4 一次応力評価（試験状態）：JSME PVB-3111(4)

(1) 解析条件

耐圧試験圧力は、100 % 負荷時の運転圧力（15.41MPa）の1.1倍の圧力（16.96MPa）及びプラグの最高使用圧力（11.03MPa）の1.25倍の圧力（13.79MPa）であるが、解析に当たっては包絡する次の圧力及び温度を用いる。

圧 力	1 次 側	17.16 MPa
	2 次 側	0 MPa
温 度		204.4 °C

(2) 応力判定基準

a. 一次一般膜応力強さ（ P_m ）

$$P_m \leq 0.9 S_y$$

S_y は、JSME付録材料図表Part5表8に基づく耐圧試験温度204.4℃における設計降伏点を示す。

b. 一次局部膜応力強さ（ P_L ）

$$P_L \leq 1.35 S_y \quad (1.5 \times 0.9 S_y)$$

c. 一次一般膜応力強さ＋一次曲げ応力強さ（ $P_m + P_b$ ）

$$\cdot P_m \leq 2/3 S_y \text{ の場合} \quad P_m + P_b \leq 1.35 S_y \quad (1.5 \times 0.9 S_y)$$

$$\cdot P_m > 2/3 S_y \text{ の場合} \quad P_m + P_b \leq 2.15 S_y - 1.2 P_m$$

(3) 評価点の応力計算式

a. 一次一般膜応力

$$\sigma_x = \frac{a^2 \cdot P}{2R \cdot t}$$

$$\sigma_\theta = \frac{a \cdot P}{t}$$

$$\sigma_r = -\frac{P}{2}$$

b. 一次局部膜応力

$$\sigma_x = \frac{a^2 \cdot P}{2R \cdot t}$$

$$\sigma_\theta = \frac{a \cdot P}{t} - E \frac{\Delta R}{R}$$

$$E \frac{\Delta R}{R} = \frac{a^2}{R \cdot t} \left(\frac{R}{a} - \frac{\nu}{2} \right) P$$

$$\sigma_r = -\frac{P}{2}$$

(4) 応力計算

a. 一次一般膜応力強さ

$$P_m = \sigma_\theta - \sigma_r$$

b. 一次局部膜応力強さ

$$P_L = \sigma_x - \sigma_r$$

c. 一次一般膜応力強さ＋一次曲げ応力強さ

一次曲げ応力は生じない。

なお、構造不連続部に生じる曲げ応力は二次応力に分類される。

$$P_m + P_b = P_m$$

2.1.5 一次＋二次応力評価（供用状態A、B）：JSME PVB-3112

(1) 解析条件

一次＋二次応力評価を行うに当たっては、蒸気発生器伝熱管の過渡条件のうち、供用状態A及び供用状態Bについて圧力変動を伴うものを第2表「プラグの過渡条件」のとおり選定した。

過渡条件における温度変化に伴うプラグの内面と外面の温度差は、管板の厚さ（約550mm）と比較してプラグの厚さが今回評価対象のうち、厚い方の管内用スリーブプラグであっても約□mmと非常に薄く、プラグは管板の一部と考えられることから、極めて小さいといえる。

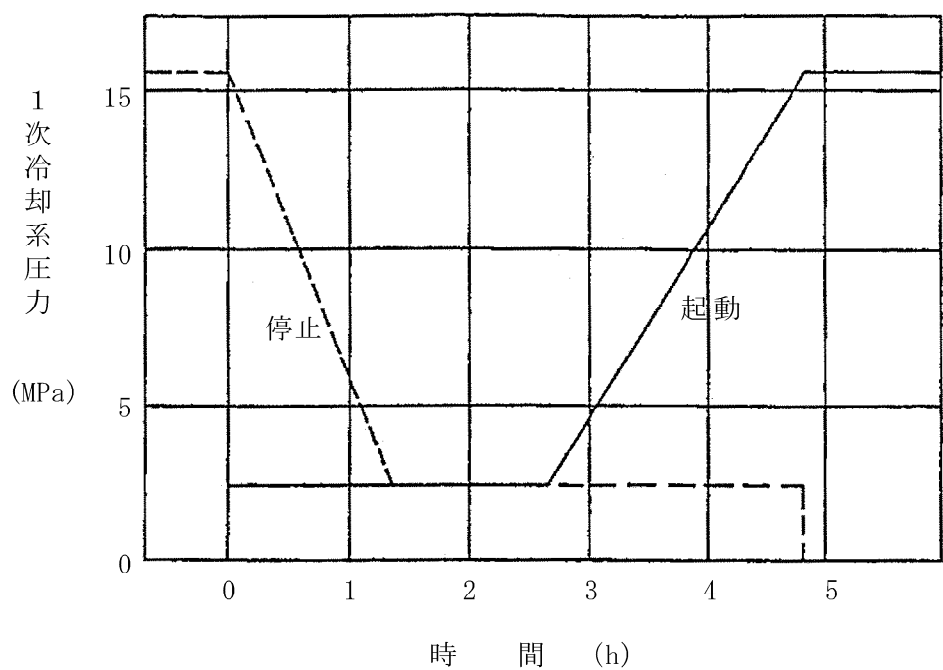
仮にプラグ厚さ分の温度勾配を考慮しても温度差は約□℃と小さく、熱による発生応力はわずか□MPaであることから考慮しない。

なお、100%負荷時の運転条件は下記のとおりである。

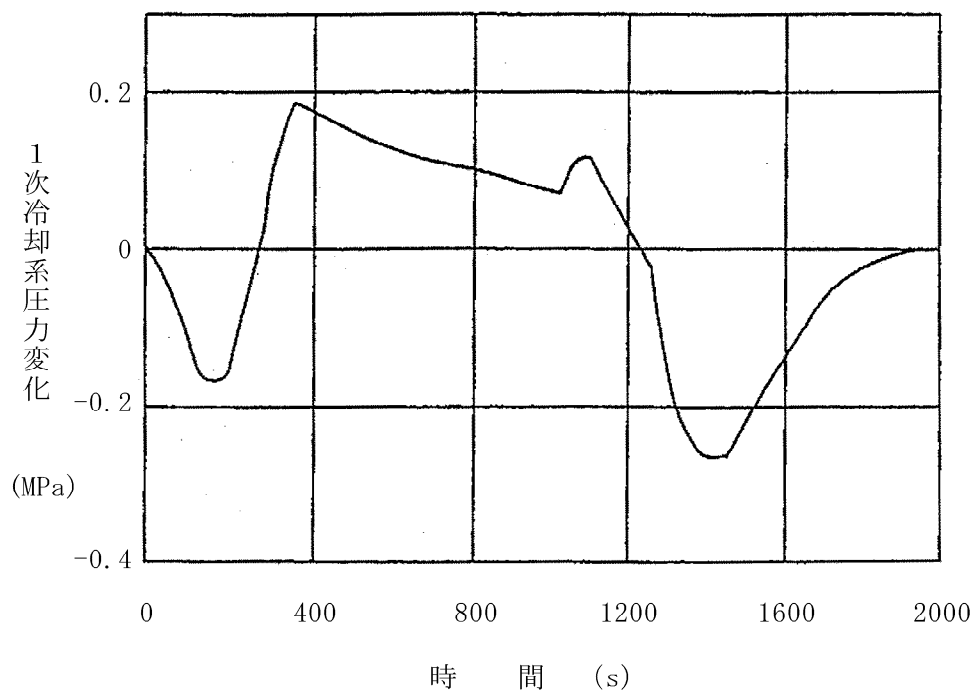
運転圧力	1次側	15.41 MPa
	2次側	5.34 MPa
運転温度	1次側 高温側	321.1 °C
	低温側	283.6 °C
	2次側	269.3 °C

第2表 プラグの過渡条件

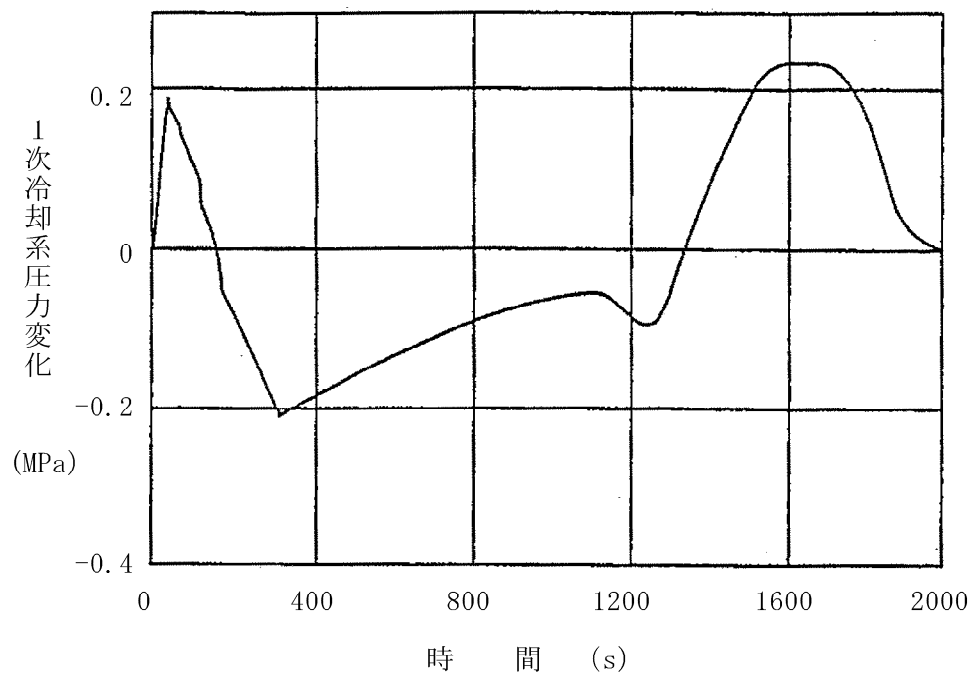
過 渡 条 件	発生回数	図番
a. 起動及び停止	120	第1図
b. 負荷上昇（15%→100%出力）	13, 200	第2図
c. 負荷減少（100%→15%出力）	13, 200	第3図
d. 90%から100%へのステップ状負荷上昇	2, 000	第4図
e. 100%から90%へのステップ状負荷減少	2, 000	第5図
f. 100%からの大きいステップ状負荷減少	200	第6図
g. 定常負荷運転時の変動 圧力変動：±0.34MPa	10 ⁶	—
h. 1ループ停止	80	第7図
i. 1ループ起動	70	第8図
j. 負荷の喪失	80	第9図
k. 外部電源喪失	40	第10図
l. 1次冷却材流量の部分喪失	80	第11図
m. 100%からの原子炉トリップのうち不注意な冷却を伴わないトリップ	230	第12図
n. 100%からの原子炉トリップのうち不注意な冷却を伴うトリップ	160	第13図
o. 100%からの原子炉トリップのうち不注意な冷却と安全注入を伴うトリップ	10	第14図
p. 1次冷却系の異常な減圧	20	第15図
q. 制御棒クラスタの落下	80	第16図
r. 出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動	40	第17図
s. 1次冷却系停止ループの誤起動	10	第18図
t. 1次系漏えい試験（17.16MPa）	50	第19図



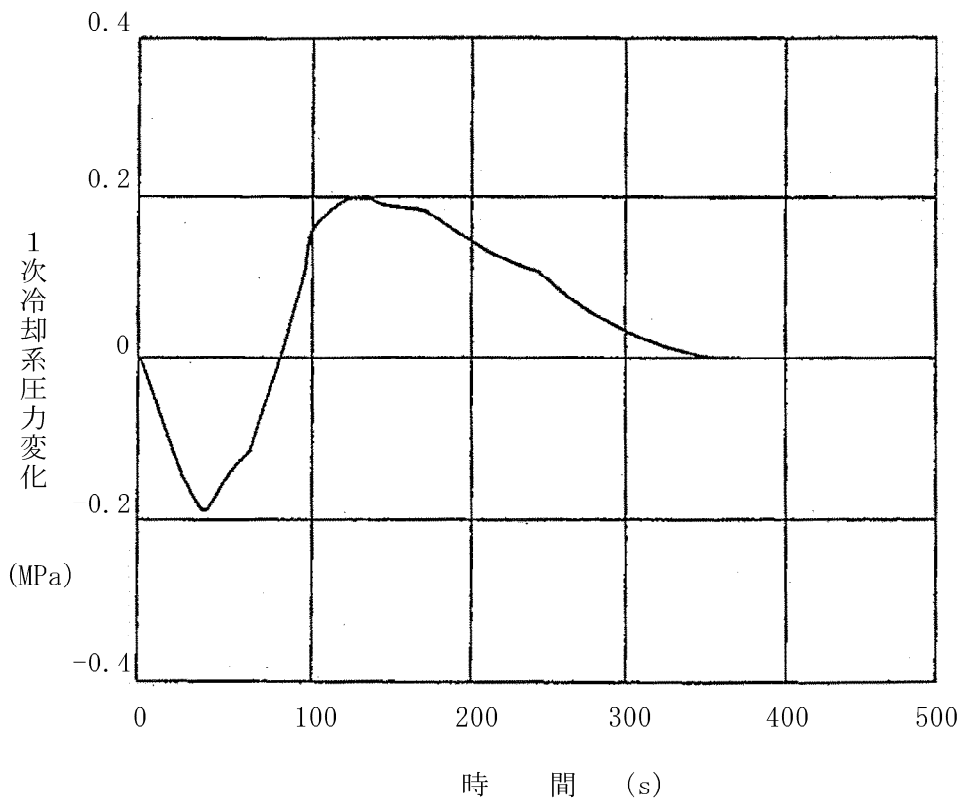
第1図 起動及び停止



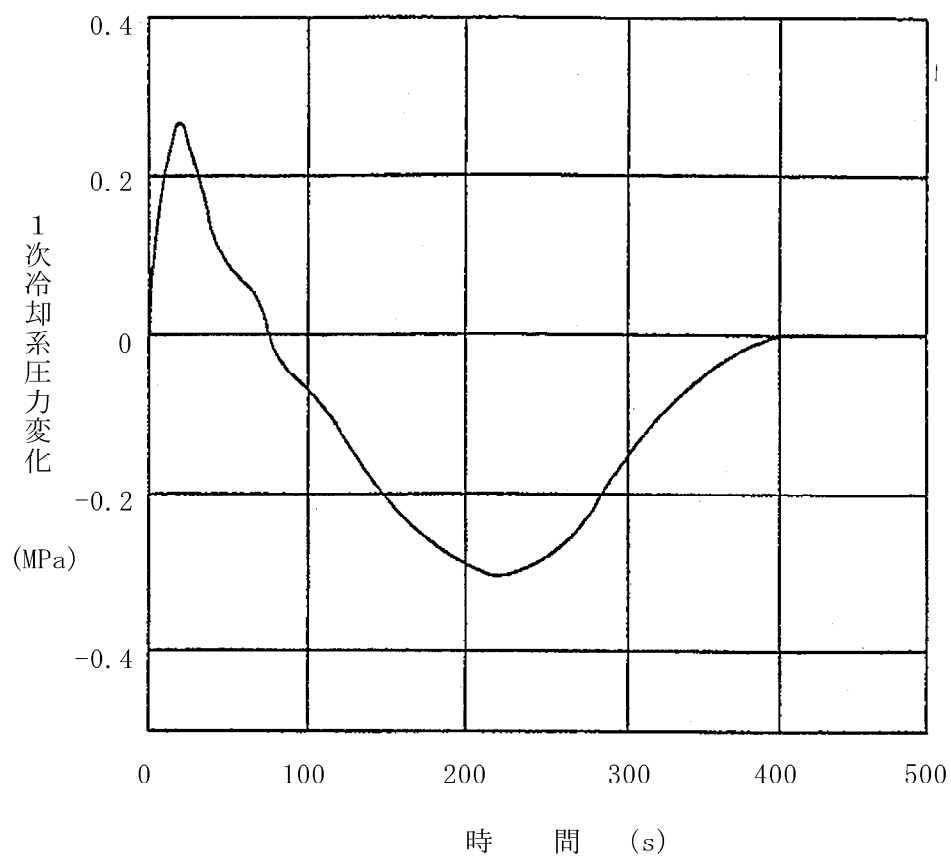
第2図 負荷上昇 (15%→100%出力)



