

変更前	変更後
<p>一つとして、原子力安全を達成しているかどうかに関して外部がどのように受けとめているかについての情報を監視する。この情報の入手及び使用の方法を第2表の8.2.1項に係る社内標準に定める。</p>	
8.2.2 内部監査	
<p>原子力部門は、第1表の8.2.2項に係る社内標準を確立し、次の事項を実施する。</p>	
(1) 品質マネジメントシステムの次の事項が満たされているか否かを明確にするために、あらかじめ定められた間隔で、客観的な評価を行うことができる組織が内部監査を実施する。	
a) 品質マネジメントシステムが、業務の計画（7.1参照）に適合しているか、JEAC4111の要求事項に適合しているか、及び原子力部門が決めた品質マネジメントシステム要求事項に適合しているか。	
b) 品質マネジメントシステムが効果的に実施され、維持されているか。	
(2) 監査の対象となるプロセス及び領域の状態及び重要性、並びにこれまでの監査結果を考慮して、監査プログラムを策定する。監査の基準、範囲、頻度及び方法を規定する。監査員の選定及び監査の実施においては、監査プロセスの客観性及び公平性を確保する。ただし、監査員は、自らの業務を監査しない。	変更なし
(3) 監査の計画及び実施、記録の作成及び結果の報告に関する責任及び権限、並びに要求事項を規定する。	
(4) 監査及びその結果の記録を維持する。（4.2.4参照）	
(5) 監査された領域に責任をもつ管理者は、検出された不適合及びその原因を除去するために遅滞なく、必要な修正及び是正処置すべてがとられることを確実にする。フォローアップには、とられた処置の検証及び検証結果の報告を含める。（8.5.2参照）	
(6) 監査のプログラム及び結果について、管理責任者に報告する。	
(7) 経営監査室は、原子力事業本部及び発電所が実施した内部監査を評価する。その結果、経営監査室長が必要と判断した場合には、原子力事業本部、発電所に内部監査の実施を指示する。	
(8) 原子力事業本部及び発電所は、経営監査室長から内部監査の実施について指示がある場合は内部監査を実施する。	

変更前	変更後
<p>8.2.3 プロセスの監視及び測定</p> <p>(1) 原子力部門は、品質マネジメントシステムのプロセスの監視、及び適用可能な場合に行う測定には、適切な方法を適用する。</p> <p>(2) これらの方法は、プロセスが計画どおりの結果を達成する能力があることを実証するものとする。</p> <p>(3) 計画どおりの結果が達成できない場合には、適切に、品質目標及び文書の修正並びに是正処置をとる。</p>	
<p>8.2.4 検査及び試験</p> <p>(1) 原子力部門は、原子炉施設の要求事項が満たされていることを検証するために、第2表の8.2.4項に係る社内標準を確立し、原子炉施設を検査及び試験する。検査及び試験は、業務の計画（7.1参照）に従って、適切な段階で実施する。検査及び試験の合否判定基準への適合の証拠を維持する。（4.2.4参照）</p> <p>(2) 検査及び試験要員の独立の程度を定める。</p> <p>(3) リリース（次工程への引渡し）を正式に許可した人を、記録する。（4.2.4参照）</p> <p>(4) 業務の計画（7.1参照）で決めた検査及び試験が完了するまでは、当該原子炉施設を据え付けたり、運転したりしない。ただし、当該の権限をもつ者が承認したときは、この限りではない。</p>	変更 なし
<p>8.3 不適合管理</p> <p>原子力部門は、第1表の8.3項に係る社内標準を確立し、次の事項を実施する。</p> <p>(1) 原子力部門は、業務・原子炉施設に対する要求事項に適合しない状況が放置されることを防ぐために、それらを識別し、管理することを確実にする。</p> <p>(2) 不適合の処理に関する管理並びにそれに関連する責任及び権限を規定する。</p> <p>(3) 該当する場合には、原子力部門は、次の一つ又はそれ以上の方法で、不適合を処理する。</p> <ul style="list-style-type: none"> a) 検出された不適合を除去するための処置をとる。 b) 当該の権限をもつ者が、特別採用によって、その使用、リリース、又は合格と判定することを正式に許可する。 	

変更前	変更後
<p>c) 本来の意図された使用又は適用ができないような処置をとる。</p> <p>d) 外部への引渡し後又は業務の実施後に不適合が検出された場合には、その不適合による影響又は起こり得る影響に対して適切な処置をとる。</p> <p>(4) 不適合に修正を施した場合には、要求事項への適合を実証するための再検証を行う。</p> <p>(5) 不適合の性質の記録、及び不適合に対してとられた特別採用を含む処置の記録を維持する。 (4.2.4参照)</p> <p>(6) 原子力部門は、原子炉施設の保安の向上に役立たせる観点から、公開基準に従い、不適合の内容をニュースシアへ登録することにより、情報の公開を行う。</p>	
8.4 データの分析	
<p>(1) 原子力部門は、品質マネジメントシステムの適切性及び有効性を実証するため、また、品質マネジメントシステムの有効性の継続的な改善の可能性を評価するために第2表の8.4項に係る社内標準において適切なデータを明確にし、それらのデータを収集し、分析する。この中には、監視及び測定の結果から得られたデータ並びにそれ以外の該当する情報源からのデータを含める。</p> <p>(2) データの分析によって、次の事項に関連する情報を提供する。</p> <ul style="list-style-type: none"> a) 原子力安全の達成に関する外部の受けとめ方 (8.2.1参照) b) 業務・原子炉施設に対する要求事項への適合 (8.2.3及び8.2.4参照) c) 予防処置の機会を得ることを含む、プロセス及び原子炉施設の、特性及び傾向 (8.2.3及び8.2.4参照) d) 供給者の能力 (7.4参照) 	変更なし
8.5 改善	
8.5.1 継続的改善	
原子力部門は、品質方針、品質目標、監査結果、データの分析、是正処置、予防処置及びマネジメントレビューを通じて、品質マネジメントシステムの有効性を継続的に改善する。	
8.5.2 是正処置	
原子力部門は、第1表の8.5.2項に係る社内標準を確立し、次の事項を実施する。	

変更前	変更後
<p>(1) 原子力部門は、再発防止のため、不適合の原因を除去する処置をとる。</p> <p>(2) 是正処置は、検出された不適合のもつ影響に応じたものとする。</p> <p>(3) 次の事項に関する要求事項（JEAC4111附属書「根本原因分析に関する要求事項」を含む。）を規定する。</p> <ul style="list-style-type: none"> a) 不適合のレビュー b) 不適合の原因の特定 c) 不適合の再発防止を確実にするための処置の必要性の評価 d) 必要な処置の決定及び実施 e) とった処置の結果の記録（4.2.4参照） f) とった是正処置の有効性のレビュー 	変更なし

8.5.3 予防処置

原子力部門は、第1表の8.5.3項に係る社内標準を確立し、次の事項を実施する。

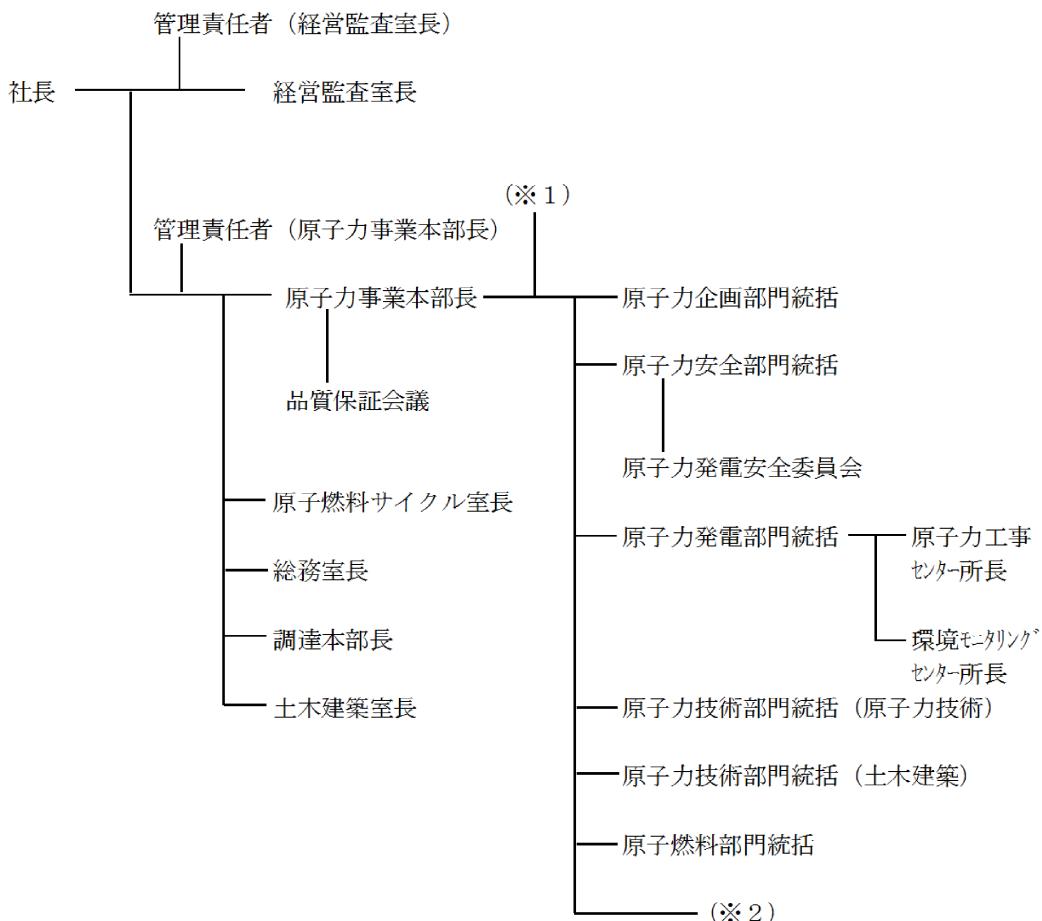
- (1) 原子力部門は、起こり得る不適合が発生することを防止するために、保安活動の実施によって得られた知見（良好事例を含む。）及び他の施設から得られた知見（PWR事業者連絡会で取り扱う技術情報及びニュース登録情報を含む。）の活用を含め、その原因を除去する処置を決める。この活用には、原子力安全に係る業務の実施によって得られた知見を他の原子炉設置者と共有することも含む。
 - (2) 予防処置は、起こり得る問題の影響に応じたものとする。
 - (3) 次の事項に関する要求事項（JEAC4111附属書「根本原因分析に関する要求事項」を含む。）を規定する。
- a) 起こり得る不適合及びその原因の特定
 - b) 不適合の発生を予防するための処置の必要性の評価
 - c) 必要な処置の決定及び実施
 - d) とった処置の結果の記録（4.2.4参照）
 - e) とった予防処置の有効性のレビュー

変更前

変更後

(1 / 2)

【本店】



第1図 組織図

変更前

変更後

(2/2)

【発電所】

(※1)
発電用原子炉主任技術者

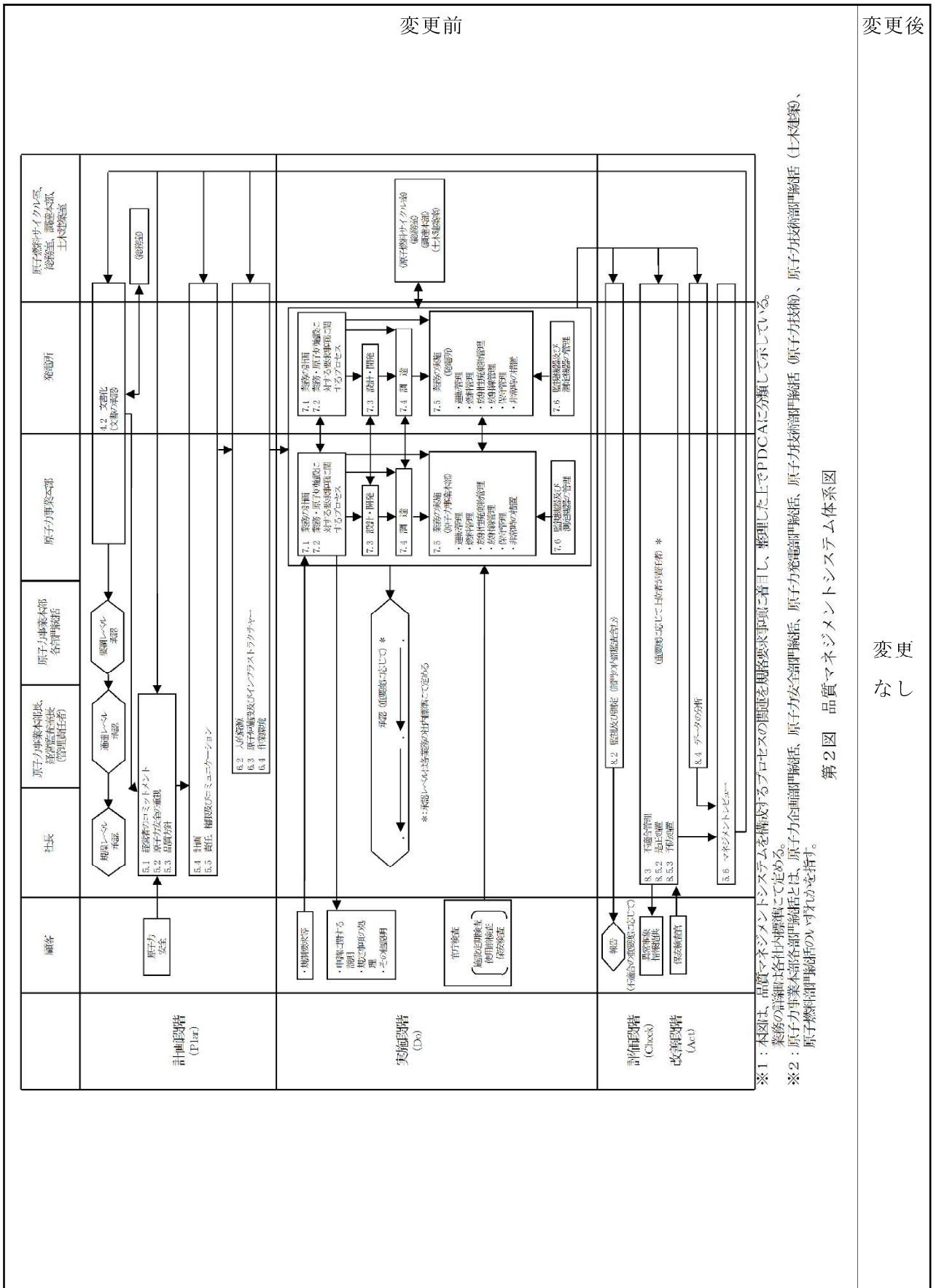
(※2)
発電所長
原子力発電
安全運営委員会
発電所レビュー

電気主任技術者
ボイラー・タービン
主任技術者

品質保証室長
安全・防災室長
所長室長
技術課長
原子燃料課長
放射線管理課長
第一発電室長 ━━ 当直課長
第二発電室長 ━━ 当直課長
保全計画課長
電気保修課長
計装保修課長
原子炉保修課長
タービン保修課長
土木建築課長
電気工事グループ課長
機械工事グループ課長
土木建築工事グループ課長

変更
なし

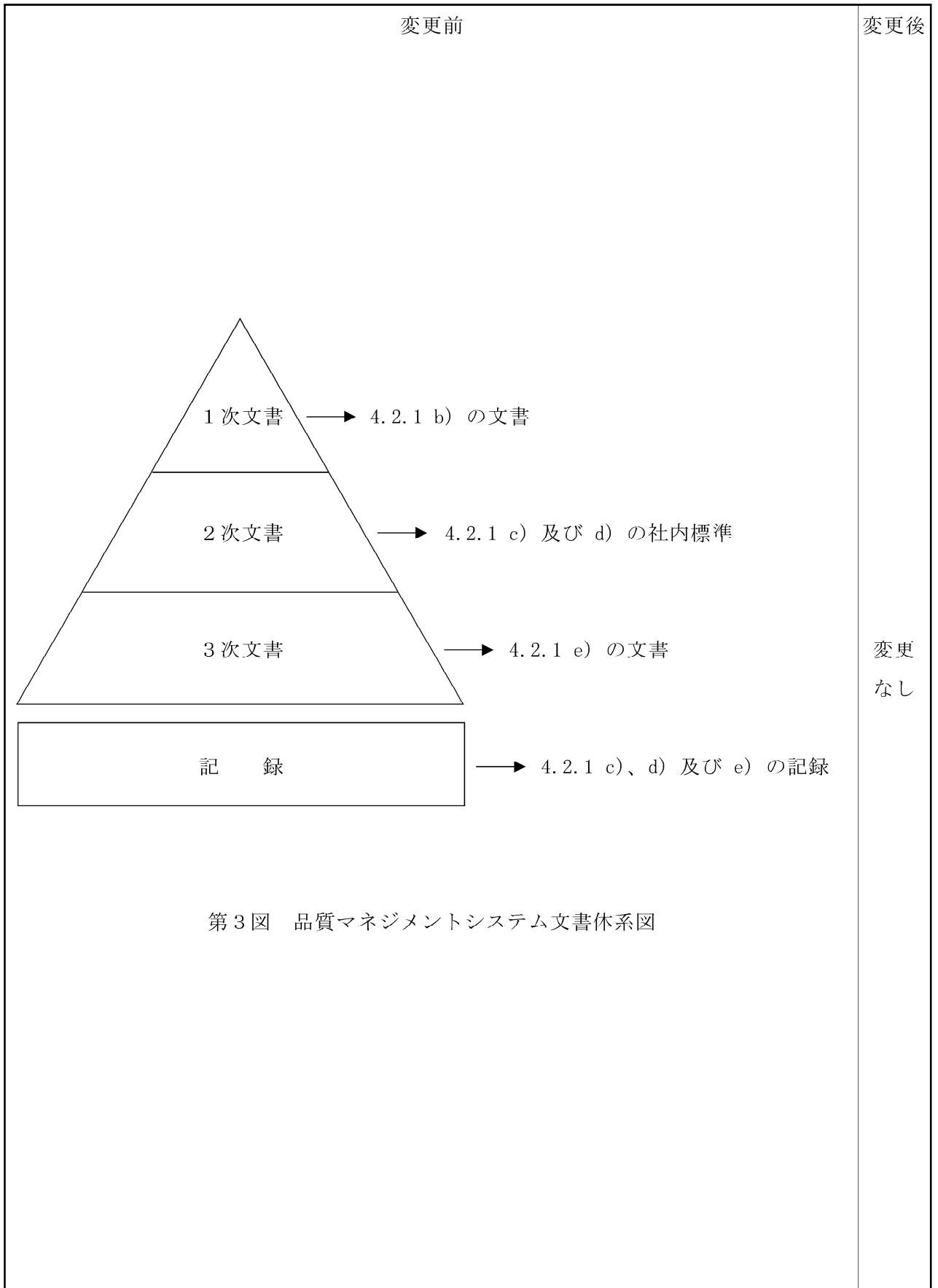
第1図 組織図



※1：本図は、品質マネジメントシステムを構成するプロセスの関連を階層別に示すもので、整理した上でPDAに分類している。
 業務の詳細は各各標準にて定める。
 ※2：原子力事業本部各部門課長、原子力企画部課長、原子力安全部課長、原子力経営部課長、原子力技術部課長、原子力技術部課長（土木建設）、
 原子炉サイクル部課長がいす才かを指す。

第2図 品質マネジメントシステム体系図

変更
なし



第3図 品質マネジメントシステム文書体系図

変更前					変更後	
品質保証 計画関連 条項	項目	社内標準名		所管箇所	文書番号	
		1次 文書	2次文書			
4.2.3	文書管理 記録の管理	原子力発電の安全に係る品質保証規程※ ₁	原子力部門における文書・記録管理通達	原子力事業本部 原子力企画部門	平成18原総通達第3号	
4.2.4			原子力部門における内部監査通達	経営監査室	平成18経営原通達第1号	
8.2.2	内部監査		不適合管理および是正処置通達	原子力事業本部 原子力発電部門	平成18原品証通達第1号	
8.3	不適合管理 是正処置		予防処置通達	原子力事業本部 原子力発電部門	平成18原発電通達第2号	
8.5.2						
8.5.3	予防処置					

