

2021 年 5 月

九州電力株式会社

玄海原子力発電所 3 号機

設計及び工事計画認可申請書

補足説明資料

【原子炉容器上部ふた取替え工事】

目 次

補足説明資料 1	設計及び工事計画認可申請における適用条文等の整理について
補足説明資料 2	設計及び工事計画認可申請書に添付する書類の整理について
補足説明資料 3	工事の方法に関する補足説明資料
補足説明資料 4	既工認との差分整理表
補足説明資料 5	原子炉冷却材圧力バウンダリに属する配管に対する LBB 成立性評価について
補足説明資料 6	溶接部に対する適用規格を踏まえた今回の取替工事における具体的な対応方法について
補足説明資料 7	原子炉容器上部ふた取替工事に係る溶接施工法について

原子炉冷却材圧力バウンダリに属する配管に対する LBB 成立性評価について

1. 概 要

本資料は、原子炉冷却材圧力バウンダリに属する配管に対する LBB 成立性について、原子力発電所配管破損防護設計技術指針（以下「JEAG4613」という。）に基づく評価を行い適合していることを説明するものである。

2. LBB 成立性評価の前提条件

本工事計画において適用する LBB について、LBB 成立性評価の前提条件となっている保安規定にて定められた運転管理面及び構造健全性についての要求事項に対して、以下のとおり適合していることを示す。

添付資料 6 別添「原子炉冷却材圧力バウンダリに属する配管に対する LBB 成立性評価結果に関する説明書」（抜粋）

5. LBB成立性評価の前提条件の確認

前章まででLBB成立性評価について記載したが、本章では、破断前漏えい(LBB)概念を導入する前提条件となっている運転管理面及び構造健全性についての要求事項に適合していることを示す。

5.1 運転管理

補5-13～16参照

5.1.1 漏えい監視装置

原子炉冷却材圧力バウンダリ配管から原子炉格納容器内への漏えいが生じたときに、 $0.23\text{m}^3/\text{h}$ (1gpm)の漏えいを1時間以内に確実に検出して自動的に警報する目的で以下に示す3種類の漏えい監視装置が設置されている。

(1) 凝縮液量測定装置

原子炉冷却材圧力バウンダリ配管からの漏えい水のうち蒸気分の凝縮液を検知する装置

(2) 炉内計装用シングル配管室漏えい検出装置

原子炉冷却材圧力バウンダリ配管からの漏えい水のうち、原子炉容器回りからの液体分を炉内計装用シングル配管室サンプルへ流入する漏えい水により検出する装置

(3) 格納容器サンプル水位上昇率測定装置

令和2年6月26日付け原発本第87号にて申請した設計及び工事計画認可申請書より抜粋

原子炉容器回り以外の液体分及び原子炉冷却材圧力バウンダリ配管からの蒸気分の凝縮液を合わせたすべての漏えい水を検知する装置

5.1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリの漏えい管理

原子炉運転中、漏えい監視装置により原子炉冷却材圧力バウンダリからの漏えい量を監視し、 $0.23\text{m}^3/\text{h}(1\text{gpm})$ を超える漏えいを検知した場合は速やかに通常の原子炉停止操作を行う。

5.2 構造健全性

5.2.1 品質管理

原子炉冷却材圧力バウンダリに属するステンレス鋼管の品質確保を目的とし、以下のとおり規格・基準に適合した材料の選定、設計、製作、試験、検査を行うことにより、構造健全性を確認する。

(1) 材料の選定

原子炉冷却材圧力バウンダリに属するステンレス鋼管の材料は、JSME S NC1に適合するよう選定しており、具体的には、SCS14A,SUS316TP及びSUSF316を使用している。

(2) 構造設計

原子炉冷却材圧力バウンダリに属するステンレス鋼管の構造は、JSME S NC1のクラス1配管に関する規定（PPB-1000～PPB-5000）に適合するよう設計している。

(3) 製作

原子炉冷却材圧力バウンダリに属するステンレス鋼管の溶接は、認可された溶接施工法及び昭和45年通商産業省令第81号「電気工作物の溶接に関する技術基準を定める省令」（以下「溶接省令」という。）の第一種管に関する規定（第55条、第56条）又は「発電用原子力設備規格 溶接規格（2007年版）JSME S NB1-2007」（日本機械学会）（以下「JSME S NB1」という。）のクラス1配管に関する規定（N-5010～N-5140）に基づき行われている。

(4) 試験・検査

原子炉冷却材圧力バウンダリに属するステンレス鋼管の供用前及び供用期間中の試験・検査等は、「発電用原子力設備規格 維持規格（2008年版）JSME S NA1-2008」（日本機械学会）に基づき実施する。

令和2年6月26日付け原発本第87号にて申請した設計及び工事計画認可申請書より抜粋

5.2.2 損傷防止対策

原子炉冷却材圧力バウンダリに属するステンレス鋼管については、5.2.1「品質管理」で記載する品質管理、供用前及び供用期間中検査計画にしたがって製作・保守し、配管の損傷防止対策を講じる。更に、JEAG4613を適用するためには応力腐食割れ（以下「SCC」という。）及び高サイクル熱疲労の発生防止が前提条件となるので、以下にこれらへの適合性を示す。

(1) SCCの発生防止対策

SCCは、材料（材料の鋭敏化）、応力（溶接引張残留応力）、環境（高溶存酸素）の3要因が重畳することにより発生するものであり、SCCの発生防止対策を実施しておりLBB概念適用の前提条件に適合している。

a. 材 料

原子炉冷却材圧力バウンダリに属するステンレス鋼管の材料は、JSME S NC1に適合する耐食性に優れたオーステナイト系ステンレス鋼である。

b. 応 力

溶接による引張残留応力は生じるが、溶接施工に関しては認可された溶接施工法及び溶接省令又はJSME S NB1に基づき十分な品質管理を行っている。

c. 環 境

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

令和2年6月26日付け原発本第87号にて申請した設計及び工事計画認可申請書より抜粋

(2) 高サイクル熱疲労の発生防止対策

高サイクル熱疲労については、原子炉冷却材圧力バウンダリ配管に対して「配管の高サイクル熱疲労に関する評価指針JSME S 017-2003」（日本機械学会）（以下「JSME S 017」という。）を適用し、閉塞分岐管滞留部の熱成層化及び高低温水合流部の温度揺らぎによる高サイクル熱疲労が問題とならないことを確認しておりLBB概念適用の前提条件に適合している。

a. 評価対象

1次冷却材管に接続される閉塞分岐管滞留部について、キャビティフローによる熱成層化現象に起因する高サイクル熱疲労の評価を行う部位を①～③に示す。また高低温水合流部の温度揺らぎによる高サイクル熱疲労の評価を行う部位を④及び⑤に示す（第5-1図）。

①余熱除去ポンプ吸込ライン（ループB,C 2箇所）

②余剰抽出ライン（ループC 1箇所）

③ドレンライン（ループA,B 2箇所）

④余熱除去戻りライン1次冷却材管合流部
(ループA,B,C,D 4箇所)

