

本資料のうち、枠囲みの内容は営業秘密又は防護上の観点から公開できません。

東海第二発電所 工事計画審査資料	
資料番号	補足-190 改0

工事計画に係る補足説明資料  
補足-190 【原子炉冷却系統施設】

平成30年10月  
日本原子力発電株式会社

添付書類に係る補足説明資料

「原子炉冷却系統施設の説明書」に係る添付書類の記載内容を補足するための説明資料を以下に示す。

工認添付書類	補足説明資料
V-1-4-2 流体振動又は温度変化による損傷の防止に関する説明書	補足-190-1 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に係る補足説明資料
V-1-4-3 非常用炉心冷却設備その他 原子炉注水設備のポンプの有効吸込水頭に関する説明書	補足-190-3 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備のポンプの有効吸込水頭に関する説明書に係る補足説明資料
V-1-1-5 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	補足-190-5 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に係る補足説明資料
V-1-4-1 原子炉格納容器内の原子炉冷却材の漏えいを監視する装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書	補足-190-6 原子炉格納容器内の原子炉冷却材漏えい監視の評価時間について

補足-190-1【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に係る補足説明資料】

## 補足説明資料目次

1. 概要	1
2. 原子炉冷却材圧力バウンダリと報告書評価範囲の比較	1
3. まとめ	1
4. 添付資料	1



## 1. 概要

本資料は、「V-1-4-2 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」（以下「説明書」という。）の「2. 評価範囲」に示す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 17 条に基づき拡大した原子炉冷却材圧力バウンダリの範囲と経済産業省原子力安全・保安院による指示文書の別紙 1「新省令第 6 条及び第 8 条の 2 第 2 項における流体振動による損傷の防止に関する当面の措置について」（平成 17・12・22 原院第 6 号）に基づき保安院に提出した「東海第二発電所における配管内円柱状構造物の流体振動による損傷の防止に関する報告書の提出について」（平成 18 年 6 月 9 日付け発室発第 122 号）及び指示文書の別紙 2「新省令第 6 条における高サイクル熱疲労による損傷の防止に関する当面の措置について」並びに「高サイクル熱疲労に係る評価及び検査に対する要求事項について」（平成 19・02・15 原院第 2 号）に基づき提出した「東海第二発電所における高サイクル熱疲労による損傷の防止に関する報告書の提出について」（平成 20 年 7 月 29 日付け発室発第 235 号）（以下「報告書」という。）にて評価した範囲との関係を詳細に示すものである。なお、技術基準規則第 19 条解釈に示された配管内円柱状構造物の流力振動及び配管の高サイクル熱疲労の評価が必要となる一次冷却材が循環する施設は参考資料に示すとおり、省令 62 号から変更はない。よって改めて検討する範囲は今回拡大した原子炉冷却材圧力バウンダリ範囲で十分である。

## 2. 原子炉冷却材圧力バウンダリと報告書評価範囲の比較

各報告書に添付されている概略系統図に今回拡大した原子炉冷却材圧力バウンダリの範囲を表したものを第 1-1 図、第 1-2 図に示す。また、原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大の対象となる残留熱除去系について当該拡大範囲と報告書の評価範囲の対応を第 1-3 図、第 1-4 図に示す。

## 3. まとめ

第 1-3 図、第 1-4 図より、今回の原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲は全て報告書の評価範囲に含まれており、流体振動又は温度変動による損傷が懸念され新たに評価が必要となる部位は無い。また、保安院に提出した報告書を添付 1、添付 2 に示す。これにより、技術基準第 19 条に示されたとおり、配管内円柱状構造物の流力振動については「配管内円柱状構造物の流力振動評価指針」（JSME S012）、高サイクル熱疲労については「配管の高サイクル熱疲労に関する評価指針」（JSME S017）に規定された手法により評価しており、問題があると評価された部位については対策をとり、結果を定期事業者検査で確認している。

## 4. 添付資料

添付 1－流体振動による配管内円柱構造物の損傷防止に関する評価結果について

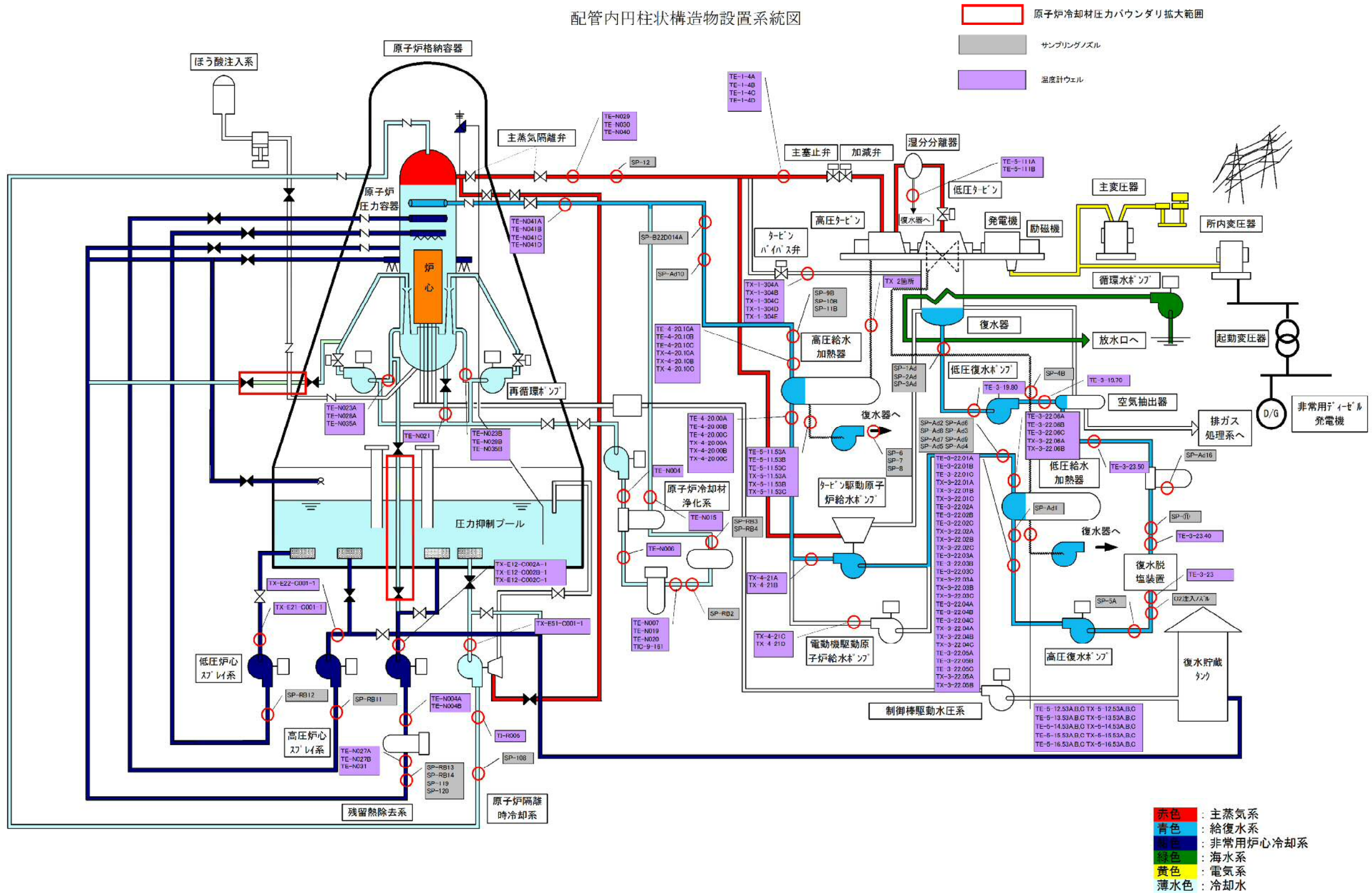
別添 1－配管内円柱状構造物の構造健全性評価の確認について

添付 2－高サイクル熱疲労による損傷の防止に関する評価結果について

### 【参考資料】

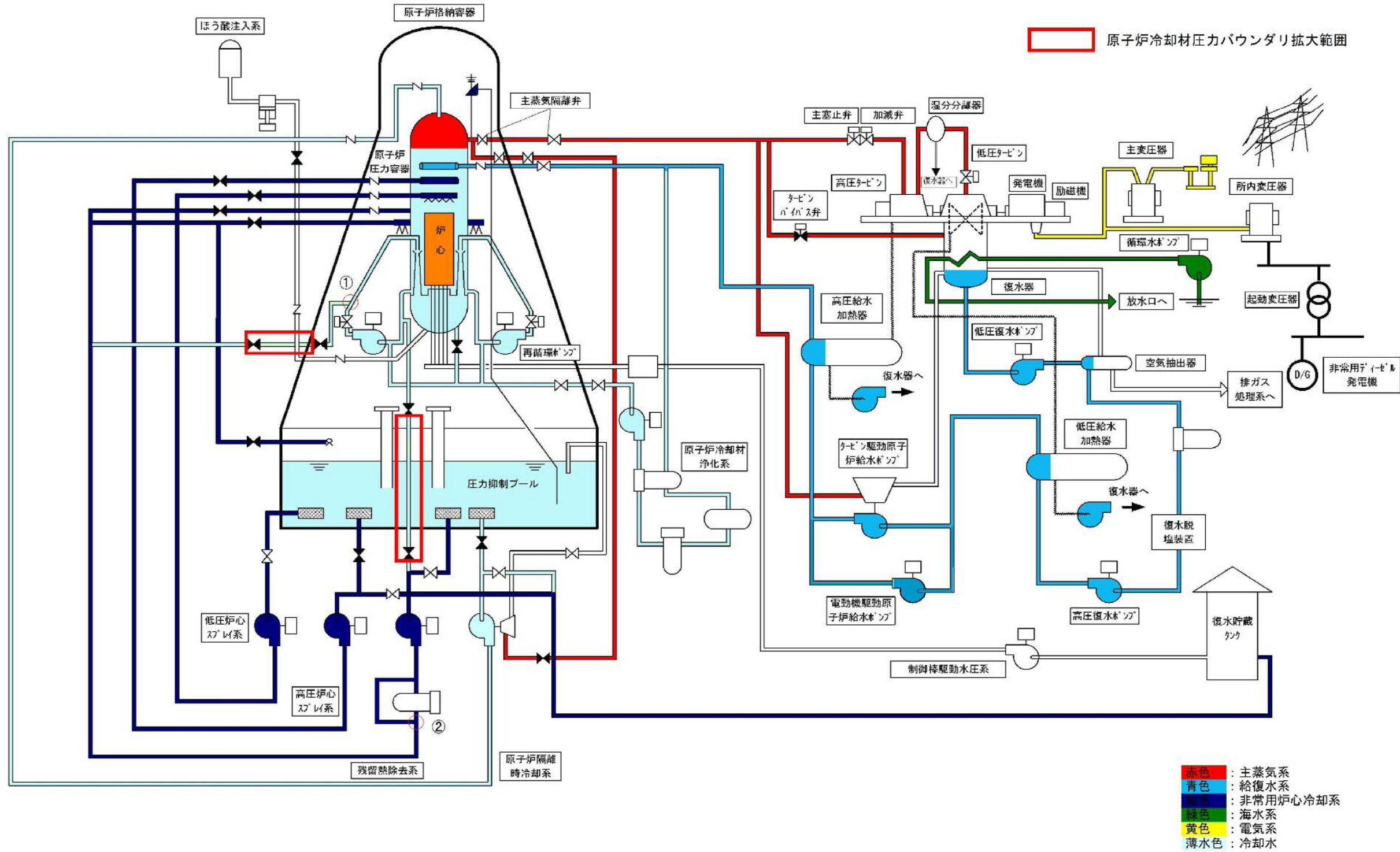
技術基準規則の新旧比較について

配管内円柱状構造物設置系統図



第 1-1 図 流体振動による配管内円柱状構造物の損傷防止に関する評価報告書系統概要図

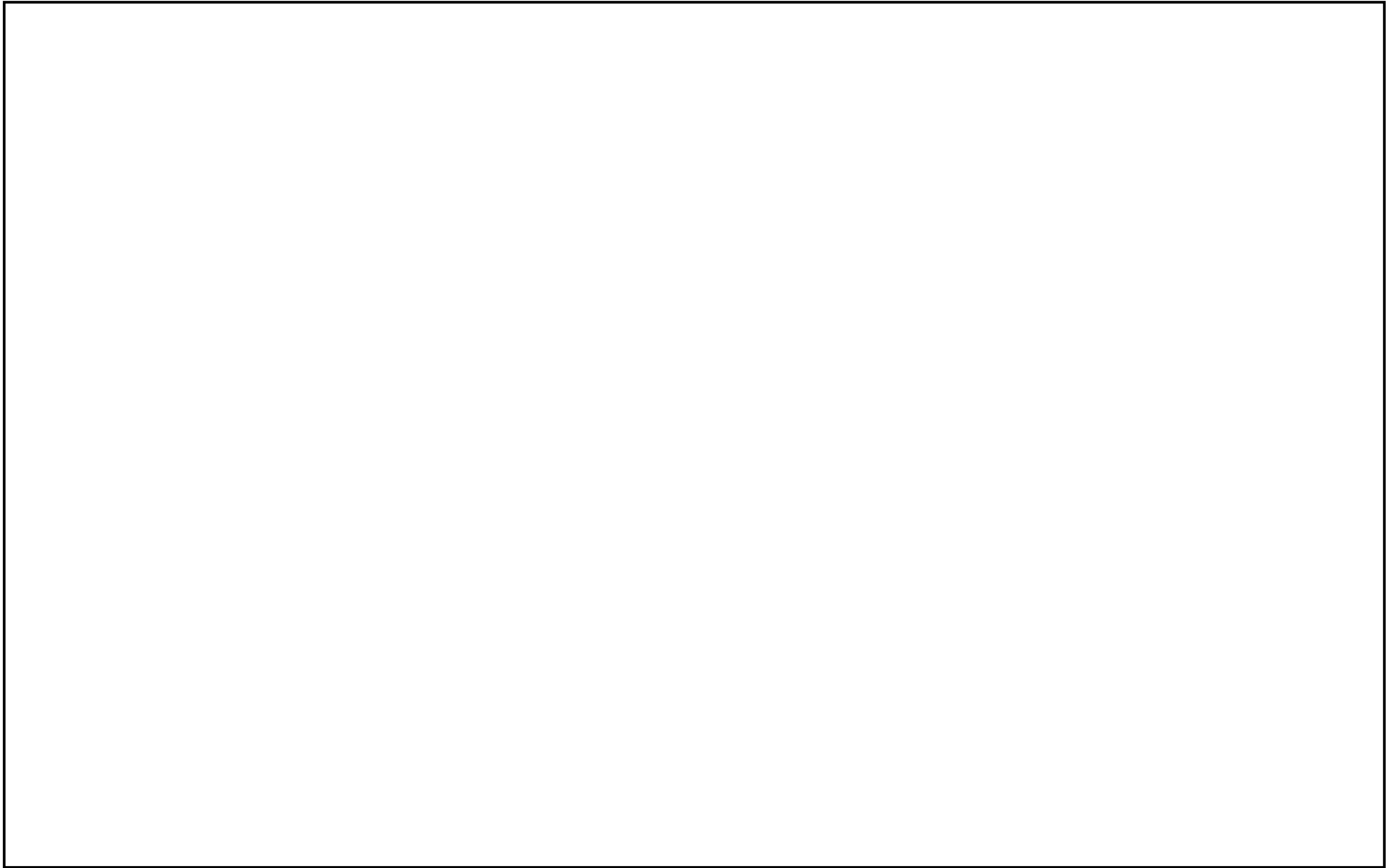
東海第二発電所 高低温水合流型による高サイクル熱疲労割れに係る評価対象部位



第 1-2 図 高サイクル熱疲労による損傷の防止に関する評価報告書系統概略図



第 1-3 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲 (残留熱除去系 A 系)