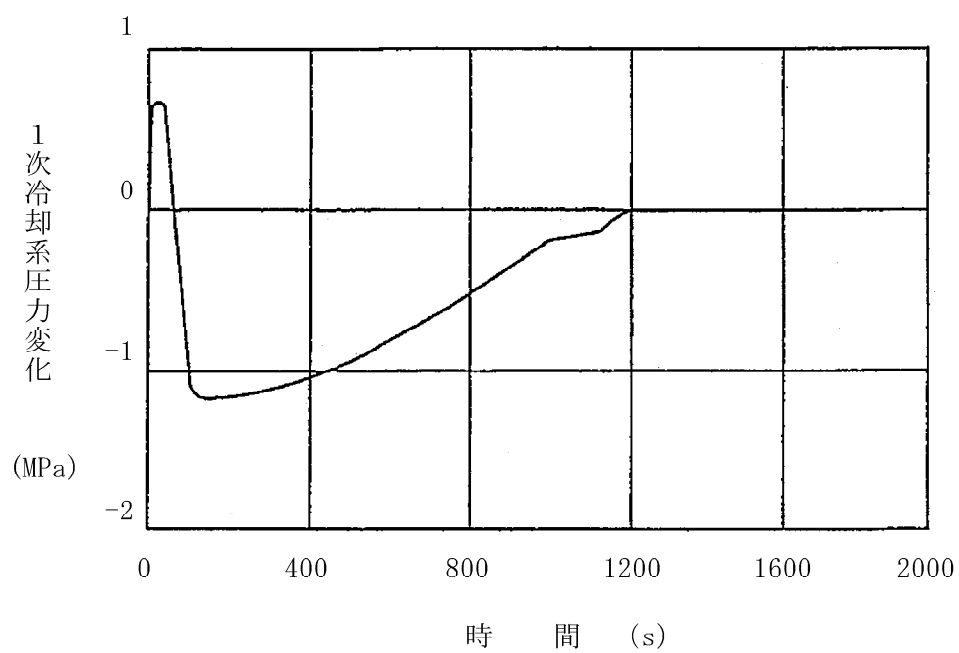
第3図 負荷減少 (100%→15%出力)