⑤充てんライン1次冷却材管合流部（ループD 1箇所）

令和2年6月26日付け原発本第87号にて申請した設計及び工事計画認可申請書より抜粋

3. 応力腐食割れの発生防止対策

応力腐食割れの発生防止対策として、LBB の成立性に係わる範囲である RCPB の配管に対する SCC への考慮を(1)に、今回工認に係わる部分を(2)に記載する

(1) 原子炉冷却材圧力バウンダリに属する配管

原子炉冷却材圧力バウンダリに属する配管に対する既工事計画の最新の応力腐食割れの発生防止対策に対する説明として、平成 29 年 8 月 25 日付け原規規発第 1708253 号にて認可を受けた工事計画(以下「新規制基準適合性確認工認」という。)にて申請した「RCPB 拡大範囲部」に対する添付資料 5「クラス 1 機器及び炉心支持構造物の応力腐食割れ対策に関する説明書」を示す。

新規制基準適合性確認工認の添付資料 5「クラス 1 機器及び炉心支持構造物の応力腐食割れ対策に関する説明書」(抜粋)

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 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、クラス 1 機器及びクラス 1 支持構造物、並びに炉心支持構造物が応力腐食割れ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。

今回、原子炉冷却材圧力バウンダリの拡大範囲は、弁 3PCV-420,430(3A 余熱除去ライン B ループ高温側出口弁、3B 余熱除去ライン C ループ高温側出口弁)から弁 3V-RH-002 A,B(3A,B 余熱除去ポンプ入口内隔離弁)までの主配管(以下「RCPB 拡大範囲」という。)が今回の申請範囲となることから、RCPB 拡大範囲が応力腐食割れ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。

なお、RCPB 拡大範囲以外のクラス 1 機器及びクラス 1 支持構造物、並びに炉心支持構造物に関しては、技術基準規則の要求事項に変更がないため、今回の申請において変更は行わない。

2. 基本方針

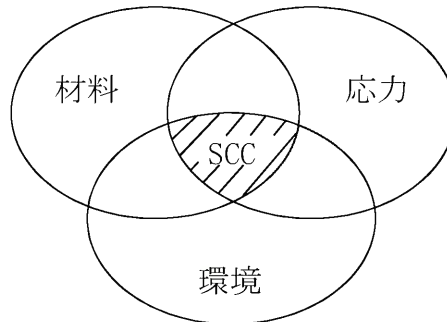
RCPB 拡大範囲の設備は、日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格(JSME S NC1-2001)及び(JSME S NC1-2005)【事例規格】発電用原子力設備における「応力腐食割れ発生の抑制に対する考慮」(NC-CC-002)」に基づき、応力腐食割れ発生環境下に対する適切な耐食性を有する材料の使用、運転中の引張応力を軽減する設計及び製作時の引張残留応力を低減させる工法や発生した引張残留応力の低減対策の実施、並びに保安規定に基づく水質管理等の応力腐食割れ発生の抑制を考慮した設計とする。

新規制基準適合性確認工認申請書より抜粋

3. 応力腐食割れ発生抑制策について

(1) 応力腐食割れ発生前提条件について

応力腐食割れ(SCC)は、材料が特定の環境条件と応力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。



一般的に応力腐食割れ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. 応力腐食割れ発生環境下において、応力腐食割れ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. 応力腐食割れ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) RCPB 拡大範囲における応力腐食割れ発生抑制策について

RCPB 拡大範囲は、以下を考慮することにより、応力腐食割れの発生を抑制している。

a. 配管及び弁

(a) 材料選定

当該部の材料は、SCS14A 及び炭素含有量を制限($C \leq 0.05\%$)した SUS316TP であり、応力腐食割れの感受性が低く、これまでも PWR の 1 次系高温環境下における応力腐食割れ対策材料として多く使用されている。

(b) 発生応力

当該部は、運転中の引張応力が增大する設計及び製作時の引張残留応力が高くなる工法を極力避けて設計し、溶接施工に関しては、当時の法令に従い、

技術的妥当性が確認された溶接施工法である。

また、第三者機関にて認可された発電用原子炉施設の溶接士により施工されており、昭和45年通商産業省令第81号「電気工作物の溶接に関する技術基準を定める省令」及び日本機械学会「発電用原子力設備規格 溶接規格 (JSME S NB1-2007)」に基づき十分な品質管理を行っている。

さらに、配管溶接部における引張残留応力の緩和対策の例として、一部のNi合金はPWRの1次系高温環境下で応力腐食割れの感受性が高いことが知られていることから、ピーニング等を行う手法もあるが、当該部は応力腐食割れの感受性が低い材料の選定、開先等の形状に配慮し不連続で特異な形状としないことや溶接施工時には著しい引張残留応力が発生しないように適切な溶接条件及び溶接順序等を採用することにより、引張残留応力の低減を図っている。

(c) 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。

b. 支持構造物

当該部の支持構造物については、1次系高温環境に接液しない設計とするとともに、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。

(2)本申請範囲に対する SCC 防護対策

本設計及び工事計画の申請する原子炉容器のふた管台、空気抜管に対する応力腐食割れ防止対策について示す。なお、ふた管台はクラス 1 容器であること、空気抜管は 1B であり JEAG の LBB 適用範囲である 1B を超える配管に該当しないことから、LBB 適用対象外である。

添付資料 3 「クラス 1 機器の応力腐食割れ対策に関する説明書」(抜粋)

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 17 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、申請範囲のクラス 1 機器における応力腐食割れ発生の抑制を考慮した設計について説明するものである。

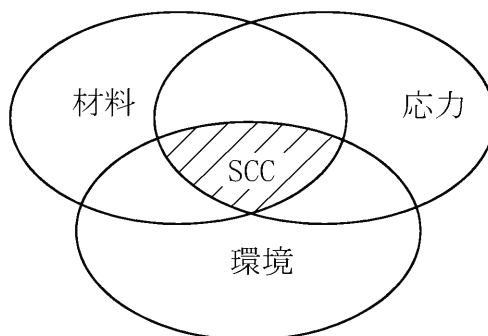
2. 基本方針

申請範囲におけるクラス 1 機器は、「発電用原子力設備規格 設計・建設規格（2001 年版及び 2005 年版）（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）」（日本機械学会）」に基づき、応力腐食割れ発生環境下に対する適切な耐食性を有する材料の使用、運転中の引張応力を軽減する設計及び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対策の実施、並びに保安規定に基づく水質管理等の応力腐食割れ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

応力腐食割れ(SCC)は、材料が特定の環境条件と応力条件にさらされたときに割れを生じる現象であり、第 3-1 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。



第 3-1 図 SCC の発生因子

一般的に応力腐食割れ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. 応力腐食割れ発生環境下において、応力腐食割れ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. 応力腐食割れ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) 申請範囲における応力腐食割れ発生の抑制策について