第 1-4 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲 (残留熱除去系 B 系)

流体振動による配管内円柱状構造物の  
損傷防止に関する評価結果について

【平成 17 年 12 月 27 日付け「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の改正に伴う電気事業法に基づく定期事業者検査の実施について」及び当該文書の別紙 1「新省令第 6 条及び第 8 条の 2 第 2 項における流体振動による損傷の防止に関する当面の措置について」（平成 17・12・22 原院第 6 号）の指示に基づき提出した「東海第二発電所 流体振動による配管内円柱状構造物の損傷防止に関する評価結果及び措置計画等の報告について（平成 18 年 6 月 9 日付け発室発第 122 号）」】

## 東海第二発電所

流体振動による配管内円柱状構造物の損傷防止  
に関する評価結果及び措置計画等の報告について

平成 18 年 6 月

日本原子力発電株式会社

## 1. 目的

平成 17 年 12 月 27 日付け「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の改正に伴う電気事業法に基づく定期事業者検査の実施について」及び当該文書の別紙 1「新省令第 6 条及び第 8 条の 2 第 2 項における流体振動による損傷の防止に関する当面の措置について」（平成 17・12・22 原院第 6 号）の指示に基づき、東海第二発電所の配管内円柱状構造物の流体振動による損傷の防止に関する評価結果と措置計画について報告書を提出したところであるが（発室発第 698 号 平成 18 年 3 月 31 日付け）、添付資料のとおり内容を一部見直したのでその結果を報告する。

なお、見直しに際し、誤記が認められたため、誤記について修正するとともに誤記に対する対策について、別添資料にてまとめた。

## 2. 配管内円柱状構造物の損傷評価

配管内円柱状構造物について、発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令（以下、「省令 62 号」という。）の解釈第 6 条第 1 項及び第 3 項並びに第 8 条の 2 第 3 項に基づき評価を実施した。

### （1）対象系統

対象系統として、省令 62 号より以下の系統を選定している。

- ・一次冷却材の循環系統（主蒸気，給復水系を含む）
- ・原子炉冷却材浄化系
- ・残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）
- ・非常用炉心冷却設備（原子炉隔離時冷却系を含む）

### （2）対象設備

片持ち梁状の構造物（温度計ウェル，サンプリングノズル）を対象とする。

なお、容器等流れを有しない管以外の部位に設置される円柱状構造物は対象設備より除く。

### （3）評価手法

日本機械学会「配管内円柱状構造物の流体振動評価指針」（JSME S012）（以下，JSME という。）に基づき評価を実施する。（添付資料－1）

なお、評価にあたっては、下記の作業ステップによりスクリーニングを行い、評価作業の効率化を図ることとしている。

#### ステップ①

系統平均流速の条件にて JSME 評価式に基づいた換算流速  $V_r$  を算出し、 $V_r < 1$ ，すなわち共振が回避できることを確認する。併せて、定常抗力及び流れの乱れを考



慮した振動応力を算出し、許容応力以下であることを確認する。

#### ステップ②

実機の運転モード（ランアウト運転、バイパス運転等）を考慮して、系統平均流速を2倍した流速にて評価を実施する。

#### ステップ③

ステップ②にて損傷の可能性があるとして評価されたものについて、実機の運転モードを考慮した詳細評価を実施する。評価にあたっては、系統試運転等で実施した系統流速をオーバーした試験実績、系統のバイパス運転による局所的な流速の増加を考慮する。

#### ステップ④

ステップ③で損傷の可能性がないと評価されたもののうち、エルボ近傍に位置するものについて、ステップ③で考慮した流速に対して、以下に示す流速係数を乗じて評価を実施する。

流速係数	備 考
1. 5 ( $x/D \leq 3$ )	x : 偏流発生源から円柱状構造物までの距離 D : 配管内径
1. 25 ( $3 < x/D \leq 5$ )	

### 3. JSME 評価結果

2. 配管内円柱状構造物の損傷評価にて損傷の可能性が否定できない箇所について抽出を行った。その結果を添付資料-2に示す。

#### (1) 耐圧機能を有するものについて

万が一、プラント運転中に折損した場合に、温度の変化や内包水の漏えいにより検知が可能である耐圧機能を有するもの（温度計ウェル）について評価した結果を添付資料-3に示す。

#### (2) 耐圧機能を有しないものについて

万が一、プラント運転中に折損した場合に、検知が不可能である耐圧機能を有しないもの（サンプリングノズル）について評価した結果を添付資料-4に示す。

#### 4. プラント機器への影響評価

JSME による評価により折損の可能性を否定できないものについて折損部の移動先を評価した結果、安全上重要な機器である非常用炉心冷却系のポンプ及び弁や原子炉格納容器隔離弁等の機器に対して影響のないことを確認した。(添付資料-5)

なお、主な系統について評価した概略結果を以下に示す。

##### (1) 主蒸気系

折損の可能性を否定できない主蒸気系の円柱状構造物(温度計ウェル: 12箇所)は、各々が設置されている場所から流れに沿って主タービン、復水系等に移動する可能性がある。しかし、移動中に干渉する安全性に関係のないスクリーン等で移動を阻害され、滞留すると評価されることから、安全上の問題となるものではない。

##### (2) 原子炉再循環系

折損の可能性を否定できない原子炉再循環系の円柱状構造物(温度計ウェル: 6箇所)は、各々が設置されている場所から流れに沿って移動するが、その移動過程において通過する機器(再循環流量制御弁、ジェットポンプ等)に対して、影響を及ぼすことなく通過し、安全上の問題とならないストレーナに留まると評価される。

##### (3) 原子炉隔離時冷却系

折損の可能性を否定できない原子炉隔離時冷却系の円柱状構造物(温度計ウェル: 1箇所)は、設置されている場所から流れに沿って移動し、原子炉隔離時冷却系、原子炉、原子炉冷却材浄化系、原子炉再循環系、残留熱除去系、主蒸気系で滞留、通過する可能性があるが、何れも影響を及ぼすことなく、安全上の問題とならないものと評価される。

5. 今後の計画

今回の評価の結果、損傷の可能性が否定できないものの今後の計画を以下に記す。

No.	温度計ウェル名称	実施時期		備考
		第 22 回定検	第 23 回定検	
1	PLR 入口温度 TE-N023A,B 2箇所	検査	短尺化	
2	PLR 入口温度 TE-N028A,B 2箇所	検査	撤去	
3	PLR 入口温度 TE-N035A,B 2箇所	検査	短尺化	
4	原子炉出口主蒸気温度 TE-N029,N030,N040 3箇所	撤去		
5	主蒸気止め弁入口温度 TE-1-4A~D 4箇所	検査	短尺化	
6	タービンバイパス弁出口温度 TX-1-304A~E 5箇所	検査	撤去	
7	RCIC ポンプ出口温度 TI-R005 1箇所	短尺化		
合 計		4 箇所*	15 箇所*	

\*箇所数は、撤去または短尺化をいう。

6. 耐圧機能を有するもののうち抽気系試験用温度計ウェル 2 箇所の扱いについて

プラントの試験運転に用いられた高圧タービンからの抽気ラインに設置されている温度計ウェル 2 箇所は、図面確認では形状の特定が出来ていないが、次回定検時に極力撤去する。

なお、当該温度計ウェルの折損を想定すると、各々が設置されている場所から流れに沿って復水器等の復水系に移動する可能性があるが、形状を最も小さく考えた場合でも移動中に復水脱塩器のスクリーンで移動を阻害されると考えられることから、安全上の問題となるものではない。

7. 添付資料

- 添付資料-1 配管内円柱状構造物の流力振動評価フロー (JSME)
- 添付資料-2 JSME 評価結果 対策必要箇所一覧表
- 添付資料-3 耐圧機能を有するものの JSME 評価結果
- 添付資料-4 耐圧機能を有しないものの JSME 評価結果
- 添付資料-5 折損時プラント機器への影響評価

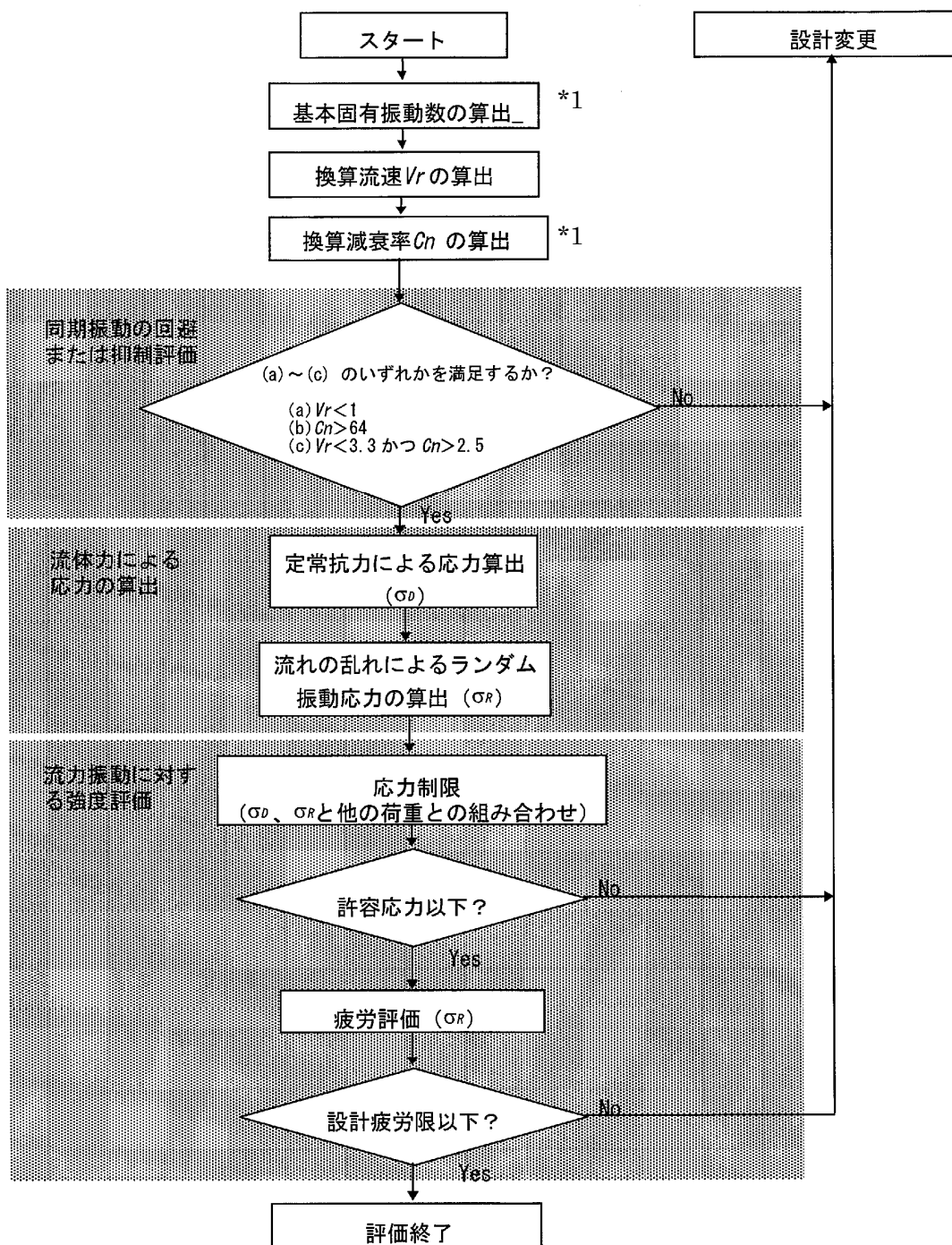
8. 参考資料

- 参考資料 配管内円柱状構造物設置系統図

9. 別添資料

- 別添資料 東海第二発電所 配管内円柱状構造物の流体振動による損傷防止に関する評価結果の報告書における誤記等について

以上



配管内円柱状構造物の流力振動評価フロー (JSME)