※1：原子力発電の安全に係る品質保証規程の所管箇所は、原子力事業本部、総務室及び経営監査室であり、文書番号は平成15規程第5号とする。

変更なし

変更前					変更後
品質保証 計画関連 条項	項目	社内標準名		所管箇所	文書番号
		1次 文書	2次文書		
4.1 4.1 5.4 5.5.3 6.2.2 5.5.3 5.5.4 5.6 6.1 6.1 6.2 6.1 6.3 6.4 7.1 7.2 7.5 7.6 8.2.4	重要度分類	原子力発電の安全に係る品質保証規程 ^{※1}	グレード分け通達	原子力事業本部 原子力発電部門	平成18原品 証通達第2号
	安全文化		安全文化通達	原子力事業本部 原子力発電部門	平成25原品 証通達第1号
	品質目標		品質目標通達	原子力事業本部 原子力発電部門	平成18原品 証通達第3号
	プロセス責任者		原子力部門における文書・記録管理通達	原子力事業本部 原子力企画部門	平成18原総 通達第3号
	内部コミュニケーション		内部コミュニケーション通達	原子力事業本部 原子力発電部門	平成18原品 証通達第4号
	資源の提供		要員・組織計画通達	原子力事業本部 原子力企画部門	平成18原原 企通達第1号
	力量、教育・訓練及び認識		教育・訓練通達	原子力事業本部 原子力企画部門	平成18原原 企通達第2号
	運転管理		運転管理通達	原子力事業本部 原子力発電部門	平成18原發 電通達第1号
	燃料管理		原子燃料管理通達	原子力事業本部 原子力発電部門	平成18原燃 保通達第1号
	放射性廃棄物管理		放射性廃棄物管理通達	原子力事業本部 原子力発電部門	平成18原放 管通達第1号
	放射線管理		放射線管理通達	原子力事業本部 原子力発電部門	平成18原放 管通達第2号
	保守管理		保守管理通達	原子力事業本部 原子力発電部門	平成18原保 修通達第1号
	非常時の措置		非常時の措置通達	原子力事業本部 原子力安全部門	平成26原危 管通達第1号
	その他		安全管理通達	原子力事業本部 原子力安全部門	平成26原安 管通達第1号
			原子燃料サイクル通達	原子力事業本部 原子燃料部門	平成18原燃 品通達第1号
			火災防護通達	原子力事業本部 原子力発電部門	平成27原發 電通達第1号
			原子力技術業務要綱	原子力事業本部 原子力技術部門	平成17原ブ 技要綱第2号

※1：原子力発電の安全に係る品質保証規程の所管箇所は、原子力事業本部、総務室
及び経営監査室であり、文書番号は平成15規程第5号とする。

変更前						変更後
品質保証 計画関連 条項	項目	社内標準名		所管箇所	文書番号	変更 なし
		1次 文書	2次文書			
7.2.2	外部とのコミュニケーション	原子力発電の安全に係る品質保証規程※ ¹	外部コミュニケーション通達	原子力事業本部 原子力発電部門	平成18 原発 電通達 第3号	
7.2.3	原子力安全の達成		設計・開発通達	原子力事業本部 原子力発電部門	平成18 原保 修通達 第2号	
8.2.1	調達		原子力部門における調達管理通達	調達本部	平成27 調原 通達 第1号	
7.5.5	調達製品の保存		監視機器・測定機器管理通達	原子力事業本部 原子力発電部門	平成18 原保 修通達 第3号	
7.6	監視機器及び測定機器の管理		品質目標通達	原子力事業本部 原子力発電部門	平成18 原品 証通達 第3号	
8.2.3	プロセスの監視及び測定		原子力部門における内部監査通達	経営監査室	平成18 経営 原通達 第1号	
7.6	検査及び試験		検査・試験通達	原子力事業本部 原子力発電部門	平成18 原保 修通達 第4号	
8.2.4	データの分析		データ分析通達	原子力事業本部 原子力発電部門	平成18 原品 証通達 第5号	

※1：原子力発電の安全に係る品質保証規程の所管箇所は、原子力事業本部、総務室
及び経営監査室であり、文書番号は平成15 規程 第5号とする。

変更前	変更後
<p style="text-align: center;">別添1 保安に関する職務</p> <p style="text-align: right;">(1 / 2)</p> <p>1. 本店における保安に関する職務は次のとおり。</p> <p>(1) 社長は、保安活動を統括する。</p> <p>(2) 経営監査室長は、原子力部門の経営監査に係る、年度計画及び要員の教育並びに経営監査の実施に関する業務を行う。</p> <p>(3) 原子力事業本部長は、第1項(5)から(10)に定める各部門統括を指導監督し、原子力業務を統括する。</p> <p>また、安全文化の醸成のための活動の統括及びコンプライアンス意識の向上のための活動の統括の職務を行う。</p> <p>(4) 原子力事業本部長代理及び第1項(5)から(10)に定める各部門統括は、原子力事業本部長を補佐する。</p> <p>(5) 原子力企画部門統括は、要員・組織計画及び要員教育（原子力部門の経営監査に係る要員の教育及び運転員の教育・訓練を除く。）並びに文書管理に関する業務を統括する。</p> <p>(6) 原子力安全部門統括は、原子力発電所の安全管理及び原子炉施設の安全評価に関する業務を統括する。</p> <p>(7) 原子力発電部門統括は、原子力発電の品質保証活動及び原子力発電所の運転保守（運転員の教育・訓練を含む。）、放射線管理、放射性廃棄物管理並びに原子炉施設の設計、保全に関する業務を統括する。</p> <p>(8) 原子力技術部門統括（原子力技術）は、原子炉施設の設計・保全（原子力技術部門統括（土木建築）及び原子力発電部門統括が所管する業務を除く。）及び高経年対策に関する技術的業務を統括する。</p> <p>(9) 原子力技術部門統括（土木建築）は、原子炉施設の土木設備、建築物に係る設計・保全（原子力発電部門統括が所管する業務を除く。）に関する技術的業務を統括する。</p> <p>(10) 原子燃料部門統括は、原子燃料サイクル（原子燃料サイクル室長所管業務を除く。）及びその品質保証活動に関する業務を統括する。</p> <p>(11) 原子燃料サイクル室長は、原子燃料サイクルの契約に関する業務を行う。</p> <p>(12) 総務室長は、「原子力発電の安全に係る品質保証規程」の制定・改廃を所管するとともに、社印の管理に関する業務を行う。</p> <p>(13) 調達本部長は、契約及び貯蔵品管理に関する業務を行う。</p> <p>(14) 土木建築室長は、原子力部門に係る土木設備、建築物の改良及び修繕に関する業務を行う。</p> <p>(15) 原子力工事センター所長は、原子力事業本部長が指定した保守、修理及び検査に関する業務を行う。</p> <p>(16) 環境モニタリングセンター所長は、環境放射能に係るデータの収集、分析及び評価に関する業務を行う。</p> <p>(17) 第1項(5)から(16)に定める各職位は、所属員を指示・指導し、所管業務を遂行する。</p> <p>また、各所属員は、その指示・指導に従い業務を実施する。</p> <p>(18) その他関係する部門は、別途定められた「職制規程」に基づき所管業務を遂行する。</p>	変更なし

変更前	変更後
<p style="text-align: center;">別添 1 保安に関する職務</p> <p style="text-align: right;">(2 / 2)</p> <p>2. 発電所における保安に関する職務は次のとおり。</p> <p>(1) 発電所長（以下「所長」という。）は、発電所の課（室）長等を指導監督し、発電所における保安活動を統括する。</p> <p>(2) 原子力安全統括、副所長及び運営統括長は、所長を補佐する。</p> <p>(3) 品質保証室長は、原子力発電に関する品質保証活動の統括に関する業務を行う。</p> <p>(4) 品質保証室課長は、品質保証室長を補佐する。</p> <p>(5) 安全・防災室長は、原子炉施設の管理運用に関する安全評価、その他技術安全の統括、原子力防災対策及び原子炉施設の出入管理に関する業務並びに火災発生時、内部溢水発生時、火山影響等発生時、その他自然災害発生時等、重大事故等発生時及び大規模損壊発生時の体制の整備に関する業務の統括に関する業務を行う。</p> <p>(6) 安全・防災室課長は、安全・防災室長を補佐する。</p> <p>(7) 所長室長は、発電所の運営に関する統括、文書管理と記録管理の統括、教育・訓練の統括、調達先管理、契約及び貯蔵品管理に関する業務を行う。</p> <p>(8) 所長室課長（総務）は、所長室長を補佐する。</p> <p>(9) 技術課長は、発電所の技術関係事項の統括に関する業務を行う。</p> <p>(10) 原子燃料課長は、原子燃料管理及び炉心管理に関する業務を行う。</p> <p>(11) 放射線管理課長は、放射性廃棄物管理、放射線管理（環境モニタリングセンター所長所管業務を除く。）、被ばく管理及び化学管理に関する業務を行う。</p> <p>(12) 第一発電室長は1号機及び2号機、第二発電室長は3号機及び4号機に係る原子炉施設の運転に関する業務を行う。</p> <p>(13) 当直課長は、原子炉施設の運転に関する当直業務を行う。</p> <p>(14) 定検課長は、発電室長の原子炉施設の運転に関する業務のうち、施設定期検査に関する業務の補佐を行う。</p> <p>(15) 保全計画課長は、原子炉施設の保守、修理の統括に関する業務を行う。</p> <p>(16) 電気保修課長は、原子炉施設の電気設備に係る保守、修理（電気工事グループ課長所管業務を除く。）に関する業務を行う。</p> <p>(17) 計装保修課長は、原子炉施設の計装設備に係る保守、修理（電気工事グループ課長所管業務を除く。）に関する業務を行う。</p> <p>(18) 原子炉保修課長は、原子炉施設の機械設備（タービン設備を除く。）に係る保守、修理（機械工事グループ課長所管業務を除く。）に関する業務を行う。</p> <p>(19) タービン保修課長は、原子炉施設の機械設備（タービン設備）に係る保守、修理（機械工事グループ課長所管業務を除く。）に関する業務を行う。</p> <p>(20) 土木建築課長は、原子炉施設の土木設備及び建築物に係る保守、修理（機械工事グループ課長及び土木建築工事グループ課長の所管業務を除く。）に関する業務を行う。</p> <p>(21) 電気工事グループ課長は、原子炉施設の電気設備及び計装設備に係る保守、修理及び高経年対策の推進のうち、所長が指定したものに関する業務を行う。</p> <p>(22) 機械工事グループ課長は、原子炉施設の機械設備、土木設備及び建築物に係る保守、修理及び高経年対策の推進のうち、所長が指定したものに関する業務を行う。</p> <p>(23) 土木建築工事グループ課長は、原子炉施設の土木設備及び建築物に係る保守、修理及び高経年対策の推進のうち、所長が指定したものに関する業務を行う。</p> <p>(24) 発電所課長は、所長の指示する範囲の業務を行う。</p> <p>(25) 第2項(3)から(24)に定める各職位（以下「各課（室）長」という。（別添2において同じ。））は、所管業務に基づき非常時の措置、保安教育並びに記録及び報告を行う。</p> <p>(26) 各課（室）長は、課（室）員を指示・指導し、所管業務を遂行する。また、各課（室）員は、その指示・指導に従い業務を実施する。</p>	変更なし

変更前	変更後
別添2　主任技術者の職務	
<p>1. 発電用原子炉主任技術者の職務</p> <p>(1) 発電用原子炉主任技術者は、原子炉施設の運転に関し保安の監督を誠実に、かつ、最優先に行うことを任務とし、次の職務を遂行する。</p> <ul style="list-style-type: none"> a. 原子炉施設の運転に関し保安上必要な場合は、運転に従事する者（発電所長を含む。）へ指示する。 b. 「高浜発電所原子炉施設保安規定」に定める事項について、発電所長の承認に先立ち確認する。 c. 「高浜発電所原子炉施設保安規定」に定める事項について、各課（室）長からの報告内容等を確認する。 d. 「高浜発電所原子炉施設保安規定」に示す記録の内容を確認する。 e. その他原子炉施設の運転に関し保安の監督に必要な職務を行う。 <p>(2) 発電用原子炉主任技術者は次の場合において原子力事業本部長に報告を行う。</p> <ul style="list-style-type: none"> a. 前項a. の職務を遂行すべき状況が生じた場合 b. 「高浜発電所原子炉施設保安規定」に定める事項について、各課（室）長より報告を受けた場合 	変更なし
<p>2. 電気主任技術者及びボイラー・タービン主任技術者の職務</p> <p>電気主任技術者及びボイラー・タービン主任技術者は、電気工作物の工事、維持及び運用に関し保安の監督を誠実に、かつ、最優先に行うことを任務とし、次の職務を遂行する。</p> <ul style="list-style-type: none"> a. 電気工作物の工事、維持及び運用に関する保安のための諸計画の立案に当たっては、必要に応じて工事、維持及び運用に従事する者（発電所長を含む。）に対して指示、指導・助言する。 b. 電気工作物の工事、維持及び運用に関し、保安上必要な場合には、工事、維持及び運用に従事する者に対し指示、指導・助言を行う。 c. 溶接事業者検査及び定期事業者検査において、あらかじめ定めた区分に従つて、検査の指導監督を行う。 d. 電気事業法に基づき行う立入検査には、原則として立会う。 e. 電気事業法及び原子炉等規制法に基づき行う使用前検査、施設定期検査には、あらかじめ定めた区分に基づき検査への立会又は検査記録の確認を行う。 	

計測制御系統施設

10 計測制御系統施設（発電用原子炉の運転を管理するための制御装置を除く。）の基本設計方針、適用基準及び適用規格

(1) 基本設計方針

本事計画における「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」の適用条文に關係する範囲に限る。なお、第2章における1. 1. 1項、1. 1. 2項、1. 1. 4項及び1. 2項～1. 5項については、平成27年10月9日付
付原規規第1510091号、平成31年4月26日付け原規規第19042618号、及び令和元年5月20日付け原規規第1905202
号にて認可された工事計画による。

変更前	変更後
<p>用語の定義は「実用発電用原子炉及びその附属設備の技術基準に関する規則」の第2条（定義）による。</p> <p>それ以外の用語については以下に定義する。</p> <p>1. 設置許可基準規則第12条第2項に規定される「安全機能を有する系統のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するもの」（解釈を含む。）を重要施設とする。（以下「重要施設」という。）</p> <p>2. 設計基準対象施設のうち、安全機能を有するものを安全施設とする。（以下「安全施設」という。）</p> <p>3. 安全施設のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するものを重要安全施設とする。（以下「重要安全施設」という。）</p>	<p>変更なし</p>
<p>第1章 共通項目</p> <p>計測制御系統施設の共通項目である「1. 地盤等、2. 自然現象、3. 火災、4. 溢水等、5. 設備に対する要求（5. 7 内燃機関の設計条件、5. 8 電気設備の設計条件を除く。）、6. その他」の基本設計方針については、原子炉冷却系統施設の基本設計方針「第1章 共通項目」に基づく設計とする。</p>	<p>第1章 共通項目</p> <p>変更なし</p>

第2章 個別項目	変更前	変更後
<p>1. 計測制御系統施設</p> <p>1. 1 反応度制御系統及び原子炉停止系統</p> <p>1. 1. 3 ほう酸注入設備</p>	<p>通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における低温状態において、原子炉停止系統のうちほう酸注入系による1次冷却材中へのほう酸注入は、キセノン濃度変化に伴う反応度変化及び高温状態から低温状態までの反応度変化を制御し、低温状態で炉心を未臨界に移行して維持できる設計とする。</p>	<p>第2章 個別項目</p> <p>1. 計測制御系統施設</p> <p>1. 1 反応度制御系統及び原子炉停止系統</p> <p>1. 1. 3 ほう酸注入設備</p> <p>通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における低温状態において、原子炉停止系統のうちほう酸注入系による1次冷却材中へのほう酸注入は、キセノン濃度変化に伴う反応度変化及び高温状態から低温状態までの反応度変化を制御し、低温状態で炉心を未臨界に移行して維持できる設計とする。</p> <p>運転時の異常な過渡変化時において緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備のうち、発電用原子炉を未臨界とするための設備としての重大事故等対処設備（ほう酸水注入）を設ける。</p> <p>制御棒クラスター、原子炉トリップや断器及び原子炉安全保護盤の故障等により原子炉トリップに失敗した場合のほう酸水注入として、ほう酸タンクを水源としたほう酸ポンプは、緊急ほう酸水補給弁を介して充てん／高圧注入ポンプにより炉心を未臨界とするために十分な量のほう酸水を注入できる設計とする。</p> <p>ほう酸ポンプが故障により使用できない場合のほう酸水注入として、燃料取替用水タンクを水源とした充てん／高圧注入ポンプは、ほう酸注入タンクを介して、さらにはほう酸注入タンクが使用できない場合には、化学体積制御系統により炉心を未臨界とするために十分な量のほう酸水を注入できる設計とする。</p> <p>ほう酸フィルタ及び再生熱交換器、蒸気発生器、1次冷却材ポンプ、</p>

変更前	変更後
<p>原子炉容器（炉心支持構造物を含む。）及び加工器については、設計基準事故対処設備の一部を流路として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備として設計する。</p> <p>2. 主要対象設備</p> <p>計測制御系統施設（発電用原子炉の運転を管理するための制御装置を除く。）の対象となる主要な設備について、「表1 計測制御系統施設の主要設備リスト」に示す。</p> <p>本施設の設備として兼用する場合に主要設備リストに記載されない設備については「表2 計測制御系統施設の兼用設備リスト」に示す。</p>	<p>2. 主要対象設備</p> <p>変更なし</p>

平成 27 年 10 月 9 日付け原規規発第 1510091 号にて認可された工事計画の「表 1 計測制御系統施設の主要設備リスト」のうち、本工事計画において対象となる設備は以下のとおり。

表 2 計測制御系統施設の兼用設備リスト^(注1)

機器区分	主たる機能の施設／設備区分	変更前		変更後	
		名称	設計基準対象施設 ^(注2)	重大事故等対象施設 ^(注2)	耐震重要度 分類
機器区分	機器クラス	機器クラス	機器クラス	機器クラス	機器クラス
ほう酸注入機能を有する設備	原子炉冷却系統施設 — 一次冷却材の循環設備	蒸気発生器 —	常設耐震 ／防止	SA クラス 2	変更なし

(注1) 平成 27 年 10 月 9 日付け原規規発第 1510091 号にて認可された工事計画の「表 2 計測制御系統施設の兼用設備リスト」のうち、本工事計画の対象設備である蒸気発生器を示す。

(注2) 表 2 に用いる略語の定義は「原子炉冷却系統施設(蒸気タービンを除く。)」の「1.1 原子炉冷却系統施設(蒸気タービンを除く。)」の基本設計方針、適用基準及び適用規格」の「表 1 原子炉冷却系統施設(蒸気タービンを除く。)」の主要設備リスト「付表 1」による。

(2) 適用基準及び適用規格

	変更前	変更後
第1章 共通項目	<p>計測制御系統施設に適用する共通項目の基準及び規格について は、原子炉冷却系施設、火災防護設備、浸水防護施設の「適用基 準及び適用規格 第1章 共通項目」に示す。</p>	<p>変更なし</p>
第2章 個別項目	<p>計測制御系統施設に適用する個別項目の基準及び規格は以下のと おり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・実用発電用原子炉及びその附屬施設の技術基準に関する規則の解 釈（平成25年6月19日原規技発第1306194号） ・実用発電用原子炉及びその附屬施設の技術基準に関する規則の解 釈（平成29年11月29日原規技発第1711293号） ・発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈（平成17 年12月15日原院第5号） ・高圧ガス保安法（昭和26年6月7日法律第204号） ・不正アクセス行為の禁止等に関する法律（平成11年8月13日法 律第128号） 	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<ul style="list-style-type: none"> ・発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針（平成2年8月30日原子力安全委員会決定） ・安全保護系へのデイジタル計算機の適用に関する規程 (JEAC4620-2008) ・デイジタル安全保護系の検証及び妥当性確認に関する指針 (JEAC4609-2008) 	<p>変更なし</p>

1 1 設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する次の事項

- (1) 品質保証の実施に係る組織
- (2) 保安活動の計画
- (3) 保安活動の実施
- (4) 保安活動の評価
- (5) 保安活動の改善

1 1 (1) ~ 1 1 (5) について次に示す。

設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する次の事項

変更前	変更後
<p>1 1 設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する事項</p> <p>設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する事項は、「原子炉冷却系統施設」における「1 2 設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する次の事項」に従う。</p> <ul style="list-style-type: none">(1) 品質保証の実施に係る組織(2) 保安活動の計画(3) 保安活動の実施(4) 保安活動の評価(5) 保安活動の改善	変更なし

III. 工事工程表

今回の工事の工程は次のとおりである。

第1表 工事工程表 (1/2)

原子炉冷却 系統施設	検査可能時期	項目	年	2019 年	2020 年		
			月	12 月	1 月	2 月	3 月
		現地工事期間					
		構造、強度又は漏えいに係る試験をすることができる状態になった時		◇◇		◇	
		工事の計画に係るすべての工事が完了した時					◇