申請範囲におけるクラス 1 機器は、以下を考慮することにより、応力腐食割れの発生を抑制する。

a. 材料選定

今回取り替える高ニッケル合金のふた管台及び空気抜管の母材及び溶接部に 690 系ニッケル基合金を適用し、材料の改良により、応力腐食割れの発生を抑制する。

690 系ニッケル基合金は、これまで応力腐食割れによる損傷事例が報告されている 600 系ニッケル基合金に比べ、応力腐食割れの感受性が低く、PWR の 1 次系高温環境下における応力腐食割れ対策材料として多くの使用実績がある。

また、オーステナイト系ステンレス鋼の制御棒クラスタ駆動装置の圧力ハウジングの母材及び溶接部には、これまでと同様に応力腐食割れの感受性が低く、PWR の 1 次系高温環境下における応力腐食割れ対策材料として多くの使用実績がある 316 系ステンレス鋼を適用する。

b. 発生応力

補 5-21 参照

当該部は、**運転中の引張応力が增大する設計及び製作時の引張残留応力が高くなる工法を極力避けて設計し**、溶接施工に関しては、技術的妥当性が確認された溶接施工法を用いる。引張残留応力の低減処理技術においては、690 系ニッケル基合金の母材内外面及び溶接部表面にショットピーニングを施工することとしている。

また、「発電用原子力設備規格 溶接規格（2012 年版（2013 年追補版を含む））JSME S NB1-2012/2013」（日本機械学会）に基づき十分な品質管理を

令和 2 年 6 月 26 日付け原発本第 87 号にて申請した設計及び工事計画認可申請書より抜粋

行う。

c. 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う。

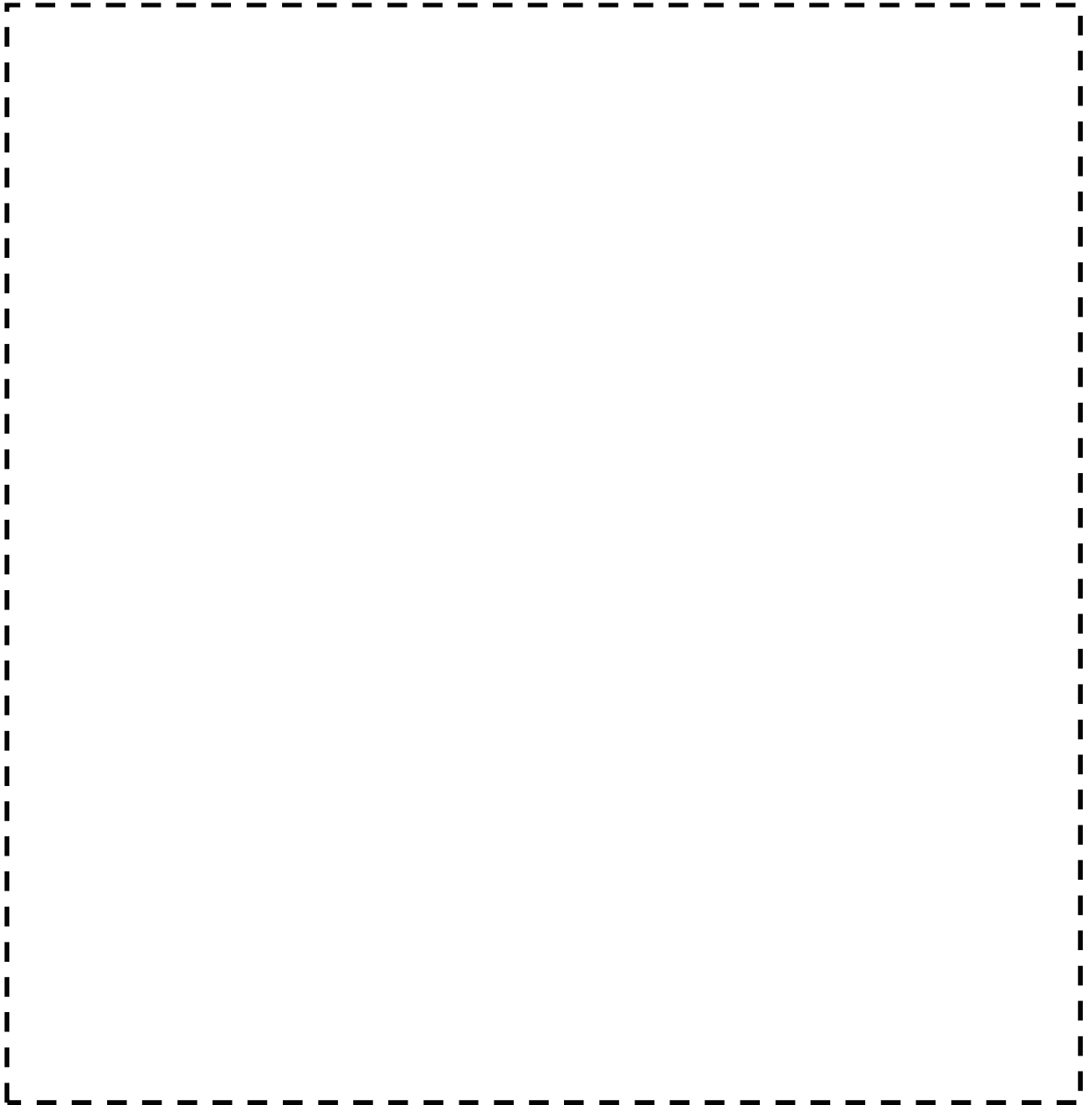
製作・施工段階において塩化物イオン混入防止対策を行い、塩化物イオンに起因する応力腐食割れの発生を防止する。

令和 2 年 6 月 26 日付け原発本第 87 号にて申請した設計及び工事計画認可申請書より抜粋

4. LBB 成立性評価

クラス 1 機器の運転状態Ⅳの強度評価における「Ⅳ－a 1 次冷却材喪失事故」の事象の想定において、原子炉冷却材圧力バウンダリに属する配管のうち、4B を超える配管については、LBB 評価上考慮すべき作用応力が判定応力内であることから、配管破損形式が漏えいとなり、4B 以下の配管については配管破損形式が破断となること^(注)を確認している。

(注) 3B 以下の配管は、下記フローに係わらず、破断を想定



本資料のうち、枠囲みの内容は商業機密あるいは防護上の観点から公開できません。

第3-1表 配管の破損形式及び開口面積

呼び径 (B)	2	3	4	6	12	14	27.5 ^(注4) (内径)	29 ^(注4) (内径)	
外径 Do (mm)	60.5	89.1	114.3	165.2	318.5	355.6	836.0	882.0	
板厚 t (mm)	8.7	11.1	13.5	18.2	33.3	35.7	68.75	72.7	
想定き裂角度2θ (度)	127.4	108.2	96.9	81.0	75.7	72.0	56.4	56.6	
判定応力 (×Sm)	1.03	1.35	1.54	1.83	1.93	2.00	2.28	2.28	
作用 応力	$\sigma_t = 0.5Sm$ $\sigma_b = 0$	L(12)	L(14)	L(16)	L(19)	L(58)	L(62)	L(185)	L(207)
	$\sigma_t = 0.5Sm$ $\sigma_b = 0.5Sm$	L(60)	L(51)	L(52)	L(55)	L(165)	L(175)	L(484)	L(543)
	$\sigma_t = 0.5Sm$ $\sigma_b = 1.0Sm$	B	B	L(169)	L(150)	L(429)	L(443)	L(1,100)	L(1,235)
	$\sigma_t = 0.5Sm$ $\sigma_b = 1.5Sm$	B	B	B	B	B	L(1,135)	L(2,453)	L(2,758)
	$\sigma_t = 0.5Sm$ $\sigma_b = 2.0Sm$	B	B	B	B	B	B	B	B
	判定応力	L(66)	L(131)	L(187)	L(297)	L(996)	L(1,135)	L(3,852)	L(4,333)