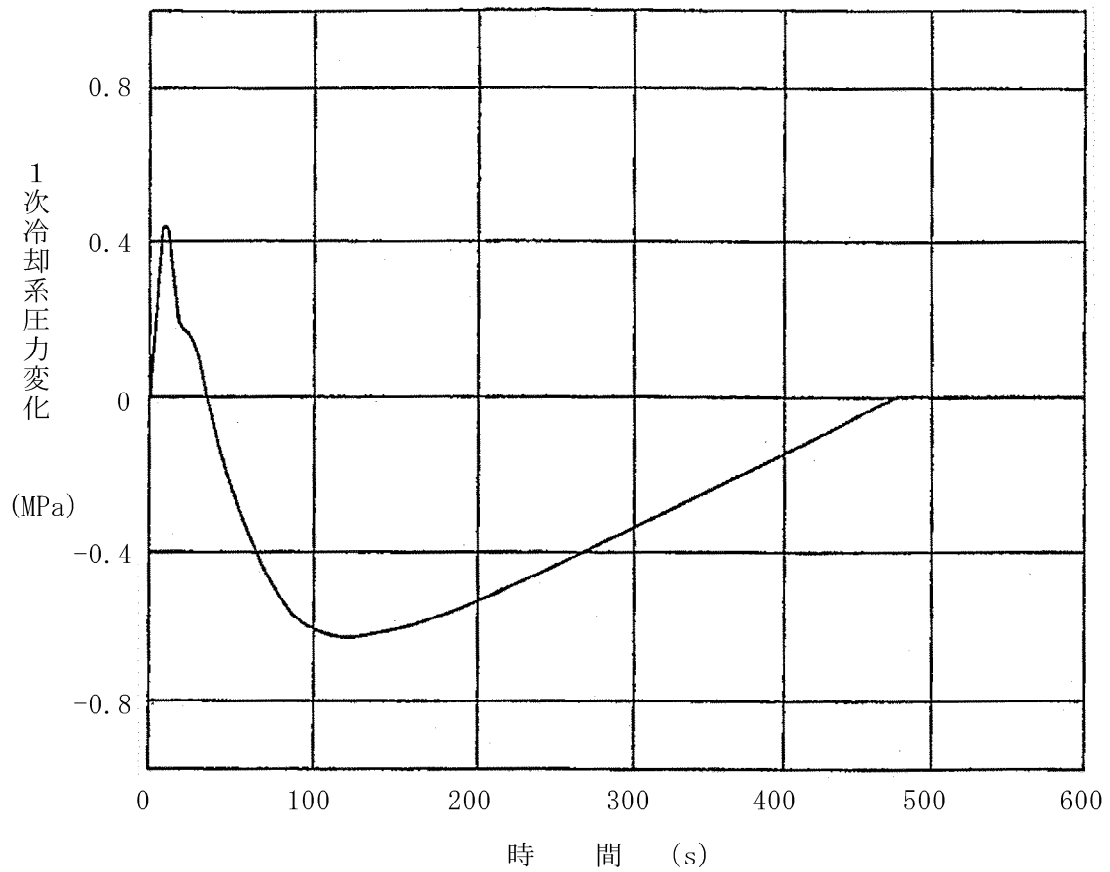
第4図 90%から100%へのステップ状負荷上昇



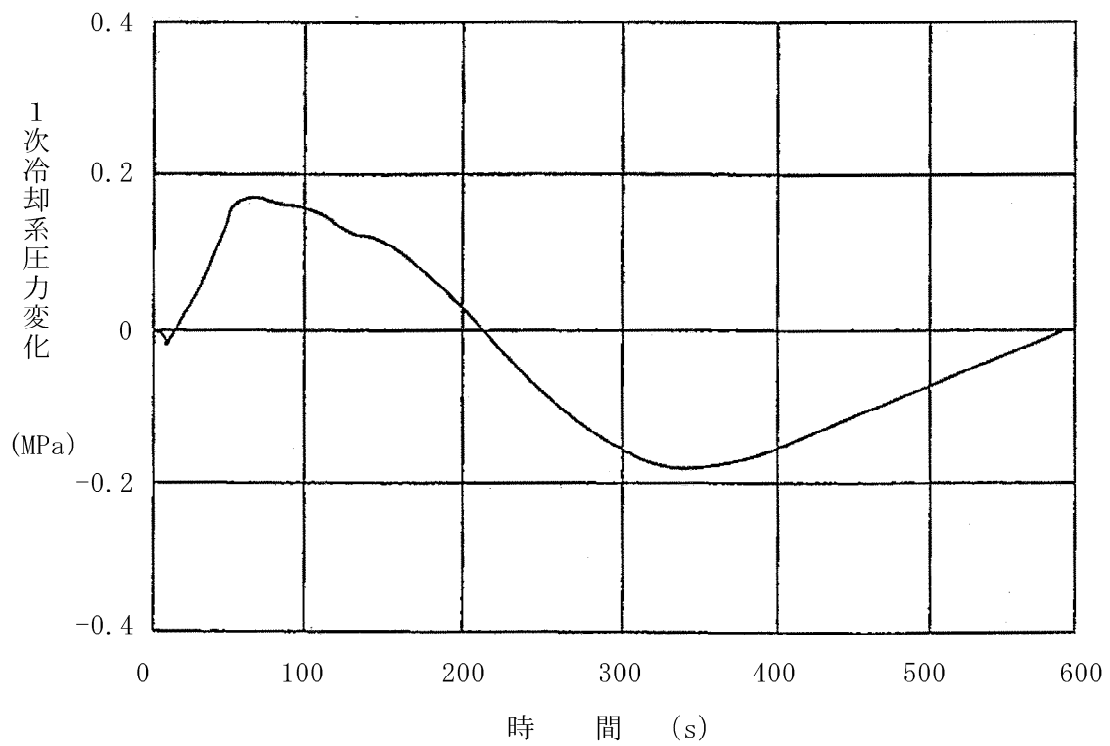
第5図 100%から90%へのステップ状負荷減少



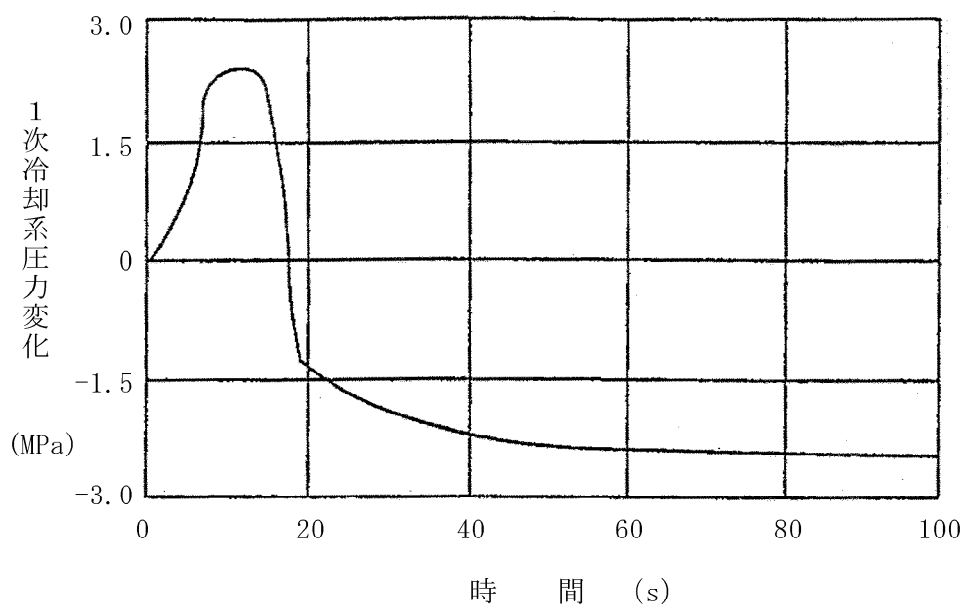
第6図 100%からの大きいステップ状負荷減少



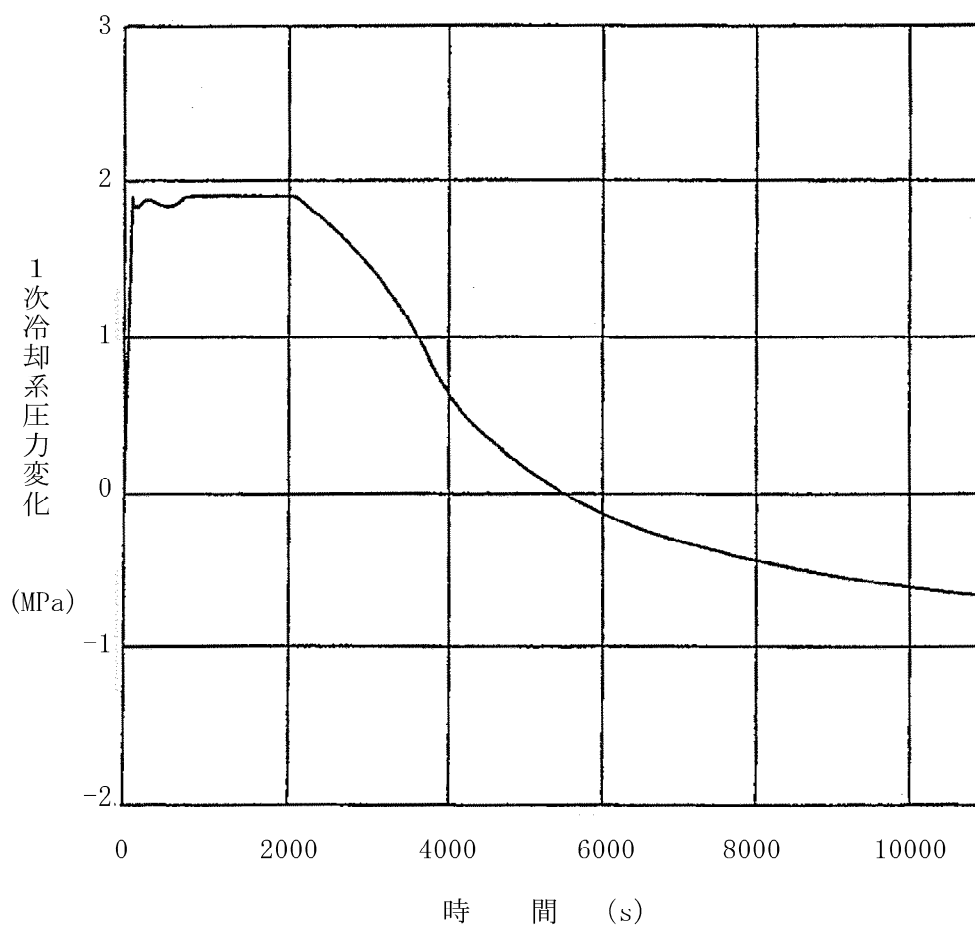
第7図 1ループ停止



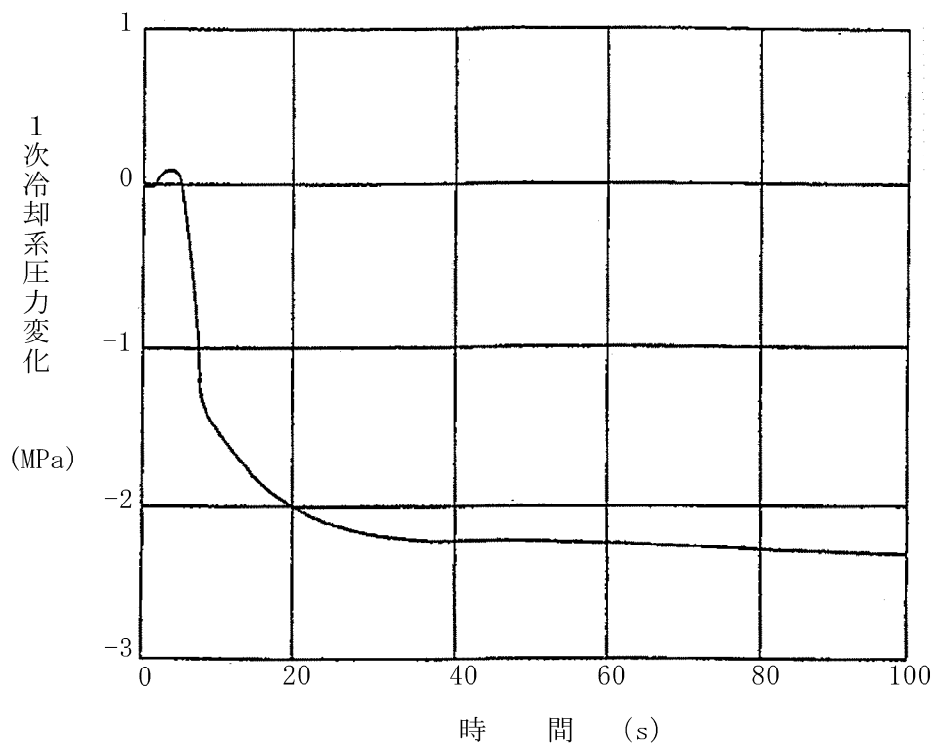
第8図 1ループ起動



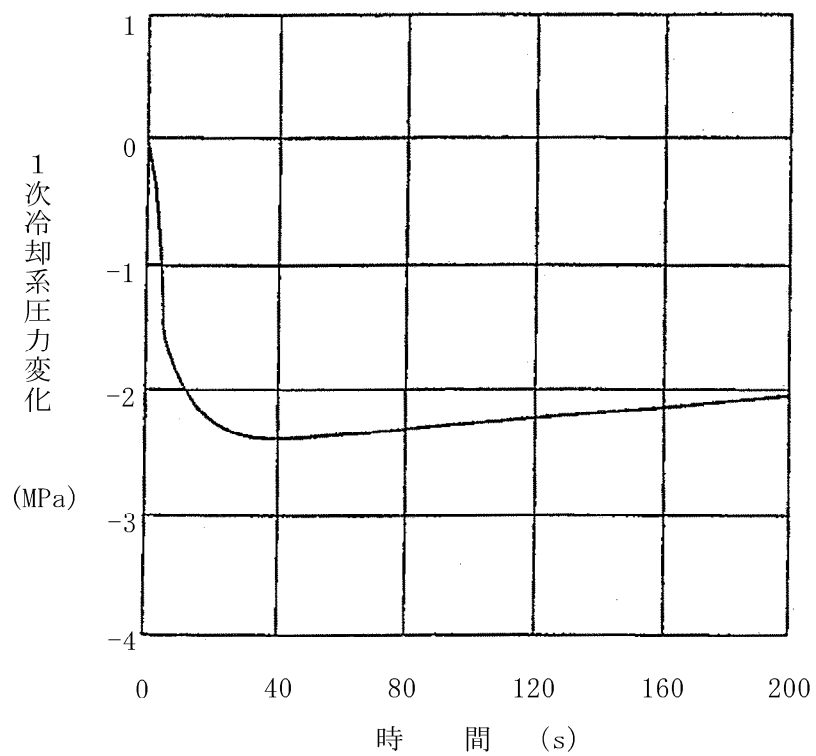
第9図 負荷の喪失



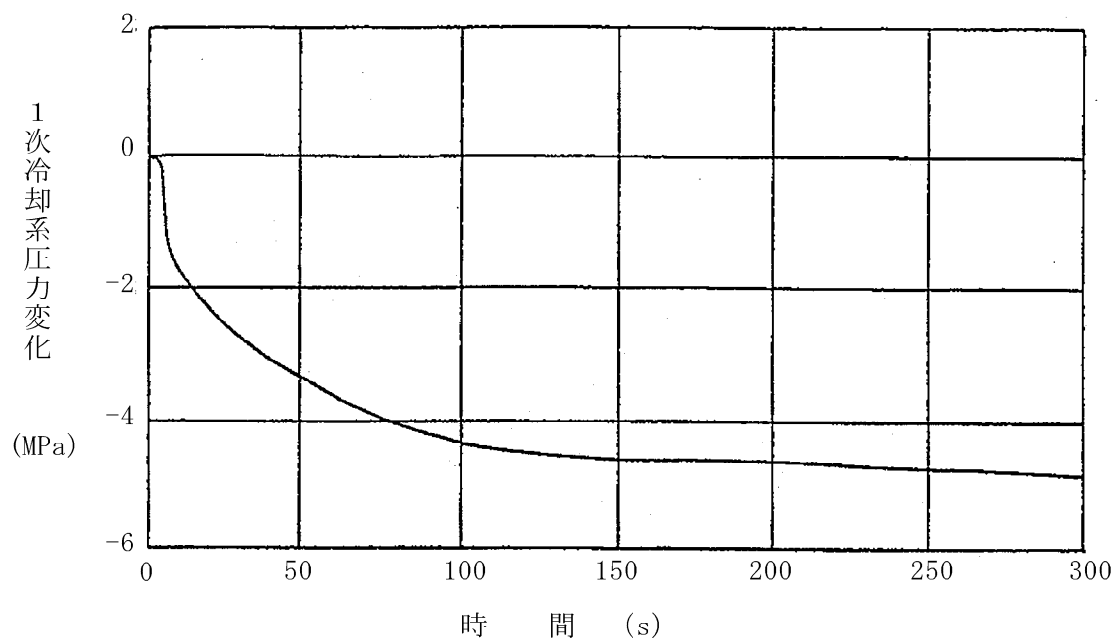
第10図 外部電源喪失



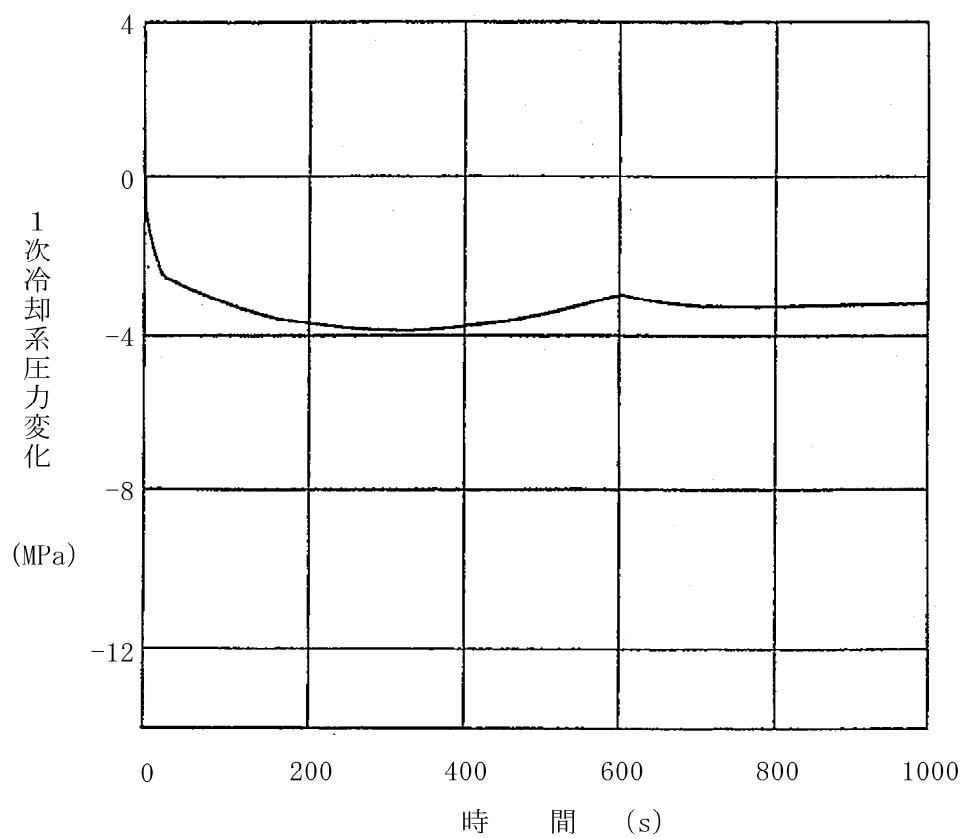
第11図 1次冷却材流量の部分喪失



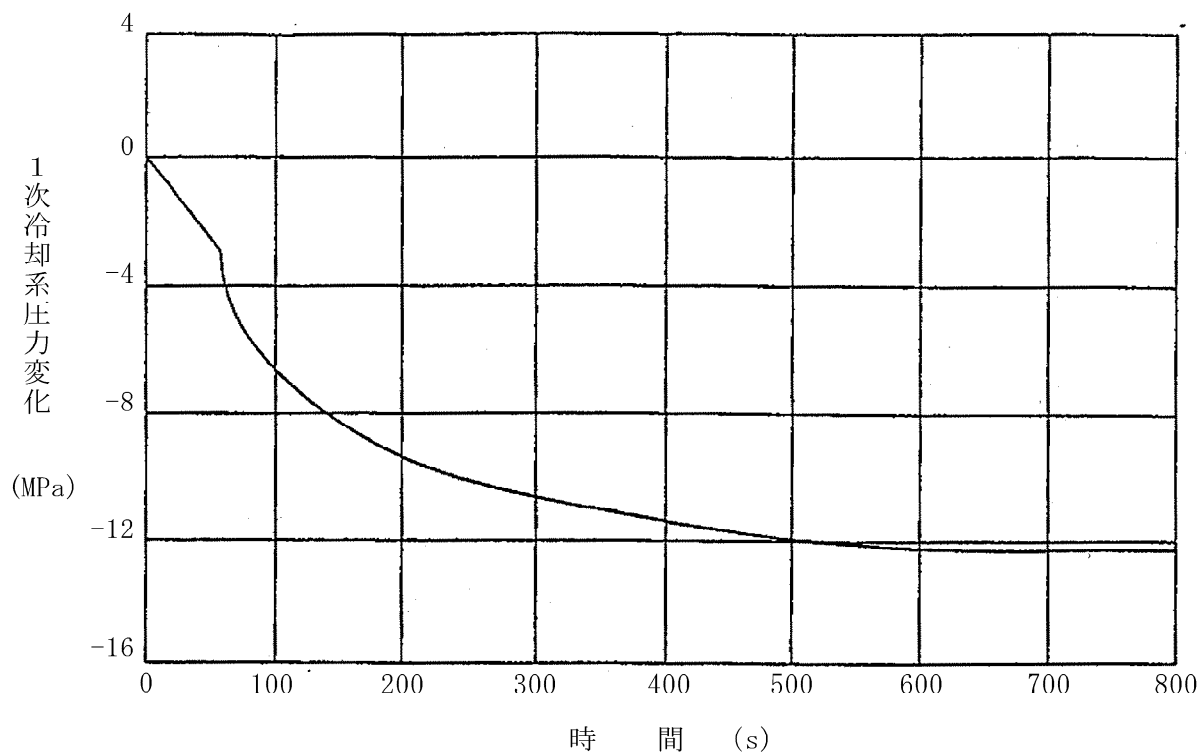
第12図 100%からの原子炉トリップのうち不注意な冷却を伴わないトリップ



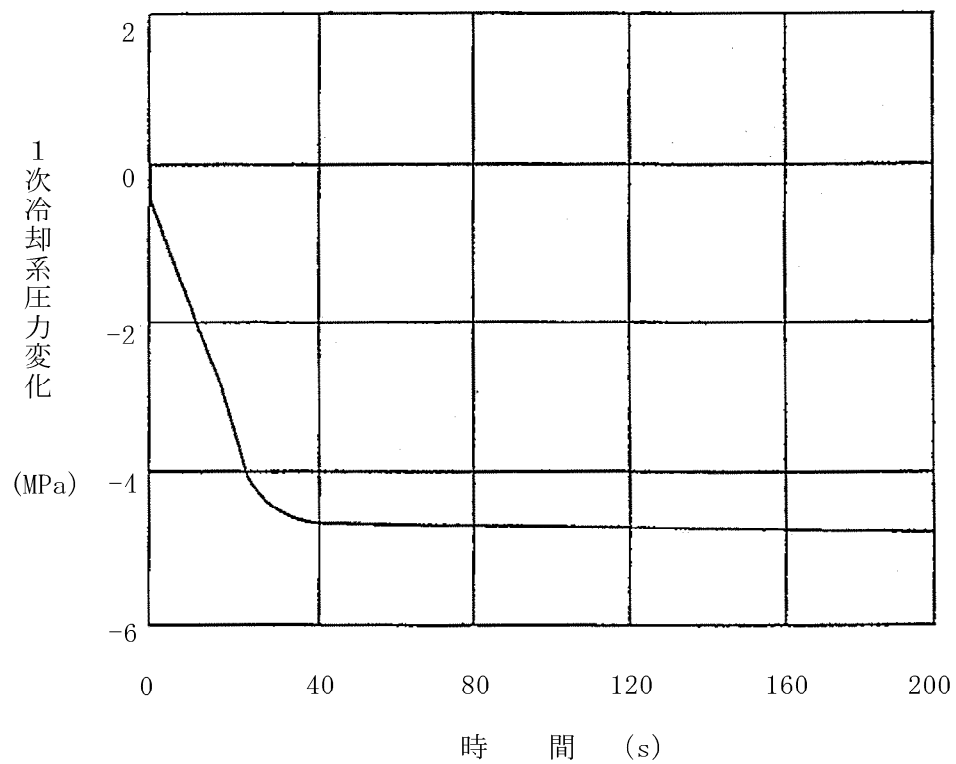
第13図 100%からの原子炉トリップのうち不注意な冷却を伴うトリップ



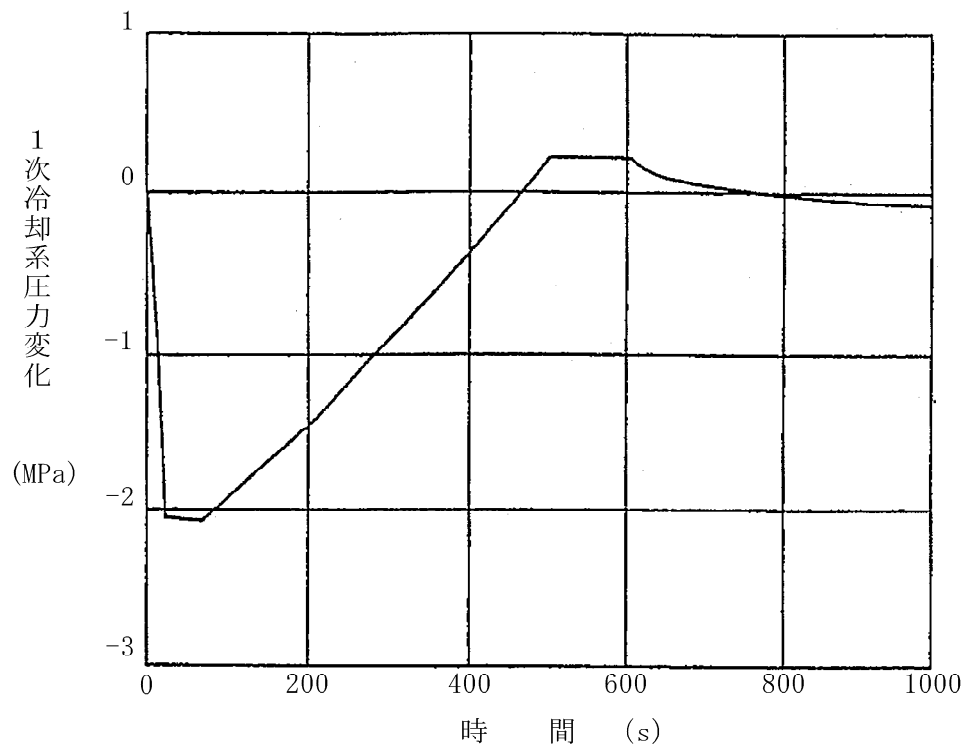
第14図 100%からの原子炉トリップのうち不注意な冷却と安全注入を伴うトリップ