第1表 工事工程表 (2/2)

計測制御系 統施設	検査可能時期	項目	年	2019 年	2020 年		
			月	12 月	1 月	2 月	3 月
		現地工事期間					
		構造、強度又は漏えいに係る試験をすることができる状態になった時		◇◇		◇	
		工事の計画に係るすべての工事が完了した時					◇

IV. 変更の理由

蒸気発生器伝熱管の渦流探傷試験の結果、有意な信号指示が認められたA蒸気発生器の伝熱管1本及びB蒸気発生器の伝熱管1本及びC蒸気発生器の伝熱管3本に対して、蒸気発生器の健全性を確保するため、メカニカルプラグにて施栓を行う。

V. 添付書類

(1) 添付資料

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 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 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管理の方法等に関する説明書

(2) 添付図面

第 1 図 原子炉冷却系統施設に係る機器の配置を明示した図面（一次冷却材の循環設備）

第 2-1 図 原子炉冷却系統施設の系統図（一次冷却材の循環設備）（1/2）（設計基準
対象施設）

第 2-2 図 原子炉冷却系統施設の系統図（一次冷却材の循環設備）（2/2）（重大事故
等対処設備）

第3－1図 原子炉冷却系統施設の構造図（蒸気発生器）

第3－2図 原子炉冷却系統施設の構造図（A蒸気発生器伝熱管プラグ取付位置）

第3－3図 原子炉冷却系統施設の構造図（B蒸気発生器伝熱管プラグ取付位置）

第3－4図 原子炉冷却系統施設の構造図（C蒸気発生器伝熱管プラグ取付位置）

第3－5図 原子炉冷却系統施設の構造図（蒸気発生器伝熱管メカニカルプラグ）

第4図 蒸気発生器の基礎の状況を明示した図面

第5図 計測制御系統施設に係る機器の配置を明示した図面（ほう酸注入機能を有する設備）

第6－1図 計測制御系統施設の系統図（ほう酸注入機能を有する設備）（1/2）（設計基準対象施設）

第6－2図 計測制御系統施設の系統図（ほう酸注入機能を有する設備）（2/2）（重大事故等対処設備）

(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 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管理の方法等に関する説明書
 - 資料 9-1 設計及び工事に係る品質管理の方法等
 - 資料 9-2 本工事計画に係る設計の実績、工事及び検査の計画 原子炉冷却系統施設
 - 資料 9-3 本工事計画に係る設計の実績、工事及び検査の計画 計測制御系統施設

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

頁

1. 発電用原子炉の設置の許可との整合性 T4-添1-1

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4号機第22回施設定期検査にて蒸気発生器伝熱管の施栓にあたり、平成30年6月22日付け関原発第165号にて届け出た工事計画（平成30年6月29日付け関原発第167号にて一部補正。以下、「既工事計画届出書」という。）の変更を行うものであり、蒸気発生器の加熱面積及び伝熱管の本数が既工事計画届出書から変更となる。

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申請され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、A蒸気発生器、B蒸気発生器及びC蒸気発生器の施栓率はそれぞれ約4.1%、約4.0%及び約3.7%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10月9日付け原規規発第1510091号、平成30年11月26日付け原規規発第1811268号及び令和元年8月19日付け原規規発第19081912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	T4-添2-1
2. 蒸気発生器	T4-添2-2

1. 概 要

本資料は、高浜発電所第4号機第22回施設定期検査にて蒸気発生器伝熱管に施栓する場合の加熱面積への影響評価を行うとともに、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 热 面 積	m ²	A蒸気発生器	(4, 571)
		B蒸気発生器	(4, 572)
		C蒸気発生器	(4, 588)
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4号機第22回施設定期検査における施栓実績を考慮し、本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4,571m²、4,572m²、4,588m²とする。

なお、高浜発電所第4号機第22回施設定期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3,244本、3,247本、3,256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4,571m²、4,572m²、4,588m²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	T4-添3-1
2. 基本方針	T4-添3-1
3. 応力腐食割れ発生の抑制策について	T4-添3-1

1. 概要

本資料は、高浜発電所第4号機第22回施設定期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。

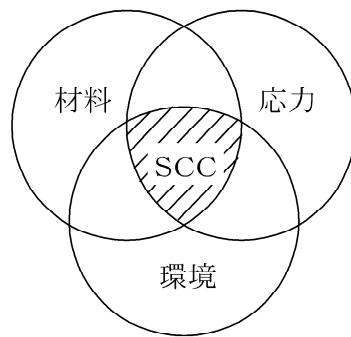
2. 基本方針

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要因が重畠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。

- 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。
- 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。
- 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、S C C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、S C Cの感受性が低く、これまで PWR の 1 次系高温環境下における S C C 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 S C C 性を向上させているため、蒸気発生器伝熱管等で S C C 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 S C C 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 S C C 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	T4-添4-1
2. 基本方針	T4-添4-1
2.1 惡影響防止	T4-添4-1
2.2 環境条件等	T4-添4-2
2.3 試験・検査性	T4-添4-4

1. 概要

本資料は、高浜発電所第4号機第22回施設定期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發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10月9日付け原規規発第1510091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、使用前検査、施設定期検査、定期安全管理審査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、使用前検査、施設定期検査、定期安全管理審査、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、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≤1.5MGy／年と設定する。	≤1.5MGy／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量が多くなり、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0.3M Gy/7日となるため、環境条件は≤0.5M Gy/7日と設定する。	≤0.5M Gy/7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		T4-添 5-1
2. 設備の耐震重要度分類		T4-添5-1
3. 蒸気発生器耐震評価		T4-添5-1
3. 1 蒸気発生器耐震評価の方針		T4-添5-1
3. 2 蒸気発生器支持脚耐震評価の方針		T4-添5-3
4. まとめ		T4-添5-4

1. 概要

本説明書は、高浜発電所第4号機第22回施設定期検査にて蒸気発生器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	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。

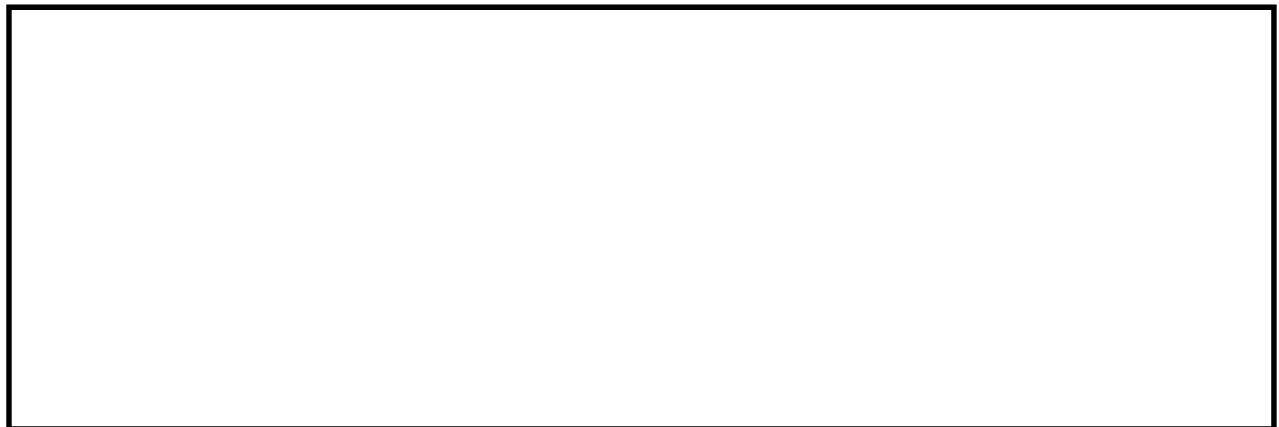
蒸気発生器伝熱管に施栓がない場合の蒸気発生器本体及び内部構造物の耐震性は、既工事計画認可申請書（原規規発第1510091号、平成27年10月9日認可）資料13-17-3-2-1「蒸気発生器（内部構造物を除く）の耐震計算書」及び資料13-17-3-2-2「蒸気発生器内部構造物の耐震計算書」に記載のとおり問題ない。

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を行う。

第2表「プラグ重量」に示すとおり、高浜発電所第4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

	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)				

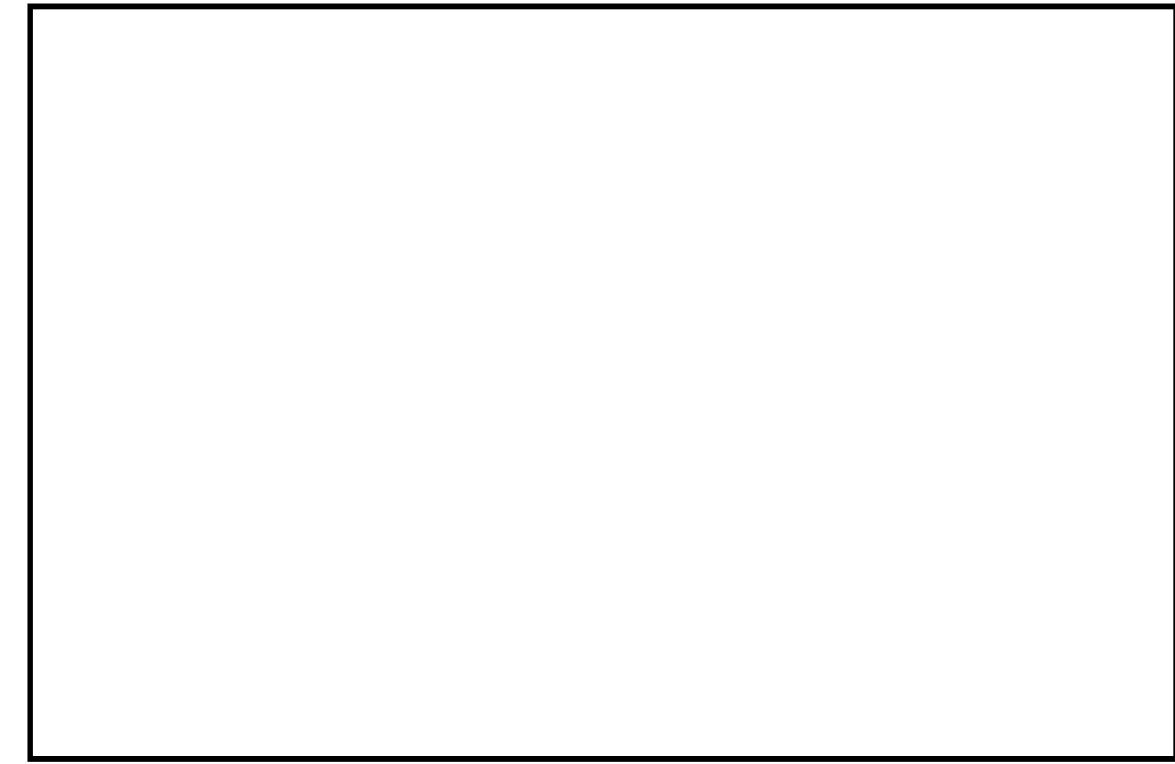


第3表 蒸気発生器伝熱管プラグ重量

	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 1510091 号、平成 27 年 10 月 9 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⁵⁾、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1510091号、平成27年10月9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）」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（S_s 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。

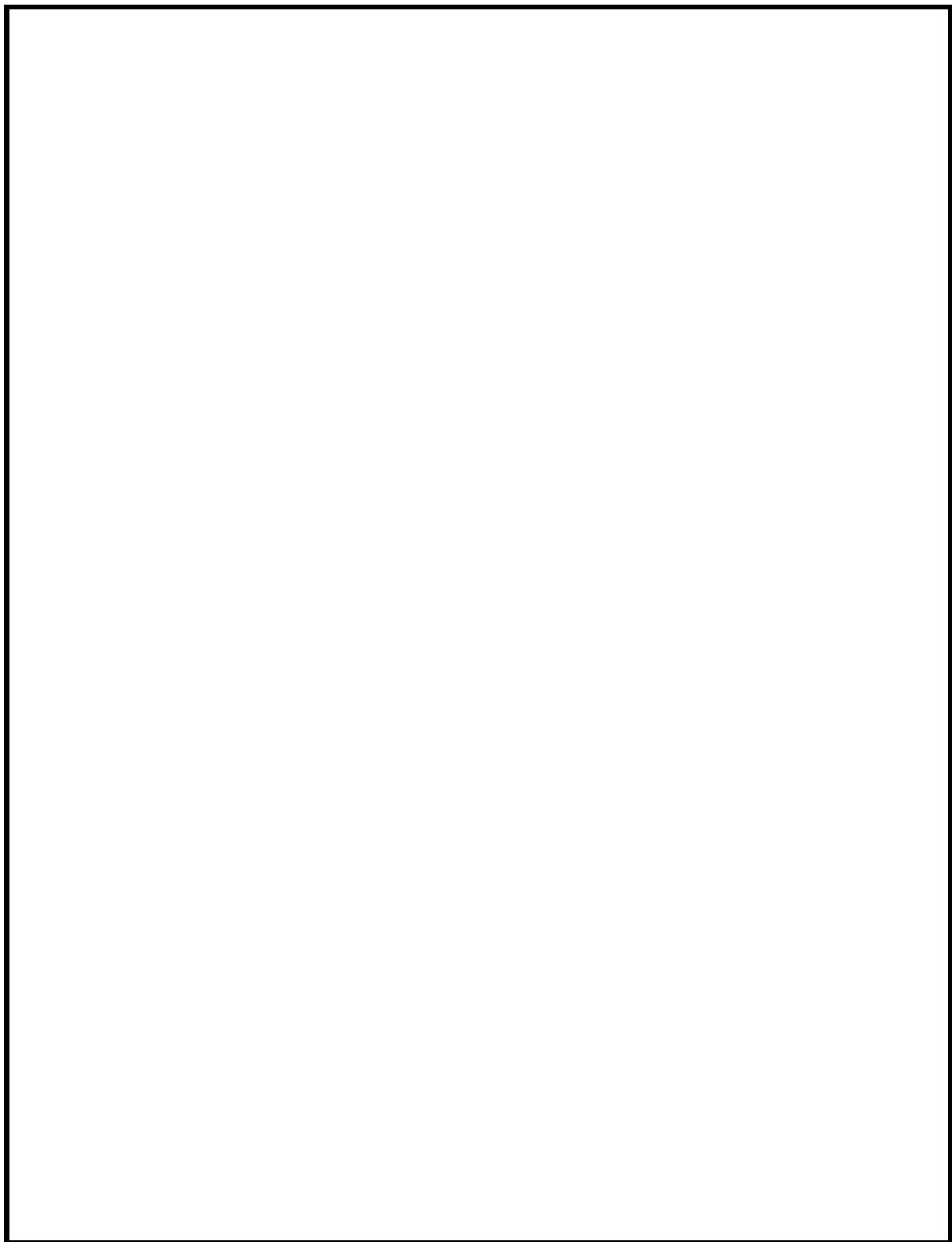
3.2.2 蒸気発生器支持脚の評価

施栓率10%まで施栓し重量増加した場合、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1510091号、平成27年10月9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4号機第22回施設定期検査にて蒸気発生器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	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)	4,939 (注)	2,729 (注)	4,939 (注)	3,248 (注)	4,559 (注)
	重量増加による増分 5	9	5	9	7	10
SG-C-2	重量増加後の荷重 2,734	4,948	2,780 (注)	5,111 (注)	3,255	4,569
	重量増加前における荷重 2,785	5	5	9	2,702 (注)	5,440 (注)
SG-C-3	重量増加前における荷重 2,798 (注)	5,120	2,798 (注)	5,062 (注)	2,709	5,450
	重量増加による増分 5	9	5	9	2,699 (注)	5,317 (注)
SG-C-4	重量増加後の荷重 2,803	5,071	2,828 (注)	4,972 (注)	2,706	5,327
	重量増加前における荷重 5	9	5	9	3,423 (注)	4,600 (注)
	重量増加による増分 2,833	4,981		3,430		4,610

* 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1510091号、平成27年10月9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）

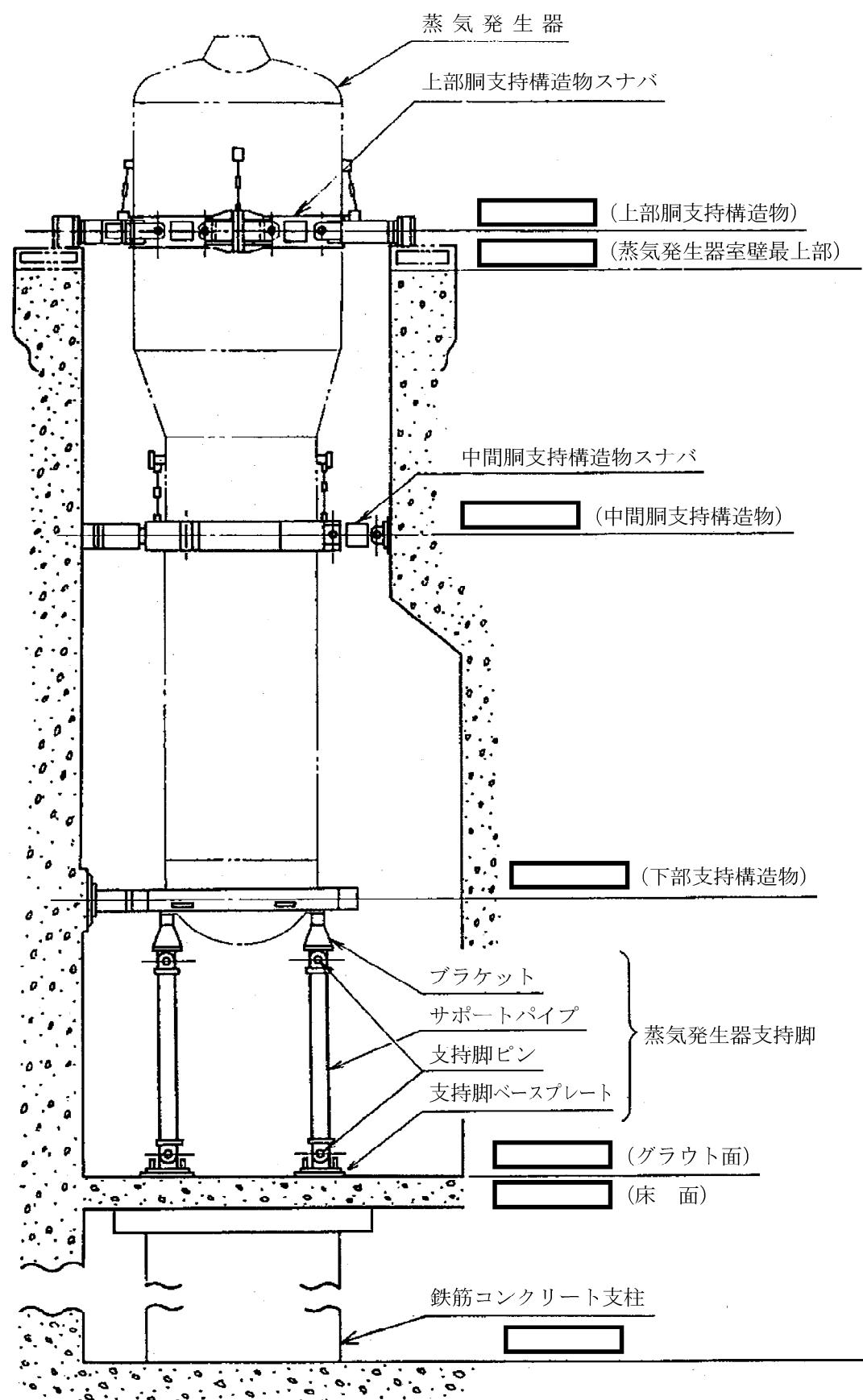
部材名		Sd	地 震 時 (III _{AS})	Ss	地 震 時 (IV _{AS})
	蒸気発生器支持脚 の耐力 ^(注1)	蒸気発生器支持脚に 地震時作用する荷重 ^(注2)	蒸気発生器支持脚 の耐力 ^(注1)	蒸気発生器支持脚に 地震時作用する荷重 ^(注2)	
鉛直上向荷重	植え込みボルト	5,690	2,833	5,690	2,833
鉛直下向荷重	プラケット側ヒンジ	7,260	5,120	8,430	5,120