(注1) B：破断を想定する。

L：漏えいを想定する。()内数値は開口面積(mm²)。

(注2) 判定応力 ($\sigma_t + \sigma_b$) 及び作用応力のうち、 σ_t (膜応力) は内圧で0.5Smとみなし、残りは σ_b (曲げ応力) とする。ただし、Smは114.7MPaとする。

(注3) 開口面積は作用応力に応じて内挿するものとする。

(注4) 1次冷却材管のコールドレグ(27.5^{NID})及びホットレグ(29^{NID})である。

(注5) 想定き裂角度2θは、想定き裂長さに対する中心角を表す。

第4-1表 LBB成立性評価結果(1/2)

評価対象：1次冷却材管

分類	破損想定位置	呼び径 (B)	作用応力 (×Sm)			判定応力 (×Sm)	配管破損形式	開口面積 (mm ²)	配管破損反力 (kN)
			膜応力 ^(注1)	曲げ応力	合計応力				
母管	原子炉容器出口管台	29 (内径)	0.5	0.99	1.49	2.28	L	1,222	27
	原子炉容器入口管台	27.5 (内径)	0.5	0.43	0.93	2.28	L	443	11
分岐管台	加圧器サージ管台	14	0.5	1.11	1.61	2.00	L	596	13
	蓄圧タンク注入管台	12	0.5	0.61	1.11	1.93	L	224	6
	余熱除去系出口管台	12	0.5	0.45	0.95	1.93	L	155	4
	加圧器スプレイ管台	4	0.5	1.25	1.75	1.54	B	5,986	148
	充てん管台 ^(注2)	3	—	—	—	—	B	3,515	87
	抽出及びループドレン管台 ^(注2)	3	—	—	—	—	B	3,515	87
	安全注入管台 ^(注2)	2	—	—	—	—	B	1,459	36
	余剰抽出、キャピティ水位計及びドレン管台 ^(注2)	2	—	—	—	—	B	1,459	36
ループドレン管台 ^(注2)	2	—	—	—	—	B	1,459	36	

(注1) 膜応力は第3-1表の(注2)に従い、0.5Smとする。

(注2) 3B以下の配管は保守的に破断を想定する。

<原子炉冷却材圧力バウンダリの漏えい監視装置及び漏えい管理について>

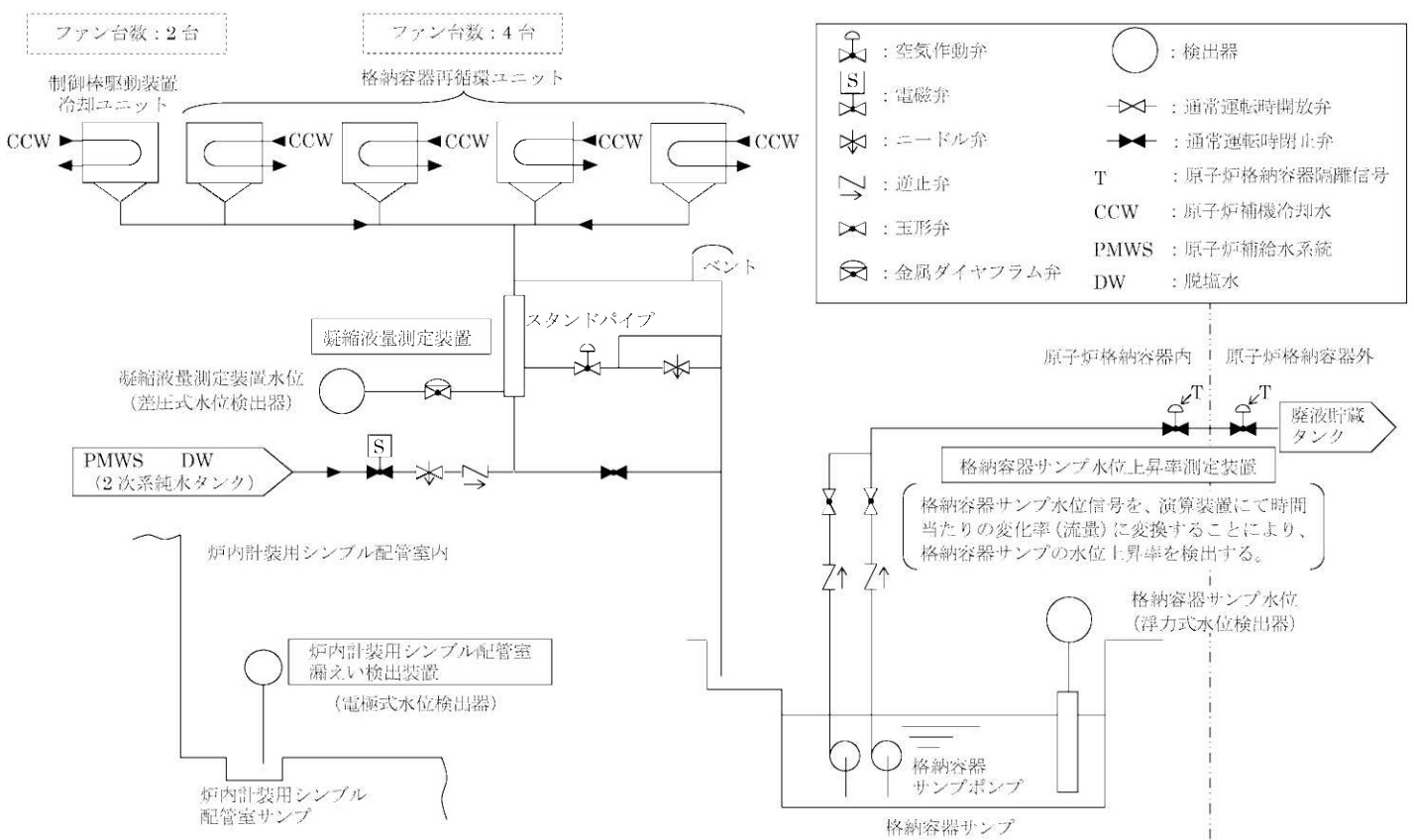
1. 概要

本項は、原子炉冷却材圧力バウンダリの漏えい監視装置及び漏えい管理について説明するものである。

2. 漏えい監視装置について

原子炉冷却材圧力バウンダリ配管から原子炉格納容器内への漏えいが生じたときに、 $0.23\text{m}^3/\text{h}$ (1gpm) の漏えいを1時間以内に確実に検出して自動的に警報するため、漏えい監視装置として凝縮液量測定装置、炉内計装用シンプル配管室漏えい検出装置及び格納容器サンプ水位上昇率測定装置が設置されている。