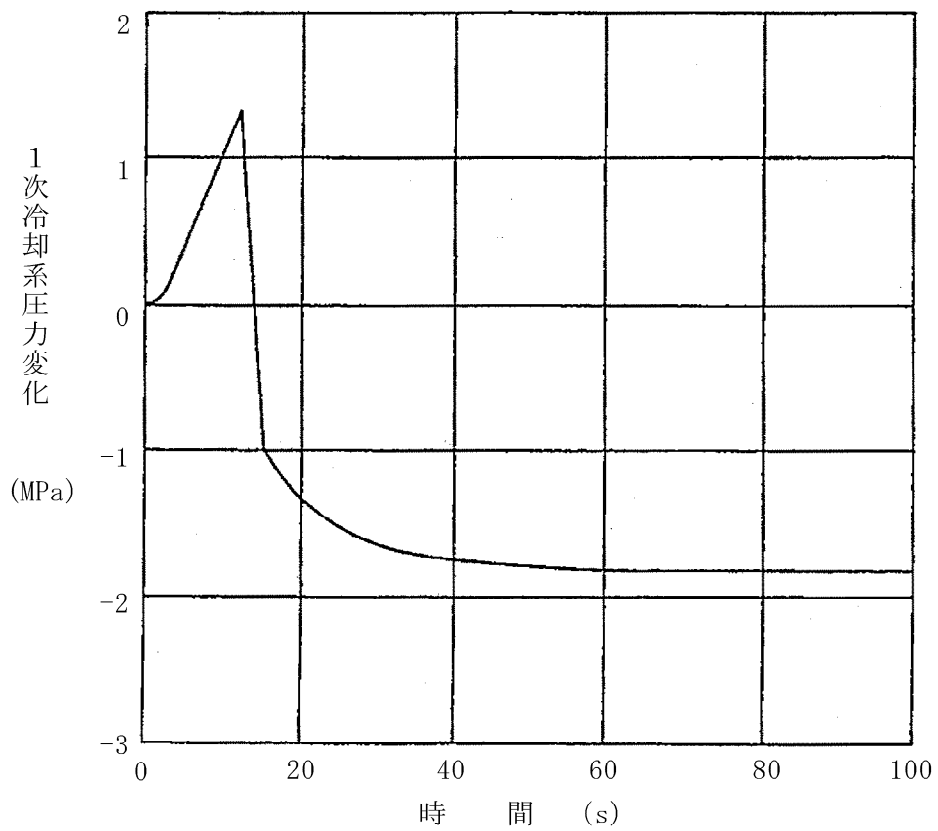
第15図 1次冷却系の異常な減圧



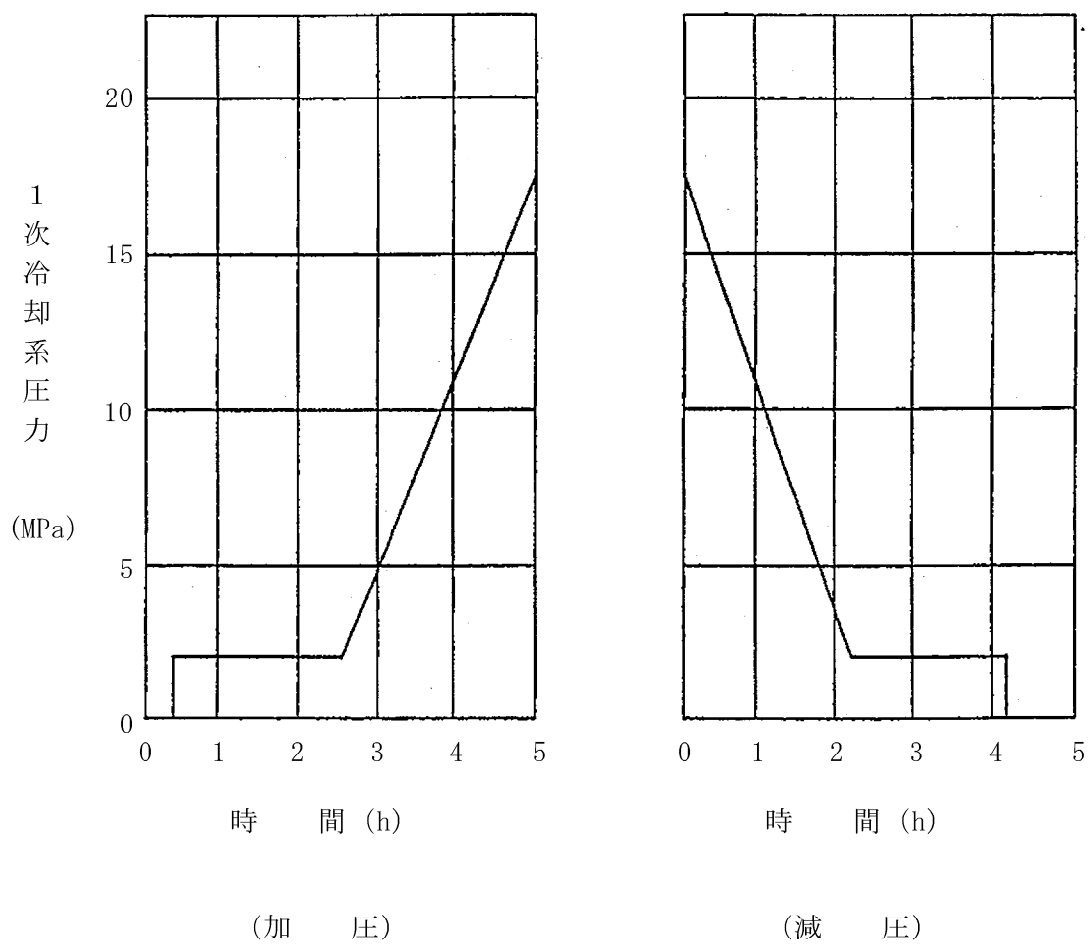
第16図 制御棒クラスタの落下



第17図 出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動



第18図 1次冷却系停止ループの誤起動



第19図 1次系漏えい試験 (17.16MPa)

(2) 応力判定基準

供用状態A及び供用状態Bにおいて生じる一次応力（ $P_L + P_b$ ）と、二次応力（ Q ）を加えて求めた応力強さのサイクルが、設計応力強さの3倍を超えないことを確認する。

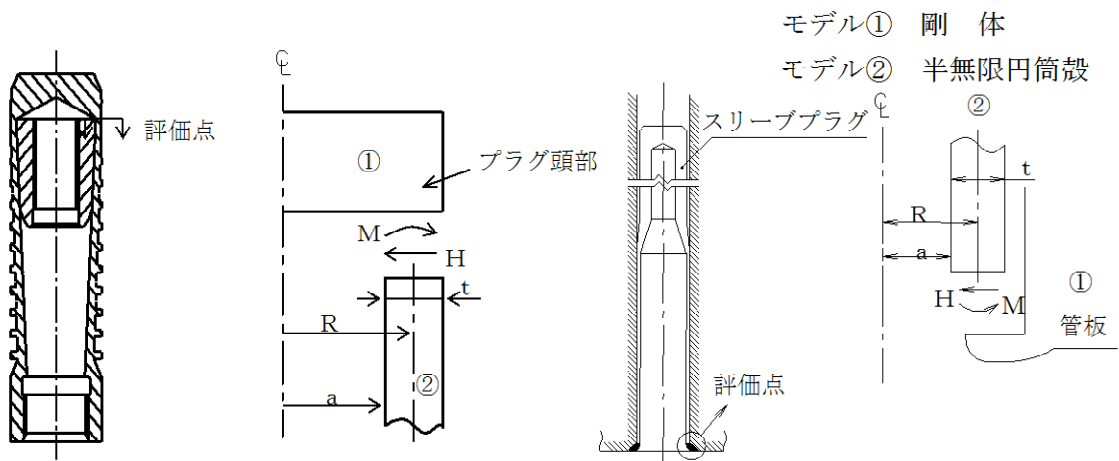
$$P_L + P_b + Q \leq 3 S_m$$

S_m は、JSME付録材料図表Part5表1に基づく高温側運転温度321.1℃における設計応力強さを示す。

(3) 評価点の応力計算式

a. 不静定力の計算

不静定力を求めるために以下のようなモデル化を行う。



(a) 不静定力による接続部の変位と回転

$$E \cdot \Delta = - \frac{E}{2\beta^2 \cdot D} \left(\frac{1}{\beta} H - M \right)$$

$$E \cdot \Delta^* = - \frac{E}{2\beta^2 \cdot D} (H - 2\beta \cdot M)$$

$$\beta = \left\{ \frac{3(1-\nu^2)}{R^2 \cdot t^2} \right\}^{1/4}$$

$$D = \frac{E \cdot t^3}{12(1-\nu^2)}$$

(b) 圧力による接続部の変位と回転

$$E \cdot \delta = \frac{a^2}{t} \left(\frac{R}{a} - \frac{\nu}{2} \right) P$$

$$E \cdot \delta^* = 0$$

モデル①及びモデル②の接続部は連続しているので、変位及び回転について、それぞれ次の連続の式（変位の適合条件式）が成立する。

$$E \cdot \Delta + E \cdot \delta = 0$$

$$E \cdot \Delta^* + E \cdot \delta^* = 0$$

以上の計算から、不静定力を圧力の関数として求めると、

$$H = A \times P$$

$$M = B \times P$$

となる。

A、Bを算出した結果を第3表「不静定力計算結果」に示す。

第3表 不静定力計算結果

	メカニカルプラグ (φ 19.30 mm)	メカニカルプラグ (φ 15.88 mm)	管板用 スリーブプラグ	管内用 スリーブプラグ
A (mm)				
B (mm ²)				

b. 応力計算式

一次・二次応力

$$\sigma_x = \frac{a^2 \cdot P}{2R \cdot t} + \frac{6M}{t^2}$$

$$\sigma_\theta = \frac{a \cdot P}{t} - E \frac{\Delta R}{R} + \frac{6\nu \cdot M}{t^2}$$

$$E \frac{\Delta R}{R} = \frac{a^2}{R \cdot t} \left(\frac{R}{a} - \frac{\nu}{2} \right) P$$

$$\sigma_r = -P$$

(4) 応力計算

$$P_L + P_b + Q = \sigma_x - \sigma_r$$

なお、一次＋二次応力の評価に当たっては、第2表「プラグの過渡条件」のうち圧力が最も厳しい第9図「負荷の喪失」時の最大圧力17.77MPaを用いる。

2.1.6 疲労評価（供用状態A、B）：JSME PVB-3114

(1) 解析条件

疲労評価に当たっては、2.1.5(1)項に記載した解析条件を用いる。

(2) 疲労評価判定基準

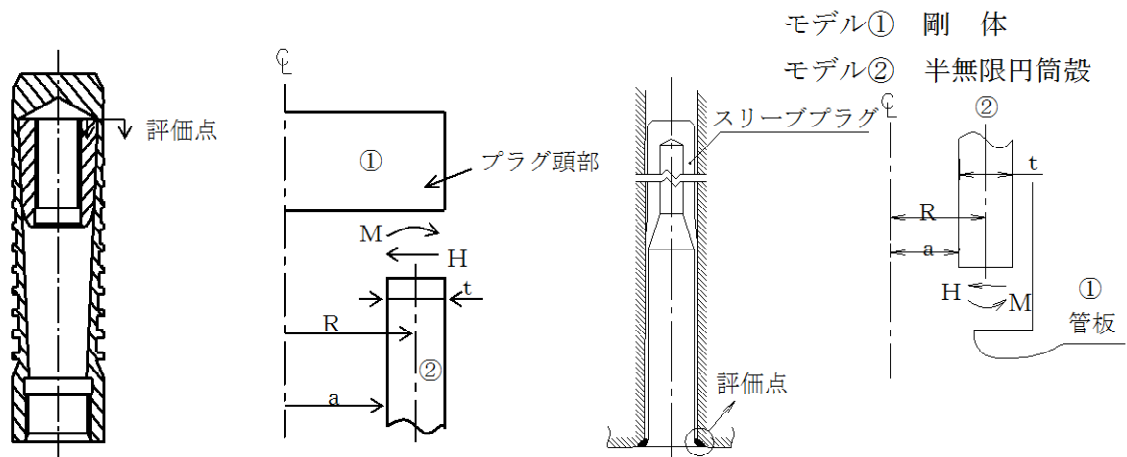
供用状態A及び供用状態Bにおいて生じる一次応力（ $P_L + P_b$ ）、二次応力（ Q ）及びピーク応力（ F ）を求め、疲労評価による疲労累積係数（ U_f ）が1.0以下であることを確認する。

$$U_f \leq 1.0$$

(3) 評価点の応力計算式

a. 不静定力の計算

不静定力を求めるために以下のようなモデル化を行う。



(a) 不静定力による接続部の変位と回転

$$E \cdot \Delta = - \frac{E}{2\beta^2 \cdot D} \left(\frac{1}{\beta} H - M \right)$$

$$E \cdot \Delta^* = - \frac{E}{2\beta^2 \cdot D} (H - 2\beta \cdot M)$$

$$\beta = \left\{ \frac{3(1-\nu^2)}{R^2 \cdot t^2} \right\}^{1/4}$$

$$D = \frac{E \cdot t^3}{12(1-\nu^2)}$$

(b) 圧力による接続部の変位と回転

$$E \cdot \delta = \frac{a^2}{t} \left(\frac{R}{a} - \frac{\nu}{2} \right) P$$

$$E \cdot \delta^* = 0$$

モデル①及びモデル②の接続部は連続しているので、変位及び回転について、それぞれ次の連続の式（変位の適合条件式）が成立する。

$$E \cdot \Delta + E \cdot \delta = 0$$

$$E \cdot \Delta^* + E \cdot \delta^* = 0$$

以上の計算から、不静定力を圧力の関数として求めると、

$$H = A \times P$$

$$M = B \times P$$

となる。

A、Bを算出した結果を第4表「不静定力計算結果」に示す。

第 4 表 不静定力計算結果

	メカニカルプラグ (φ 19. 30 mm)	メカニカルプラグ (φ 15. 88 mm)	管板用 スリーブプラグ	管内用 スリーブプラグ
A (mm)				
B (mm ²)				

b. 応力計算式

(a) メカニカルプラグ (φ 19.30mm、φ 15.88mm)

一次＋二次＋ピーク応力

$$\sigma_x = \frac{a^2 \cdot P}{2R \cdot t} K_T + \frac{6M}{t^2} K_B$$

$$\sigma_\theta = \frac{a \cdot P}{t} - E \frac{\Delta R}{R} + \frac{6\nu \cdot M}{t^2} K_B$$

$$E \frac{\Delta R}{R} = \frac{a^2}{R \cdot t} \left(\frac{R}{a} - \frac{\nu}{2} \right) P$$

$$\sigma_r = -P$$

(b) 管板用スリーブプラグ、管内用スリーブプラグ

一次＋二次＋ピーク応力

$$\sigma_x = \frac{a^2 \cdot P}{2R \cdot t} K_T - \frac{6M}{t^2} K_B$$

$$\sigma_\theta = \frac{a \cdot P}{t} - E \frac{\Delta R}{R} - \frac{6\nu \cdot M}{t^2} K_B$$

$$E \frac{\Delta R}{R} = \frac{a^2}{R \cdot t} \left(\frac{R}{a} - \frac{\nu}{2} \right) P$$

$$\sigma_r = 0$$

(4) 応力計算

$$P_L + P_b + Q + F = \sigma_x - \sigma_r$$

(5) 疲労累積係数計算

各過渡条件において、圧力差が最大になる時刻に発生するピーク応力強さの最大値及び最小値を求め、疲労累積係数を計算する。

ただし、応力集中係数はJSME PVB-3130に基づき、 $K_T = K_B = 5$ を用いる。

2.2 蒸気発生器本体等の強度影響評価方法

2.2.1 評価条件

高浜発電所第3号機第24回定期事業者検査にて伝熱管について施栓する場合の蒸気発生器本体等の強度への影響について評価条件を以下に示す。

なお、第5表「プラグ重量」に示すとおり、各2種類のメカニカルプラグとスリーブ付メカニカルプラグがある。

第5表 プラグ重量

	メカニカルプラグ (φ 19.30 mm)	メカニカルプラグ (φ 15.88 mm)	管板用スリーブ付 メカニカルプラグ	管内用スリーブ付 メカニカルプラグ
重量 (kg)				

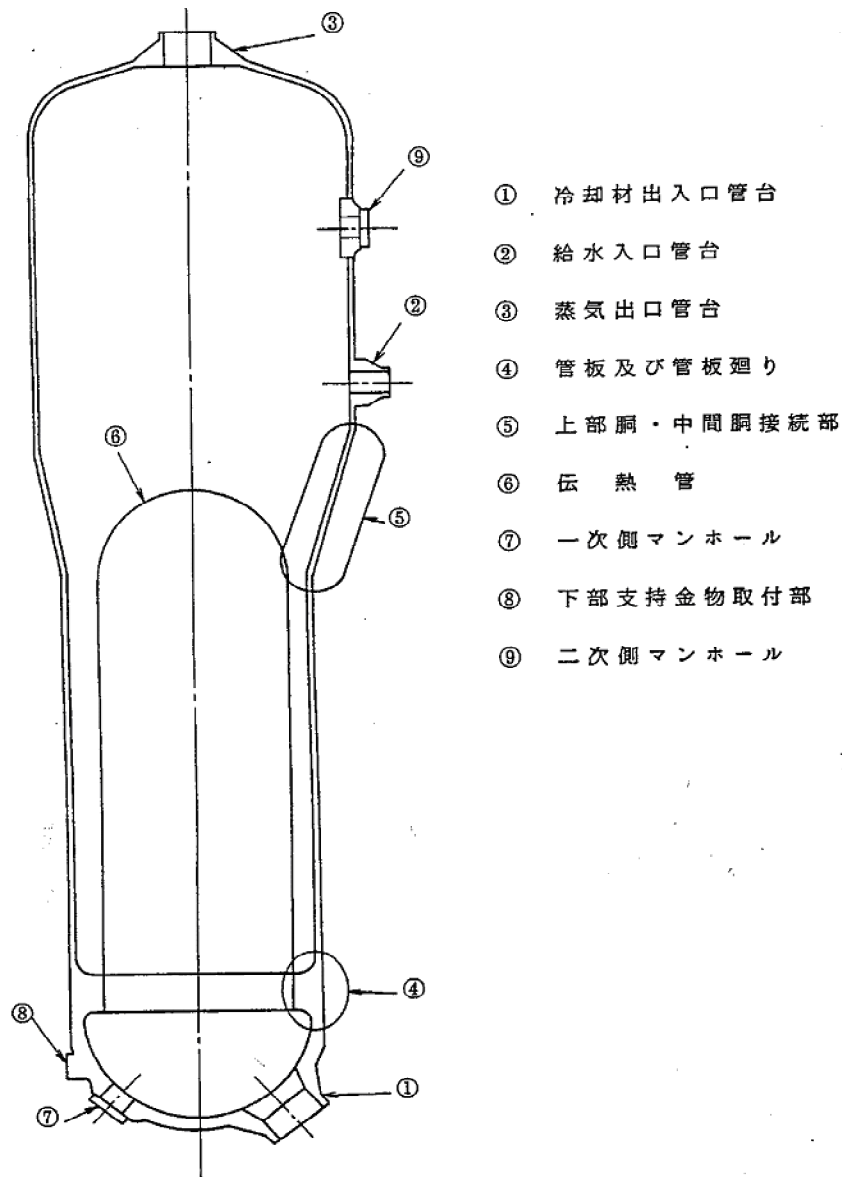
第6表 蒸気発生器伝熱管プラグ重量

	A 蒸気発生器		B 蒸気発生器		C 蒸気発生器	
	施栓実績 (本×箇所) [重量(kg)]	今回施栓数 (本×箇所) [重量(kg)]	施栓実績 (本×箇所) [重量(kg)]	今回施栓数 (本×箇所) [重量(kg)]	施栓実績 (本×箇所) [重量(kg)]	今回施栓数 (本×箇所) [重量(kg)]
メカニカル プラグ						
スリーブ付 メカニカル プラグ						
合 計						
重量合計						