\*1: 固有振動数および換算減衰率の算出にあたっては、耐圧機能を有しないもの (サンプリングノズル) の内包水を考慮する。

## JSME 評価結果 対策必要箇所一覧表

評価の結果、損傷の可能性が否定できない箇所として、以下の耐圧機能を有するもの（温度計ウェル）が抽出された。

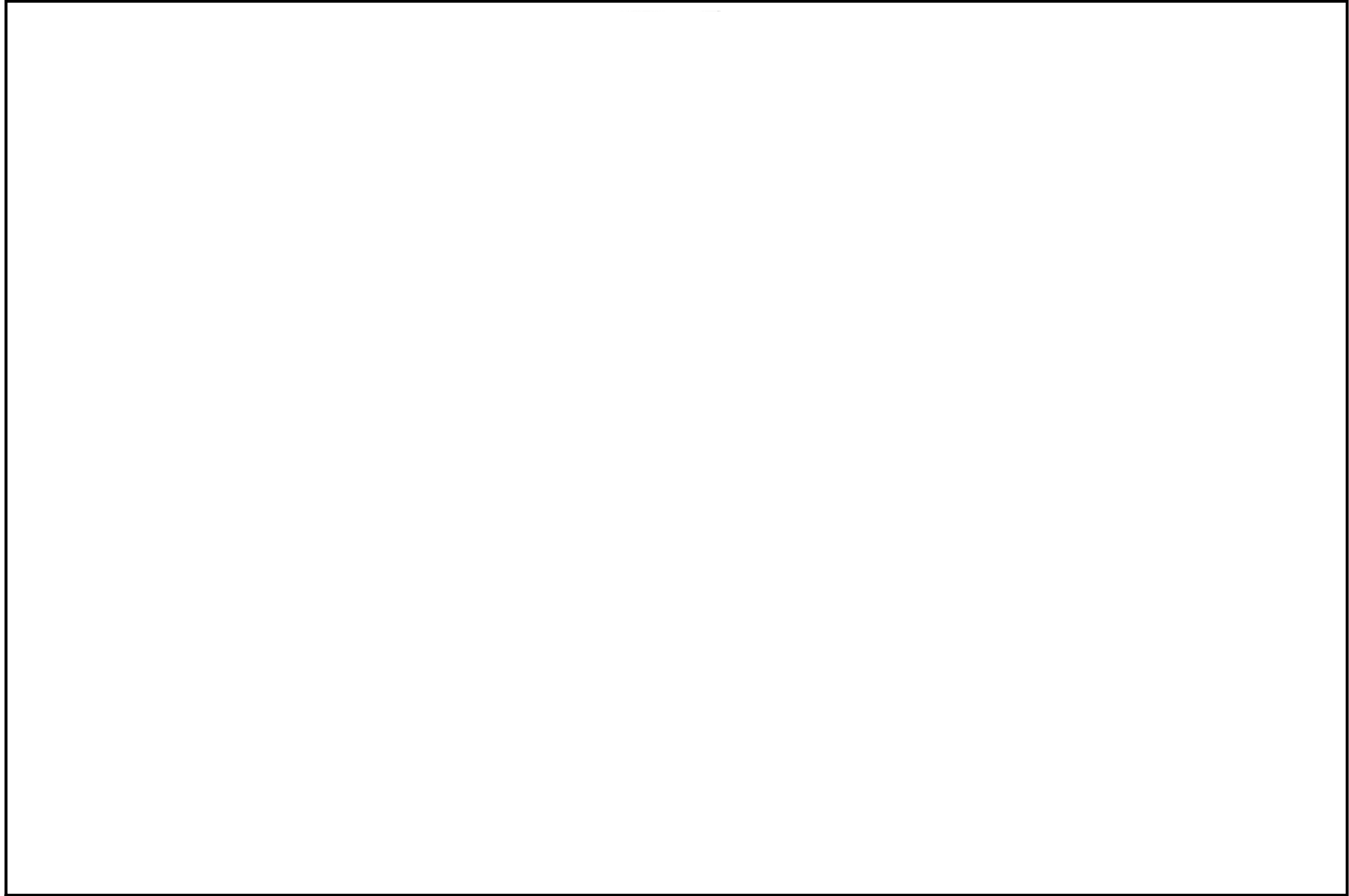
No.	系統	Tag No.	計測点名称
1	PLR	TE-N023A	PLR ポンプ A 入口温度
2	PLR	TE-N023B	PLR ポンプ B 入口温度
3	PLR	TE-N028A	PLR ポンプ A 入口温度
4	PLR	TE-N028B	PLR ポンプ B 入口温度
5	PLR	TE-N035A	PLR ポンプ A 入口温度
6	PLR	TE-N035B	PLR ポンプ B 入口温度
7	MS	TE-N029	原子炉出口温度
8	MS	TE-N030	原子炉出口温度
9	MS	TE-N040	原子炉出口温度
10	MS	TE-1-4A	主蒸気止め弁 A 入口温度
11	MS	TE-1-4B	主蒸気止め弁 B 入口温度
12	MS	TE-1-4C	主蒸気止め弁 C 入口温度
13	MS	TE-1-4D	主蒸気止め弁 D 入口温度
14	MS	TX-1-304A	タービンバイパス弁出口温度
15	MS	TX-1-304B	タービンバイパス弁出口温度
16	MS	TX-1-304C	タービンバイパス弁出口温度
17	MS	TX-1-304D	タービンバイパス弁出口温度
18	MS	TX-1-304E	タービンバイパス弁出口温度
19	RCIC	TI-R005	RCIC ポンプ出口温度

耐圧機能を有するもののJSME評価結果（平均流速）

添付資料-3  
(1/6)