漏えい監視装置の概略図について第1図に示す。また、各漏えい監視装置の構成について2.1から2.3に示す。



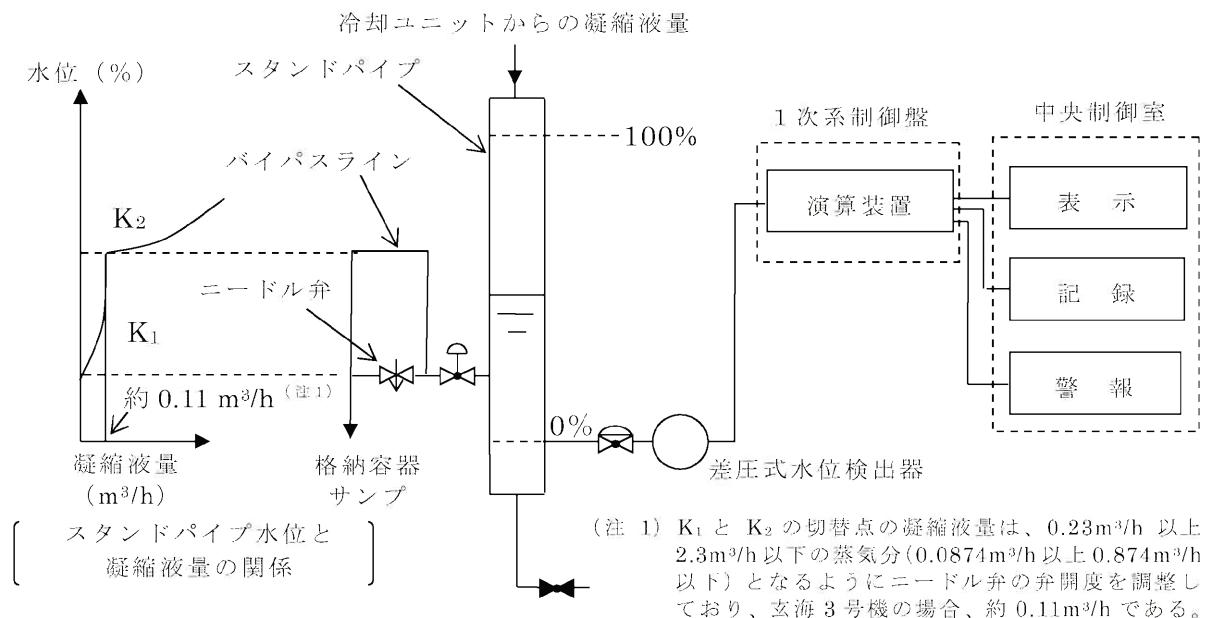
第1図 漏えい監視装置の概略図

2.1 凝縮液量測定装置

RCPB 配管からの漏えいのうち蒸気分は、冷却ユニットの冷却コイルに付着して凝縮液となりスタンドパイプに流入する。凝縮液量測定装置のスタンドパイプは、スタンドパイプ、ニードル弁、関連配管及び差圧式水位検出器にて構成され、スタンドパイプの水位を監視することにより、漏えいに相当する凝縮液量を検出できる。(第2図 「凝縮液量測定装置の概略構成図」参照)

スタンドパイプの排出ラインは、ニードル弁を経由して排出する経路と、流入量が多い場合にも同一スタンドパイプで対応可能なようにスタンドパイプ中央付近の高さに設定するバイパスラインを経由する経路を設ける。全漏えい量 $0.23\text{m}^3/\text{h}$ (1gpm) に相当する凝縮液の流入については、ニードル弁で排出する際に安定する水位(第2図の K_1 の領域)で検出する設計とする。 $2.3\text{m}^3/\text{h}$ (10gpm) に相当する凝縮液の流入については、ニードル弁及びバイパスラインで排出する際に安定する水位(第2図の K_2 の領域)で検出する設計とする。また、全漏えい量 $0.23\text{m}^3/\text{h}$ (1gpm) の漏えいに相当する水位及び $2.3\text{m}^3/\text{h}$ (10gpm) の漏えいに相当する水位を検出した場合には、中央制御室に音とともに水位高及び水位異常高の警報を発信する設計(※1)とする。

※1 全漏えい量 $0.23\text{m}^3/\text{h}$ (1gpm) の漏えいに相当する水位になる前に水位高の警報を中央制御室に発信する。さらに、 $2.3\text{m}^3/\text{h}$ (10gpm) の漏えいに相当する水位になると水位異常高の警報を発信する。



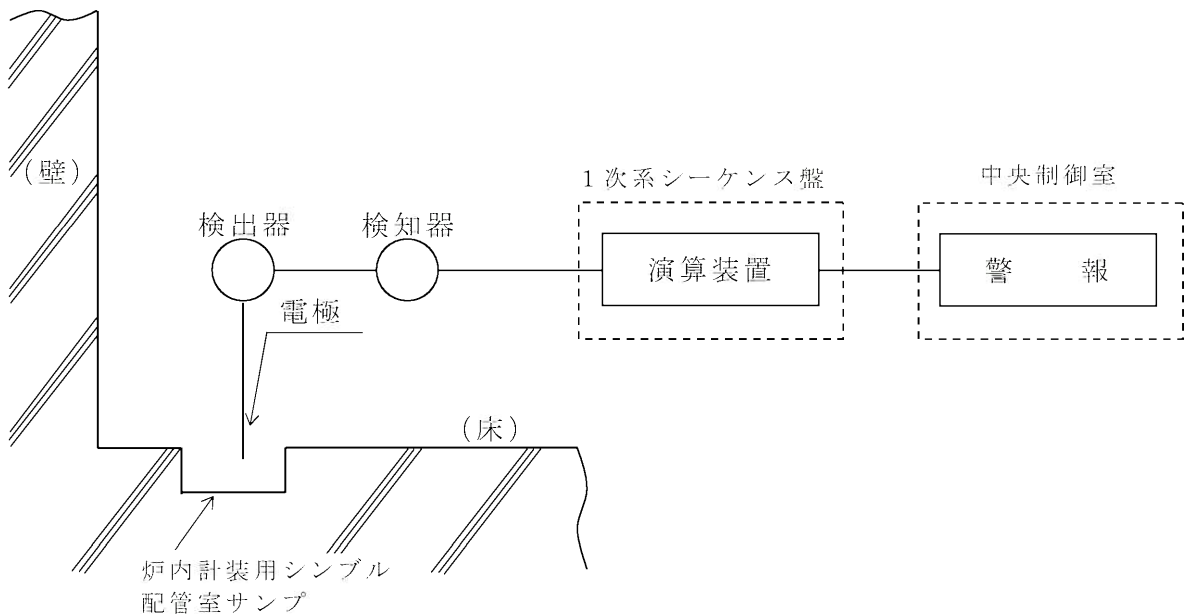
第2図 凝縮液量測定装置の概略構成図

2.2 炉内計装用シンプル配管室漏えい検出装置

原子炉容器回りの RCPB 配管からの漏えいのうち液体分は、炉内計装用シンプル配管室サンプルに流入する。

炉内計装用シンプル配管室サンプルへの漏えい水の検出信号は、電極式水位検出器からの水位検知信号が、1次系シーケンス盤内の演算装置にて処理され、中央制御室に音とともに水位高の警報を発信する設計^(※2)とする。(第3図「炉内計装用シンプル配管室漏えい検出装置の概略構成図」参照)