2.2.2 蒸気発生器本体の強度評価箇所

蒸気発生器本体については、既工事計画認可申請書分割第6回申請添付資料3-1「第一種容器の強度計算の方針（原子炉容器、加圧器、蒸気発生器）」（57資庁第4867号、昭和57年8月31日認可）において評価している。

評価は、管台、支持金物取付部及び構造不連続部について実施しており、対象箇所を第20図「蒸気発生器の応力解析箇所」に示す。



第20図 蒸気発生器の応力解析箇所

（既工事計画認可申請書分割第6回申請 添付資料5-1「蒸気発生器強度計算書」（57資庁第4867号、昭和57年8月31日認可）より抜粋

2.2.3 蒸気発生器本体

蒸気発生器本体の既工事計画認可申請書の強度評価対象箇所について、施栓数増加による蒸気発生器本体への圧力、熱及び荷重の影響を確認する。

2.2.4 蒸気発生器下部支持金物取付部

高浜発電所第3号機第24回定期事業者検査にて伝熱管に施栓することに伴い、蒸気発生器管板部の重量が最大約□kg増加する場合を想定する。

--

上記のプラグ等による重量増加分約□kgによる蒸気発生器下部支持金物取付部の強度に対する影響を確認する。

2.2.5 蒸気発生器支持脚

上記2.2.4項同様、プラグ等による重量増加分約□kgによる蒸気発生器支持脚の強度に対する影響を確認する。

2.2.6 蒸気発生器支持脚埋込金物基礎ボルト

上記2.2.4項同様、プラグ等による重量増加分約□kgによる蒸気発生器支持脚埋込金物基礎ボルトの強度に対する影響を確認する。

3. 重大事故等クラス 2 容器の強度評価方法

重大事故等クラス 2 容器の強度評価について、以下のとおり、クラス 1 容器の評価結果を用いることにより重大事故等クラス 2 容器の評価ができることから、クラス 1 容器の評価結果の確認による評価を実施する。

3.1 確認内容

- (1) 技術基準規則第17条におけるクラス 1 容器の材料、構造及び強度の要求は、技術基準規則第55条における重大事故等クラス 2 容器に要求される適切な機械的強度及び化学的成分、延性破断の防止等の要求に対して、進行性変形による破壊の防止の要求を加えたものである。
- (2) 重大事故等事象は、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対して原子炉の安全性を損なうことがないように設計することが求められる構造物、系統及び機器の安全機能が喪失した場合に発生する又は発生する可能性があるものである。ここで、評価対象とする重要事故シーケンスについては、技術基準規則第54条に基づき、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」第37条における炉心の著しい損傷に至る可能性があると想定する事故シーケンスグループから有効性評価にて選定された重要事故シーケンスとする。また、重大事故等時の事故時荷重について、事象発生後には 1 次系内の圧力が下がりジェット反力が小さくなるなど、事象発生直後以降に設計基準事故時を上回る荷重が生じることはない。重大事故等時の事故時荷重を第7表に、設計基準時の事故時荷重を第8表に示す。両表に示すとおり、重大事故等時の事故時荷重は、運転状態Ⅲ及び運転状態Ⅳの事故時荷重に包絡される。

重大事故等時における使用圧力及び使用温度は、運転状態Ⅲ及び運転状態Ⅳの評価圧力及び評価温度に包絡される。

従って、上記の運転状態Ⅲ及び運転状態Ⅳの包絡性から、既工事計画認可申請書（原規規発第1508041号、平成27年8月4日認可）において、蒸気発生器本体等の重大事故等クラス 2 容器としての強度評価はクラス 1 容器の評価結果の確認による評価を実施しており、本資料においても、同様にクラス 1 容器の評価結果の確認による評価を実施する。

第7表 重大事故等事象に対する荷重の整理表

重大事故等時				運転状態Ⅲ及び運転状態Ⅳの評価(第8表)との関係		
事故シーケンスグループ		重要事故シーケンス	事故時荷重 ^{(注1)(注2)}	^(注3) ピーク圧力(MPa)	(事故時荷重の包絡性)	(ピーク反力の包絡性)
2次冷却系からの除熱機能喪失		主給水流量喪失＋補助給水失敗	1次系内に急激な圧力変動はなく、事故時荷重は生じない。	16.7	配管破断によるジェット反力を伴わない事故シーケンスである。	包絡圧力(P=18.88MPa)に包絡される。
全交流動力電源喪失		全交流動力電源喪失＋RCPシールLOCA 全交流動力電源喪失＋RCPシールリーク	1次系内に急激な圧力変動はなく、ジェット反力も微小(F _j <13kN(Ⅲ-a(1次冷却系細管破断事故)よりも漏えいが軽微))	15.41	Ⅲ-a(1次冷却系細管破断事故)よりも荷重が小さく、これに包絡される。	Ⅲ-a(1次冷却系細管破断事故)のピーク圧力と同じである。
原子炉補機冷却機能喪失		CCW機能喪失＋RCPシールLOCA	全交流動力電源喪失＋RCPシールLOCAと同様。			
原子炉格納容器の除熱機能喪失		中LOCA＋CVスプレイ失敗	1次系内の急激な圧力変動は小さく、ジェット反力も微小(F _j =87kN)	15.41	Ⅳ-a(1次冷却材喪失事故)と同じ荷重を考慮すべき事象である。	Ⅳ-a(1次冷却材喪失事故)のピーク圧力と同じである。
原子炉停止機能喪失		主給水流量喪失＋原子炉自動停止失敗	1次系内の急激な圧力変動はなく、事故時荷重は生じない。	18.5	配管破断によるジェット反力を伴わない事故シーケンスである。	包絡圧力(P=18.88MPa)に包絡される。
ECCS注水機能喪失		中小LOCA＋高圧注入失敗	1次系内の急激な圧力変動は小さく、ジェット反力も微小(F _j =87kN)	15.41	Ⅳ-a(1次冷却材喪失事故)と同じ荷重を考慮すべき事象である。	Ⅳ-a(1次冷却材喪失事故)のピーク圧力と同じである。
ECCS再循環機能喪失		大LOCA＋高圧再循環失敗＋低圧再循環失敗	1次系内の急激な圧力変動は小さく、ジェット反力も微小(F _j =87kN)	15.41	Ⅳ-a(1次冷却材喪失事故)と同じ荷重を考慮すべき事象である。	Ⅳ-a(1次冷却材喪失事故)のピーク圧力と同じである。
格納容器バイパス	インターフェイスシステムLOCA	インターフェイスシステムLOCA(RHIR系漏えい)	CV外破断を想定する事象であり、1次系に荷重が発生する事象ではないため対象外			
	SGTR＋破損SG隔離失敗	SGTR＋破損側SG隔離失敗	1次系内に急激な圧力変動はなく、ジェット反力も微小(F _j =8kN)	15.41	Ⅳ-f(蒸気発生器伝熱管破損事故)と同じ荷重を考慮すべき事象である。	Ⅳ-f(蒸気発生器伝熱管破損事故)のピーク圧力と同じである。

(注1) 事故時に発生する機械的荷重。

(注2) F_j は、ジェット反力を示す。

(注3) 有効性評価において確認したピーク圧力を示す。なお、有効性評価では、不確かさを一律に重畳させた評価なども行っているが、今回の重大事故等事象に対する荷重の整理においては、有効性評価の不確かさの重畳までは考慮していない。

第8表 設計基準時の事故時荷重

事象		事故時荷重 (注1)(注2)		ピーク圧力 (MPa)	強度評価上の取扱い	備考
		LBB適用前	LBB適用後			
運転状態Ⅲ	Ⅲ-a 1次冷却系細管破断事故	1次系内に急激な圧力変動はなく、ジェット反力も微小(F _j ＝13kN)		15.41	包絡圧力に機械的荷重及び自重を加えた荷重を用いる。 包絡圧力：P＝18.88MPa	
	Ⅲ-b 主蒸気管小破断事故	1次系内に急激な圧力変動はなく、ジェット反力も小さい(F _j ＝160kN)		17.28		
	Ⅲ-c 1次冷却材流量喪失事故	1次系内に急激な圧力変動はなく、事故時荷重は生じない。		17.10		
運転状態Ⅳ	Ⅳ-a 1次冷却材喪失事故	1次系内に急激な圧力変動があり、ジェット反力も大きい(F _j ＝12,000kN)	1次系内に急激な圧力変動は小さく、ジェット反力も微小(F _j ＝87kN)	15.41	包絡圧力、又は、主蒸気管破断事故時のピーク圧力に事故時荷重を加えた荷重のいずれか大きい方に機械的荷重及び自重を加えた荷重を用いる。 包絡圧力：P＝18.88MPa	配管破断に係のある事象は本事象のみである。
	Ⅳ-b 主蒸気管破断事故	1次系内に急減な圧力変動はないが、ジェット反力が大きい(F _j ＝3,800kN)		16.71		
	Ⅳ-c 1次冷却材ポンプ軸固着事故	短期的には1次冷却材ポンプ回りに水撃が起こるが、1次系内の急激な圧力変動は小さく、事故時荷重は生じない。		17.78		
	Ⅳ-d 制御棒クラスタ飛出し事故	1次系内に急激な圧力変動はなく、ジェット反力も微小(F _j ＝50kN)		16.88		
	Ⅳ-e 主給水管破断事故	1次系内に急激な圧力変動はなく、ジェット反力も比較的小さい(F _j ＝720kN)		17.48		
	Ⅳ-f 蒸気発生器伝熱管破損事故	1次系内に急激な圧力変動はなく、ジェット反力も微小(F _j ＝8kN)		15.41		

(注1) 事故時に発生する機械的荷重。

(注2) F_jは、ジェット反力を示す。

3.2 強度評価方法

重大事故等クラス2容器の強度評価は、クラス1容器としての強度が十分であることを確認することにより、重大事故等クラス2容器として要求される強度が十分であることを確認する。具体的な強度評価方法は、以下による。

- (1) 重大事故等クラス2容器としてのプラグの強度評価は、2.1項においてクラス1容器としての強度が十分であることを確認することにより、重大事故等クラス2容器として要求される強度が十分であることを確認する。
- (2) 重大事故等クラス2容器としての蒸気発生器本体等の強度影響評価は、2.2項において施栓数の増加がクラス1容器としての強度に影響を与えないことを確認することにより、重大事故等クラス2容器として既工事計画認可申請書（原規規発第1508041号、平成27年8月4日認可）において評価された強度に影響を与えないことを確認する。

資料 6－3 強度評価結果

目 次

	頁
1. 概要	T3-添6-3-1
2. クラス 1 容器の強度評価結果	
2.1 プラグの強度計算結果	T3-添6-3-2
2.2 蒸気発生器本体等の強度影響評価結果	T3-添6-3-13
3. 重大事故等クラス 2 容器の強度評価結果	
3.1 プラグの強度評価結果	T3-添6-3-19/E
3.2 蒸気発生器本体等の強度影響評価結果	T3-添6-3-19/E

1. 概要

本資料は、高浜発電所第3号機第24回定期事業者検査にて蒸気発生器伝熱管に施栓する場合のプラグが、資料6-2「強度評価方法」に基づき、クラス1容器及び重大事故等クラス2容器として十分な強度を有することを確認するとともに、今回の施栓に伴う蒸気発生器本体等のクラス1容器及び重大事故等クラス2容器としての強度に影響がないことを確認したものである。

なお、本資料での強度評価及び影響評価については、日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」（JSME S NC1-2005/2007）（以下「JSME」という。）に基づくものとする。

2. クラス 1 容器の強度評価結果

2.1 プラグの強度計算結果

2.1.1 一次応力評価及び一次＋二次応力評価の結果

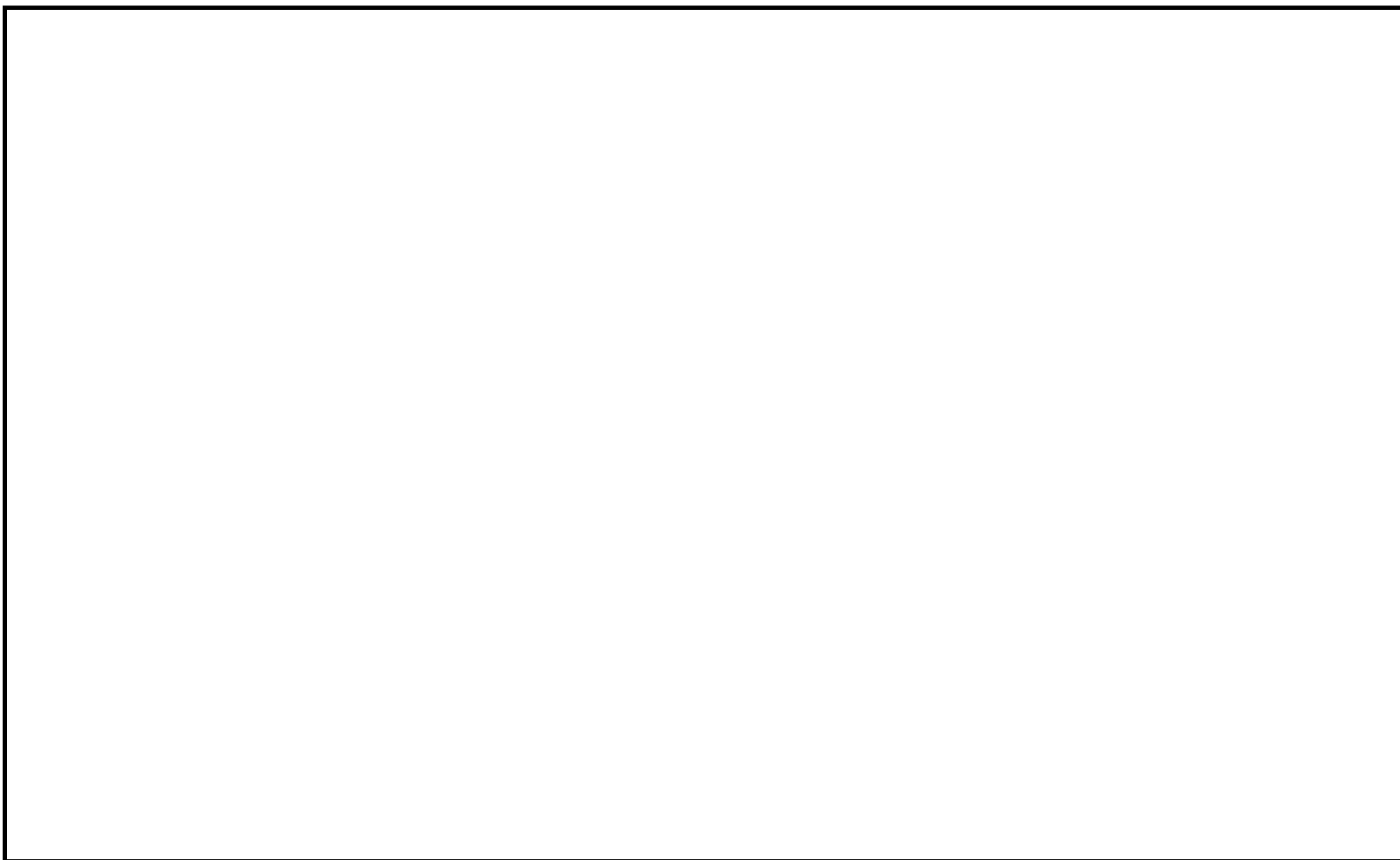
計算結果及び許容値を第 2-1 表「メカニカルプラグ（ $\phi 19.30 \text{ mm}$ ）及び管板用スリーブ付メカニカルプラグの強度計算結果一覧表」及び第 2-2 表「管内用スリーブ付メカニカルプラグの強度計算結果一覧表」の一次応力評価（設計条件、供用状態 C、D、試験状態）及び一次＋二次応力評価（供用状態 A、B）に示す。