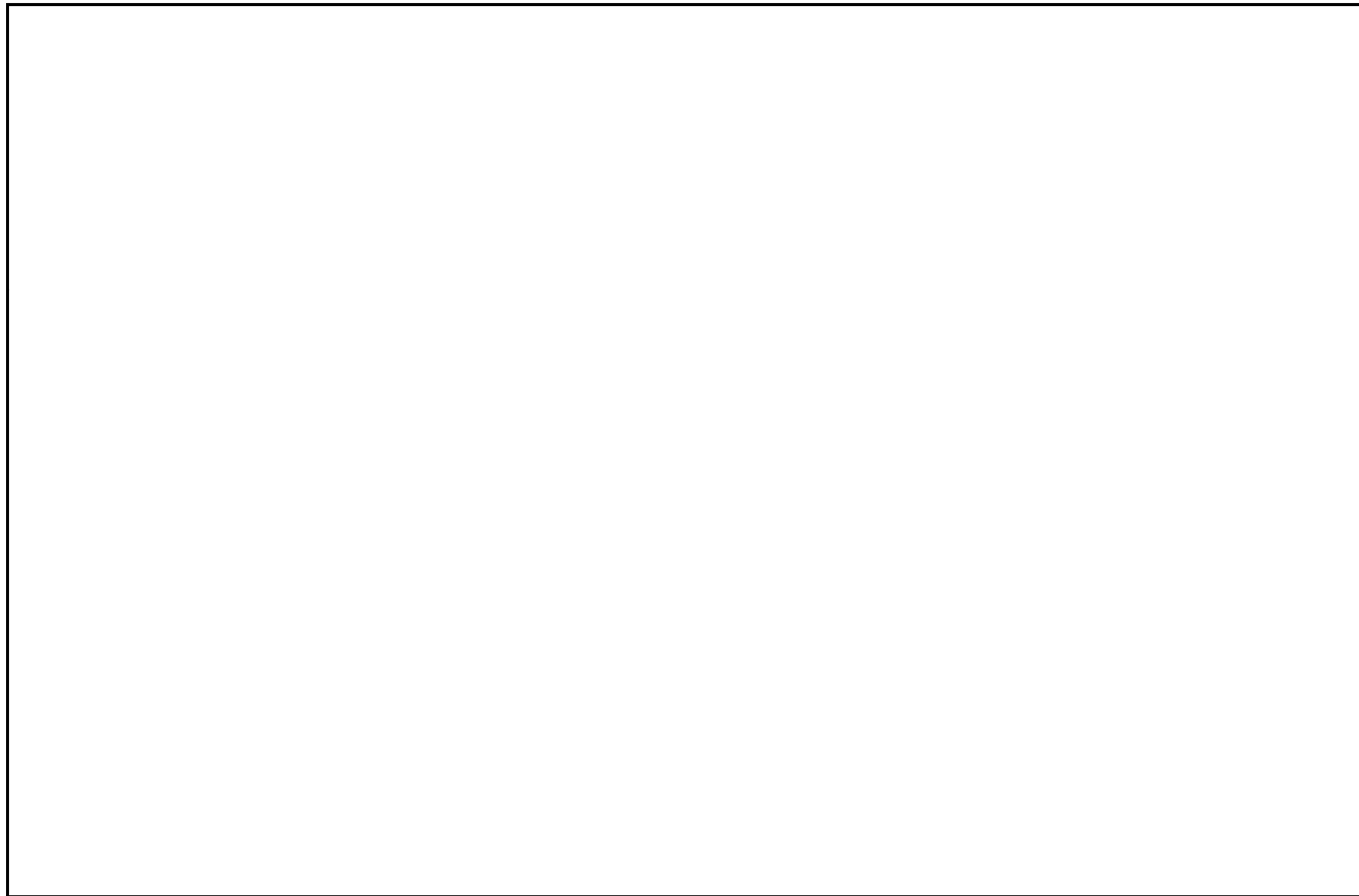


耐圧機能を有するもののJSME評価結果（平均流速）

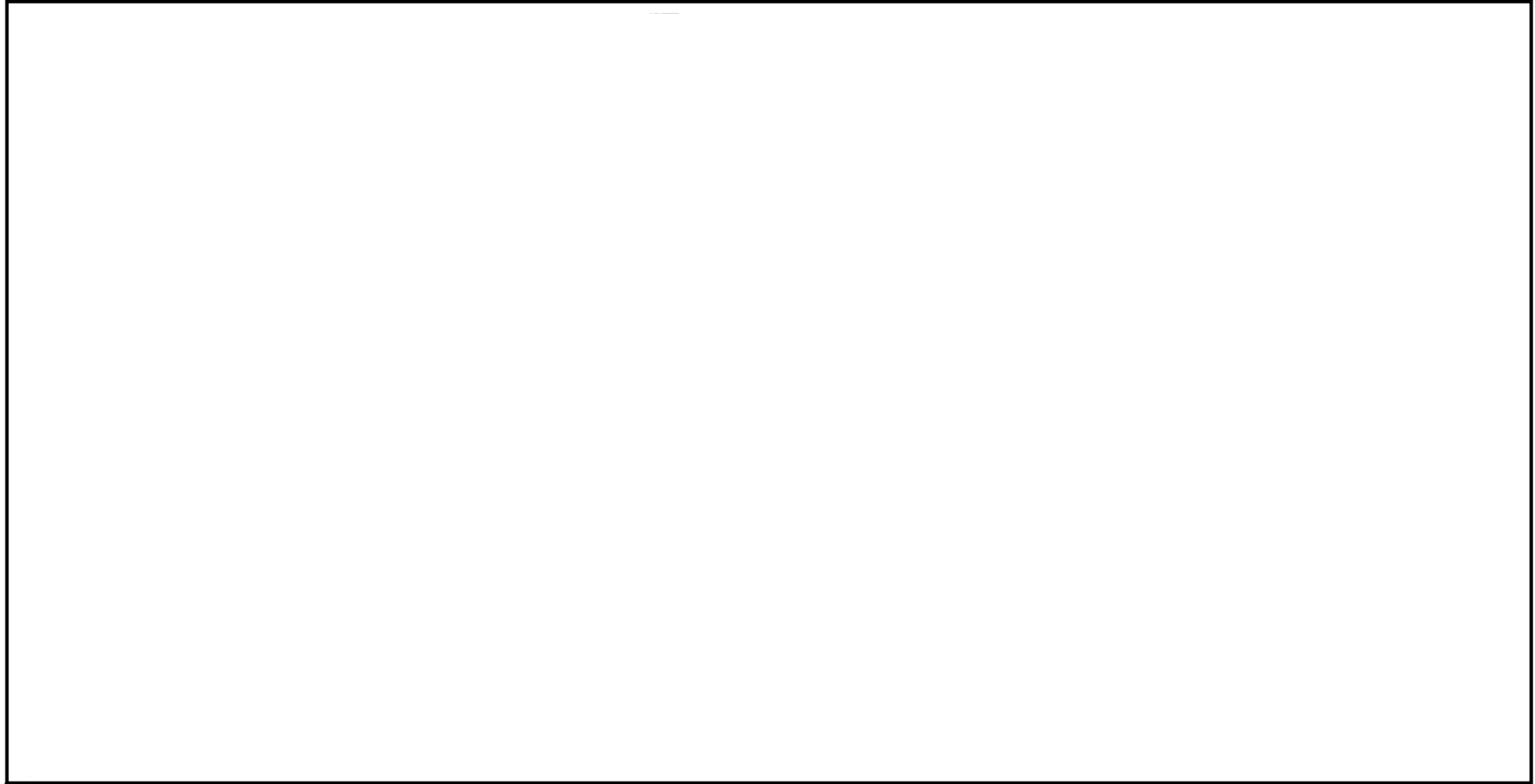




耐圧機能を有するもののJSME評価結果（2倍流速）



耐圧機能を有するもののJSME評価結果（2倍流速）



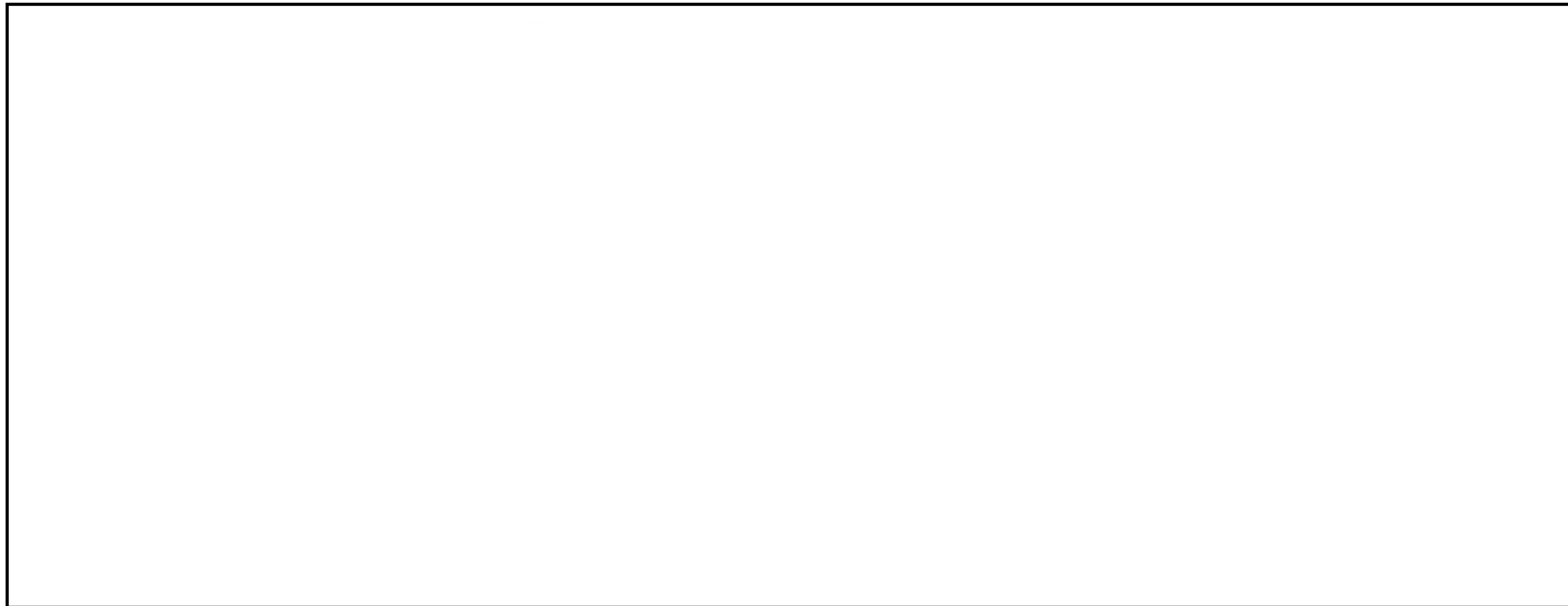
耐圧機能を有するもののJSME評価結果（最大流速）

--

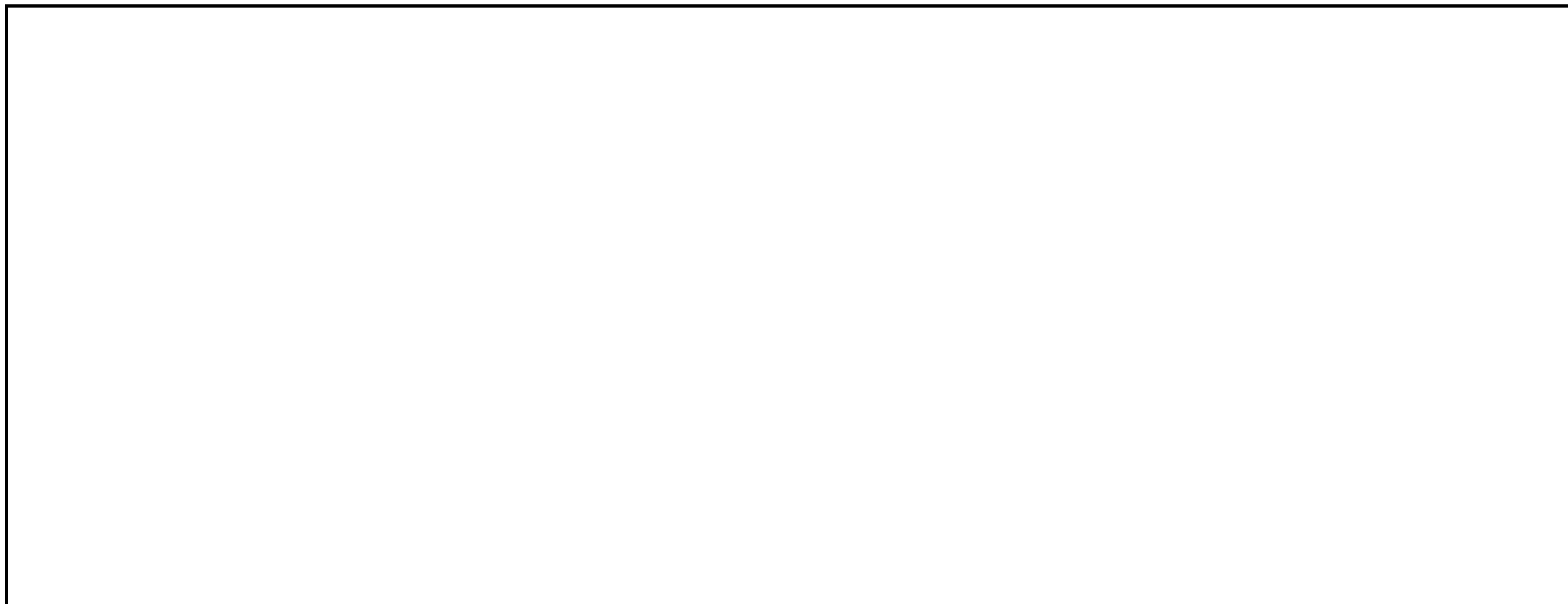
耐圧機能を有するもののJSME評価結果（偏流を考慮した最大流速）



耐圧機能を有しないもののJSME評価結果（平均流速）



耐圧機能を有しないもののJSMC評価結果（2倍流速）



耐圧機能を有しないもののJSME評価結果（最大流速）

--

耐圧機能を有しないもののJSME評価結果（偏流を考慮した最大流速）

--



## 折損時プラント機器への影響評価

系統	Tag No.	計測点名称	根元外径 (mm)	長さ(折損時) (mm)	折損時到達箇所	影響評価
PLR	TE-N023A/B TE-N028A/B TE-N035A/B	PLRポンプA入口温度 PLRポンプB入口温度	29.0 29.0 29.0	94.9 94.9 69.5	原子炉再循環系 原子炉再循環ポンプ  原子炉再循環系 再循環流量制御弁	評価対象温度計ウエルはポンプ内部の隙間に滞留することなく、冷却材とともにそのまま吐出側に流出するので問題ない。  再循環流量制御弁は、ボール弁であり最小流量確保のため全閉する構造ではない。従って評価対象温度計ウエルは冷却材とともに開口部を通過するので、弁内部でのかみこみはないと考えられるので問題ない。
					残留熱除去系 格納容器隔離弁(停止時冷却モードライン逆止弁)	運転中は閉であり流れがないことから、残留熱除去系側への流出は生じない。また、弁内径は12B(内径約267.7mm)であり、評価対象温度計ウエルが入り込んでも停止時冷却モード運転時の弁開動作に影響を与えない。
					原子炉再循環系 ジェットポンプ	ジェットポンプノズルはφ約33.0mmであることから、評価対象温度計ウエルは通過することが考えられる。また、引っかけり閉塞したと仮定しても、全ジェットポンプ流量に占める割合は1%であり、運転上の影響はない。
					原子炉再循環系 ジェットポンプ	流速が最も速くなるノズル部(流速約62.6 m/s)における、薄肉のノズル先端部への衝突については、ノズル部は流れを絞っているだけであり評価対象温度計ウエルが部材に垂直に衝突することは流線的に考えられないことから問題はない。
					原子炉内 原子炉底部	評価対象温度計ウエルは、原子炉底部の流速(約1 m/s)を考慮すると浮き上がることはない。また、ジェットポンプデューザー出口(約4.8m/s)で原子炉底部の構造部材に衝突することを想定すると、その際の衝突エネルギーは、TE-N023A/B及びTE-N028A/Bで約5 J、TE-N035A/Bで約4Jであり、原子炉底部で最も板厚が薄い、ほう酸水注入-差圧検出配管(約3.3mm)の破損限界エネルギーが約790 Jに比べ小さいことから著しい変形、損傷は生じないものと考えられる。

系統	Tag No.	計測点名称	根元外径 (mm)	長さ(折損時) (mm)	折損時到達箇所	影響評価
PLR	TE-N023A/B	PLRポンプA入口温度 PLRポンプB入口温度	29.0	94.9	ボトムドレン配管及び原子炉冷却材浄化系 F103弁	弁口径57.3mmの玉型弁であることから評価対象温度計ウエルは弁内部に留まることが考えられるが、この弁は点検作業用の手動弁であり、通常運転中は開通状態で閉操作をすることはないため内部に存在しても問題は無い。また、弁口径57.3mmに対し想定される閉塞率は26%程度であるが、原子炉冷却材浄化系の主要ラインは原子炉再循環系ポンプ入口側(評価対象温度計ウエルより上流側)から取り込んでいるため機能上問題とならない。
	29.0		94.9			
	29.0		69.5			
					ボトムドレン配管及び原子炉冷却材浄化系 格納容器隔離弁(F001.F004)	上記F103弁を通過し、格納容器隔離弁シート部へのかみこみを想定する場合は、隔離弁は格納容器の内側及び外側の直列2箇所にて設けられていることから、どちらかが閉となり隔離機能は維持されるものと考えられる。
					ボトムドレン配管及び原子炉冷却材浄化系 原子炉冷却材浄化ポンプ入口ストレーナ	格納容器隔離弁を通過しポンプ側への移動を想定すると、ポンプ入口にはストレーナ(目開き約7mm)が設けられていることから、評価対象温度計ウエルがポンプに流入することはなく、閉塞の問題もない。

系統	Tag No.	計測点名称	根元外径 (mm)	長さ(折畳時) (mm)	折畳時到達箇所	影響評価
MS	TE-1-4A~D	主蒸気止め弁A~D入口温度	38.1	152.4	主蒸気系 主蒸気止め弁スクリーン(主蒸気止め弁)	内部にはスクリーン(目開き約3mm)が設けられていることから、評価対象温度計ウエールが蒸気タービンへ流出することはない、かみこみの問題もない。
	TE-N029 TE-N030 TE-N040	原子炉出口温度	25.4	112.7	主蒸気系 主蒸気止め弁スクリーン(主蒸気止め弁)	内部にはスクリーン(目開き約3mm)が設けられていることから、評価対象温度計ウエールが蒸気タービンへ流出することはない、かみこみの問題もない。
					主蒸気系 主蒸気ヘッダドレンラインストレーナ	この系統にはストレーナ(5-1-S2目開き約0.4mm)が設けられていることから、評価対象温度計ウエールが留まることとなり復水器へ流出することはない。
					主蒸気系 蒸気式空気抽出器へのラインストレーナ	蒸気式空気抽出器入口側にはストレーナ(5-1-S5目開き約0.4mm)が設けられていることから、評価対象温度計ウエールが蒸気式空気抽出器に流出することはない。
					主蒸気系 蒸気式空気抽出器へのラインのドレンラインドレントラップ	蒸気式空気抽出器へのラインのドレンラインにはドレントラップがあり、ここに留まることが考えられるため復水器へは流出しない。
	TX-1-304 A~E	タービンバイパス弁出口温度	38.0	104.0	復水系 復水脱塩器散水板	復水脱塩器内部の散水板(穴径Φ25mm)に留まるため、安全設備に対する影響はない。