※2 電極式の検知器によって、1時間以内に0.23m³/h (1gpm) の漏えい量を検出できるよう、炉内計装用シンプル配管室サンプル底面より30mmの水位に達した際に、水位高の警報を発信する。



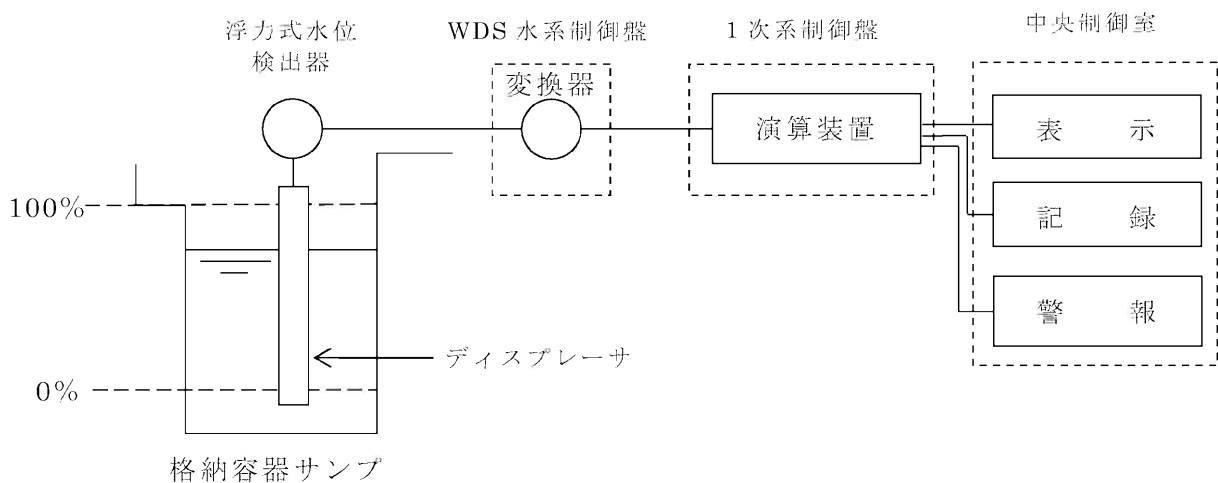
第3図 炉内計装用シンプル配管室漏えい検出装置の概略構成図

2.3 格納容器サンプ水位上昇率測定装置

ループ室の RCPB 配管からの漏えいのうち液体分は、床面の床ドレン受口から床ドレン管を経由して、格納容器サンプに流入する。さらに、格納容器サンプに凝縮液量測定装置からの凝縮液が流入するため、格納容器サンプには、炉内計装用シンプル配管室サンプに流入する漏えい水以外の漏えい水が流入する。

格納容器サンプ水位の検出信号は、浮力式水位検出器からの電流信号を、WDS 水系制御盤を経由して、1次系制御盤内の演算装置にて時間当たりの変化率（水位の上昇）を流量（漏えい率）に変換した後、中央制御室に表示及び記録する。また、 $0.23\text{m}^3/\text{h}$ (1gpm) 及び $2.3\text{m}^3/\text{h}$ (10gpm) の漏えい率を検出した場合には、中央制御室に音とともに水位上昇率高及び水位上昇率異常高の警報を発信する設計^(※3)とする。（第4図「格納容器サンプ水位上昇率測定装置の概略構成図」参照）

※3 $0.23\text{m}^3/\text{h}$ (1gpm) の流入量を検出した場合に水位上昇率高の警報を中央制御室に発信する。さらに、 $2.3\text{m}^3/\text{h}$ (10gpm) の流入量を検出した場合に水位上昇率異常高の警報を発信する。



第4図 格納容器サンプ水位上昇率測定装置の概略構成図

3. 原子炉冷却材圧力バウンダリの漏えい管理について

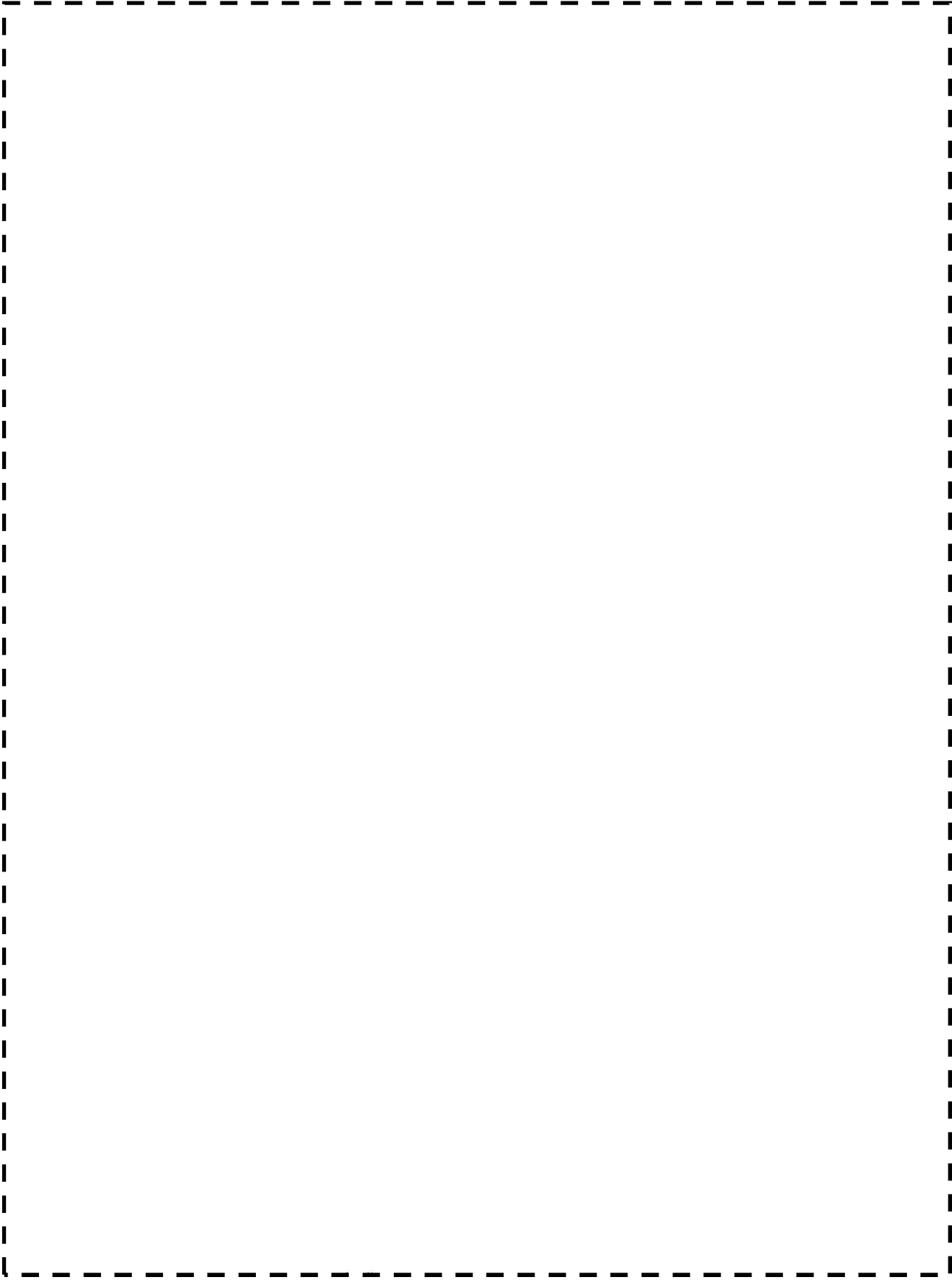
保安規定により1日に1回、凝縮液量測定装置、炉内計装用シンプル配管室漏えい検出装置及び格納容器サンプ水位上昇率測定装置を用いて、原子炉格納容器内への漏えいを確認する。