第5-2表 蒸気発生器支持脚の評価（一次+二次応力評価）

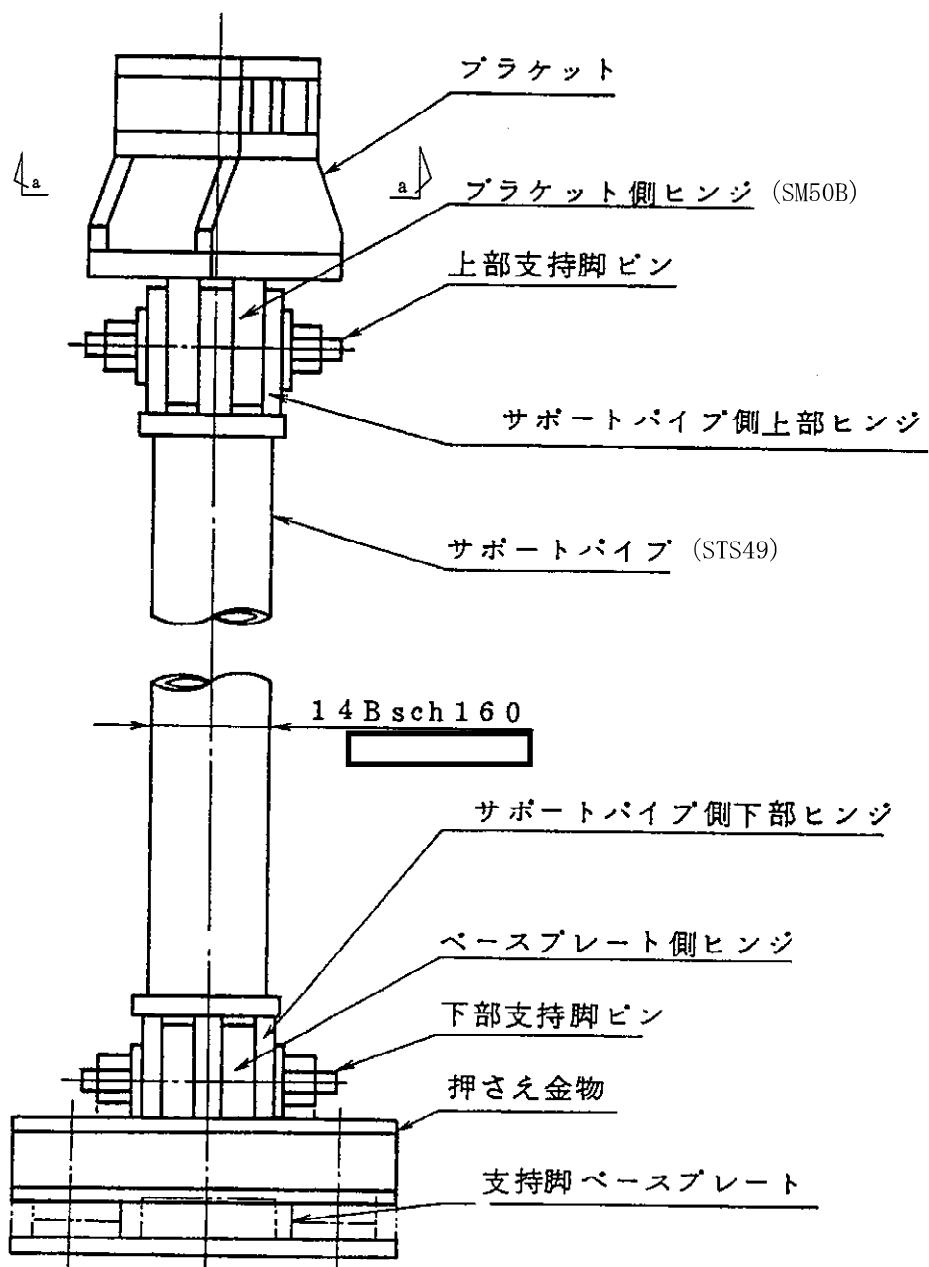
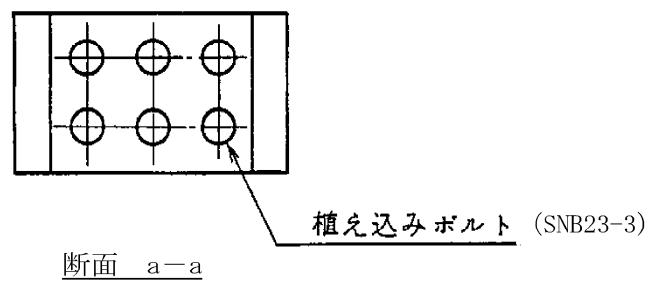
部材名		Sd	地 震 時 (III _{AS})	Ss	地 震 時 (IV _{AS})
	蒸気発生器支持脚 の耐力 ^(注1)	蒸気発生器支持脚に 地震時作用する荷重 ^(注2)	蒸気発生器支持脚 の耐力 ^(注1)	蒸気発生器支持脚に 地震時作用する荷重 ^(注2)	
鉛直上向荷重	プラケット側ヒンジ	7,260	3,430	8,430	3,430
鉛直下向荷重	サポートパイプ	8,410	5,450	8,410	5,450

(注1) 既工事計画認可申請書(原規規第1510091号、平成27年10月9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+Sd)(5/7)」及び第9-2表「弹性設計用地震動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。

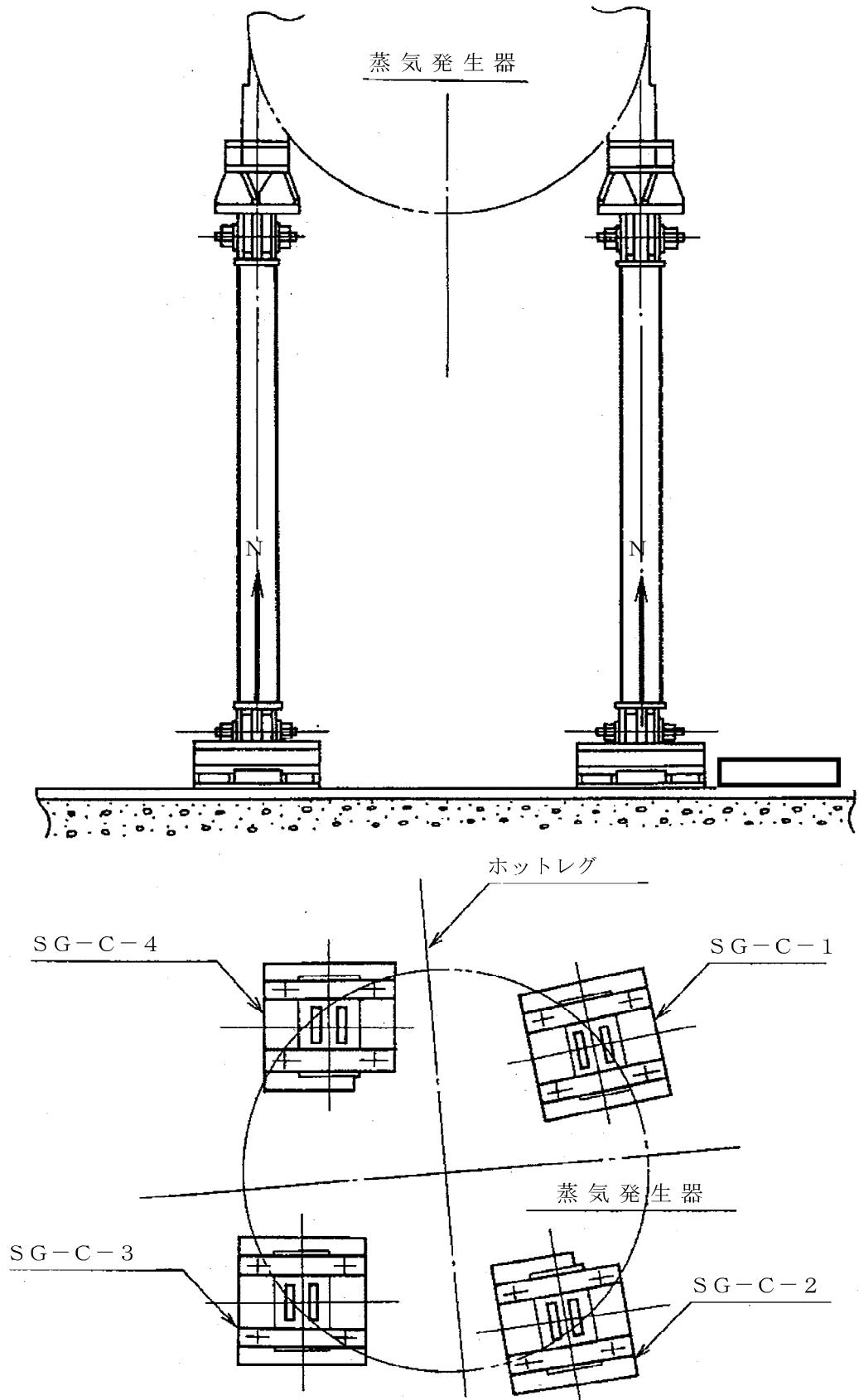
(注2) Ss 地震時の地震荷重を Sd 地震荷重として用いる。



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	T4-添6-1-1
2. クラス 1 機器の強度評価の基本方針	T4-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	T4-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4号機第22回施設定期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4号機第22回施設定期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10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壊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-3111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る率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があり直ちに破損には至らないため割下げる率は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 NCI-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		T4-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		T4-添6-2-2
2.2 蒸気発生器本体等の強度影響評価方法		T4-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		T4-添6-2-31
3.2 強度評価方法		T4-添6-2-34

1. 概要

本資料は、高浜発電所第4号機第22回施設定期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
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
プラグの強度計算に用いるもの	a	内半径
	R	平均半径
	P	圧力
	ν	ポアソン比
	S_m	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	JSME 付録材料図表Part5表8に規定する材料の設計降伏点
	H	断面の単位長さあたりの不静定力(半径方向荷重)
	M	断面の単位長さあたりの不静定力(モーメント)
	Δ	不静定力による接続部の変位
	Δ^*	不静定力による接続部の回転
	δ	圧力による接続部の変位
	δ^*	圧力による接続部の回転
	E	縦弾性係数
	ΔR	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)

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

c. 一次膜応力強さ+一次曲げ応力強さ ($P_L + P_b$)

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

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°Cにおける設計降伏点を示す。

b. 一次局部膜応力強さ (P_L)

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

c. 一次一般膜応力強さ+一次曲げ応力強さ ($P_m + P_b$)

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

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

(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。

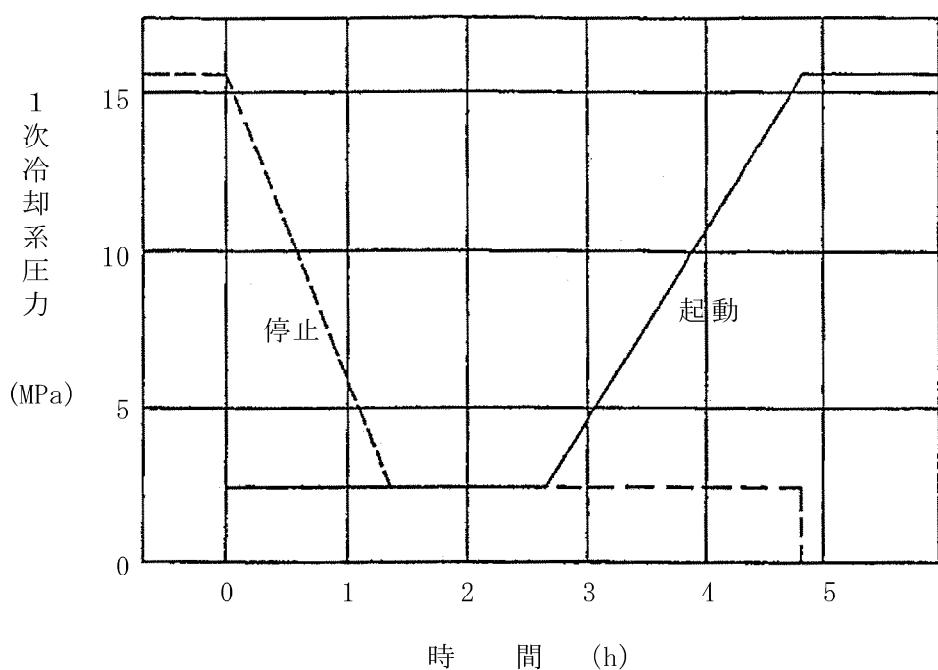
仮にプラグ厚さ分の温度勾配を考慮しても温度差は約□℃と小さく、熱による発生応力はわずか□MPaであることから考慮しない。

なお、100%負荷時の運転条件は下記のとおりである。

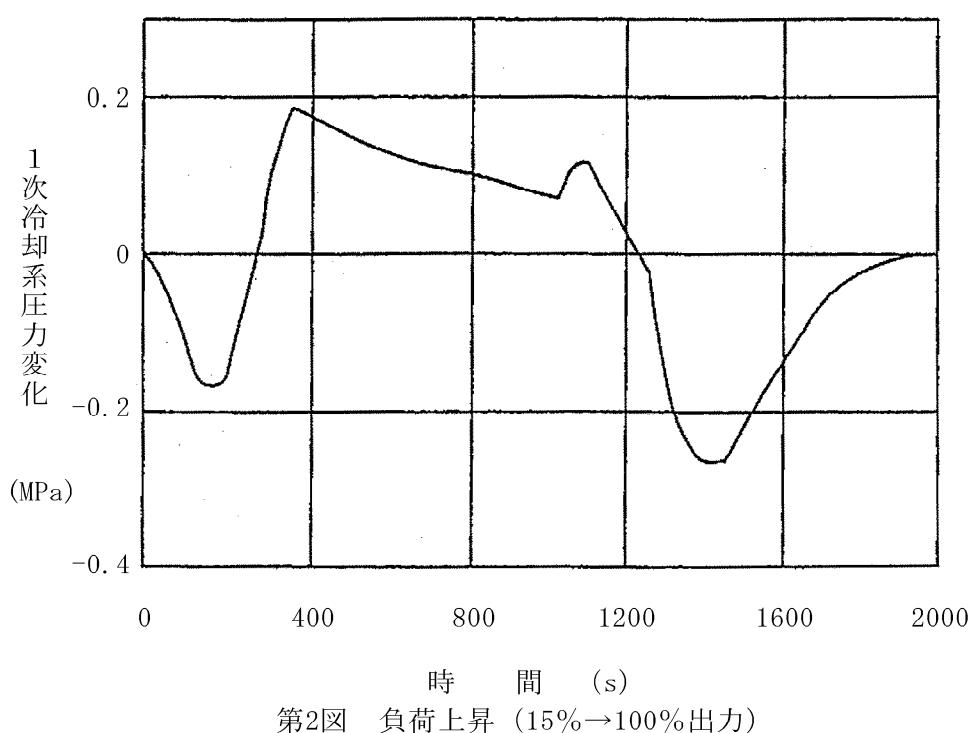
運転圧力	1次側	15.41 MPa
	2次側	5.34 MPa
運転温度	1次側 高温側	321.1 ℃
	低温側	283.6 ℃
	2次側	269.3 ℃

第2表 プラグの過渡条件

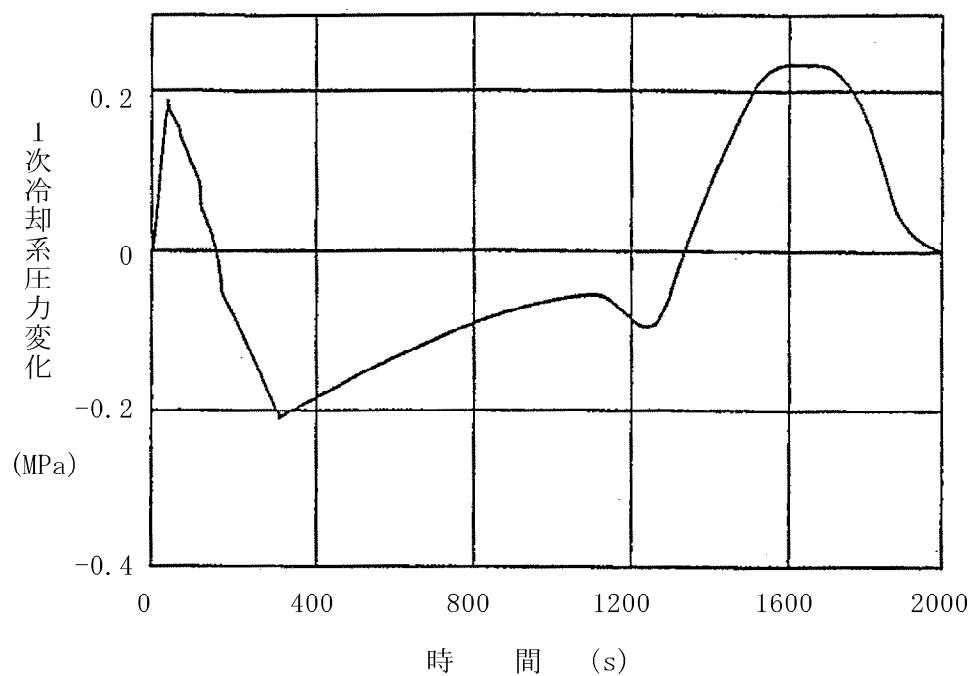
過 渡 条 件	発生回数	図番
a. 起動及び停止	120	第1図
b. 負荷上昇 (15%→100%出力)	13, 200	第2図
c. 負荷減少 (100%→15%出力)	13, 200	第3図
d. 90%から100%へのステップ状負荷上昇	2, 000	第4図
e. 100%から90%へのステップ状負荷減少	2, 000	第5図
f. 100%からの大きいステップ状負荷減少	200	第6図
g. 定常負荷運転時の変動 圧力変動 : ±0.34MPa	10^6	—
h. 1ループ停止	80	第7図
i. 1ループ起動	70	第8図
j. 負荷の喪失	80	第9図
k. 外部電源喪失	40	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



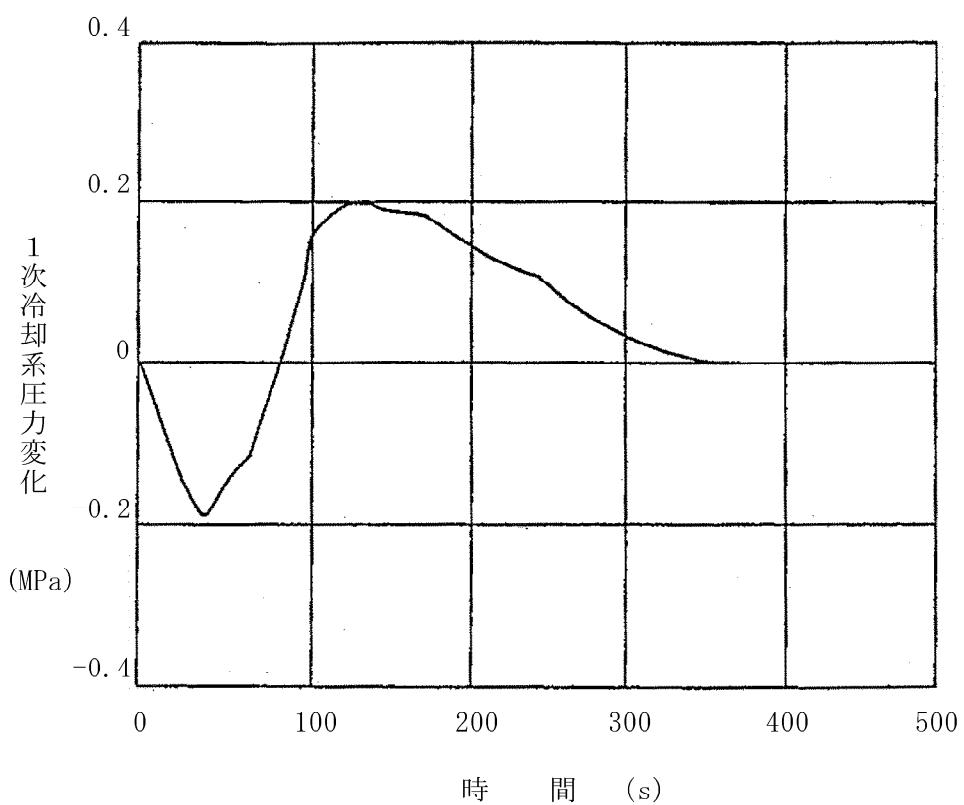
第1図 起動及び停止



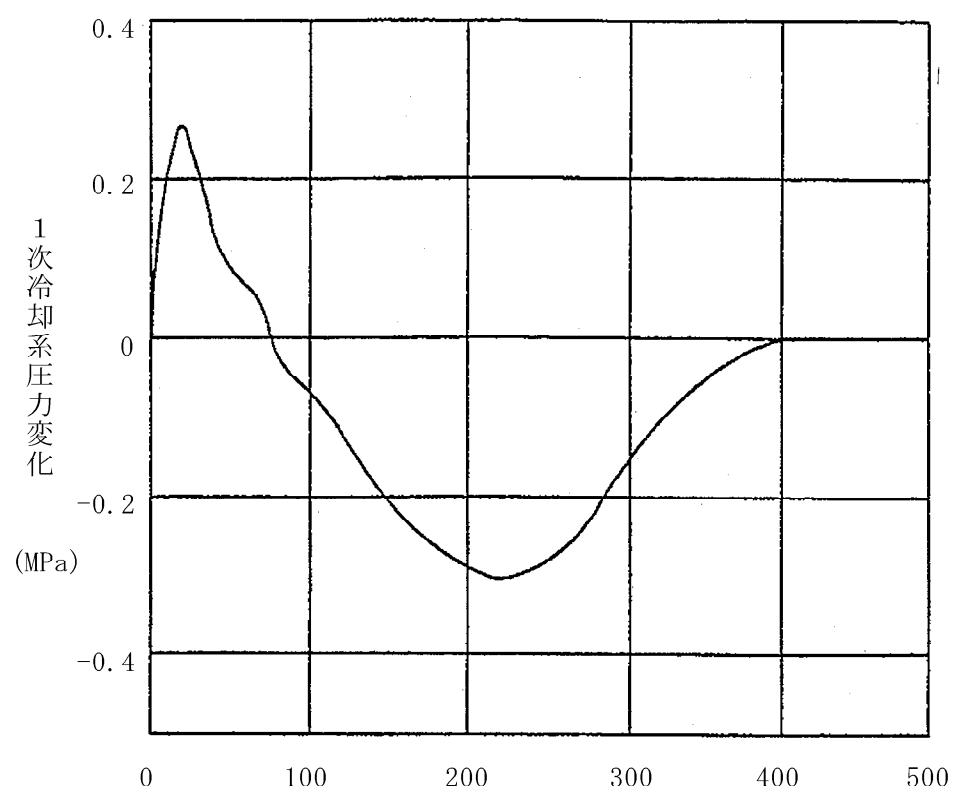
第2図 負荷上昇 (15%→100%出力)