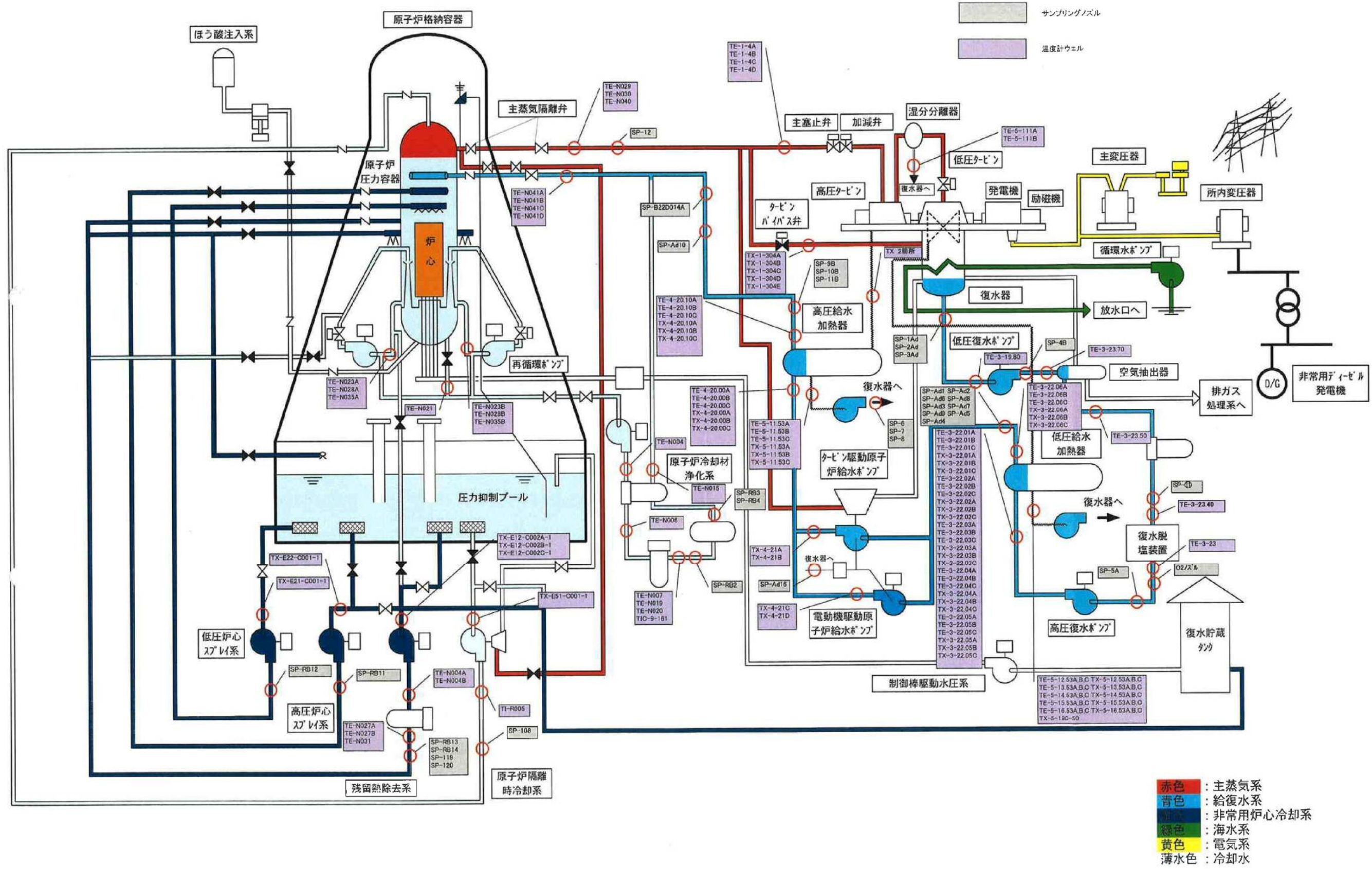
系統	Tag No.	計測点名称	根元外径 (mm)	長さ(折損時) (mm)	折損時到達箇所	影響評価
RCIC	TI-R005	RCICポンプ出口温度	12.7	135.7	復水貯蔵タンク	復水貯蔵タンクへ流出してもタンク底部に留まることが考えられるため安全設備への影響はない。
					原子炉内 ドライヤ及びアニュラス部	ドライヤ及びアニュラス部に留まったとしても安全設備への影響はない。
					原子炉内 原子炉底部	ジェットポンプディフェューザ出口(約4.8m/s)で原子炉底部の構造部材に衝突することを想定すると、その際の衝突エネルギーは約2 Jであり、原子炉底部で最も板厚が薄い、ほう酸水注入・差圧検出配管(約3.3mm)の破損限界エネルギー約790 Jに比べ小さいことから著しい変形、損傷は生じないものと考えられる。
					原子炉内 燃料集合体	原子炉底部の流速(約1 m/s)を考慮すると浮き上がる可能性があるが、燃料集合体下部タイレットの開口は約Φ10mmであることから、入り込むことは無く、燃料に影響を及ぼすことはない。
					ボトムドレン配管及び原子炉冷却材浄化系 F103弁	弁口径約57.3mmの玉型弁であることから評価対象温度計ウエルは弁内部に留まることが考えられるが、この弁は点検作業用の手動弁であり、通常運転中は開運用で閉操作をすることはなく、内部に存在しても問題は無い。また、弁口径約57.3mmに対し想定される閉塞率は5%程度であるため機能上問題とならない。
					ボトムドレン配管及び原子炉冷却材浄化系 格納容器隔離弁(F001,F004)	上記F103弁を通過し、格納容器隔離弁シート部へのかみこみを想定する場合は、隔離弁は格納容器の内側及び外側の直列2箇所に設けられていることから、どちらかが閉となり隔離機能は維持されるものと考えられる。
					ボトムドレン配管及び原子炉冷却材浄化系 原子炉冷却材浄化ポンプ入口ストレーナ	格納容器隔離弁を通過しポンプ側への移動を想定すると、ポンプ入口にはストレーナ(目開き約7mm)が設けられていることから、評価対象温度計ウエルがポンプに流入することはなく、閉塞の問題もない。

系統	Tag No.	計測点名称	根元外径 (mm)	長さ(折損時) (mm)	折損時到達箇所	影響評価
RCIC	TI-R005	RCICポンプ出口温度	12.7	135.7	原子炉再循環系 原子炉再循環ポンプ	評価対象温度計ウエルはポンプ内部の隙間に滞留することなく、冷却材とともにそのまま吐出側に流出するので問題ない。
					原子炉再循環系 再循環流量制御弁	再循環流量制御弁は、ボール弁であり最小流量確保のため全閉する構造ではない。従って評価対象温度計ウエルは冷却材とともに閉口部を通過するので、弁内部でのかみこみはないと考えられるので問題ない。
					残留熱除去系 格納容器隔離弁(停止時冷却モードライン逆止弁)	運転中は閉であり流れがないことから、残留熱除去系側への流出は生じない。また、弁内径は128(内径約267.7mm)であり、評価対象温度計ウエルが入り込んでも停止時冷却モード運転時の弁開動作に影響を与えない。
					原子炉再循環系 ジェットポンプ	ジェットポンプノズルはφ約33.0mmであることから、評価対象温度計ウエルは通過することが考えられる。また、引っかけり、閉塞したと仮定しても、全ジェットポンプ流量に占める割合は1%であり、運転上の影響はない。
					原子炉再循環系 ジェットポンプ	流速が最も速くなるノズル部(流速約62.6 m/s)における、薄肉のノズル先端部への衝突については、ノズル部は流れを絞っているだけであり評価対象温度計ウエルが部材に垂直に衝突することは流線的に考えられないことから問題はない。
					主蒸気系 主蒸気隔離弁 (F022A~D,F028A~D)	主蒸気隔離時に弁シート部へのかみこみを想定する場合、隔離弁は格納容器の内側及び外側の直列2箇所にて設けられていることから、どちらかが閉となり隔離機能は維持されるものと考えられる。
					主蒸気系 主塞止弁スクリーン	内部にはスクリーン(目開き約3mm)が設けられていることから、評価対象温度計ウエルが蒸気タービンへ流出することはない、かみこみの問題もない。

系統	Tag No.	計測点名称	根元外径 (mm)	長さ(折損時) (mm)	折損時到達箇所	影響評価
RCIC	TI-R005	RCICポンプ出口温度	12.7	135.7	主蒸気系 主蒸気ヘッダドレンラインストレーナ	この系統にはストレーナ(5-1-S2目開き約0.4mm)が設けられていることから、評価対象温度計ウエルが留まることとなり復水器へ流出することはない。
					主蒸気系 蒸気式空気抽出器へのラインのストレーナ	蒸気式空気抽出器入口側にはストレーナ(5-1-S5目開き約0.4mm)が設けられていることから、評価対象温度計ウエルが蒸気式空気抽出器に流出することはない。
					主蒸気系 蒸気式空気抽出器へのラインのドレンラインドレ ントラップ	蒸気式空気抽出器へのラインのドレンラインにはドレントラップがあり、ここに留まることが考えられるため復水器へは流出しない。

配管内円柱状構造物設置系統図

参考資料





東海第二発電所

配管内円柱状構造物の流体振動による損傷防止に関する評価結果の報告書における誤記等について

1. 概要

東海第二発電所 配管内円柱状構造物の流体振動による損傷防止に関する評価結果（平成18年3月31日 経済産業省 原子力安全・保安院殿へ報告書提出済）の再評価報告書を取りまとめていたところ、添付資料-4「耐圧機能を有するものの JSME 評価結果」データ表に記載された主蒸気止め弁入口温度計の構造物長さに誤記があることが判明した。

このため、報告書の再レビューを行うとともに誤記に至った原因を調査し、その結果に基づき再発防止対策を行うこととした。

2. 再レビューの結果

(1) 全数照合確認の実施

報告書に記載された以下の数値（項目）に対して、当該数値の出典元データ（エビデンス）との全数照合等の確認を実施した。

この確認はメーカーが実施し、その後、当社が実施した。

調査項目	調査の内容
プロセスデータ	ヒートバランス等との照合確認
流体条件	設計仕様書等との照合確認
配管条件	配管施工図等との照合確認
ウェル・サンプリングノズル仕様	機器外形図等との照合確認

(2) 上記の確認結果は以下の通り（詳細は添付資料-1 参照）

- ① 構造物寸法等、入力データの転記ミス、誤入力を確認された。（37箇所）
- ② 基準値等の取扱いに係わる不統一  
以下の基準値等の取扱いが部署毎に異なっていた。  
a) 縦弾性係数、設計応力強さ、許容引張強さについての温度補正  
b) プロセスデータ（運転流量）の算出方法（圧力損失積算等）  
c) データの有効数字
- ③ 報告書添付資料-4「耐圧機能を有するものの JSME 評価結果」にデータ貼り付けミスによる誤入力を確認された。

(3) 訂正したデータによる円柱状構造物の再評価結果

訂正したデータにより円柱状構造物の再評価を実施した。その結果、先に報告した対策の内容が変わるものはない。（添付資料-2）

本資料には、日本原子力発電株式会社またはその他の企業の秘密情報を含んでおります。当社の許可なく本資料の複製物を作成すること、本資料の内容を本来の目的以外に使用すること、または第三者に開示、公開する等の行為を禁止します。 2006.6 日本原子力発電株式会社

### 3. 原因調査結果

今般、再発防止対策の検討・立案にあたり、委託メーカーにおける委託業務と当社における調達管理等の各品質保証活動状況を調達段階から報告書提出までの作業フローで整理し、誤記等の発生に係わる要因の分析を行い直接的な要因として以下を抽出した。

(添付資料-3)

#### (1) 当 社

- ① 誤入力、基準値等の不統一等を防止するための作業プロセスの管理要領(体制、手順等)の必要性の認識不足  
委託メーカーとの委託仕様書の内容確認において誤入力、基準値等の不統一等を防止するための作業プロセスの管理要領(体制、手順等)(以下、作業プロセスの管理要領という。)の作成の指示が必要であると思わなかった。
- ② 原子力安全・保安院殿提出の報告書添付データシートは委託評価報告書との再照合を実施し、転記ミスを訂正したが訂正箇所の再照合が不十分であった。

#### (2) 委託メーカー

- ① 作業プロセスの管理要領の必要性の認識不足  
当社との委託仕様書の内容確認において作業プロセスの管理要領の作成が必要であると思わなかった。
- ② 基準値等の取扱いに係わる不統一
  - a) 入力データの作成は委託総務部署から複数の設計担当部署へ依頼したが作業内容の指示は入力フォーマットの配布のみで十分と判断したため、基準値等の取扱いに係わる統一は指示していなかった。
  - b) さらに、評価計算におけるデータチェック・編集時、基準値等が不統一になっていることに気がつかなかった。
- ③ 入力データの作成及び審査・承認の不備
  - a) 今回のデータの誤入力はメーカー担当者が短期間に膨大なデータを取扱う作業の中で発生した。このような状況のもとで不鮮明な図面からデータを読み取る等、慎重なデータの取扱いが必要であったがその慎重さが不足していた。
  - b) さらに、審査のプロセスで審査者は入力データと出典元データ(エビデンス)との照合を抜き取りにより実施したため誤入力が見逃された。

### 4. 再発防止対策

原因調査の結果をうけて以下の再発防止対策をとる。

#### (1) 当 社

- ① 委託メーカーにおける作業プロセスの管理要領の確認等  
委託メーカーとの委託仕様書の内容確認時、業務の重要度に応じて作業プロセスの管理要領を作成することを指示するとともに作業着手時にその内容を確認する。また、メーカーから委託報告を受ける際には、要領どおりにチェックが行われたことを確認する。当該事項は委託仕様書に明記する。

さらに、今回の不適合に鑑み、委託先メーカーにおける作業プロセスの管理システムが正しく機能していることが確認されるまで評価結果に影響を与える主要な入力データについては、記載データと出典元データ（エビデンス）との全数照合を実施する。

- ② 報告書に添付する評価結果等の記載データについてはメーカー委託報告書と全数照合確認の結果、転記ミス等により訂正した箇所は全て再照合を行う。

また、原子力安全・保安院殿指示文書に係わる報告書については、その取扱いを官庁検査等対应手引書に追加し、官庁提出書類作成チェックシートにてチェックを行う。

(2) 委託メーカー

設計 PQC\*を活用し、下記の対策を含む作業プロセスの管理要領を作成し適用するよう委託メーカーに指示した。

- ① 複数部署にまたがる作業、実施時期が異なる作業を行う場合には使用する基準値等の取扱いを統一する。また、データチェック・編集時には、当該基準値等が統一されていることを確認する。
- ② 不鮮明な図面については拡大して作業を行う等、入力データ作成時の誤入力防止の対策を行う。
- ③ 評価計算の入力データ等、品質に影響を与える数値等については入力データと出典元データ（エビデンス）との照合は抜き取りから全数照合とする。

\* 設計 Process Quality Control : 受注した工事毎の設計業務に係わる計画等を定めたマニュアル

以 上

## 配管内円柱状構造物の構造健全性の確認について

技術基準第 19 条解釈では、流れの乱れ、渦、気泡等に起因する高サイクル疲労による損傷の発生防止が要求されている。流体振動による損傷防止に関して、評価対象として抽出された配管内円柱状構造物について、「配管内円柱状構造物の流力振動評価指針（J S M E S O 1 2）」（以下、「J S M E 指針」という。）に基づき構造健全性を確認した結果を以下に示す。

### 1. 評価確認対象

添付 1 にて抽出した以下の系統について、健全性を確認した。

- ・ 一次冷却材の循環系統（主蒸気，給復水系を含む）
- ・ 原子炉冷却材浄化系
- ・ 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）
- ・ 非常用炉心冷却設備（原子炉隔離時冷却系を含む）