<JSME 事例規格と VHR 工事における SCC 抑制に対する考慮事項との関連>

技術基準規則17条（材料及び構造）において、クラス1機器は、「使用中の応力その他の使用条件に対する適切な耐食性を含む」ことが求められており、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）によることと規定されている。

JSME 事例規格 付録2 フローについて、今回の取替工事における SCC 発生の抑制に対し、以降に示すとおり、材料の選定および保安規定に基づく溶存水素濃度の制限（15～50cm³-STP/kg・H₂O）を行っており、環境、材料に関する対策を実施していることから、SCC は発生しにくいと考えているが、事例規格に記載の応力低減/改善のうち、当該溶接部に対し合理的に実施可能な対策である低応力設計、低残留応力継手設計、低残留応力施工、水冷溶接方法、表面研磨、ショットピーニングを採用するものである。

本資料のうち、枠囲みの内容は商業機密あるいは防護上の観点から公開できません。



本資料のうち、枠囲みの内容は商業機密あるいは防護上の観点から公開できません。

本資料のうち、枠囲みの内容は商業機密あるいは防護上の観点から公開できません。

本資料のうち、枠囲みの内容は商業機密あるいは防護上の観点から公開できません。

<運転中の引張応力が増大する設計及び製作時の引張残留応力が高くなる工法を避けた設計の具体的な内容>

SCCは、材料、応力、環境の三因子が重畳し、特定の条件になったときに発生するものであり、三因子のうちの一因子以上を取り除けばSCCは発生しない。今回の申請範囲については、環境、材料の二因子に対して対策が講じられており、SCC対策としては十分であると考えているが、応力についても以下のとおり運転中の引張応力が増大する設計及び製作時の引張残留応力が高くなる工法を避けた設計を行っている。

- ・ 運転中の引張応力の増大する設計を避けた設計
 - 運転中の不必要な応力が発生しないように、サポートの拘束が生じない設計を行う。
 - 切欠き、形状不連続部等の応力集中を生じさせる構造を極力避けた設計を行う。
- ・ 製作時の引張残留応力が高くなる工法を避けた設計
 - 溶接においては、JSME設計・建設規格及び溶接規格に従った溶接部の設計、施工の計画を行う。補修溶接する際は、欠陥位置を特定し、極力補修範囲が少なくなるように施工する要領を定める。
 - 駆動軸ハウジングとラッチハウジングの溶接部は、狭開先設計を採用する。
 - ふた管台の上部ふたへの溶接には、水冷溶接を採用する。
 - ふた管台、空気抜管の上部ふたへの溶接部の表面は、バフ研磨を施工する。
 - ふた管台、空気抜管の上部ふたへの溶接部の表面及びその溶接部近傍のふた管台内外面、空気抜管内面にショットピーニングを施工する。

溶接部に対する適用規格を踏まえた
今回の取替工事における具体的な対応方法について

1. 概 要

本資料は、本取替工事に係る溶接部に対する関連規格及び具体的な対応方法と、入熱管理の対応について説明するものである。

2. 溶接部に対する関連規格および具体的な対応方法

今回の取替工事に対しては、環境、材料、応力の三因子に対して対策が講じられており、SCC対策としては十分であると考えているが、原子炉冷却材圧力バウンダリ範囲の強度部材で1次系水質環境中の継手溶接施工部のうちオーステナイト系ステンレス鋼継手溶接部については、過大な溶接入熱とならないために、溶接時の入熱管理を実施する。これらの対応と関連規格・規定事項および具体的な対応方法を以下に示す。

対応	関連規格・規定事項	具体的な対応方法
過大な入熱防止 （全層自動ティグ溶接の採用、溶接時の入熱管理）	<p style="text-align: center;">【溶接規格】</p> N-0030(1)において、溶接施工法認証標準*1によって認証されたもの又はこれと同等と認められるもので実施する。 ※1: 溶接規格 第2部	溶接規格の要求は左記のとおりであり、認証された施工法（溶接方法の区分:ST「自動ティグ溶接」）を用いることについての確認を設工認品管計画に基づき使用前事業者検査（溶接）において実施する。 また、全層自動ティグ溶接においては、通常の溶接条件であれば過大な溶接入熱の抑制が図られることから、自主的に溶接時の入熱管理として以下のとおり実施する。 <ul style="list-style-type: none"> ・入熱量を管理する目的を溶接士に教育する。 ・溶接作業前のTBM等にて注意点等を再度確認する。 なお、入熱管理の対応は、規定文書に基づき調達要求（発注）し調達管理を実施する。

3. 溶接部に対する入熱管理の対応について

本取替工事における原子炉冷却材圧力バウンダリ範囲の強度部材で1次系水質環境中の溶接部にあたっては、品質マネジメントシステムの文書である「設計・調達管理基準」における下記のプロセスにて実施するものである。