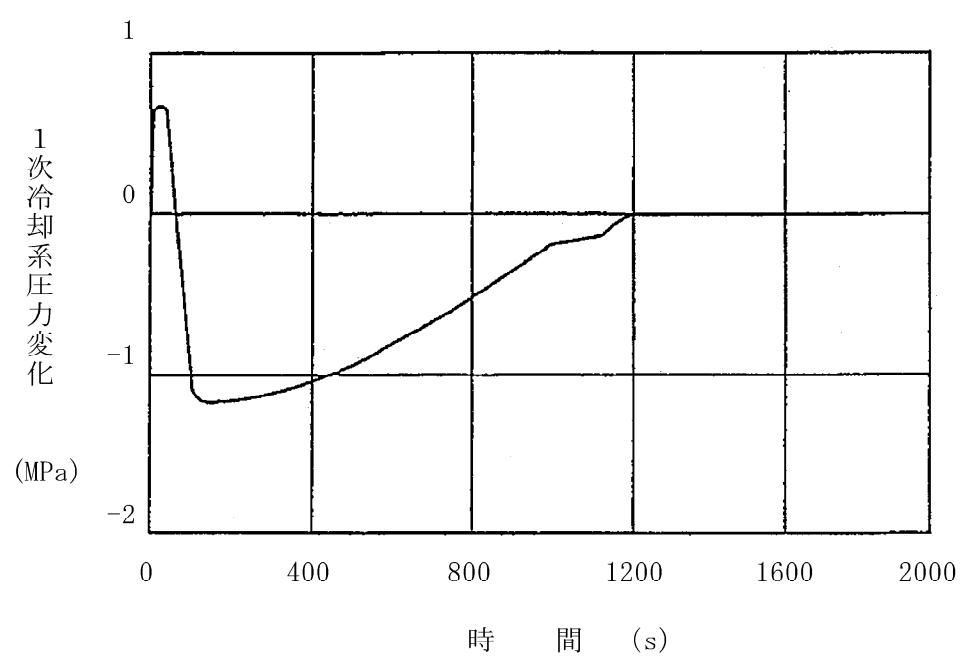
第3図 負荷減少 (100%→15%出力)