### 2. 評価確認方法

J S M E 指針に基づき実施された構造健全性の確認を実施した。

確認にあたっては、以下の作業ステップにて行った。

作業ステップ

#### ○ステップ 1

添付 1 の添付資料-1「配管内円柱状構造物の流力振動評価フロー（J S M E）」に沿って、J S M E 指針に基づく評価結果を確認する。

#### ○ステップ 2

ステップ 1 にて損傷の可能性があると確認されたもの（19 箇所）について、その後の処置について確認する。

### 3. 確認結果

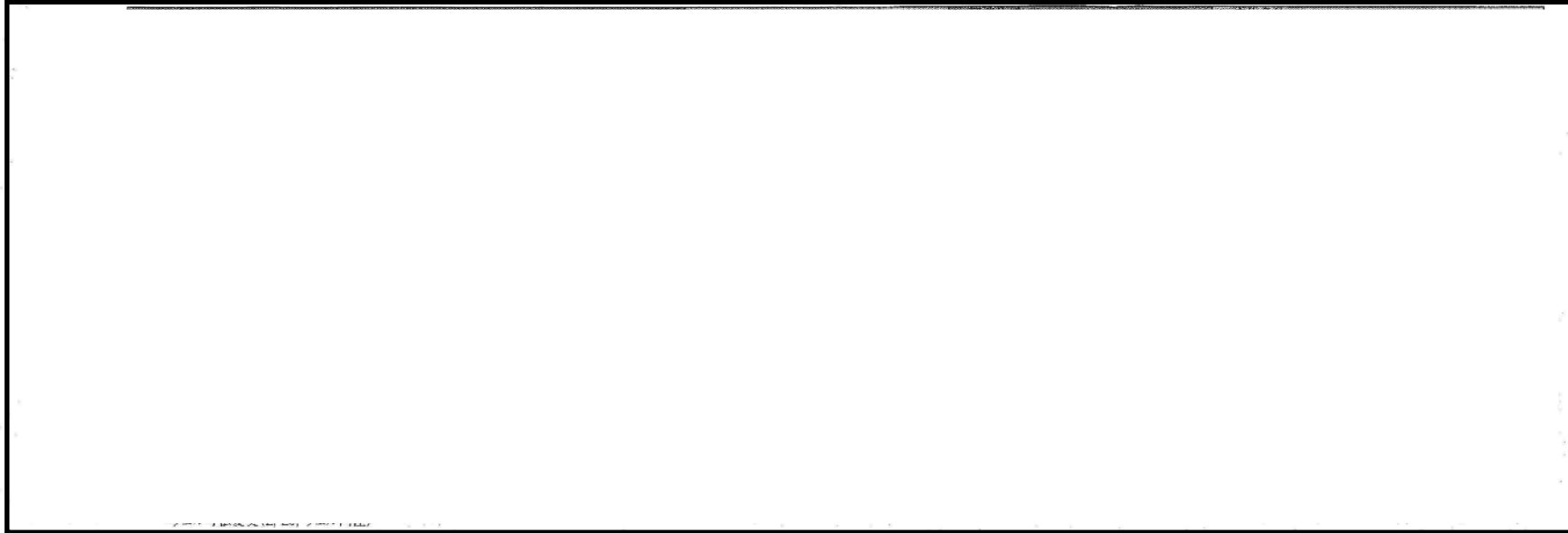
確認結果を表 1 に示す。なお、短尺化を行った箇所については J S M E 指針に基づく評価を行い強度上問題無い事を確認した。また、添付 1 にて形状の特定ができていなかった抽気系試験用温度計ウェル 2 箇所については、撤去済であることを確認した。

これらの結果から、いずれも問題はないことを確認した。よって、技術基準第 19 条に適合している。

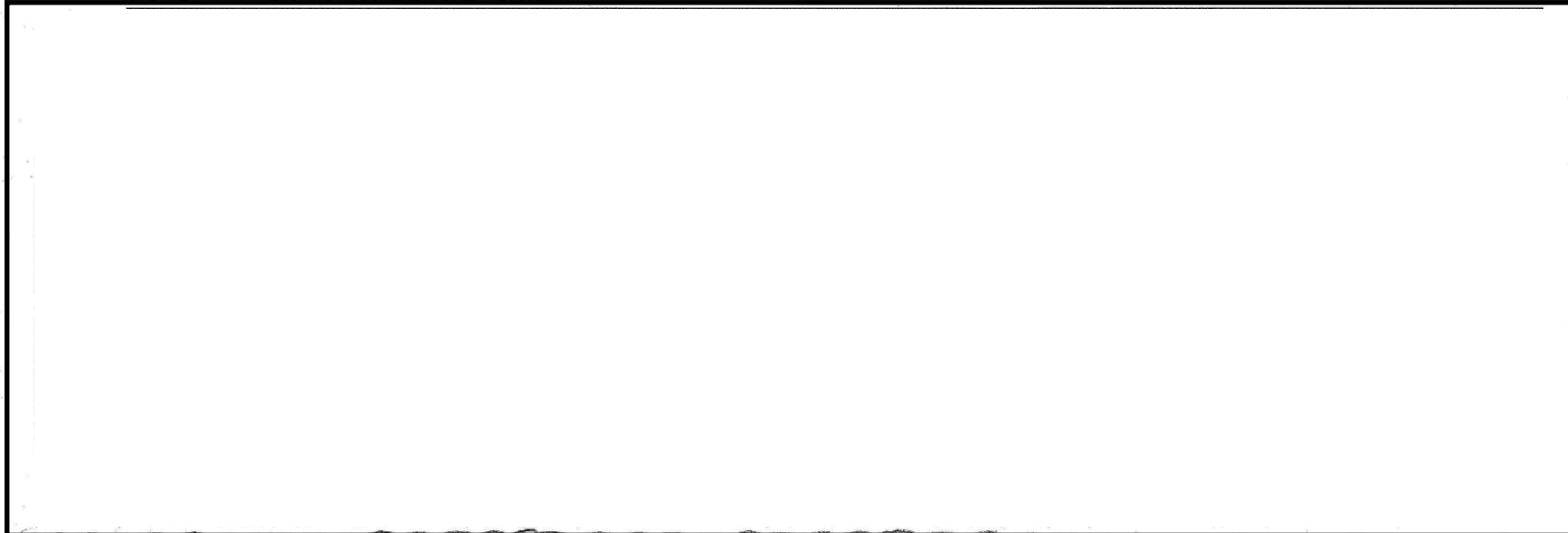
表 1 損傷の可能性のある箇所の処置リスト

No.	系統	Tag No.	計測点名称	処置内容
1	PLR	TE-N023A	PLR ポンプ A 入口温度	短尺化
2	PLR	TE-N023B	PLR ポンプ B 入口温度	短尺化
3	PLR	TE-N028A	PLR ポンプ A 入口温度	撤去
4	PLR	TE-N028B	PLR ポンプ B 入口温度	撤去
5	PLR	TE-N035A	PLR ポンプ A 入口温度	短尺化
6	PLR	TE-N035B	PLR ポンプ B 入口温度	短尺化
7	MS	TE-N029	原子炉出口温度	撤去
8	MS	TE-N030	原子炉出口温度	撤去
9	MS	TE-N040	原子炉出口温度	撤去
10	MS	TE-1-4A	主蒸気止め弁 A 入口温度	短尺化
11	MS	TE-1-4B	主蒸気止め弁 B 入口温度	短尺化
12	MS	TE-1-4C	主蒸気止め弁 C 入口温度	短尺化
13	MS	TE-1-4D	主蒸気止め弁 D 入口温度	短尺化
14	MS	TX-1-304A	タービンバイパス弁出口温度	撤去
15	MS	TX-1-304B	タービンバイパス弁出口温度	撤去
16	MS	TX-1-304C	タービンバイパス弁出口温度	撤去
17	MS	TX-1-304D	タービンバイパス弁出口温度	撤去
18	MS	TX-1-304E	タービンバイパス弁出口温度	撤去
19	RCIC	TI-R005	RCIC ポンプ出口温度	短尺化