<今回の溶接部における必要なプロセス>

① 調達文書の作成（設計・調達管理基準による）

：工事を発注する際に、工事に関する機器仕様、調達先が実施する業務範囲等必要な調達要求事項を記載した調達文書を作成する。

② 調達管理（設計・調達管理基準による）

：調達先から提出された図書、作業計画書等が仕様書を満足していることを審査、確認する。

：調達先から提出された検査要領書を審査、確認した上で、検査要領書の確認区分にしたがって確認を行う。

今回の取替工事にあたって、オーステナイト系ステンレス鋼継手溶接部における自主的な溶接時の入熱管理として、入熱量を管理する目的を溶接士に教育するとともに、溶接作業前のTBM等にて注意点等を再度確認することとしており、前ページに記載の規定文書に基づく調達要求（発注）については、上記のプロセスの「①調達文書の作成」が該当し、調達管理については、上記のプロセスの「②調達管理」が該当する。「①調達文書の作成」において調達文書へ下記事項を明示し調達（発注）することで、②へとプロセスが進み、調達要求したものが適切に作業されるものである。

<調達文書への記載事項案>

本工事の原子炉冷却材圧力バウンダリ範囲の強度部材で1次系水質環境中の継手溶接部のうち、オーステナイト系ステンレス鋼継手溶接部の溶接施工においては、溶接について有資格に加えて、以下の事項を満足すること。

- ・入熱量を管理する目的を溶接士に教育する。
- ・溶接施工技能を有する溶接士にて施工する。
- ・溶接作業前のTBM等にて、溶接施工における注意点等を再度確認した後に溶接を行う。

原子炉容器上部ふた取替工事に係る溶接施工法について

1. 概 要

本資料は、本取替工事における溶接施工方法について説明するものである。

2. 溶接施工方法

本工事における溶接施工法について、原子炉冷却材圧力バウンダリ範囲の強度部材で1次系水質環境中の継手溶接施工部は、下表に示す通り。

オーステナイト系ステンレス鋼の継手溶接施工部については、全層自動ティグ溶接となっている。

溶接施工部	溶接施工法	材 質	備 考
駆動軸ハウジング ーラッチハウジング (周継手溶接)	ティグ溶接 (自動)	【溶接部】 オーステナイト系ステンレス鋼 【母材部】 SUSF316	【溶接部の検査】 PT, RT 【供用期間中検査】 PT (最外周管台)
ラッチハウジング ーふた管台 (周継手溶接)	ティグ溶接 (自動)	【溶接部】 690系ニッケル基合金 【母材部】 SUSF316 (ラッチハウジング) GNCF690HL (ふた管台)	【運転時の温度】 324.9℃
ふた管台 (肉盛溶接)	被覆アーク溶接 (手動)	【溶接部】 690系ニッケル基合金 【母材部】 GNCF690HL (ふた管台)	【溶接部の検査】 PT 【供用期間中検査】 VT-2
ふた管台 (上部ふたとの継手溶接)	ティグ溶接 (手動)(自動)	SFVQ1A (上部ふた)	【運転時の温度】 324.9℃
空気抜管 (肉盛溶接)	被覆アーク溶接 (手動)	【溶接部】 690系ニッケル基合金 【母材部】 GNCF690CM (空気抜管)	
空気抜管 (上部ふたとの継手溶接)	ティグ溶接 (手動)	SFVQ1A (上部ふた)	

設工認添付図面（第1図）（第6図）抜粋

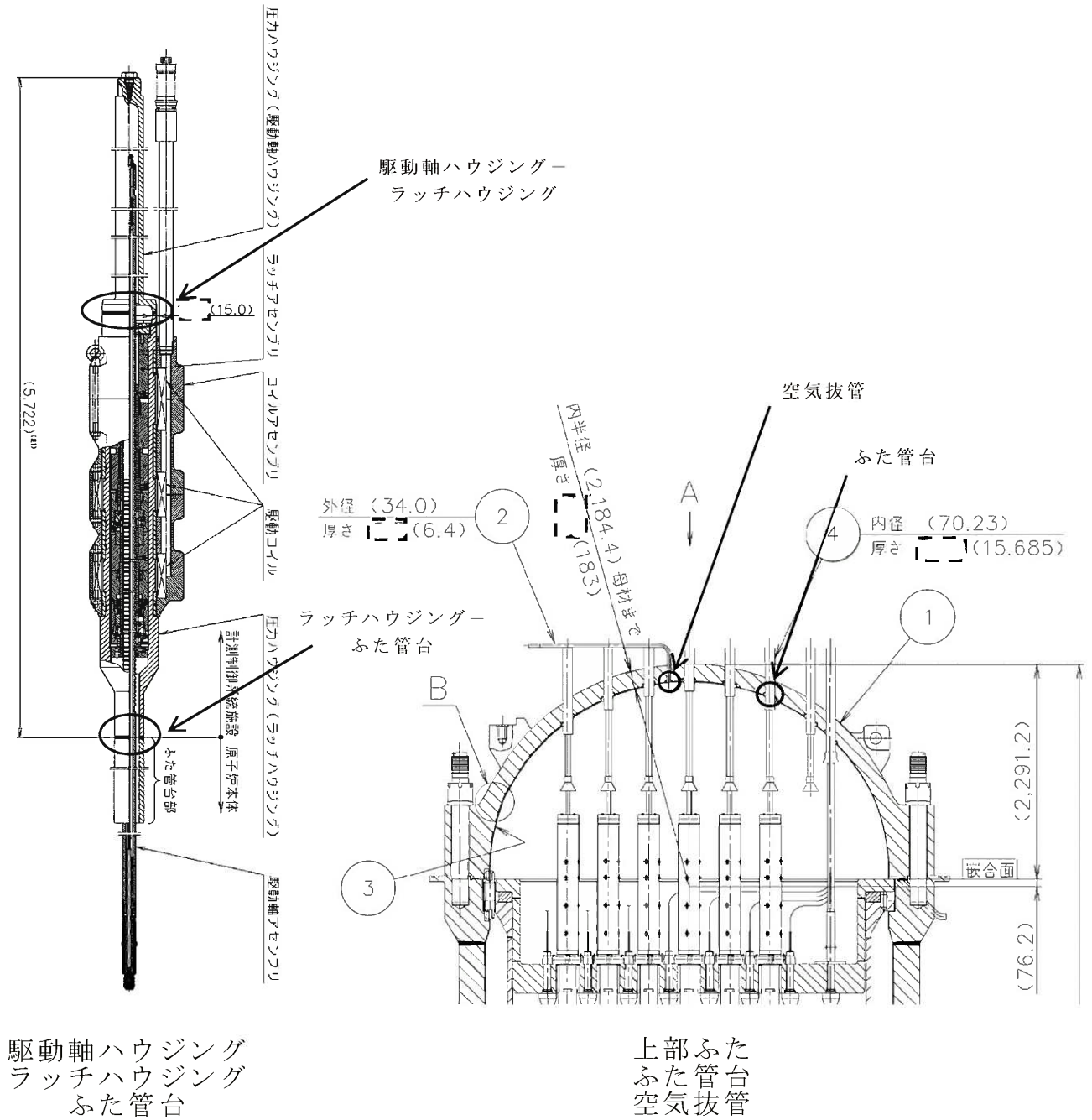


図1 溶接施工部

本資料のうち、枠囲みの内容は商業機密あるいは防護上の観点から公開できません。