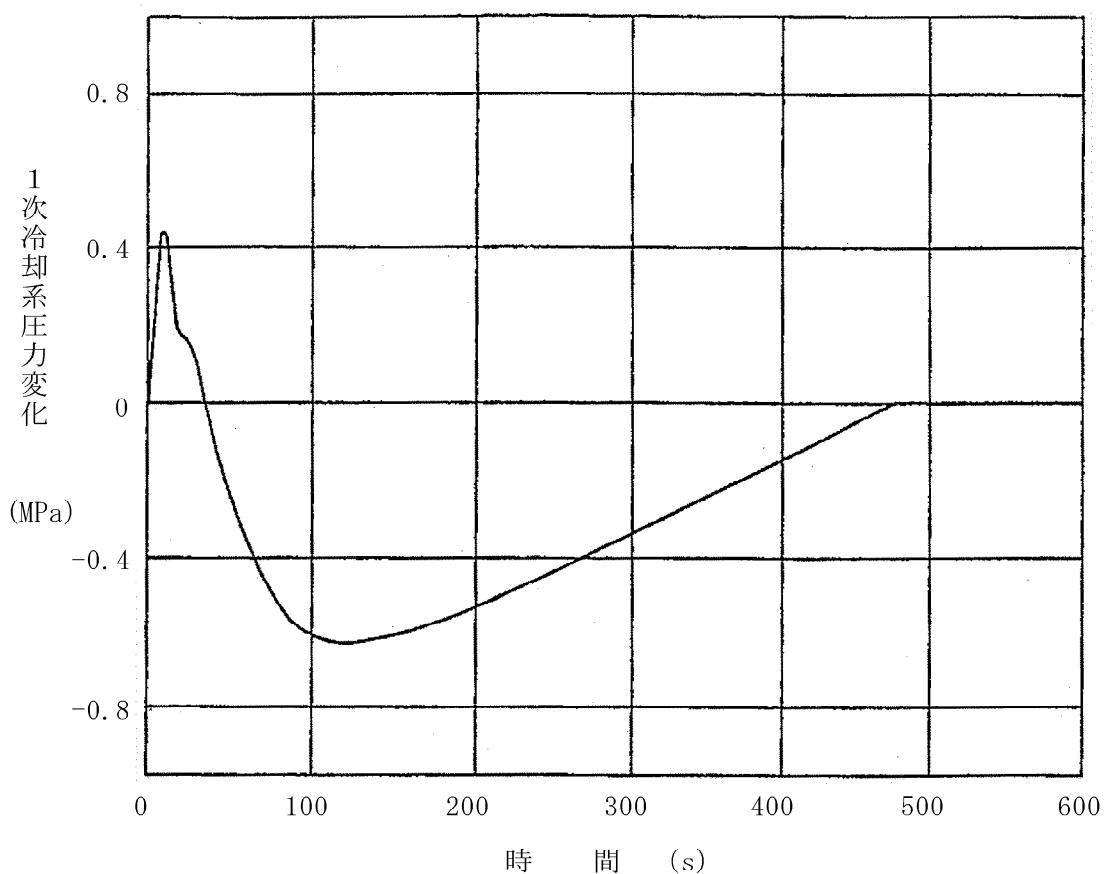
第4図 90%から100%へのステップ状負荷上昇



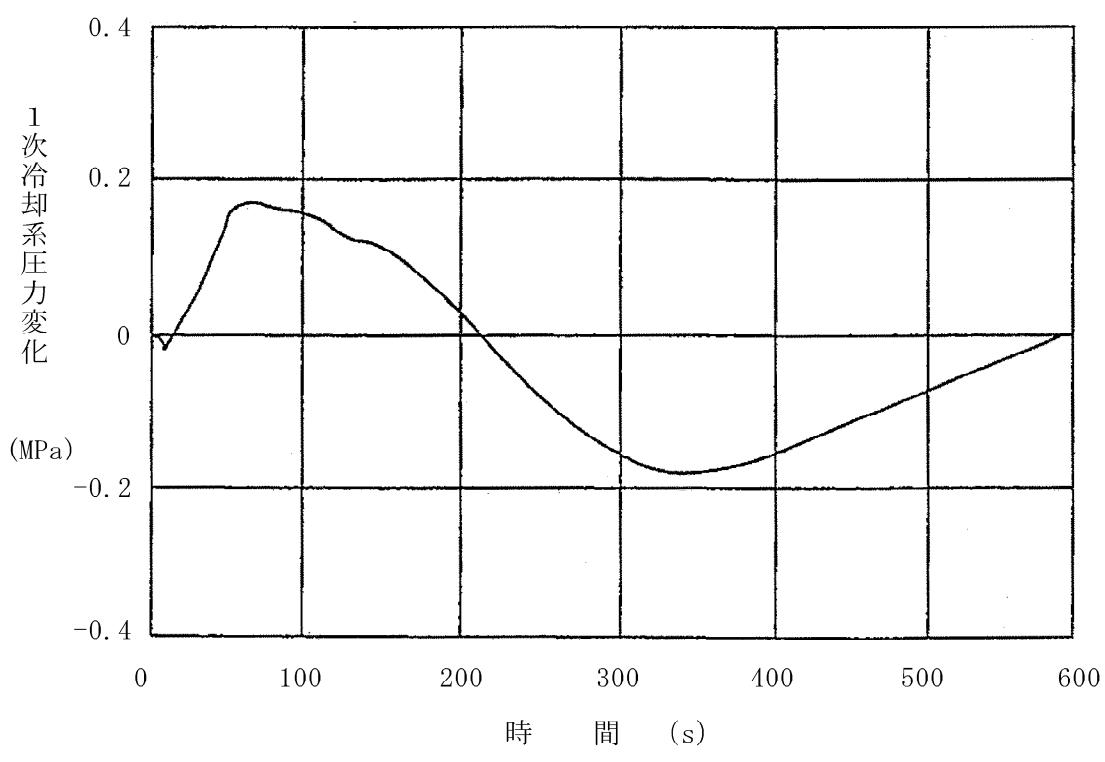
第5図 100%から90%へのステップ状負荷減少



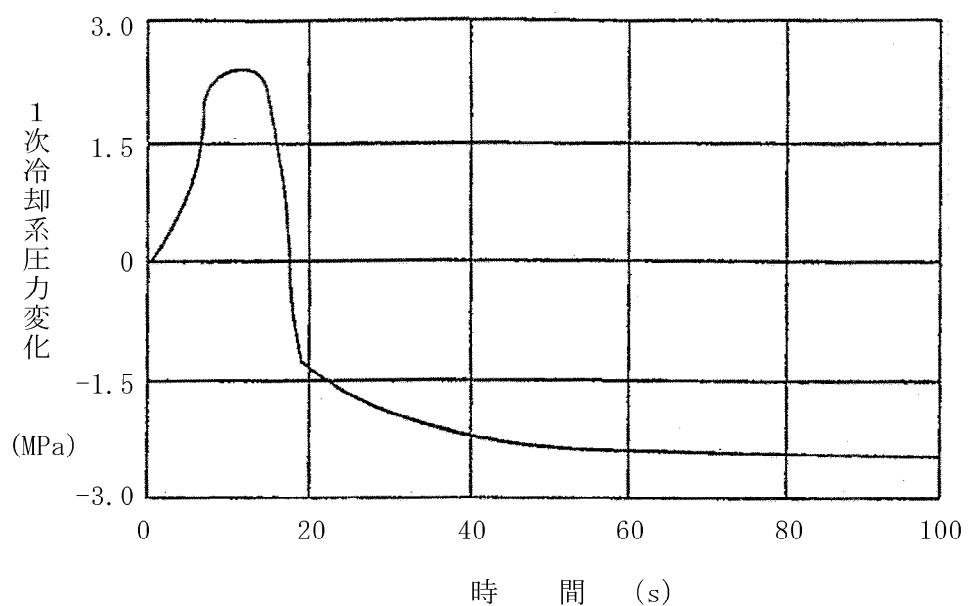
第6図 100%からの大きいステップ状負荷減少



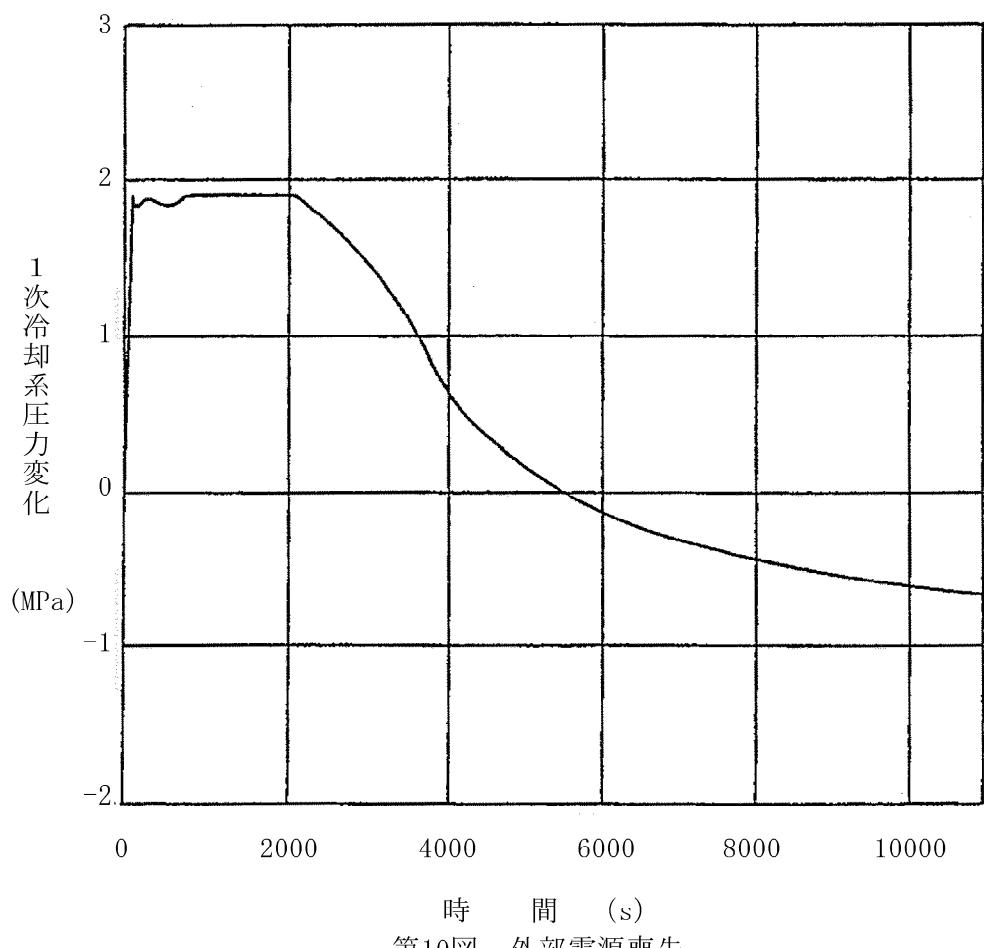
第7図 1ループ停止



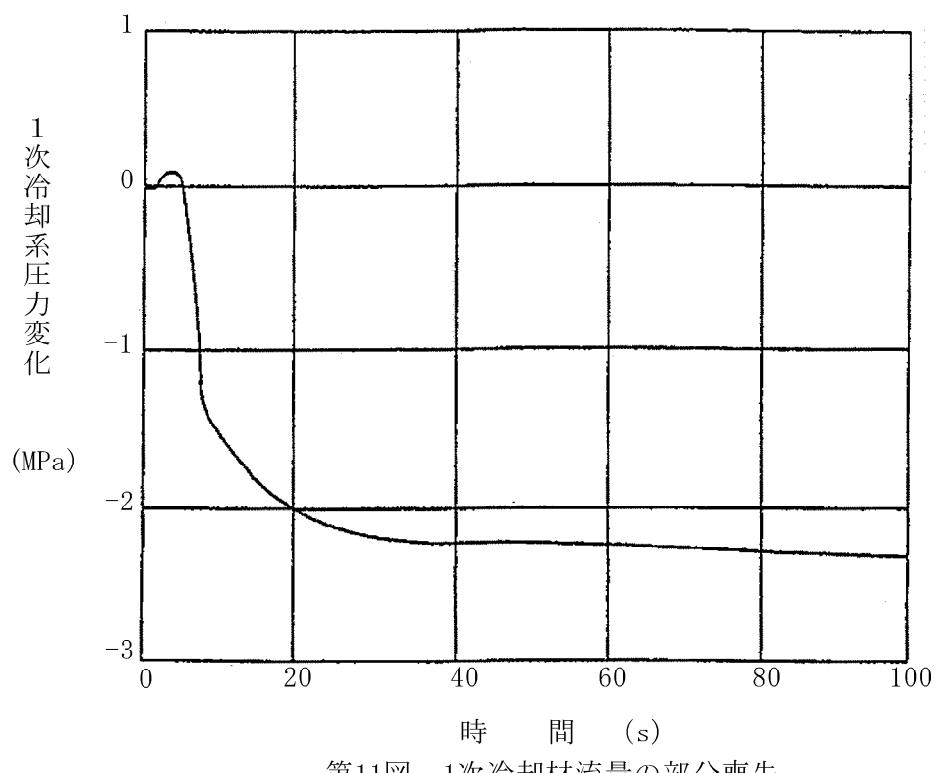
第8図 1ループ起動



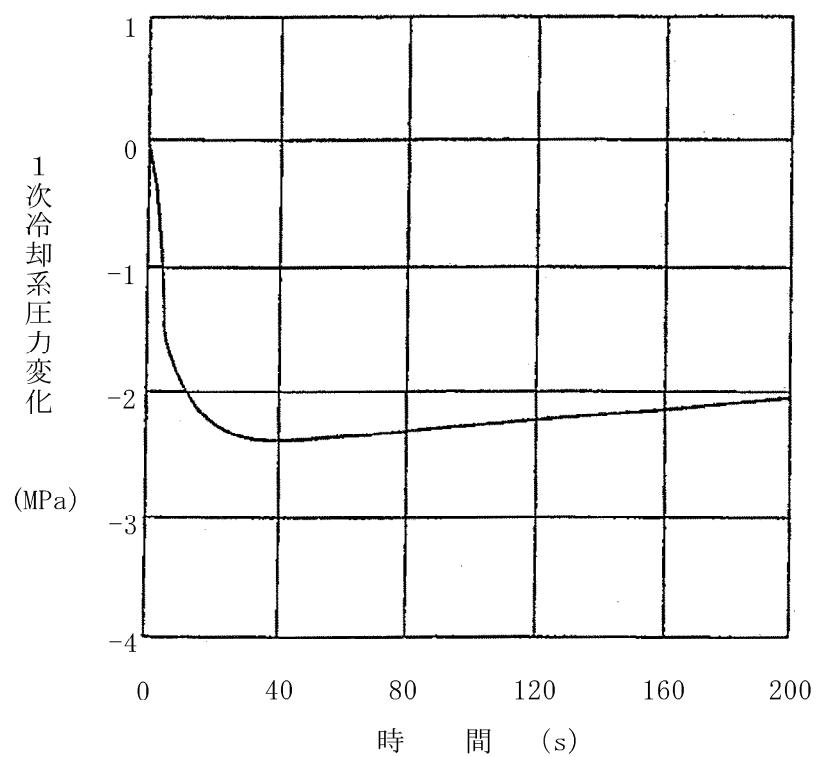
第9図 負荷の喪失



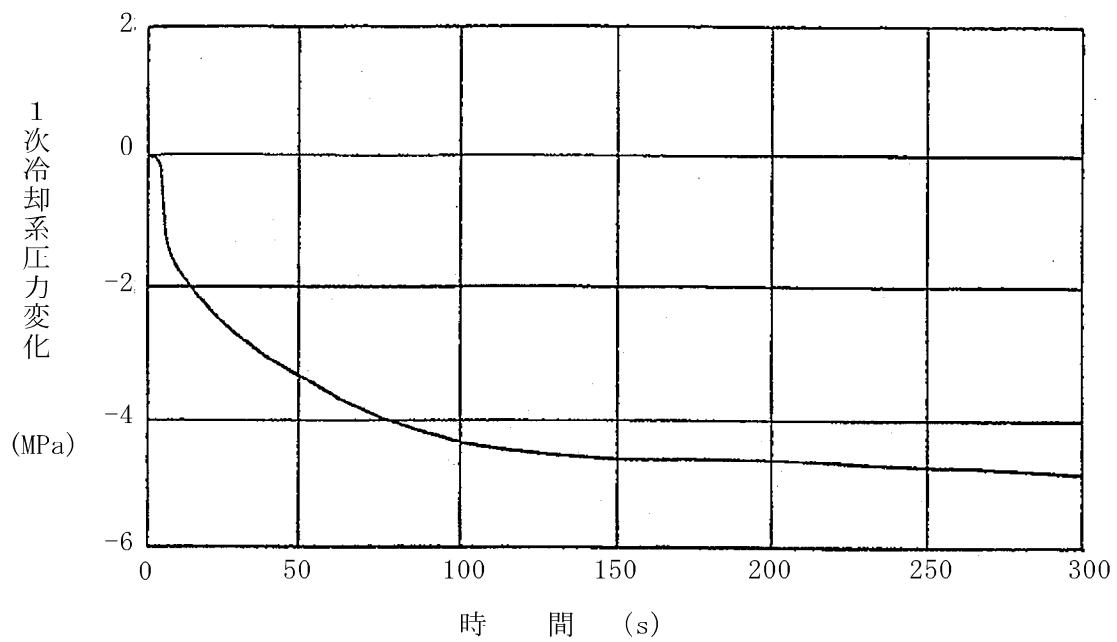
第10図 外部電源喪失



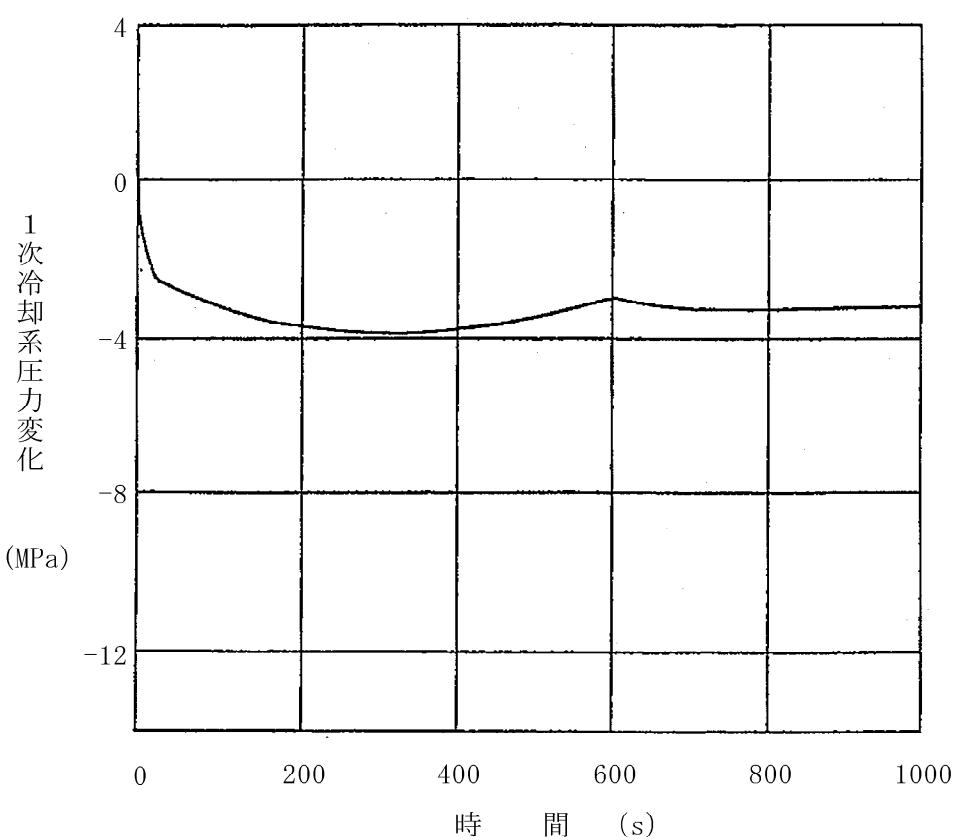
第11図 1次冷却材流量の部分喪失



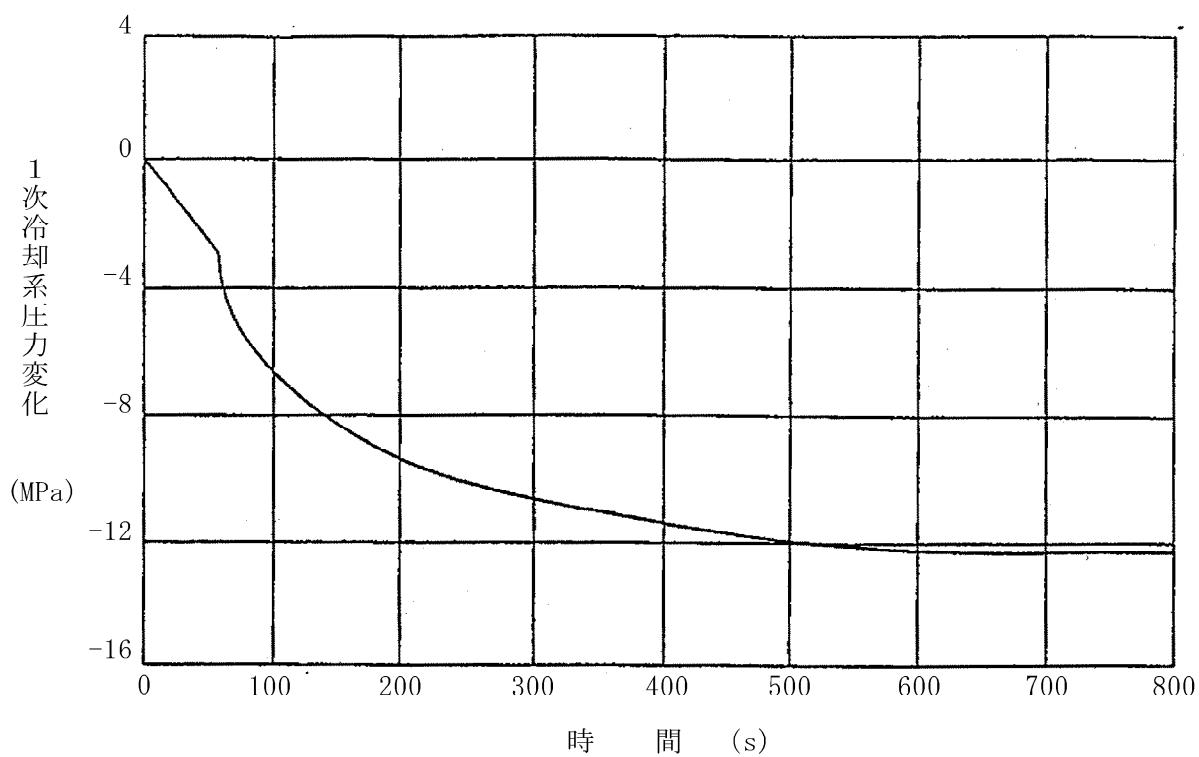
第12図 100%からの原子炉トリップのうち不注意な冷却を伴わないトリップ



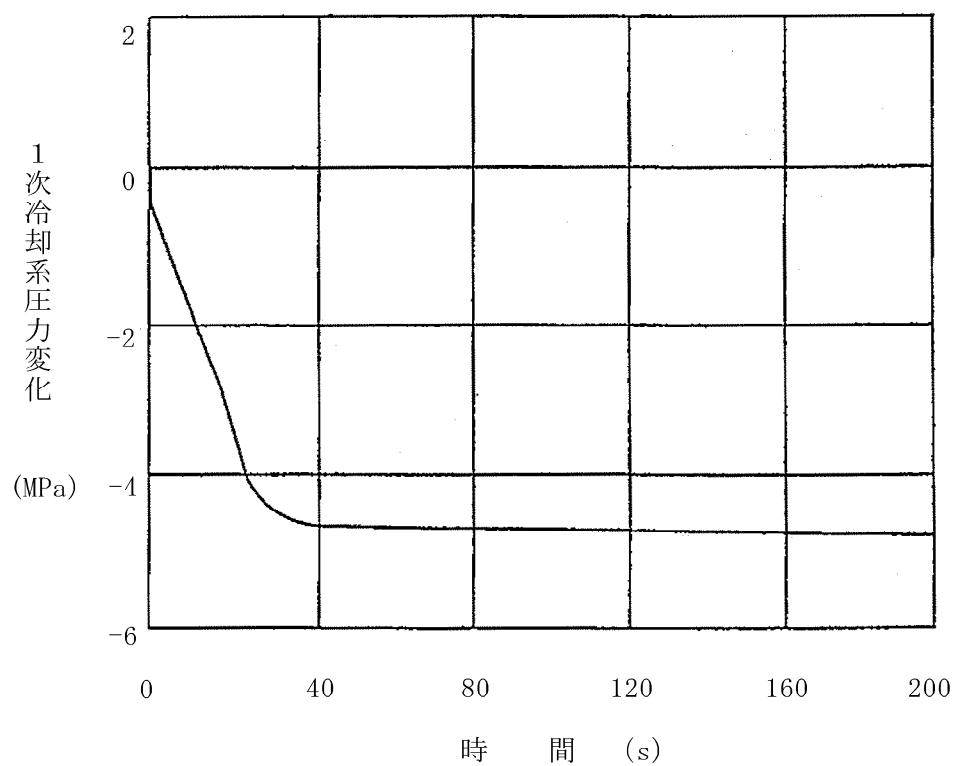
第13図 100%からの原子炉トリップのうち不注意な冷却を伴うトリップ



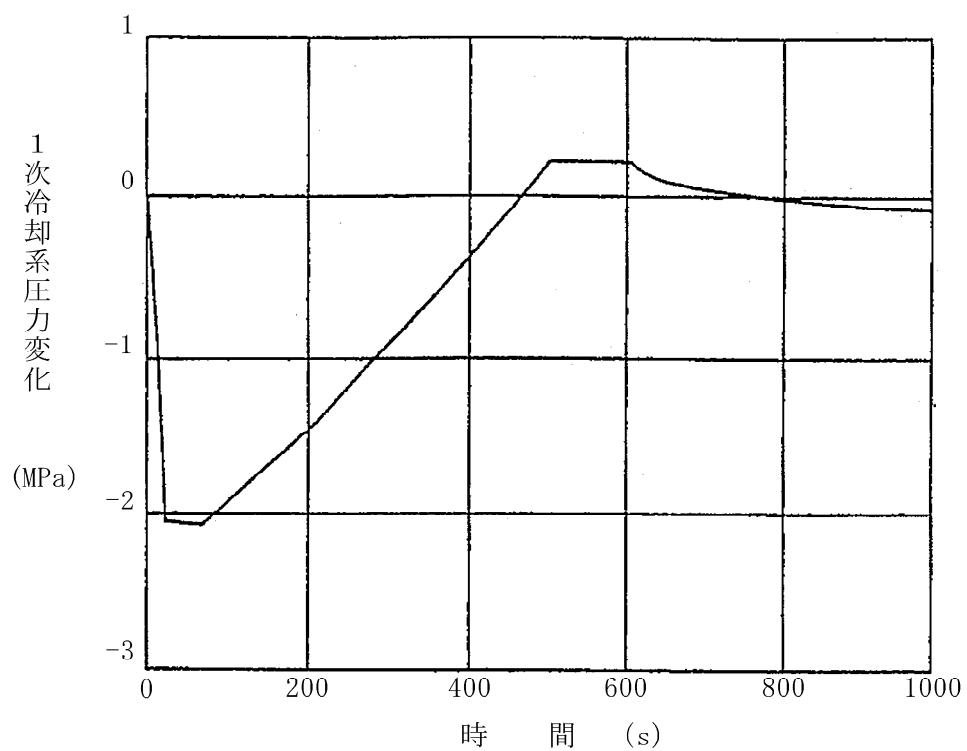
第14図 100%からの原子炉トリップのうち不注意な冷却と安全注入を伴うトリップ



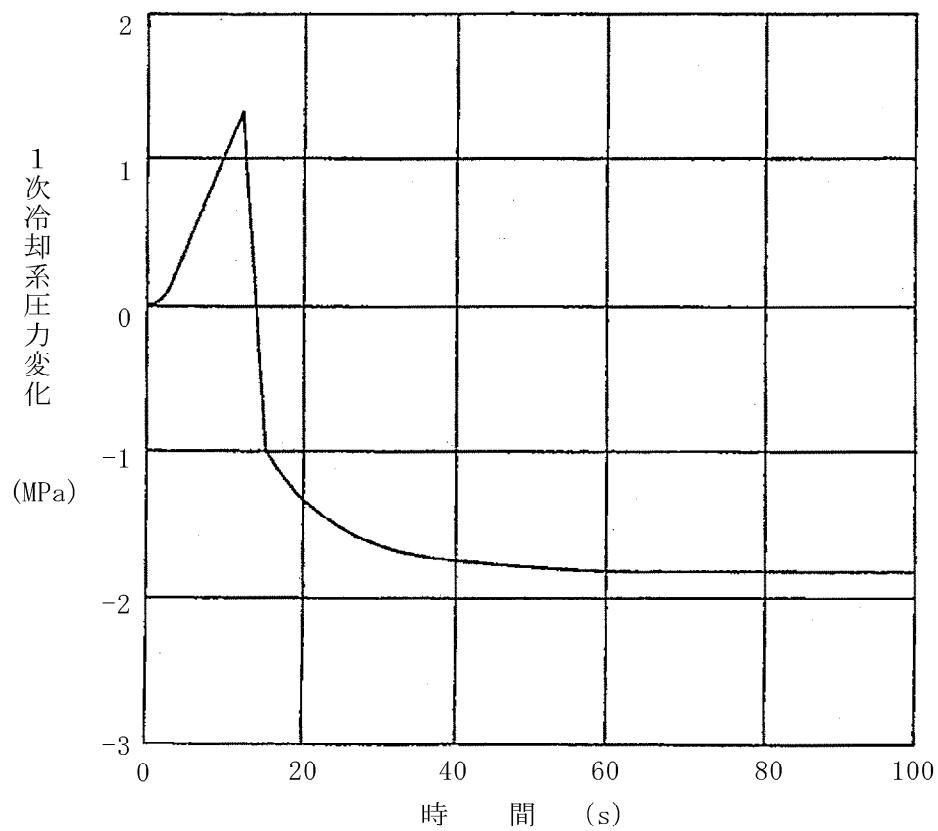
第15図 1次冷却系の異常な減圧



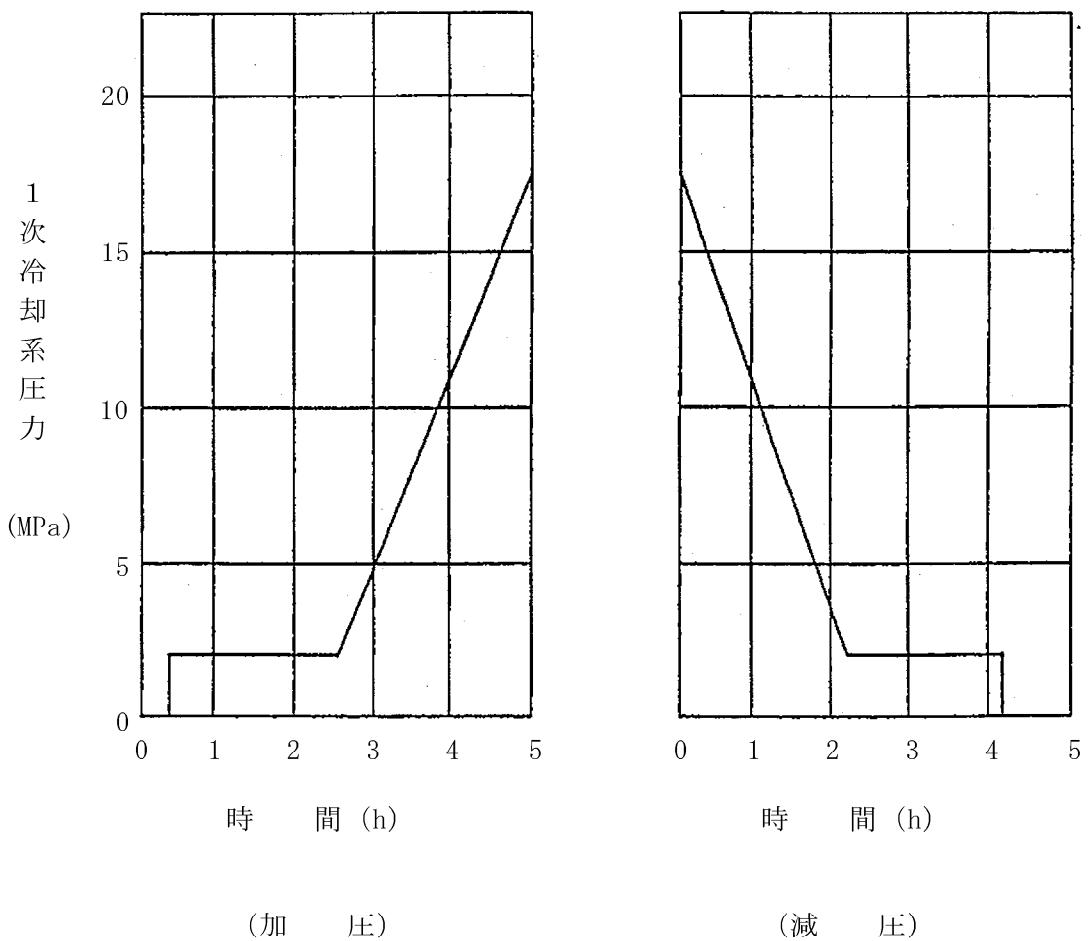
第16図 制御棒クラスタの落下



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。

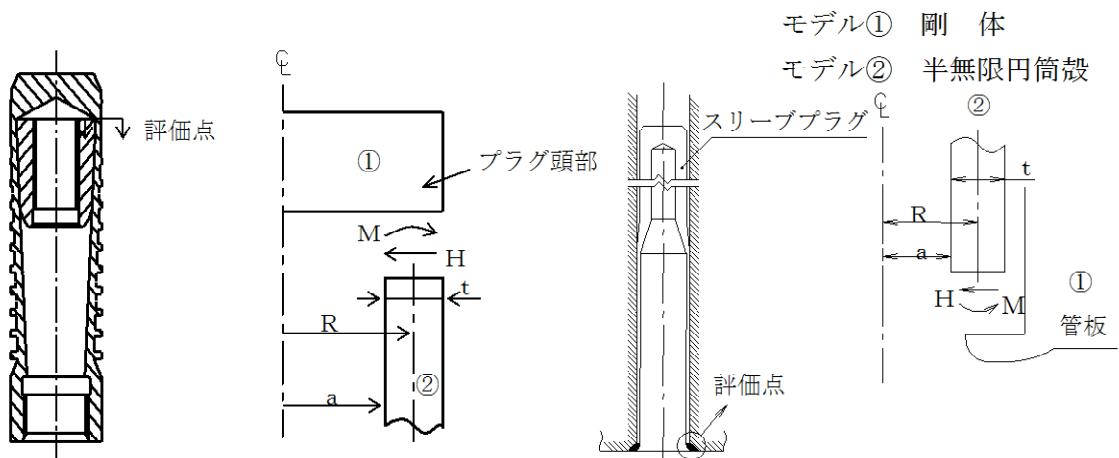
$$P_L + P_b + Q \leq 3 S_m$$

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°C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

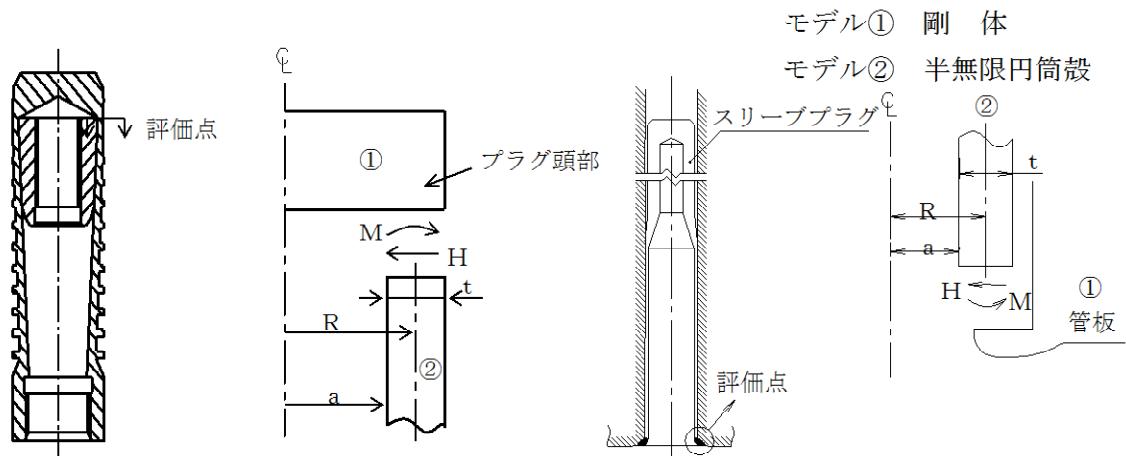
供用状態A及び供用状態Bにおいて生じる一次応力（ $P_L + P_b$ ）、二次応力（Q）及びピーク応力（F）を求め、疲労評価による疲労累積係数（ U_f ）が1.0以下であることを確認する。

$$U_f \leq 1.0$$

(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いくつかのモデル化を行う。



(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 ($\phi 19.30\text{mm}$ 、 $\phi 15.88\text{mm}$)