2.1.2 疲労評価の結果

各過渡条件におけるピーク応力強さの最大値及び最小値は、第 1-1 図～第 1-4 図「各過渡条件におけるピーク応力強さの最大値及び最小値」のとおりである。

また、疲労累積係数は、第 1-1 表～第 1-4 表「累積疲労係数の計算結果」のとおりである。

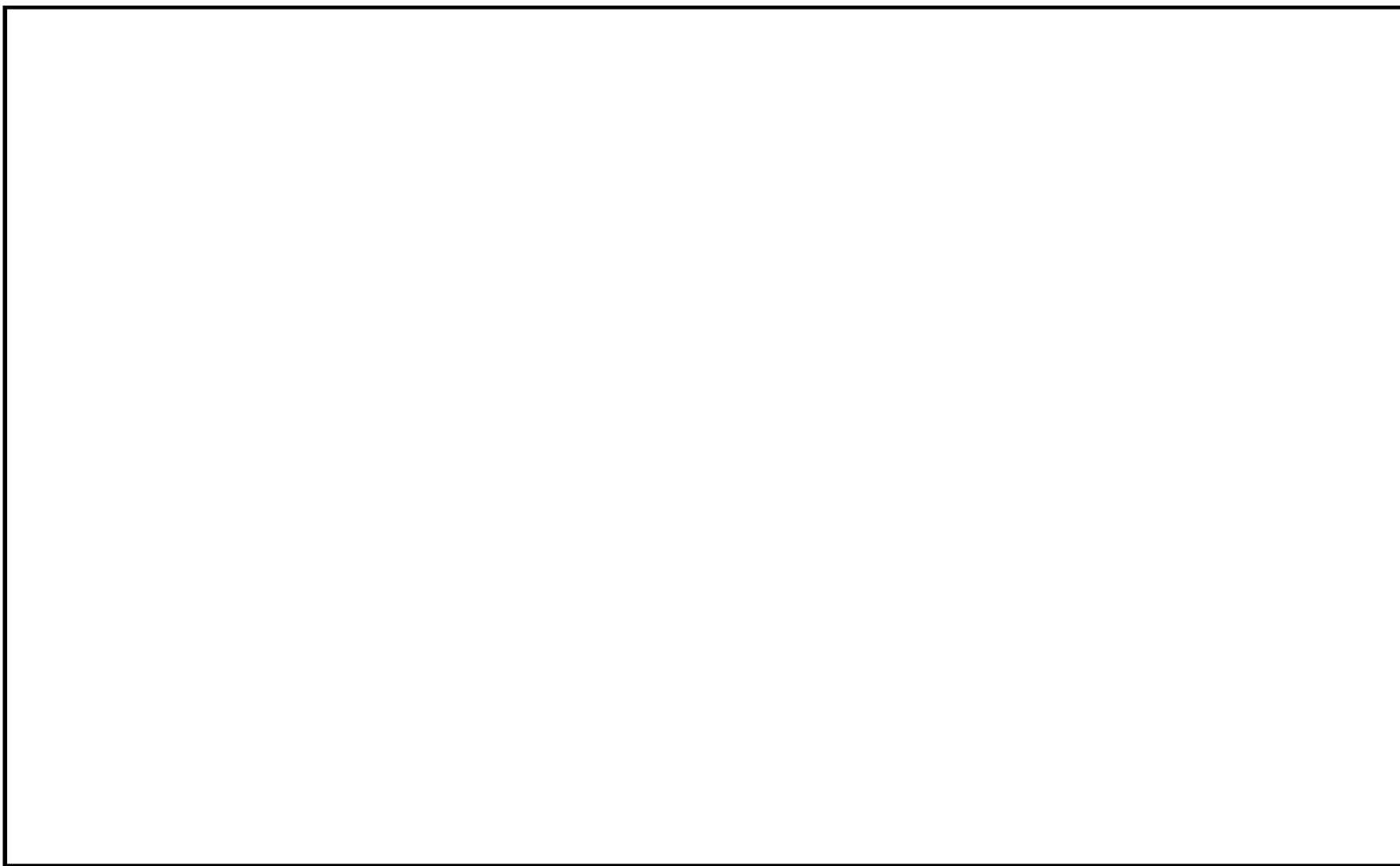
計算結果及び許容値を第 2-1 表「メカニカルプラグ（ $\phi 19.30\text{mm}$ ）及び管板用スリーブ付メカニカルプラグの強度計算結果一覧表」及び第 2-2 表「管内用スリーブ付メカニカルプラグの強度計算結果一覧表」の疲労解析（供用状態 A、B）に示す。



第 1-1 図 各過渡条件におけるピーク応力強さの最大値及び最小値（メカニカルプラグ（ $\phi 19.30 \text{ mm}$ ））

第 1-1 表 疲労累積係数の計算結果（メカニカルプラグ（φ 19.30 mm））

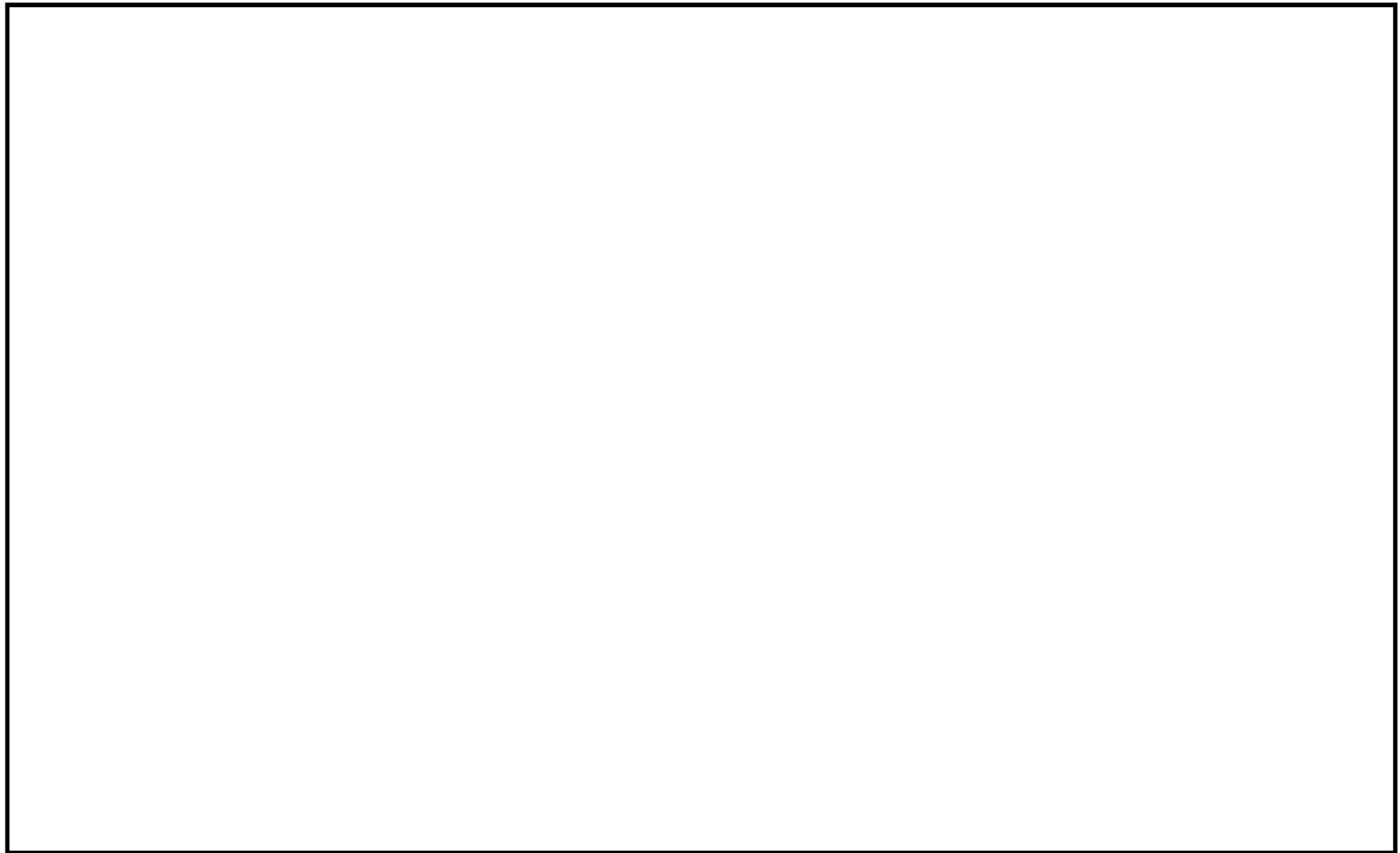
ピーク応力強さ (MPa)		繰返しピーク 応 力 強 さ (MPa)	実際の 繰返し回数 Nc	許容繰返し 回 数 Na	疲労係数 Nc/Na
最 大	最 小				
				疲労累積係数 Uf	0.08445



第 1-2 図 各過渡条件におけるピーク応力強さの最大値及び最小値（メカニカルプラグ（ $\phi 15.88 \text{ mm}$ ））

第 1-2 表 疲労累積係数の計算結果（メカニカルプラグ（φ15.88 mm））

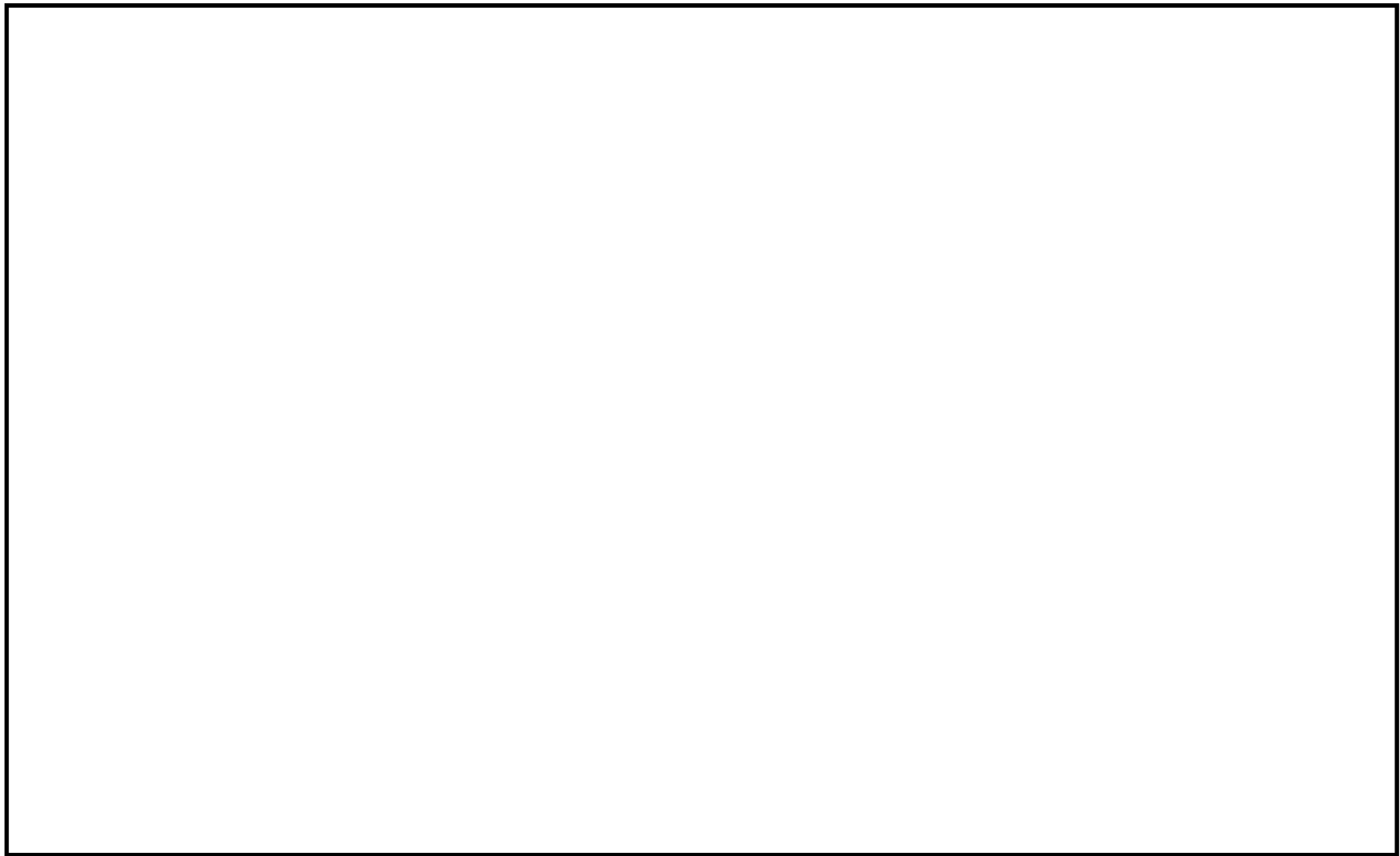
ピーク応力強さ (MPa)		繰返しピーク 応 力 強 さ (MPa)	実際の 繰返し回数 Nc	許容繰返し 回 数 Na	疲労係数 Nc/Na
最 大	最 小				
				疲労累積係数 Uf	0. 07969



第 1-3 図 各過渡条件におけるピーク応力強さの最大値及び最小値（管板用スリーブプラグ）

第 1-3 表 疲労累積係数の計算結果（管板用スリーブプラグ）

ピーク応力強さ (MPa)		繰返しピーク 応 力 強 さ (MPa)	実際の 繰返し回数 Nc	許容繰返し 回 数 Na	疲労係数 Nc/Na
最 大	最 小				
				疲労累積係数 Uf	0.01280



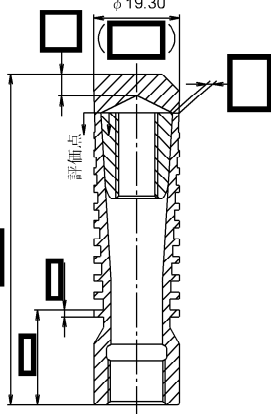
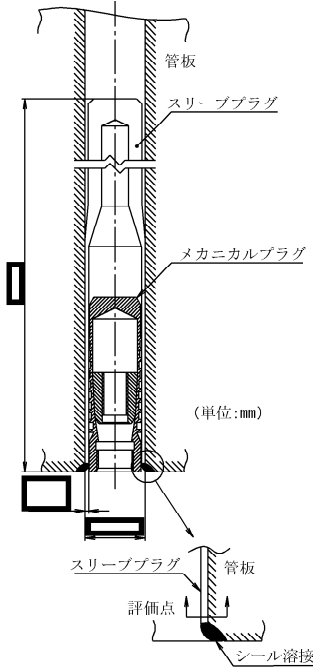
第 1-4 図 各過渡条件におけるピーク応力強さの最大値及び最小値（管内用スリーブプラグ）

第 1-4 表 疲労累積係数の計算結果（管内用スリーブプラグ）

ピーク応力強さ (MPa)		繰返しピーク 応 力 強 さ (MPa)	実際の 繰返し回数 Nc	許容繰返し 回 数 Na	疲労係数 Nc/Na
最 大	最 小				
				疲労累積係数 Uf	0.00088

第 2-1 表 メカニカルプラグ (φ 19.30 mm) 及び管板用スリーブ付メカニカルプラグ
の強度計算結果一覧表

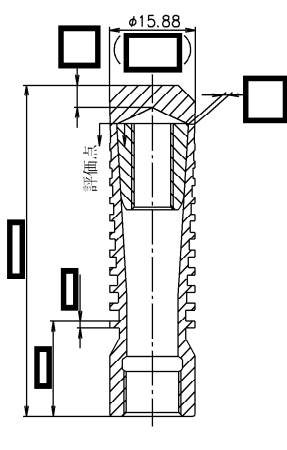
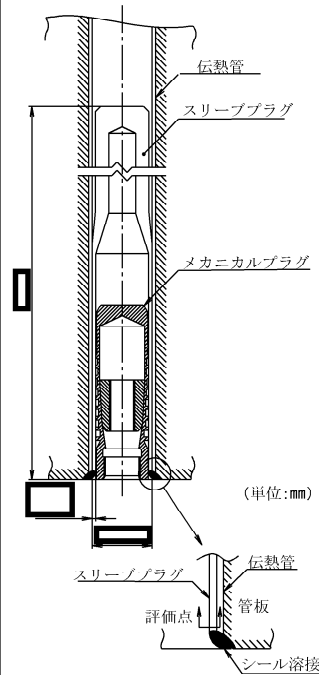
(単位 : MPa)