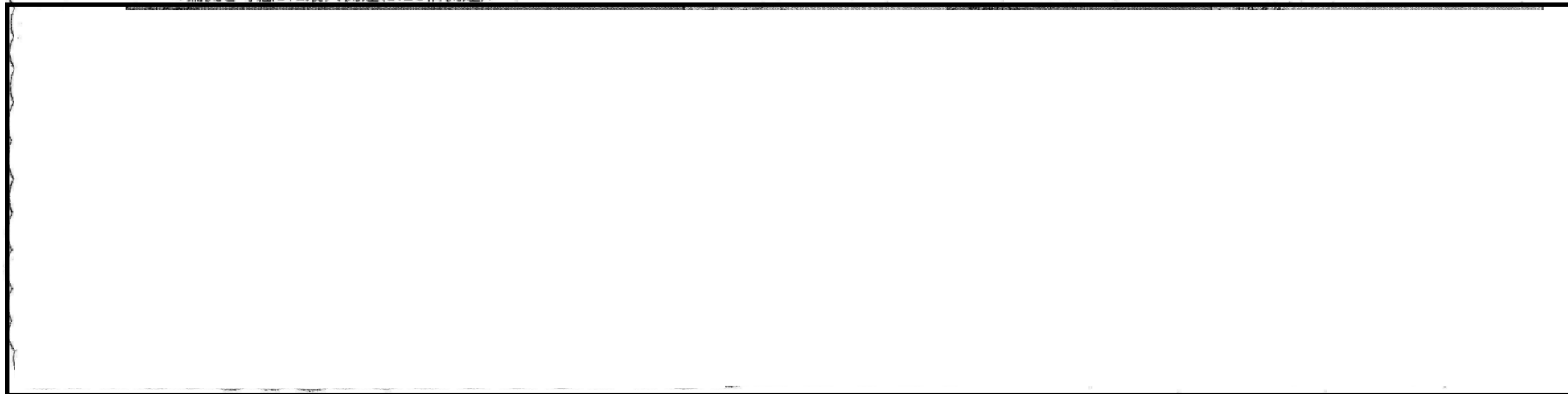
NT-2 ウェル短尺化後のISME強度評価<定格運転流量ベース>



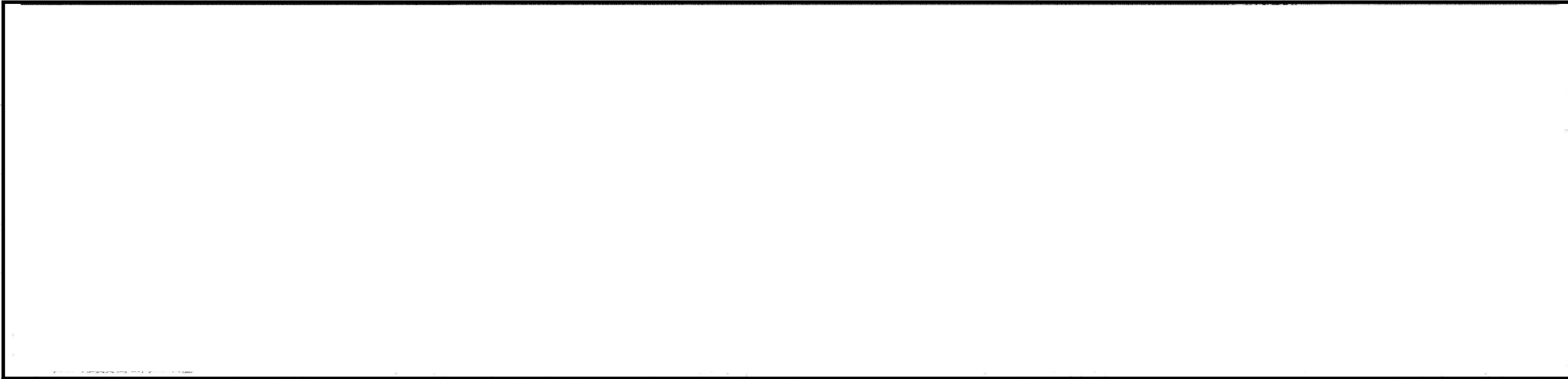
NT-2 ウェル短尺化後のISME強度評価<2倍流速>



NT-2 ウェル短尺化後のISME強度評価  
<偏流を考慮した最大流速(1.25倍流速)>



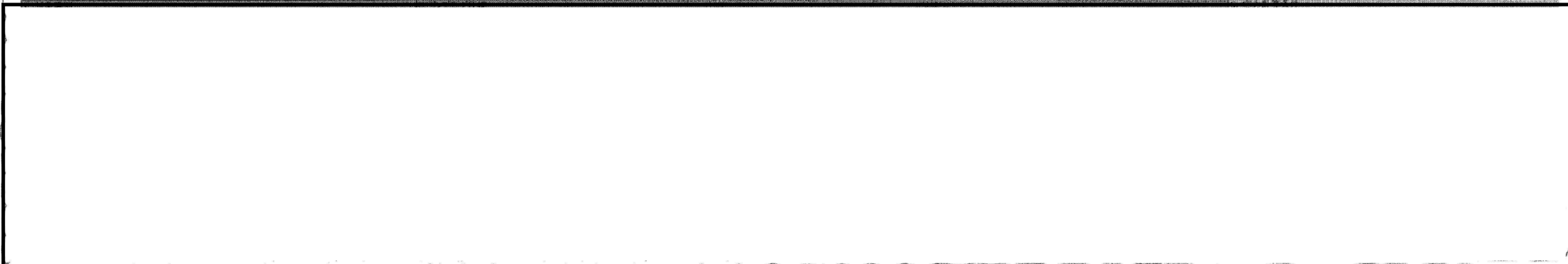
NT-2 ウェル短尺化後のJSME強度評価<定格運転流量ベース>



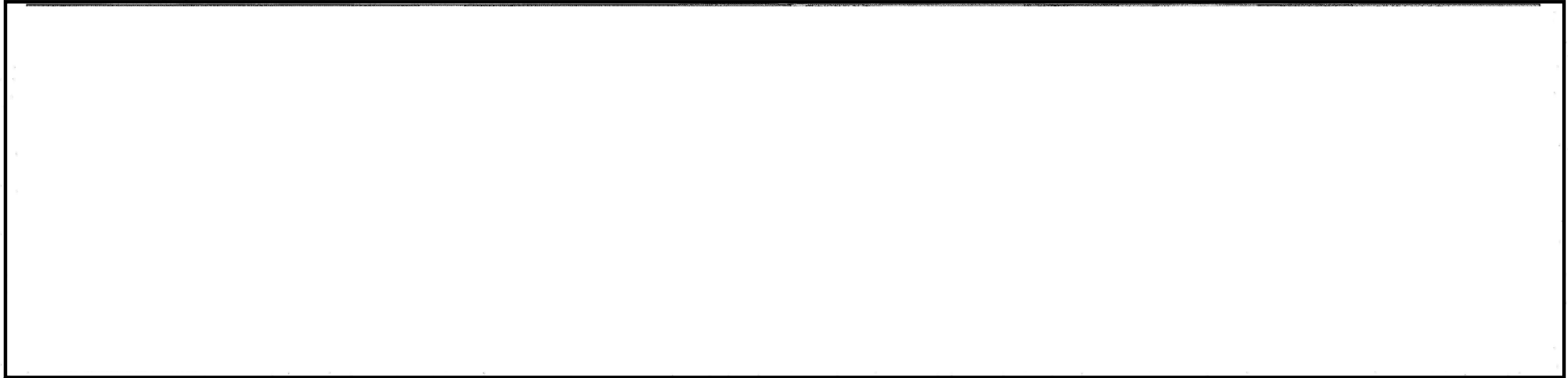
NT-2 ウェル短尺化後のJSME強度評価<2倍流速>



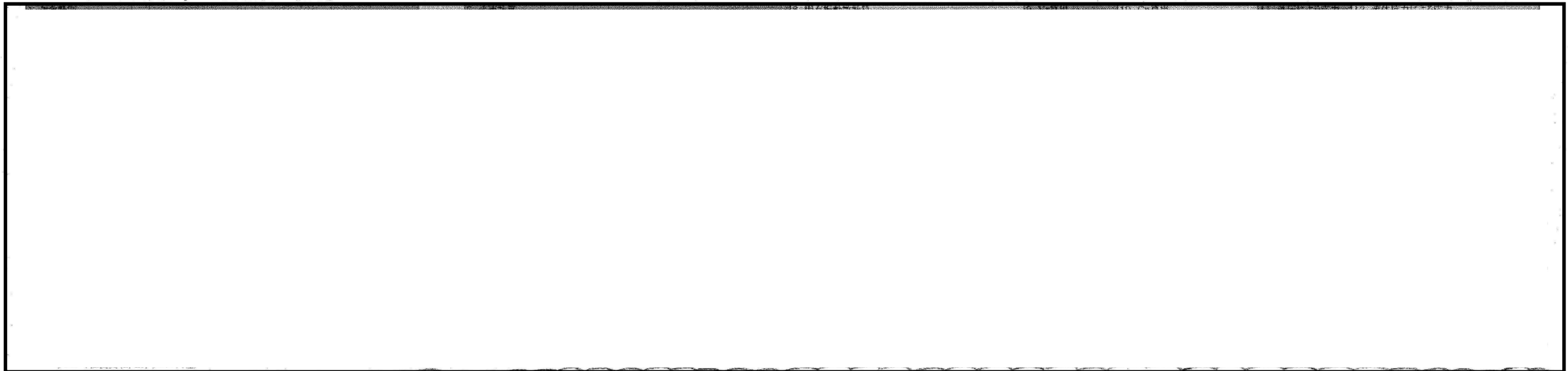
NT-2 ウェル短尺化後のJSME強度評価  
<偏流を考慮した最大流速(1.25倍流速)>



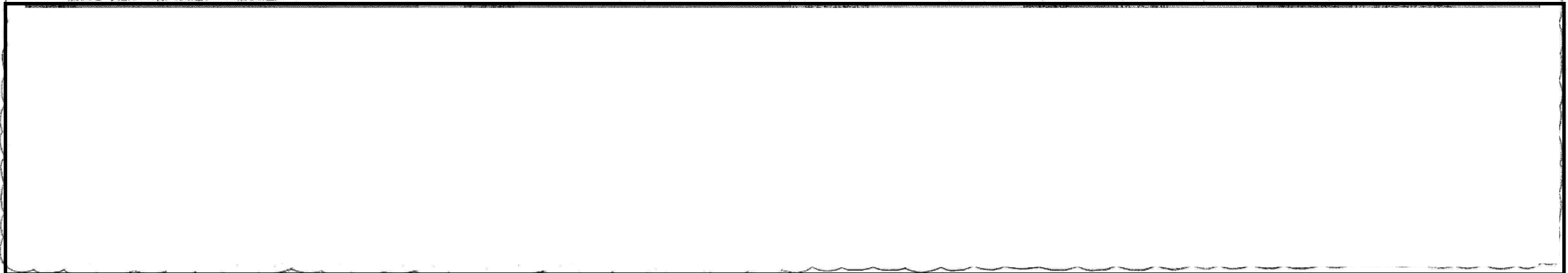
NT-2 ウェル短尺化後のJSME強度評価<定格運転流量ベース>



NT-2 ウェル短尺化後のJSME強度評価<2倍流速>

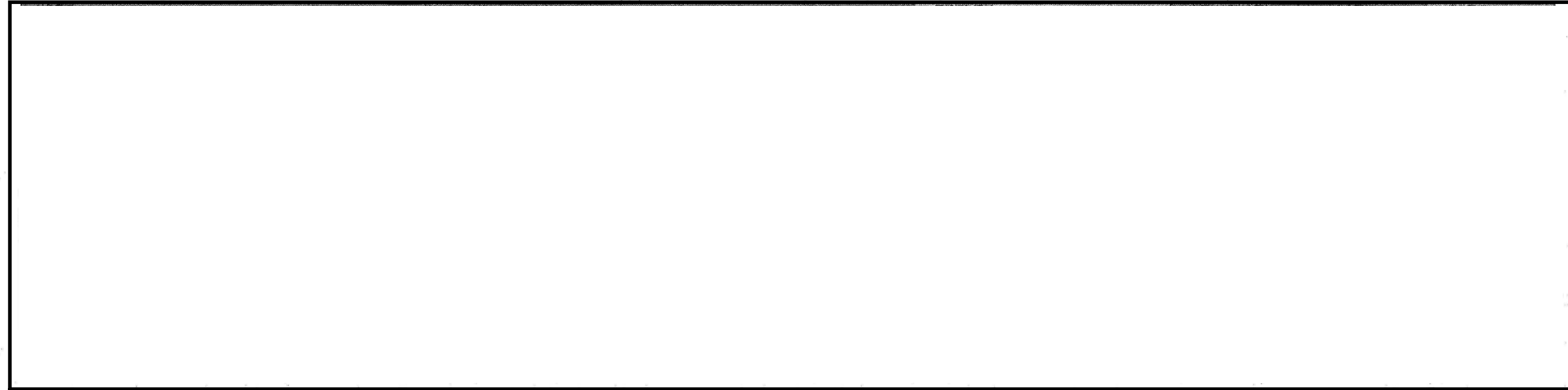


NT-2 ウェル短尺化後のJSME強度評価  
<偏流を考慮した最大流速(1.25倍流速)>

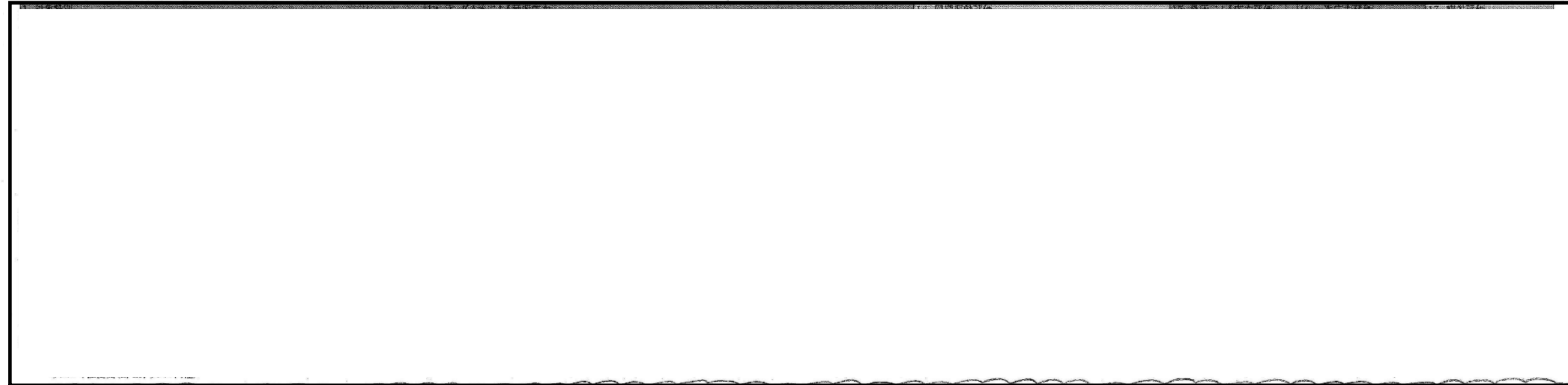




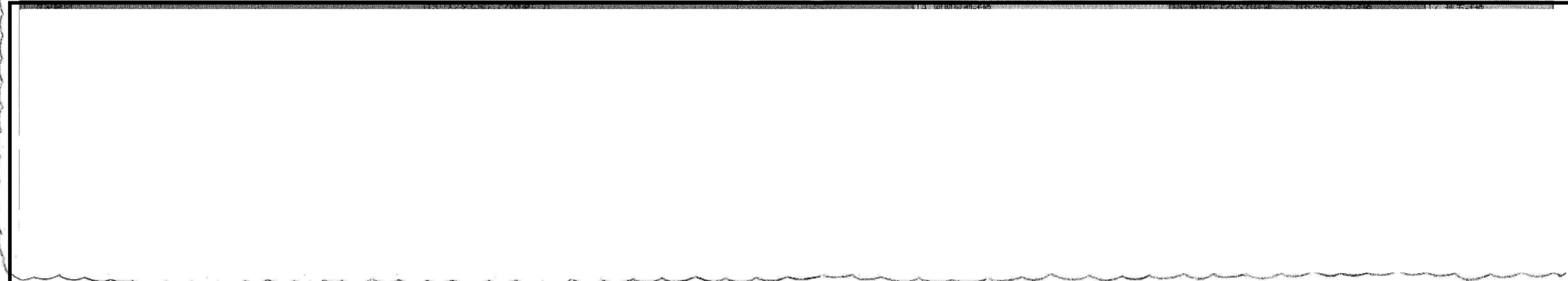
NT-2 ウェル短尺化後のJSME強度評価<定格運転流量ベース>



NT-2 ウェル短尺化後のJSME強度評価<2倍流速>



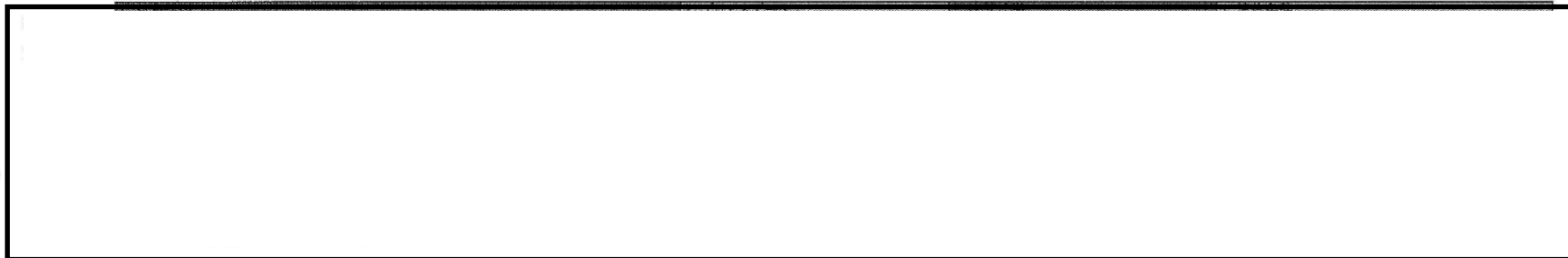
NT-2 ウェル短尺化後のJSME強度評価  
<偏流を考慮した最大流速(1.25倍流速)>



NT-2 TI-R005ウェル短尺化後のJSME強度評価<定格運転流量ベース>



NT-2 TI-R005ウェル短尺化後のJSME強度評価<2倍流速>



NT-2 TI-R005ウェル短尺化後のJSME強度評価<定格運転>

--

NT-2 TI-R005ウェル短尺化後のJSME強度評価<2倍流速>

--

NT-2 TI-R005ウェル短尺化後のJSME強度評価<定格運転

--

NT-2 TI-R005ウェル短尺化後のJSME強度評価<2倍流速

--

NT-2 TI-R005ウェル短尺化後のJSME強度評価<定格運転>

--

NT-2 TI-R005ウェル短尺化後のJSME強度評価<2倍流速>

--

# 保 修 票 III

作成年月日	2007年 3月 26日
保存期間	永 久
発行番号	2006-東II-保-0190号

報 告	所 長	原子炉主任技術者 ボイラー・タービン主任技術者 電気主任技術者 品質保証グループマネージャー	<input checked="" type="checkbox"/> 保 修 室 <input type="checkbox"/> 安 全 管 理 グ ル ー プ <input type="checkbox"/> 技 術 セ ン タ ー	
	室長	SM		
通 知	発電室長	発電長	担当者氏名	
	保修室長	運営管理グループマネージャー 安全管理グループマネージャー 技術センター長		
件 名	東海第二発電所 温度計ウェル取替工事			
保 修 期 日	自	2006年 11月 20日	保 修 の 区 分	停定、 停件、 通定
	至	2007年 2月 11日		通件、 <input checked="" type="checkbox"/> 設備口、 その他
保 修 内 容	<p>1. 実施目的 N I S A 指示文書により、日本機械学会「配管内円柱状構造物の流体振動評価指針」による評価の結果、損傷の可能性が否定できない配管内円柱状構造物について短尺化等の対策を実施した。</p> <p>実施内容 損傷の可能性が否定できない配管内円柱状構造物（温度計ウェル）のうち第2 2 回定検分として以下の箇所について短尺化等の対策を行った。</p> <p>1) 準備復旧後片付け 一式</p> <p>2) 温度計ウェル取替え</p> <p>a) 原子炉出口温度 TE-N029, -N030, -N040 (撤去、閉止プラグ取付け) 3 箇所</p> <p>b) タービンバイパス弁出口温度 TX-304A~E (撤去、閉止プラグ取付け) 5 箇所</p> <p>c) R C I C ポンプ出口温度 TI-R005 (短尺化取替え) 1 箇所</p> <p>実施結果 良</p> <p>9 箇所の温度計ウェルについて既設ウェルの撤去及び閉止プラグまたは短尺化ウェルの取付けを行い非破壊検査及び漏えい検査により異常のないことを確認した。</p>			
特 記 事 項 及 び 考 察	<p>&lt;特記事項&gt; タービンバイパス弁出口温度計ウェル撤去後の閉止プラグ取付けに係わる溶接については、溶接検査対象のため、溶接事業者検査及び溶接安全管理審査を実施した。</p>			
備 考			点検・補修 の見直し	有 <input checked="" type="checkbox"/> 無