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4号機第22回施設定期検査にて蒸気発生器伝熱管に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。

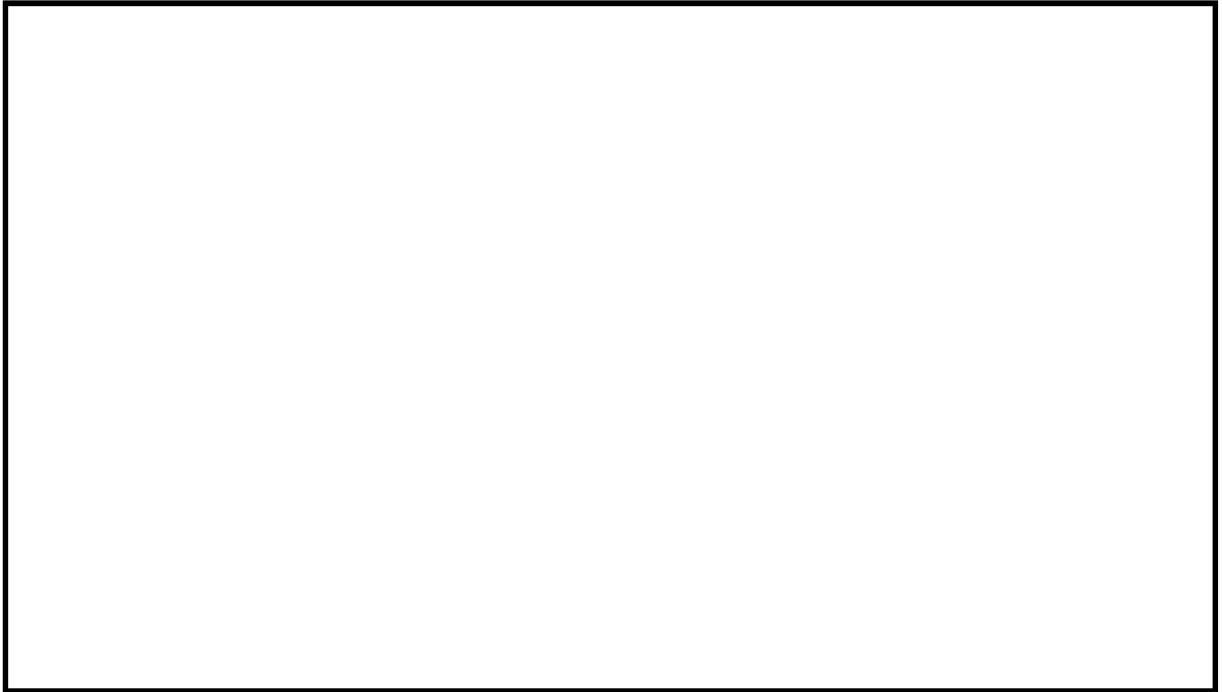
第5表 プラグ重量

	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

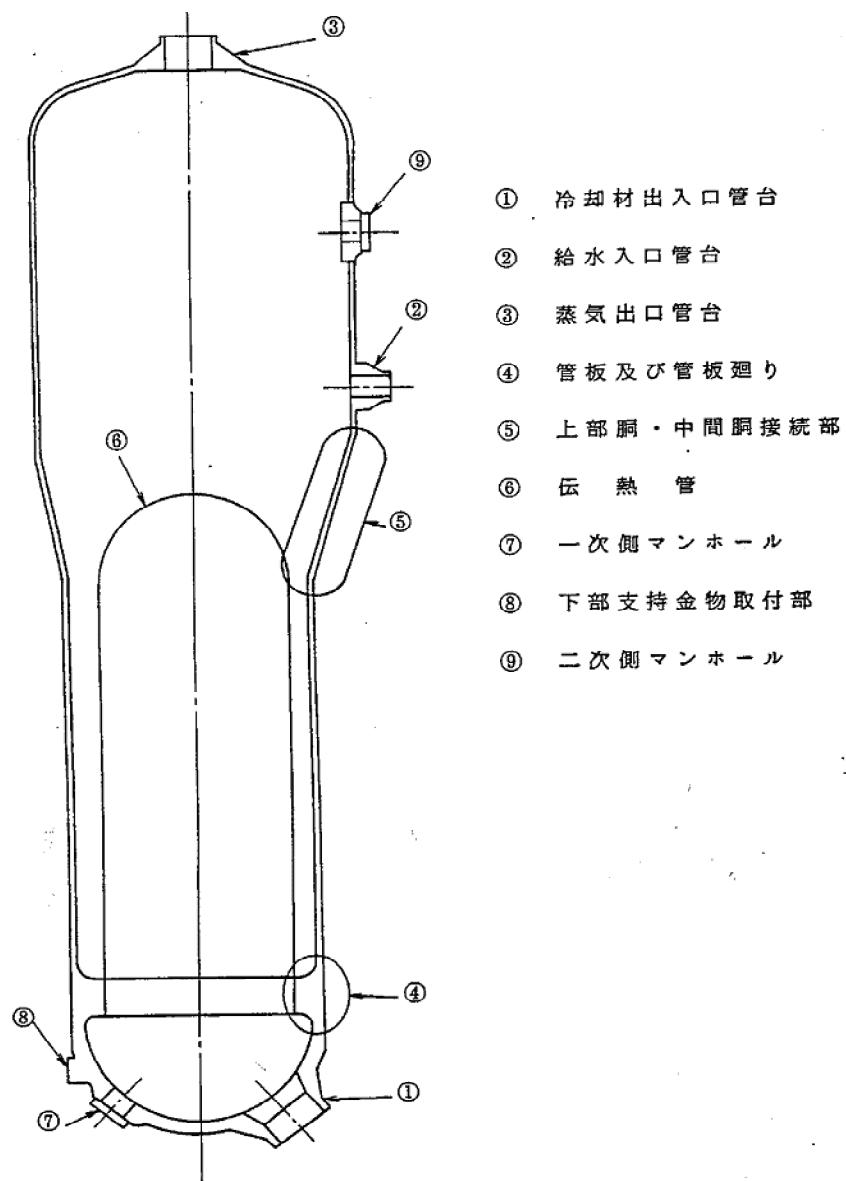
	A蒸気発生器		B蒸気発生器		C蒸気発生器	
	施栓実績 (本×箇所) [重量(kg)]	今回施栓数 (本×箇所) [重量(kg)]	施栓実績 (本×箇所) [重量(kg)]	今回施栓数 (本×箇所) [重量(kg)]	施栓実績 (本×箇所) [重量(kg)]	今回施栓数 (本×箇所) [重量(kg)]
メカニカル プラグ						
スリーブ付 メカニカル プラグ						
合 計						
重量合計						



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4868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4868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

蒸気発生器伝熱管に施栓率10%まで施栓する場合の最大重量増加の約□kg増加する場合を仮定する。



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1510091号、平成27年10月9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)}	ピーク圧力 ^(注3) (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 (RIIR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	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畠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畠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($F_j = 13\text{kN}$)	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 : $P = 18.88\text{MPa}$	
	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($F_j = 160\text{kN}$)	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($F_j = 12,000\text{kN}$)	15.41	配管破断に関係のある事象は本事象のみである。 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 : $P = 18.88\text{MPa}$	
	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($F_j = 3,800\text{kN}$)	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($F_j = 50\text{kN}$)	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($F_j = 720\text{kN}$)	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($F_j = 8\text{kN}$)	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1510091号、平成27年10月9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		T4-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	T4-添6-3-2	
2.2 蒸気発生器本体等の強度影響評価結果	T4-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	T4-添6-3-19	
3.2 蒸気発生器本体等の強度影響評価結果	T4-添6-3-19	

1. 概要

本資料は、高浜発電所第4号機第22回施設定期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十二次応力評価の結果

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）及び一次十二次応力評価（供用状態 A、B）に示す。

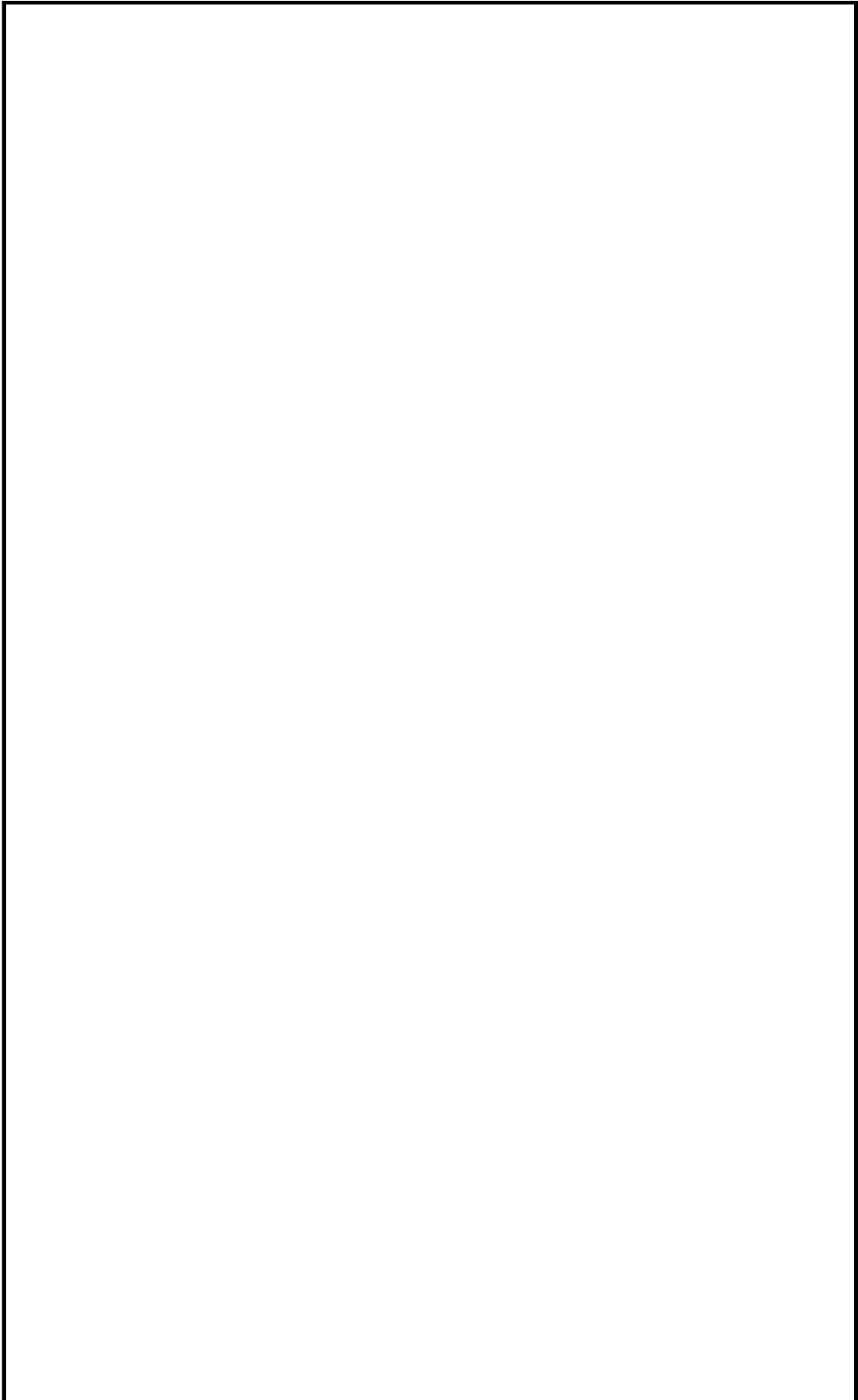
2.1.2 疲労評価の結果

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。

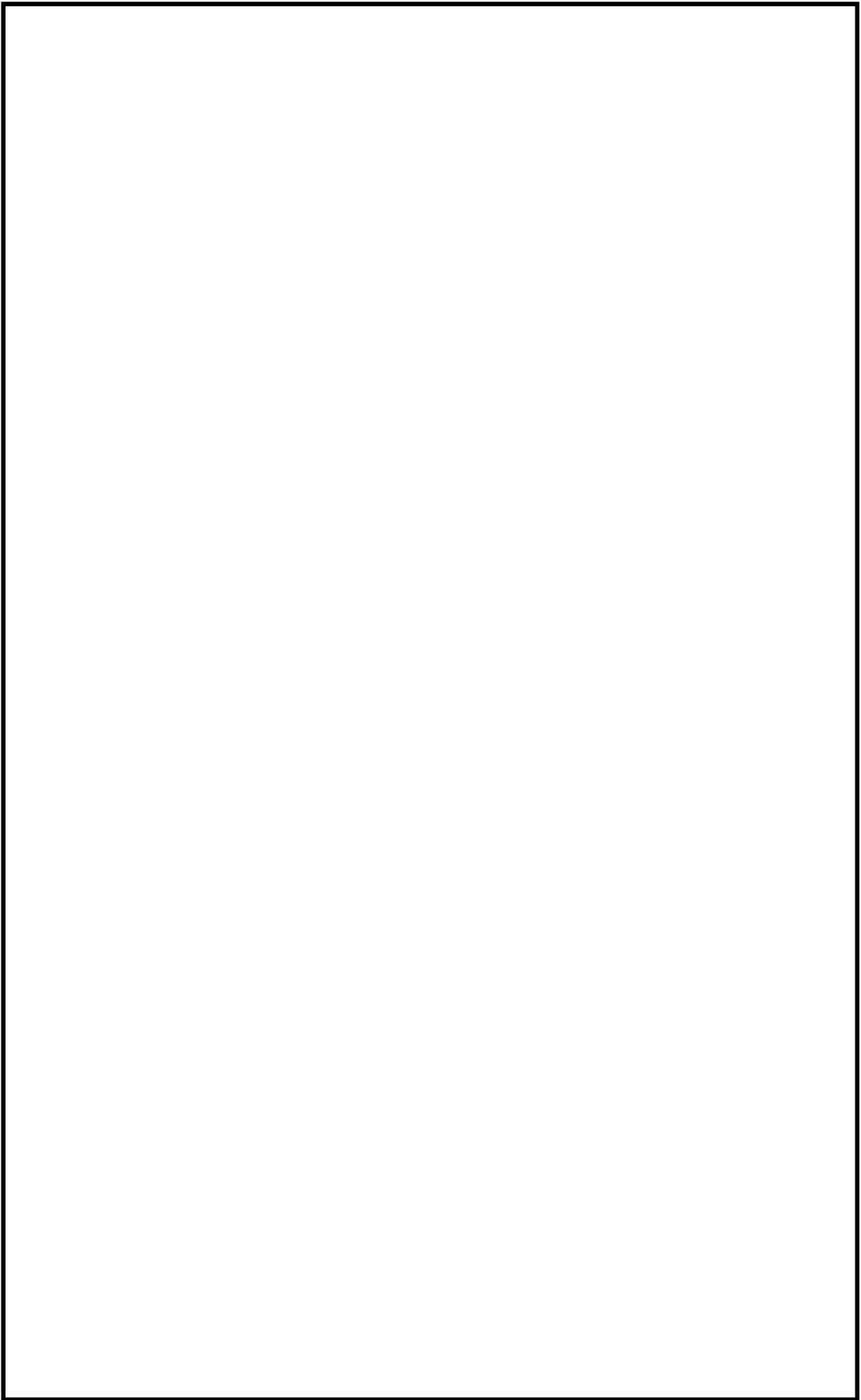
第1-1図 各過渡条件におけるピーカル応力強さの最大値及び最小値（メカニカルブレーキ ($\phi 19.30$ mm)）



第 1-1 表 疲労累積係数の計算結果（メカニカルプラグ（ $\phi 19.30 \text{ mm}$ ））

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カ応力強さの最大値及び最小値（メカニカルプログラフ（ ϕ 15.88 mm））



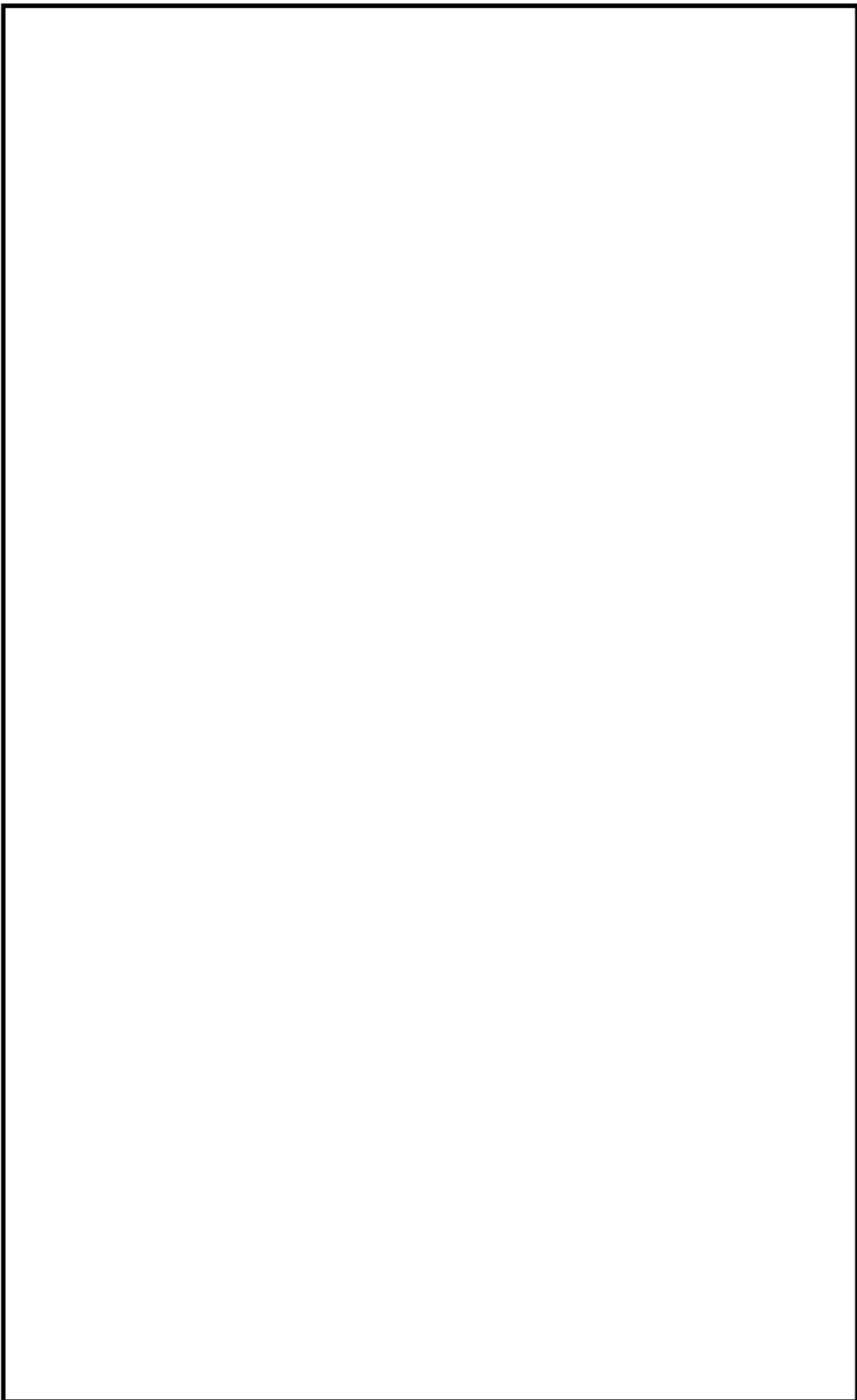
第1-2表 疲労累積係数の計算結果（メカニカルプラグ（ ϕ 15.88 mm））