		メカニカルプラグ (φ 19.30 mm)		管板用スリーブ付メカニカル プラグ (スリーブプラグ部)	
		管板用スリーブ付メカニカル プラグ (メカニカルプラグ部)			
項 目	評 価 箇 所				
		計算結果	許 容 値	計算結果	許 容 値
一次応力評価 (JSME PVB-3111 (1) (設計条件))	一次一般膜応力強さ	131	164	154	164
	一次局部膜応力強さ	66	246	77	246
	一次膜応力強さ＋ 一次曲げ応力強さ	66	246	77	246
一次応力評価 (JSME PVB-3111 (2) (3) (供用状態 C、D))	一次一般膜応力強さ	144	196	169	196
	一次局部膜応力強さ	73	295	85	295
	一次膜応力強さ＋ 一次曲げ応力強さ	73	295	85	295
一次応力評価 (JSME PVB-3111 (4) (試験状態))	一次一般膜応力強さ	131	201	154	201
	一次局部膜応力強さ	66	302	77	302
	一次一般膜応力強さ＋ 一次曲げ応力強さ	131	302	154	297
一次＋二次応力評価 (JSME PVB-3112 (供用状態 A、B))		274	492	322	492
疲労評価 (JSME PVB-3114 (供用状態 A、B)) *		0.085	1.0	0.013	1.0

* : 疲労累積係数を示す。

第 2-2 表 管内用スリーブ付メカニカルプラグの強度計算結果一覧表

(単位：MPa)

		管内用スリーブ付メカニカルプラグ			
		メカニカルプラグ部 ($\phi 15.88$ mm)		スリーブプラグ部	
項 目	評 価 箇 所	 (単位:mm)		 (単位:mm)	
		計算結果	許 容 値	計算結果	許 容 値
一次応力評価 (JSME PVB-3111 (1) (設計条件))	一次一般膜応力強さ	129	164	94	164
	一次局部膜応力強さ	65	246	48	246
	一次膜応力強さ＋ 一次曲げ応力強さ	65	246	48	246
一次応力評価 (JSME PVB-3111 (2) (3) (供用状態 C、D))	一次一般膜応力強さ	142	196	103	196
	一次局部膜応力強さ	72	295	52	295
	一次膜応力強さ＋ 一次曲げ応力強さ	72	295	52	295
一次応力評価 (JSME PVB-3111 (4) (試験状態))	一次一般膜応力強さ	129	201	94	201
	一次局部膜応力強さ	65	302	48	302
	一次一般膜応力強さ＋ 一次曲げ応力強さ	129	302	94	302
一次＋二次応力評価 (JSME PVB-3112 (供用状態 A、B))		270	492	196	492
疲労評価 (JSME PVB-3114 (供用状態 A、B)) *		0.080	1.0	0.001	1.0

*：疲労累積係数を示す。

2.2 蒸気発生器本体等の強度影響評価結果

2.2.1 蒸気発生器本体の強度評価への影響

蒸気発生器本体の既工事計画認可申請書の強度評価対象箇所について、施栓数増加による蒸気発生器本体への圧力、熱及び荷重の影響を検討した結果を以下に示す。

(1) 圧力による影響

蒸気発生器本体に作用する圧力による強度評価は、既工事計画認可申請書分割第 6 回申請添付資料 3-1「第一種容器の強度計算の方針（原子炉容器、加圧器、蒸気発生器）」（57 資庁第 4867 号、昭和 57 年 8 月 31 日認可）に基づいて実施されている。

施栓では、蒸気発生器の最高使用圧力及び運転圧力の設計条件は変わらないため、既工事計画認可申請書の圧力に対する強度評価に影響はなく、同評価に包絡される。

(2) 熱による影響

蒸気発生器本体に作用する熱による強度評価は、既工事計画認可申請書分割第 6 回申請添付資料 3-1「第一種容器の強度計算の方針（原子炉容器、加圧器、蒸気発生器）」（57 資庁第 4867 号、昭和 57 年 8 月 31 日認可）に基づいて実施されている。

施栓を実施する管板は 1 次冷却材からの一様な伝熱があり、評価部材内の温度分布に対する影響はないため、既工事計画認可申請書の熱による強度評価に影響はなく、同評価に包絡される。

(3) 荷重による影響

a. 自重による荷重（外荷重）

蒸気発生器（支持構造物含む）に生じる自重による荷重は、1 次冷却材ループ（蒸気発生器、1 次冷却材ポンプ、支持構造物及び機器を結ぶ 1 次冷却材管より構成）の 3 次元解析モデルによって計算されている。

自重による荷重計算に用いる条件は、既工事計画認可申請書分割第 6 回申請添付資料 3-1「第一種容器の強度計算の方針（原子炉容器、加圧器、蒸気発生器）」（57 資庁第 4867 号、昭和 57 年 8 月 31 日認可）に基づいている。

蒸気発生器本体の評価箇所のうち自重による外荷重を強度評価の入力条件としている箇所は、冷却材出入口管台、給水入口管台、蒸気出口管台及び下部支持金物取付部である。

プラグ、伝熱管振止め金具取替え及びスラッジコレクタ設置による重量増加分を直接受けているのは下部支持金物取付部であるため、2.2.2 項において、荷重増加分の影響を確認した結果を示す。

b. 熱膨張による荷重（外荷重）

蒸気発生器（支持構造物含む）に作用する熱膨張による荷重は、1 次冷却材ループ（蒸気発生器、1 次冷却材ポンプ、支持構造物及び機器を結ぶ 1 次冷却材管より構成）の 3 次元解析モデルによって計算されている。

熱膨張による荷重計算に用いる条件は、既工事計画認可申請書分割第 6 回申請添付資料 3-1「第一種容器の強度計算の方針（原子炉容器、加圧器、蒸気発生器）」（57 資庁第 4867 号、昭和 57 年 8 月 31 日認可）に基づいている。

施栓では、蒸気発生器の運転温度の設計条件は変わらないため、既工事計画認可申請書の熱膨張に対する強度評価に影響はなく、同評価に包絡される。

c. 事故時の荷重（外荷重）

蒸気発生器（支持構造物含む）に生じる事故時の荷重は、配管破断想定位置、破断開口面積、破断時の圧力、温度条件等を基に評価されている。

事故時の荷重計算に用いる条件は、既工事計画認可申請書分割第 6 回申請添付資料 3-1「第一種容器の強度計算の方針（原子炉容器、加圧器、蒸気発生器）」（57 資庁第 4867 号、昭和 57 年 8 月 31 日認可）に基づいている。

施栓では、これらの条件は変わらないため、既工事計画認可申請書の事故時の荷重に対する強度評価に影響はなく、同評価に包絡される。

2.2.2 蒸気発生器下部支持金物取付部の強度影響評価結果

2.2.1 項「蒸気発生器本体の強度評価への影響」に記載のとおり、施栓等により蒸気発生器本体の既工事計画認可申請書への強度評価結果に影響を与える箇所は、下部支持金物取付部（プラグ等による自重増加の影響）であるため、この部位について強度上の影響を評価する。

プラグ等による重量増加分約 kg により、蒸気発生器下部支持金物取付部の許容値に対する強度上の余裕は、既工事計画認可申請書分割第 6 回申請添付資料 5-1「蒸気発生器強度計算書」（57 資庁第 4867 号、昭和 57 年 8 月 31 日認可）第 4-1-1 表「応力評価の概要」に記載のとおり、評価点「3 OUT」における一次＋二次応力強さの許容値に対する裕度が最も小さく、評価値 406.9MPa（41.5kg/mm²）に対して 357.0MPa（36.4kg/mm²）となっている。

よって、ここでは評価に影響する自重について、代表として下部支持金物取付部の一次＋二次応力強さに対する影響を確認する。

プラグ等による下部支持金物取付部への自重による荷重増加は約 %（ ）と評価される。

- ・プラグ等による重量増加前の自重による荷重： t^(注 1)
- ・プラグ等による重量増加分： t^(注 2)

下部支持金物取付部における外荷重（自重及び熱）による一次＋二次応力は、既工事計画認可申請書分割第 6 回申請添付資料 5-1「蒸気発生器強度計算書」（57 資庁第 4867 号、昭和 57 年 8 月 31 日認可）第 4-9-7 表「支持金物取付部の自重及び熱による一次＋二次応力」より、評価上最も厳しくなる評価点「3 OUT」での一次＋二次応力を確認すると 15.6MPa（1.59kg/mm²）であり、プラグ等による自重増加の影響 %を考慮した場合でも、応力の変動は 0.04MPa 以下（）となり、下部支持金物取付部の強度評価に与える影響は小さいと判断され、同評価に包絡される。

（注 1）既工事計画認可申請書分割第 6 回申請添付資料 5-1「蒸気発生器強度計算書」

（57 資庁第 4867 号、昭和 57 年 8 月 31 日認可）第 1-1 表「運転状態Ⅰ、Ⅱにおける外荷重」に記載の値

(注 2) プラグ等の自重増加による影響は、施栓等の前後での蒸気発生器の重量比に比例するとする。



2.2.3 蒸気発生器支持脚の強度影響評価結果

蒸気発生器支持脚については、既工事計画認可申請書分割第 6 回申請参考資料 3 「支持構造物の強度計算書」（57 資庁第 4867 号、昭和 57 年 8 月 31 日認可）第 6-1 表「支持脚の耐力」に記載のとおり、評価上最も厳しくなる運転状態Ⅳにおける蒸気発生器支持脚の耐力は 1 本当たり発生する荷重に対し、2,000kN 以上余裕がある。

ここで、蒸気発生器管板部の重量は高浜発電所第 3 号機第 24 回定期事業者検査にて蒸気発生器伝熱管に施栓する場合、最大約 kg 増加する。

これらの重量増加分約 kg により、蒸気発生器支持脚の荷重の増加は支持脚 4 本を合計しても約 kN であり、支持脚の健全性に与える影響は小さいため、同評価に包絡される。

2.2.4 蒸気発生器支持脚埋込金物基礎ボルトの強度影響評価結果

蒸気発生器支持脚埋込金物基礎ボルトについては、既工事計画認可申請書分割第 3 回申請参考資料 3 「蒸気発生器支持脚埋込金物基礎ボルト強度計算書」（56 資庁第 7068 号、昭和 56 年 10 月 17 日認可）第 6.1 表に記載のとおり、評価上最も厳しくなる運転状態Ⅳにおける蒸気発生器支持脚埋込金物基礎ボルトの許容荷重は 1 本当たり発生する荷重に対し、5,000kN 以上余裕がある。

ここで、蒸気発生器管板部の重量は高浜発電所第 3 号機第 24 回定期事業者検査にて蒸気発生器伝熱管に施栓する場合、最大約 kg 増加する。

支持脚埋込金物基礎ボルトは引張力しか受けないため、重量増加分による荷重増加方向は鉛直下向きであり、引張力を減ずる方向に働くため同評価に包絡される。

3. 重大事故等クラス 2 容器の強度評価結果

3.1 プラグの強度評価結果

重大事故等クラス 2 容器としてのプラグの強度は、2.1項においてクラス 1 容器として強度が十分であることを確認していることから、重大事故等クラス 2 容器として要求される強度を十分に有している。

3.2 蒸気発生器本体等の強度影響評価結果

重大事故等クラス 2 容器としての蒸気発生器本体等の強度は、2.2項において施栓数の増加がクラス 1 容器としての強度に影響を与えないことを確認しているため、重大事故等クラス 2 容器として既工事計画認可申請書（原規規発第1508041号、平成27年8月4日認可）で評価された強度に影響はない。

資料 7 蒸気発生器の基礎に関する説明書

目 次

	頁
1. 概要	T3-添7-1
2. 蒸気発生器の基礎に関する評価	T3-添7-1
2.1 鉄筋コンクリート支柱の評価の方針	T3-添7-1
3. まとめ	T3-添7-2

1. 概要

本説明書は、高浜発電所第3号機第24回定期事業者検査にて伝熱管に施栓する場合の蒸気発生器の基礎が、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」第5条、第17条、第50条及び第55条に基づき、設計上定める条件において要求される強度を確保していることを説明するものである。

2. 蒸気発生器の基礎に関する評価

2.1 鉄筋コンクリート支柱の評価の方針

蒸気発生器支持構造物の概略を第1図「蒸気発生器支持構造物概略図」に示す。

蒸気発生器伝熱管に施栓する場合における耐震評価方針は次のとおりとする。

第1表「プラグ重量」に示すとおり、高浜発電所第3号機に取り付けられるプラグには各々2種類のメカニカルプラグとスリーブ付メカニカルプラグがある。

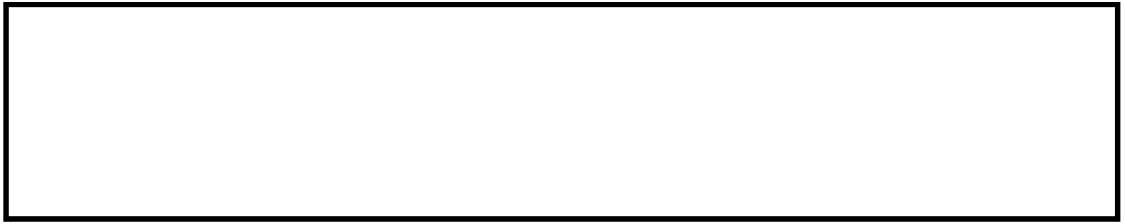
第1表 プラグ重量

	メカニカルプラグ (φ 19.30 mm)	メカニカルプラグ (φ 15.88 mm)	管板用スリーブ付 メカニカルプラグ	管内用スリーブ付 メカニカルプラグ
重 量(kg)				



第2表 蒸気発生器伝熱管プラグ重量

	A 蒸気発生器		B 蒸気発生器		C 蒸気発生器	
	施栓実績 (本×箇所) [重量(kg)]	今回施栓数 (本×箇所) [重量(kg)]	施栓実績 (本×箇所) [重量(kg)]	今回施栓数 (本×箇所) [重量(kg)]	施栓実績 (本×箇所) [重量(kg)]	今回施栓数 (本×箇所) [重量(kg)]
メカニカル プラグ						
スリーブ付 メカニカル プラグ						
合 計						
重量合計						



これらの重量増加が鉄筋コンクリート支柱に与える影響を評価する。なお、当該鉄筋コンクリート支柱は、蒸気発生器の基礎として設計基準事故時及び重大事故等時の両方において、設計上要求される強度を確保する必要があるが、以下では、荷重条件が最も厳しい重大事故等時の状態を代表として評価を行う。

2.1.1 鉄筋コンクリート支柱に作用する荷重

重量増加後、鉄筋コンクリート支柱に地震時作用する荷重は、第3表「重量増加後に鉄筋コンクリート支柱に作用する荷重」に示すとおりである。

2.1.2 鉄筋コンクリート支柱の評価

重量増加後、鉄筋コンクリート支柱に地震時作用する荷重は、第4表「鉄筋コンクリート支柱の評価」に示すように鉄筋コンクリート支柱の耐力に比べ小さい。

3. まとめ

高浜発電所第3号機第24回定期事業者検査にて伝熱管に施栓する場合の、重量増加後の耐震性への影響を評価した結果、蒸気発生器の基礎に問題ないことを確認した。

第3表 重量増加後に鉄筋コンクリート支柱に作用する荷重

(単位：kN)

	Sd 地震時		Ss 地震時	
	鉛直上向荷重	鉛直下向荷重	鉛直上向荷重	鉛直下向荷重
重量増加前における荷重 ^(注1)	5,800	17,700	15,400	27,700
重量増加による増分 ^(注2)	8	24	21	37
重量増加後の荷重	5,808	17,724	15,421	27,737

(注1)：既工事計画認可申請書（原規規発第 1508041 号、平成 27 年 8 月 4 日認可）資料 24「蒸気発生器の基礎に関する説明書」第 3-3 表「鉄筋コンクリート支柱に作用する荷重」より引用