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

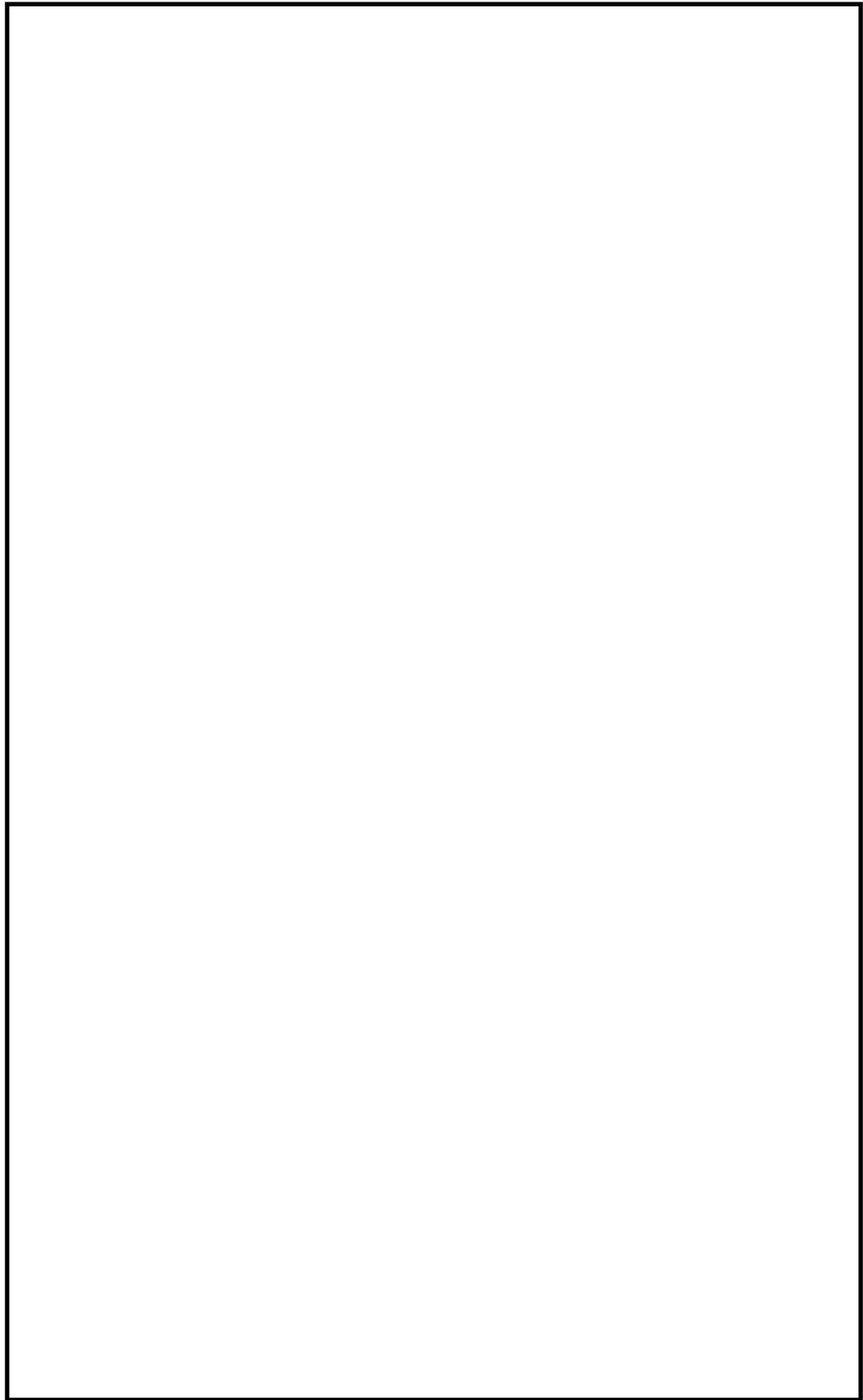
第1-3図 各過渡条件におけるピーカ応力強さの最大値及び最小値（管板用スリーフアラク）



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（管内用スリーブグラフ）



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 ($\phi 19.30\text{ mm}$) 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

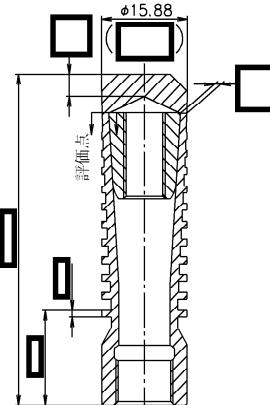
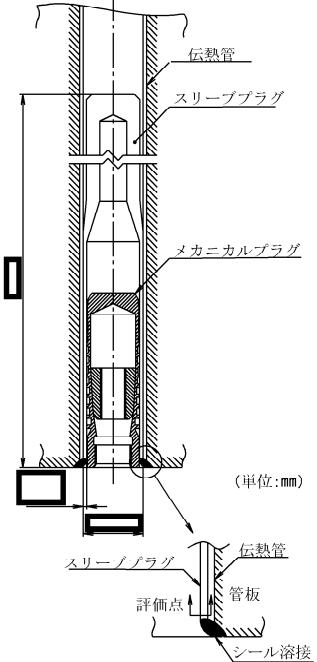
(単位 : MPa)

項目 評価箇所	メカニカルプラグ ($\phi 19.30\text{ mm}$)	管板用スリーブ付メカニカルプラグ (スリーブプラグ部)			
	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)

項目	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		
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資序第4868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) 热による影響

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資序第4868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資序第4868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. 热膨張による荷重（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資序第4868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（施栓率10%を仮定）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4868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4868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0.05MPa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4868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 資序第4868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、蒸気発生器伝熱管に施栓率10%まで管板用スリーブ付メカニカルプラグを施栓する場合、蒸気発生器管板部の重量が最大約 □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2「蒸気発生器支持脚埋込金物基礎ボルト強度計算書」（56 資序第7069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、蒸気発生器伝熱管に施栓率10%まで管板用スリーブ付メカニカルプラグを施栓する場合、蒸気発生器管板部の重量が最大約 □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1510091号、平成27年10月9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	T4-添7-1
2. 蒸気発生器の基礎に関する評価	T4-添7-1
2.1 鉄筋コンクリート支柱の評価の方針	T4-添7-1
3. まとめ	T4-添7-2

1. 概要

本説明書は、高浜発電所第4号機第22回施設定期検査にて蒸気発生器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4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プ付メカニカルプラグがある。

第1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)	管板用スリープ付 メカニカルプラグ	管内用スリープ付 メカニカルプラグ

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4号機第22回施設定期検査にて蒸気発生器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

	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)	11	32	28	49
重量増加後の荷重	5,811	17,732	15,428	27,749

(注1)：既工事計画認可申請書（原規規発第1510091号、平成27年10月9日認可）資料24「蒸気発生器の基礎に関する説明書」第3-3

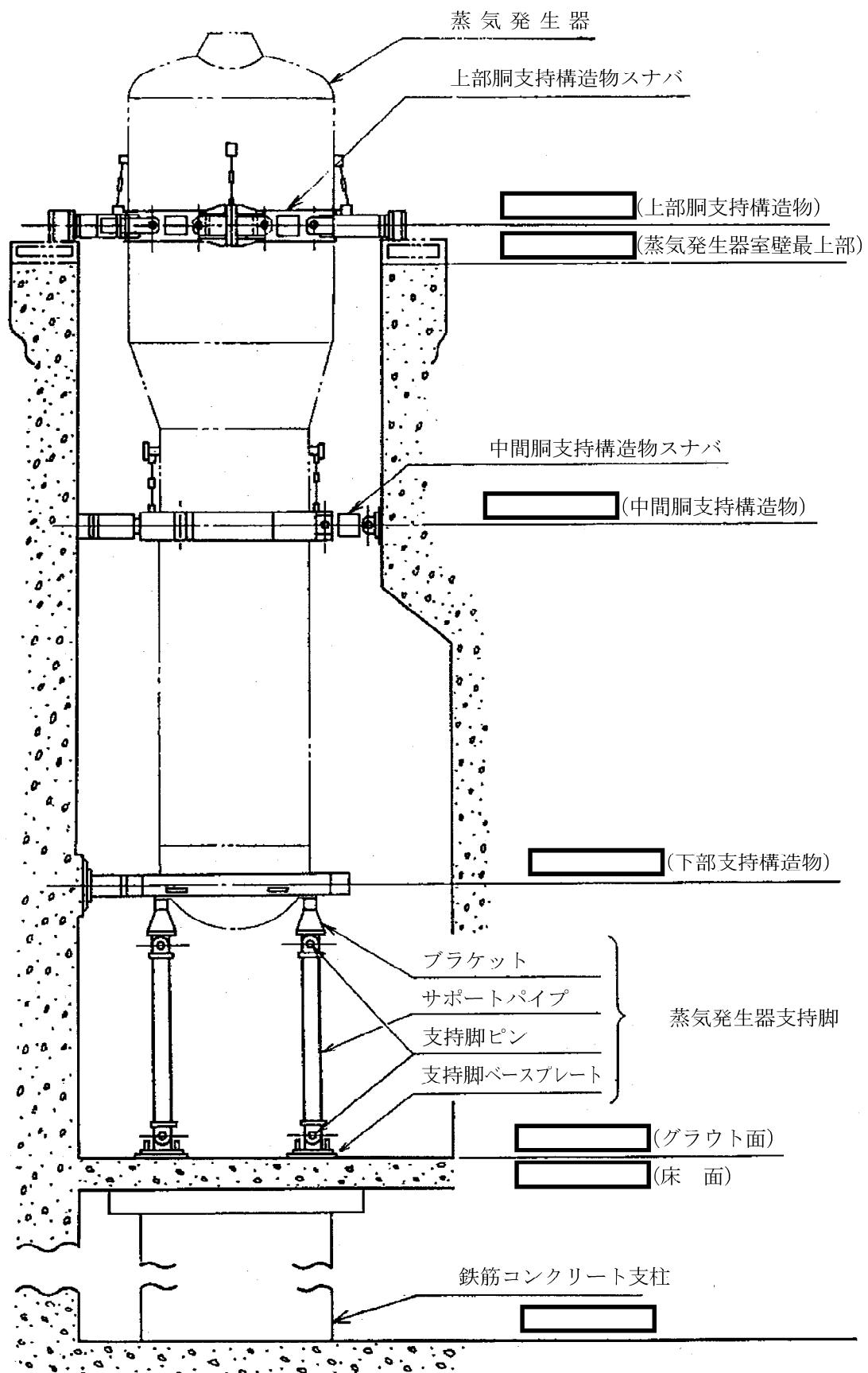
表「鉄筋コンクリート支柱に作用する荷重」より引用

(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

	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作用する荷重	鉄筋コンクリート支柱の耐力
鉛直上向荷重	39,000 ^(注1)	5,811
鉛直下向荷重	154,000 ^(注1)	17,732

(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1510091号、平成27年10月9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	T4-添8-1
2. 基本方針	T4-添8-1
3. 振動評価	T4-添8-1
4. まとめ	T4 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4号機第22回施設定期検査にて蒸気発生器伝熱管に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弹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バンド部）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）（2005年版）に規定する手法を適用することが規定されており、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字管部流力弹性振動防止指針」（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弹性振動評価は、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、流力弹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。

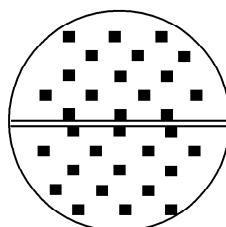
なお、流況の変化は領域状の施栓（ゾーンプラグ）により、更に大きくなることが考えられることから施栓箇所が集中した場合についても検討する。

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弹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）

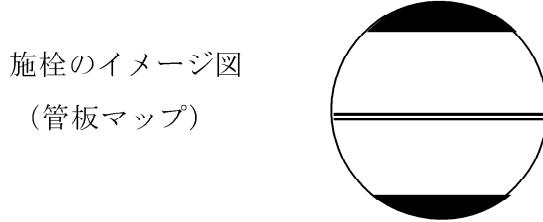
(1) 施栓がない場合

(2) 施栓箇所がランダムの場合（加熱面積を10%減じた評価）

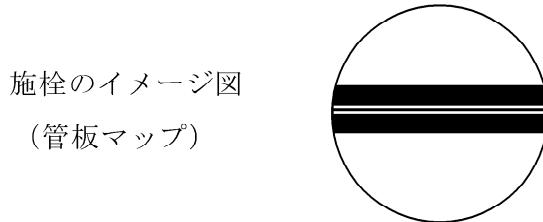
施栓のイメージ図
(管板マップ)



(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）



(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）



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弹性振動発生判別値^(注1)が1未満であることとなっている。

(注1) 流力弹性振動発生判別値 (S_R) = 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（流力弹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

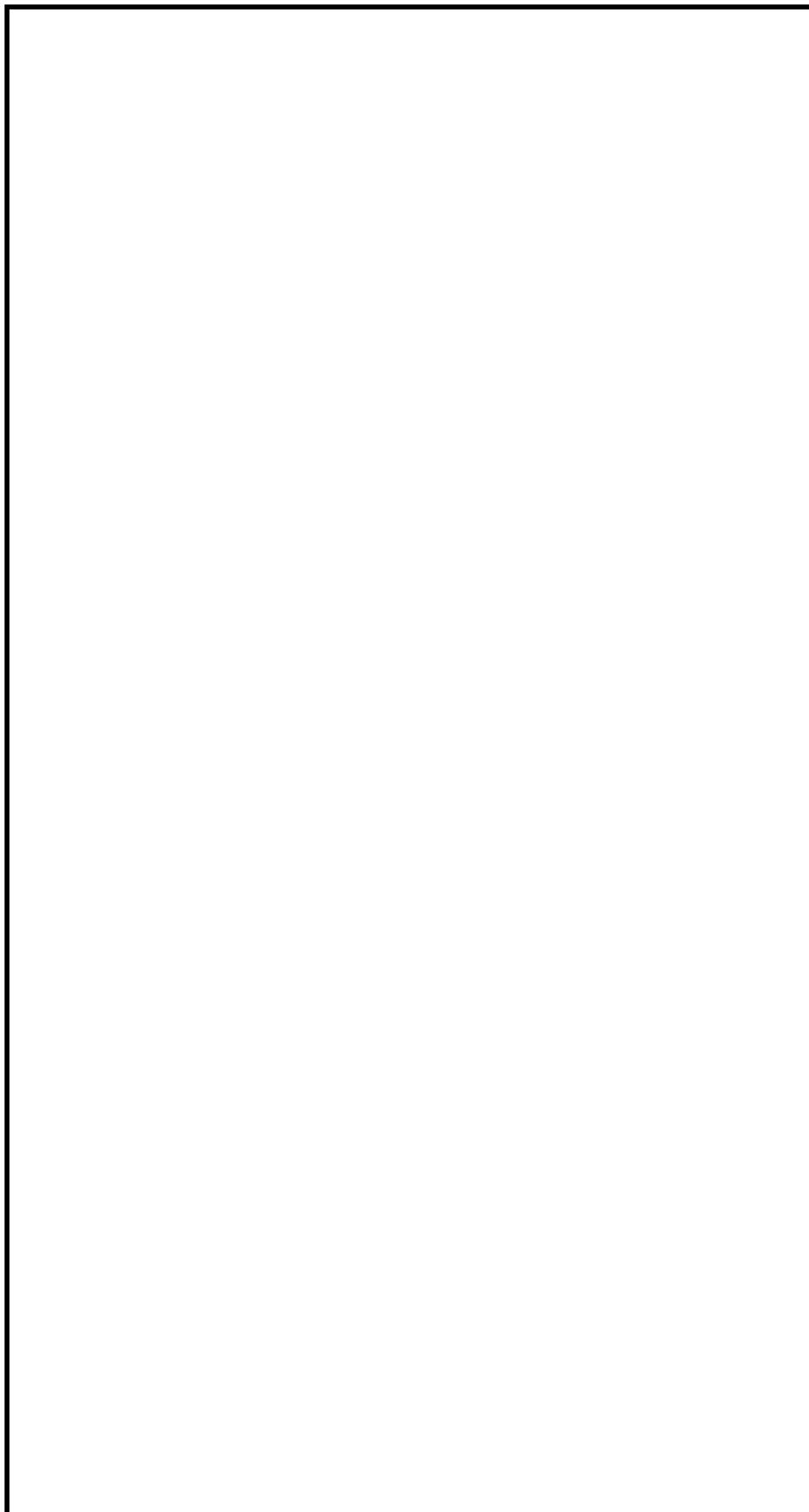
「3.1 具体的検討事象の抽出」で抽出した4ケースについて3.2「振動評価の内容」の方法に従い、評価を実施した。なお、本評価については、平成16年9月7日付け関若支発第156号にて届出を行った工事計画書（以下、「既工事計画届出書」という。）で既に実施されているため、以下では、既工事計画届出書の評価結果を引用する。

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弹性振動発生判別値 (S_R) は1未満であり、流力弹性振動は発生しない。

高浜発電所第4号機第22回施設定期検査後の状態は、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

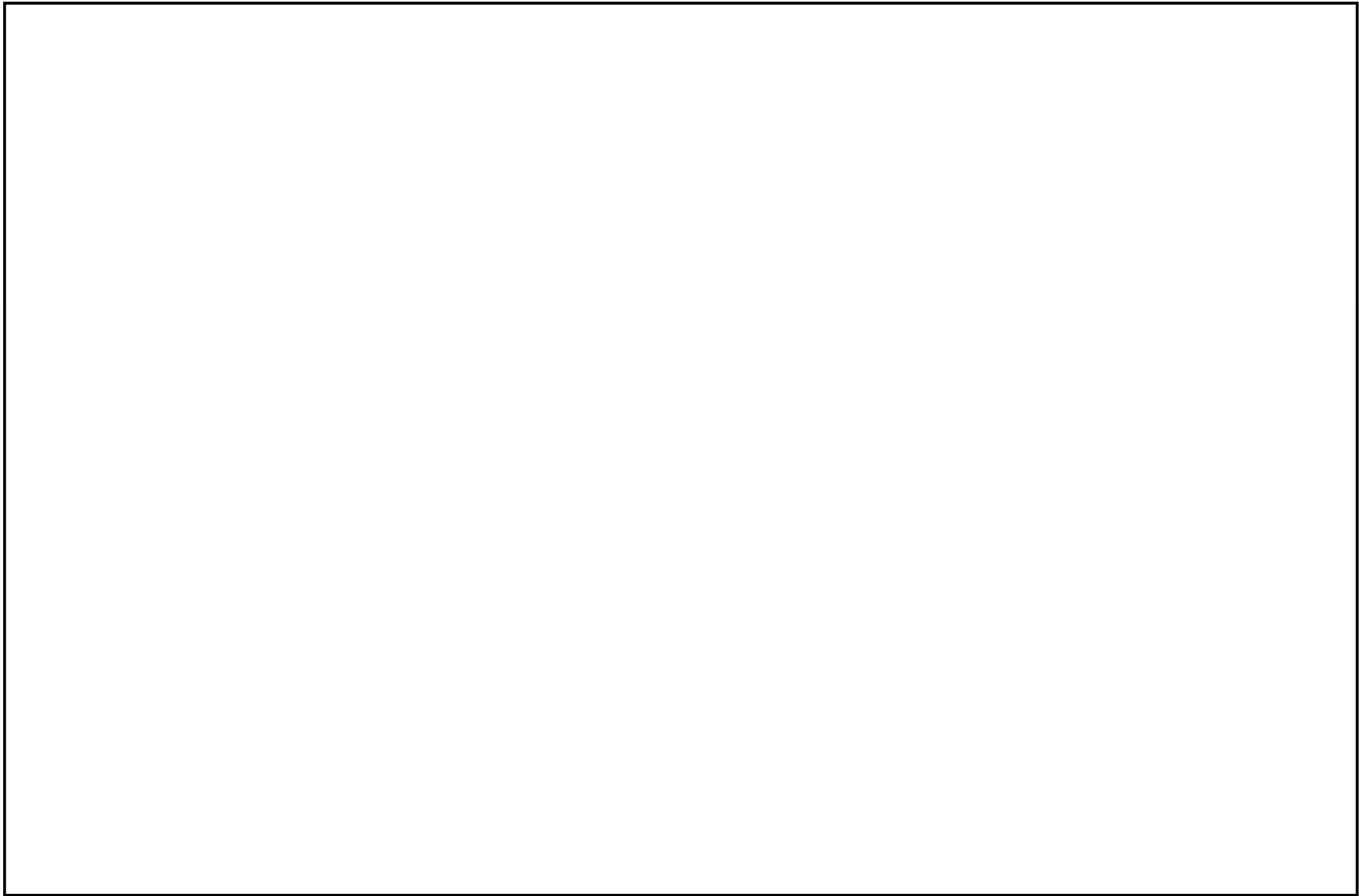
ケース	アドレス	S R
(1) 施栓がない場合		0.94
		0.58
(2) 施栓箇所がランダムの場合		0.94
		0.59
(3) 長い伝熱管を集中して施栓する場合		0.95
		0.56
(4) 短い伝熱管を集中して施栓する場合		0.90
		0.59



(1) 施栓がない場合

第1図 热流动解析結果





(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 热流動解析結果 

4.まとめ

高浜発電所第4号機第22回施設定期検査にて蒸気発生器伝熱管に施栓する場合の2次側の流況変化により、伝熱管に流力弹性振動は発生しない設計となっている。