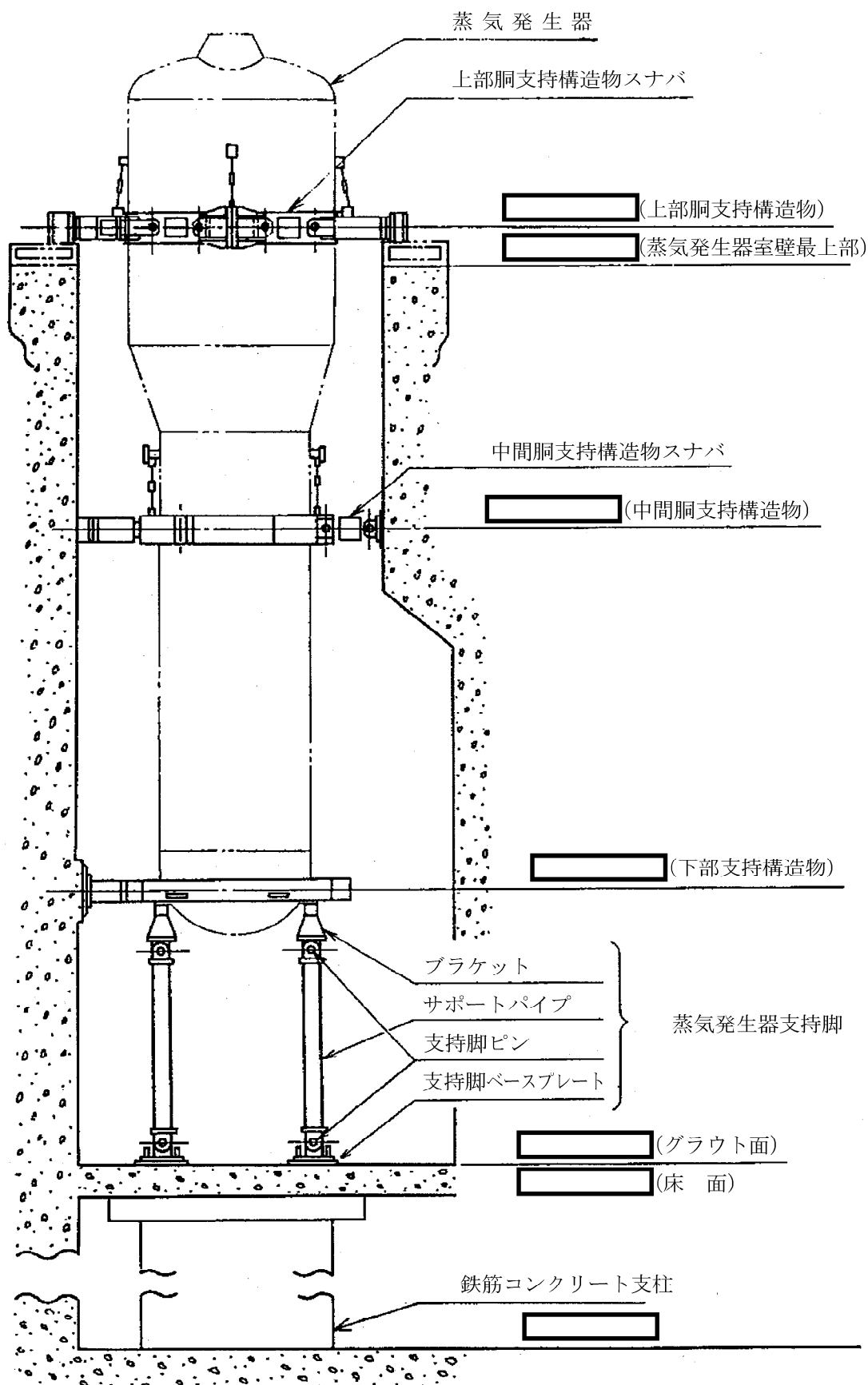
(注2)：「重量増加前における荷重」に対し、資料 5「耐震性に関する説明書」3.2.1 項記載の式により算定した値

第4表 鉄筋コンクリート支柱の評価

(単位：kN)

	Sd 地 震 時		Ss 地 震 時	
	鉄筋コンクリート支柱の耐力	鉄筋コンクリート支柱に 地震時作用する荷重	鉄筋コンクリート支柱の耐力	鉄筋コンクリート支柱に 地震時作用する荷重
鉛直上向荷重	39,000 ^(注1)	5,808	39,000 ^(注1)	15,421
鉛直下向荷重	154,000 ^(注1)	17,724	154,000 ^(注1)	27,737

(注1)：鉄筋コンクリート支柱の耐力は既工事計画認可申請書（原規規発第 1508041 号、平成 27 年 8 月 4 日認可）資料 24「蒸気発生器の基礎に関する説明書」記載値を引用



第1図 蒸気発生器支持構造物概略図

資料 8 流体振動又は温度変動による損傷の防止に関する説明書

目 次

	頁
1. 概要	T3-添8-1
2. 基本方針	T3-添8-1
3. 振動評価	T3-添8-1
4. まとめ	T3 添8 6

1. 概要

本資料は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」（以下「技術基準規則」という。）第 19 条及びその「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」（以下「解釈」という。）に基づき、高浜発電所第 3 号機第 24 回定期事業者検査にて蒸気発生器伝熱管を施栓する場合の蒸気発生器 2 次側の流況変化により伝熱管の流力弾性振動が発生しない設計となっていることを説明する。

2. 基本方針

技術基準規則第 19 条では、1 次冷却系統に係る容器、管、ポンプ及び弁が、1 次冷却材又は 2 次冷却材の循環、沸騰その他の挙動により生ずる流体振動により損傷を受けないことが求められている。

さらに解釈第 19 条ではその具体的要件として、蒸気発生器伝熱管の曲げ部（U ベンド部）については、日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」（JSME S NC1-2005 又は JSME S NC1-2012）に規定する手法を適用することが規定されていることから、JSME S NC1-2005 による手法を適用する。同手法の具体的評価方法については日本機械学会基準「蒸気発生器伝熱管 U 字管部流力弾性振動防止指針」（JSME S 016-2002）に規定されている。

従って、蒸気発生器伝熱管の流力弾性振動評価は、JSME S 016-2002 による規定に基づく手法により評価する。

3. 振動評価

3.1 具体的検討事象の抽出

蒸気発生器伝熱管を施栓すると当該伝熱管からの熱伝達がなくなるため、蒸気発生器 2 次側の流況が変化することが考えられる。施栓数の増加に伴う 2 次側の流況変化時に、流力弾性振動が発生しないことを確認するため、施栓がない場合及び蒸気発生器加熱面積又は伝熱管本数を 10% 減じた値まで施栓を実施した場合の振動評価を実施する。

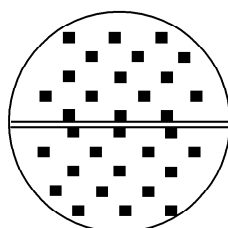
なお、流況の変化は領域状の施栓（ゾーンプラグ）により、更に大きくなることが考えられることから施栓箇所が集中した場合についても検討する。

以下、振動評価の内容及び施栓する場合の影響を示し、実機で以下のケースに対して流力弾性振動発生の可能性がないことを示す。（黒塗り部は施栓箇所）

(1) 施栓がない場合

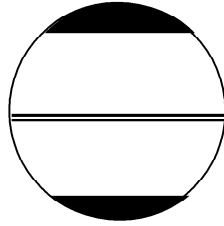
(2) 施栓箇所がランダムの場合（加熱面積を 10% 減じた評価）

施栓のイメージ図
(管板マップ)



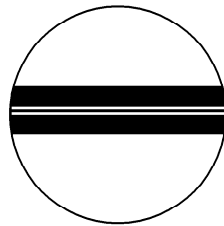
(3) 長い伝熱管を集中して施栓する場合（加熱面積を 10%減じた評価）

施栓のイメージ図
（管板マップ）



(4) 短い伝熱管を集中して施栓する場合（伝熱管本数を 10%減じた評価）

施栓のイメージ図
（管板マップ）



3.2 振動評価の内容

JSME S NC1-2005 において、外面に流体による励振力を受ける管群における U 字管の曲げ部は流力弾性振動発生判別値^(注 1)が 1 未満であることとなっている。

（注 1）流力弾性振動発生判別値（SR）＝ U_e / U_c 。

U_e ：有効流速（管の曲げ部における流速及び密度の分布並びに管の振動モードから求めた流速）

U_c ：限界流速（流力弾性振動が発生する限界の有効流速）

3.3 施栓数が増加した場合の振動評価

「3.1 具体的検討事象の抽出」で抽出した 4 ケースについて 3.2「振動評価の内容」の方法に従い、評価を実施した。なお、本評価については、平成 24 年 4 月 5 日付け関原発第 7 号にて届出を行った工事計画書（以下、「既工事計画届出書」という。）で既に実施されているため、以下では、既工事計画届出書の評価結果を引用する。

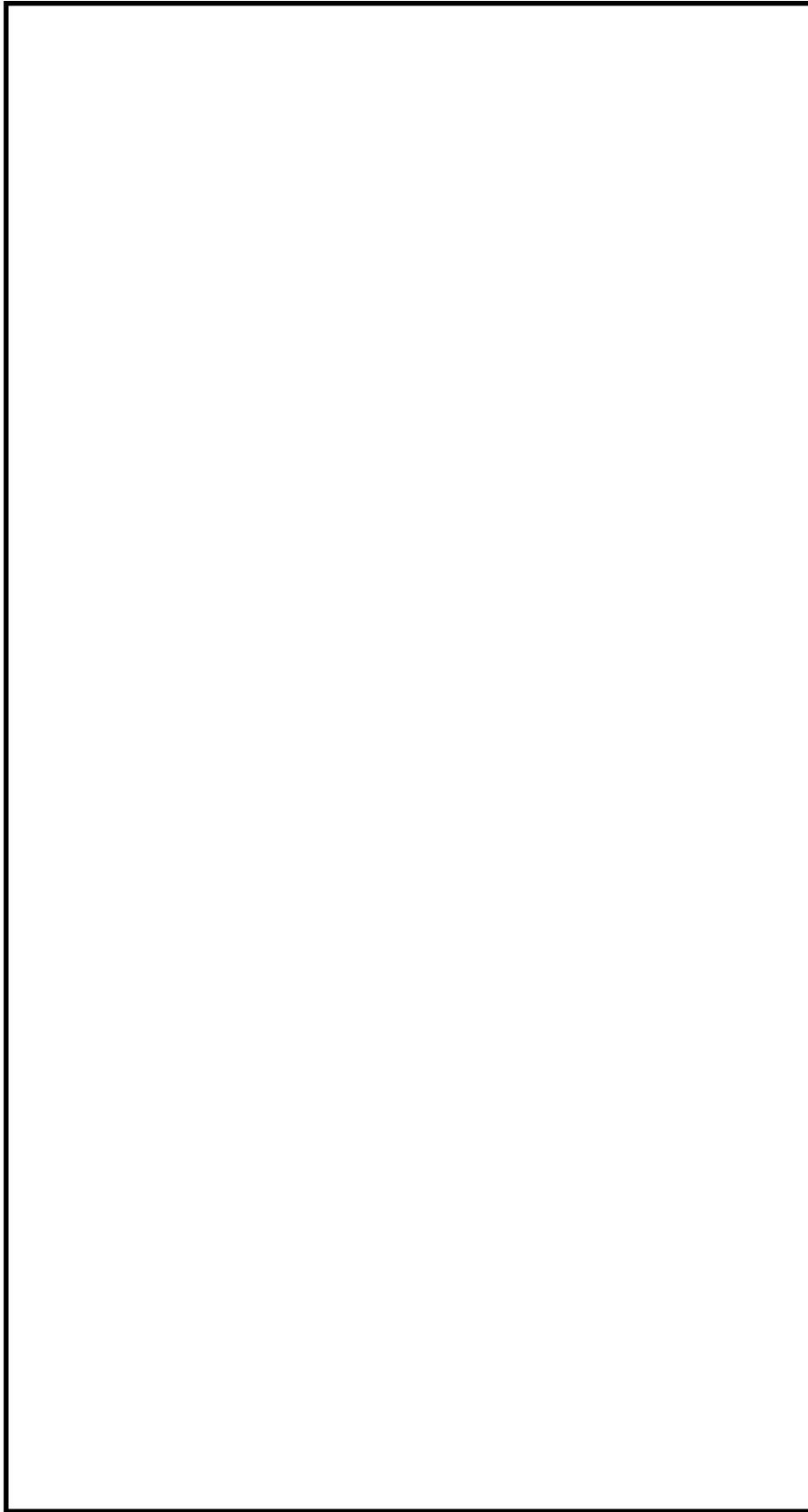
評価結果を第 1 表「伝熱管 U ベンド部振動評価結果」及び第 1 図、第 2 図「熱流動解析結果（重量速度ベクトル）」に示す。各ケースとも振動評価上厳しいアドレスの流力弾性振動発生判別値（SR）は 1 未満であり、流力弾性振動は発生しない。

高浜発電所第 3 号機第 24 回定期事業者検査後の状態は、施栓率が 10%未満であるため、ケース(1)、(2)、(3)及び(4)に包絡される。

第 1 表 伝熱管Uベンド部振動評価結果

ケース	アドレス	S R
(1)施栓がない場合		0.94
		0.58
0.94		
(2)施栓箇所がランダムの場合		0.59
		0.95
(3)長い伝熱管を集中して施栓する場合		0.56
		0.90
(4)短い伝熱管を集中して施栓する場合		0.59

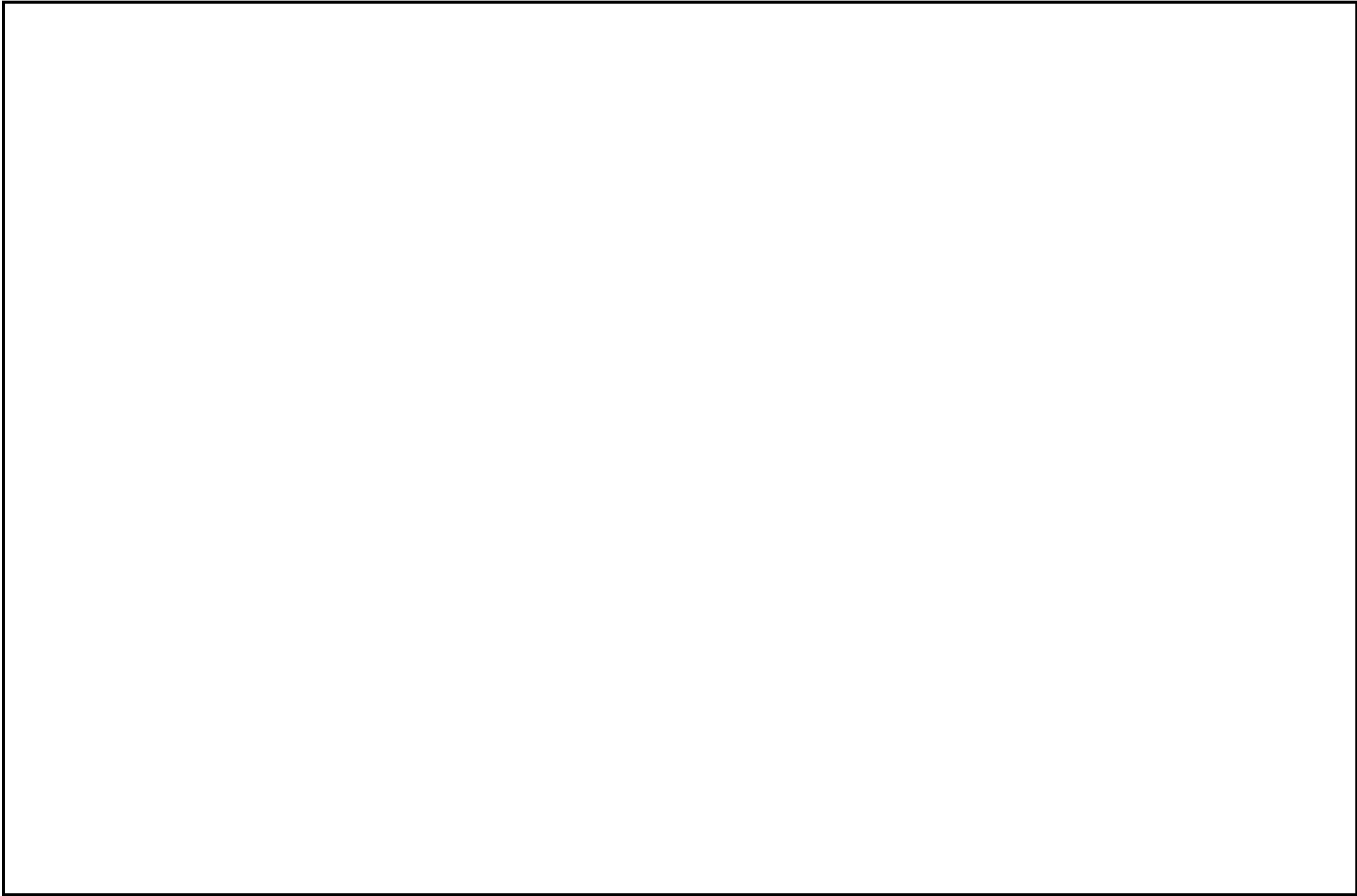
--



(1) 施栓がない場合

第 1 図 熱流動解析結果





(2) 施栓箇所がランダムの場合

(3) 長い伝熱管を集中して施栓する場合

(4) 短い伝熱管を集中して施栓する場合

第 2 図 熱流動解析結果

4. まとめ

高浜発電所第3号機第24回定期事業者検査にて蒸気発生器伝熱管を施栓する場合の2次側の流況変化により、伝熱管に流力弾性振動は発生しない設計となっている。