保 修 室	決 裁 日	06.12.22	日
(決裁者)	所長	室長	係
	(所長代理/副所長/次長/SM)		

\*決裁者に○印を付すこと

2006.12.22

保守室

## 東海第二発電所

### タービン抽気ライン温度計ウエルの点検結果について

(タービン抽気ライン温度計ウエル点検工事にて実施)  
2006-軽-保-0180号

#### 1. はじめに

タービン抽気ライン 6-4-ES-94,95 に設置されている温度計ウエルについては図面に Tag No. がなく、図面照合ができなかったため先に原子力安全・保安院に提出した配管内円柱状構造物の流体振動による損傷防止に関する評価結果の報告では、その扱いについて「形状が特定できないため次回定検にて極力撤去する。」とした。

今回の定検において当該温度計ウエルの確認を実施した。

#### 2. 点検結果

目視検査の結果、配管からウエル取付け座 107mm の位置に閉止プラグが施工されていることを確認した。

#### 3. ウエル撤去時期

当該温度計ウエルの座は 115mm であることからウエル撤去後、溶接部の追込み加工を行い閉止プラグを取り付けたと推定される。メーカー設計担当者が当該箇所の確認を行った結果、「温度計ウエルを撤去し、閉止プラグを取り付けたと考えることは妥当である。」との見解であった。ただし、メーカーに定検工事（第1回以降）の記録に当該ウエル撤去の施工記録がないことから建設時に実施されたものと推定される。

#### 4. 報告

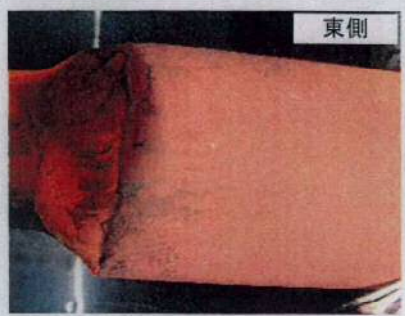
本件については、温度計ウエルの取替（タービンバイパス弁入口温度計他）及び点検（PLRポンプ入口温度計他）の結果と合わせてMETIに報告を行う。

#### 5. 添付資料

- (1) 目視点検記録
- (2) 取付け座図面
- (3) 系統図

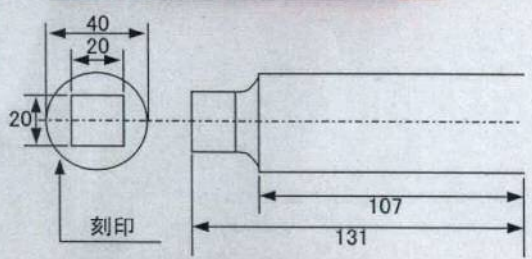
以 上

記録番号	P-1	<b>目視検査記録</b>					
		確認/立会	QC	工事責任者	担当	確認	担当
発電所名	日本原子力発電株式会社 東海第二発電所		実施日	平成18年12月7日			
工事件名	タービン抽気ライン温度計ウエル点検		系統名	抽気系			
機器名称	温度計ウエル		測定者				

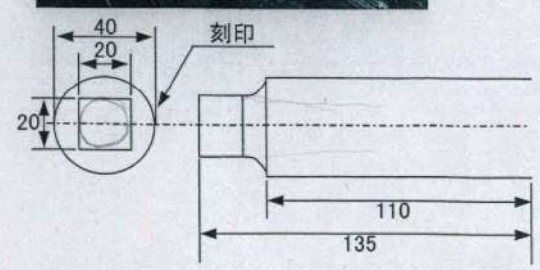


東側 (6-4-ES-94)

単位:mm



西側 (6-4-ES-95)



計測器名	管理番号
ノギス	23-L20-10



9/17

### 保 修 票 Ⅲ

作成年月日	2008年 8月 19日
保存期間	永 久

発行番号 2008-東Ⅱ-保-0122号

報 告	所 長	原子炉主任技術者 ボイラーターピン主任技術者 電気主任技術者 品質保証グループマネージャ	<input checked="" type="checkbox"/> 保 修 室 <input type="checkbox"/> 安 全 管 理 グ ル ー プ <input type="checkbox"/> 技 術 セ ン タ ー	
	室長	SM		
通 知	発電室長	発電長		
	<del>保修室長</del> <del>運営管理グループマネージャ</del> <del>安全管理グループマネージャ</del> <del>技術センター長</del>	<del>運営管理グループマネージャ</del> <del>安全管理グループマネージャ</del> <del>技術センター長</del>	担当者氏名	
件 名	東海第二発電所 温度計ウエル取替工事			
保 修 期 日	自	2008年 3月 29日	保 修 の 区 分	停定. <input checked="" type="radio"/> 停件. <input type="radio"/> 通定 通件. <input type="radio"/> 設備口. <input type="radio"/> その他
	至	2008年 7月 7日		
保 修 内 容	<p>1. 実施目的 温度計ウエル取替工事を実施することにより、設備の機能及び信頼性を維持し、発電所安全・安定運転を確保することを目的とする。</p> <p>2. 実施内容          (1) 温度計ウエルの取替          1) 取替及び短尺化          ①原子炉再循環ポンプ入口温度計：4箇所 (TE-N023A/B、TE-035A/B)          ②主蒸気止弁入口温度計：4箇所 (TE-1-04A～D (新規座))          2) 閉止プラグ取付          ①原子炉再循環ポンプ入口温度計：2箇所 (TE-N028A/B)          ②主蒸気止弁温度計：4箇所 (TE-01-04-A～D (旧座))          (2) 溶検実施          3. 実施結果：良          (1) 温度計ウエルの取替 計画どおりに取替えることができた。          (2) 溶検実施 各検査について合格となった。</p>			
特記事項 (点検・補修等の見直しが必要な場合は、それを明確にすること)等	N I S A 文書の指示に基づく配管内円柱状構造物の流体振動による損傷防止に関する評価の結果、損傷の可能性が否定できないものとして抽出された19箇所のうち今回の定検分として10箇所の取替を実施した (9箇所については前回定検時に対策済み)。			
安全上重要な機器等	<input checked="" type="checkbox"/> 対象 <input type="checkbox"/> 対象外	(説明) 主蒸気系 温度計ウエル、原子炉再循環系 温度計ウエル		
備 考			点検・補修の見直し <input checked="" type="radio"/> 有 <input type="radio"/> 無	

高サイクル熱疲労による損傷の防止に関する評価結果について

【平成 17 年 12 月 27 日付け「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の改正に伴う電気事業法に基づく定期事業者検査の実施について」（平成 17・12・22 原院第 6 号）の別紙 2 並びに平成 19 年 2 月 16 日付け「高サイクル熱疲労に係る評価及び検査に対する要求事項について」（平成 19・02・15 原院第 2 号）の指示に基づき提出した「東海第二発電所 高サイクル熱疲労による損傷の防止に関する報告書（平成 20 年 7 月 29 日付け発室発第 235 号）」】

## 東海第二発電所

### 高サイクル熱疲労による損傷の防止に関する報告書

平成20年7月

日本原子力発電株式会社

## 1. 目的

平成 17 年 12 月 27 日付け「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の改正に伴う電気事業法に基づく定期事業者検査の実施について」および「別紙 2 新省令第 6 条における高サイクル熱疲労による損傷の防止に関する当面の措置について」(平成 17・12・22 原院第 6 号)並びに平成 19 年 2 月 16 日付け「高サイクル熱疲労に係る評価及び検査に対する要求事項について」(平成 19・02・15 原院第 2 号)の指示に基づき、東海第二発電所において通常運転時に高サイクル熱疲労割れが発生する可能性が高い部位について評価を行った結果と損傷の防止に関する措置について報告する。

## 2. 高サイクル熱疲労割れに関する評価の実施

高サイクル熱疲労割れが発生する可能性が高い部位について、発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令(以下、「省令 62 号」という。)第 6 条および解釈第 6 条第 2 項および第 3 項に基づき評価を行い、部位を以下のとおり特定した。

### (1) 対象施設

対象施設は、省令 62 号第 6 条および解釈第 6 条第 3 項により、以下のとおりである。

- ・ 一次冷却材の循環系統(主蒸気, 給復水系を含む)
- ・ 原子炉冷却材浄化系
- ・ 残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)

### (2) 評価対象とする高サイクル熱疲労現象

評価対象とする高サイクル熱疲労現象は、日本機械学会「配管の高サイクル熱疲労に関する評価指針」(JSME S017)(以下、「JSME 指針」という。)により、以下のとおりである。

- ・ 高低温水合流型
- ・ キャビティフロー型熱成層

### (3) 高サイクル熱疲労割れの評価対象部位の抽出結果

高低温水合流型およびキャビティフロー型熱成層について、以下のとおり評価対象部位を抽出した。

- a. 高低温水合流型 (別紙1)
  - ① 原子炉冷却材再循環系配管と残留熱除去系配管との合流部
  - ② 残留熱除去系熱交換器出口配管とバイパス配管の合流部
- b. キャビティフロー型熱成層 (別紙2)
  - 対象部位なし。

#### (4) 高サイクル熱疲労割れに関する評価結果

上記(3)で抽出した評価対象部位について、JSME 指針に基づき評価を行った。

##### a. 高低温水合流型 (別紙3)

評価の結果、①については、高サイクル熱疲労割れの可能性はないことを確認した。また、②については熱疲労割れが発生する可能性は否定できないことを確認した。

##### b. キャビティフロー型熱成層

対象部位なし。

#### 3. 高サイクル熱疲労割れが発生する可能性のある部位の特定結果

上記2. で評価した結果、高サイクル熱疲労割れが発生する可能性がある部位は以下のとおりである。

##### (1) 高低温水合流型

残留熱除去系熱交換器出口配管とバイパス配管の合流部(A系)

##### (2) キャビティフロー型熱成層

対象部位なし。

#### 4. 損傷の防止に関する措置(高サイクル熱疲労割れに関する検査)

高サイクル熱疲労割れが発生する可能性がある残留熱除去系熱交換器出口配管とバイパス配管の合流部(A系)については、非破壊検査の対象とし、「発電用原子力設備における破壊を引き起こすき裂その他の欠陥の解釈について」(平成 18 年 3 月 23 日付け平成 18・03・20 原院第 2 号)の別紙 1 の方法により超音波探傷検査(UT)を行った。なお、母材部における超音波探傷検査は 360° 全方位を網羅する探傷を行なった。

##### (1) 検査範囲

検査対象部位である残留熱除去系熱交換器出口配管とバイパス配管との合流部の熱応力が疲労限未満となる合流部下流側 6D\*までを検査範囲とした。 (別紙4)

※: Dは配管内径を示す。

##### (2) 検査時期

平成 20 年 4 月 29 日～平成 20 年 6 月 5 日

##### (3) 検査結果

検査の結果、異常がないことを確認した。 (別紙5)

なお、当該検査は、独立行政法人原子力安全基盤機構による電気事業法第 54 条第 1 項の定期検査として受検した。

以上

## 高低温水合流型による高サイクル熱疲労に係る評価対象部位の抽出について

高低温水合流型による高サイクル熱疲労の評価対象部位を以下のとおり抽出した。

### 1. 対象施設

対象施設は、省令 62 号第 6 条および解釈第 6 条第 3 項により、以下のとおりである。

- ・ 一次冷却材の循環系統(主蒸気, 給復水系を含む)
- ・ 原子炉冷却材浄化系
- ・ 残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)

### 2. 評価対象部位の抽出

高低温水合流型は、高温水と低温水が混合する箇所において、温度変動による熱応力の変動が繰り返され熱疲労が発生する現象であり、評価対象部位については、以下のとおり抽出した。

なお、原子炉給水ノズル部のサーマルスリーブ構造及び原子炉冷却材浄化系配管と給水系配管との合流部のリコンビネーションティー構造は、熱疲労割れ対策として有効に機能していると認められることから、評価対象部位から除外する。

#### (1) 高温水が流れる配管の抽出

1. の対象施設について、通常運転時に高温水が流れる配管を抽出した結果、以下のとおりである。

- a. 一次冷却材の循環系統(主蒸気, 給復水系を含む)
  - 原子炉冷却材再循環系配管
  - 給復水系配管
- b. 原子炉冷却材浄化系
  - 原子炉冷却材浄化系配管
- c. 残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)
  - 残留熱除去系配管

#### (2) 高低温水が合流する配管の抽出

通常運転時に高低温水が合流する部位を有する配管として、(1)で抽出された配管から高温水を取り出して冷却する配管および(1)で抽出された配管に低温水を注入する配管を抽出した結果、以下のとおりである。

- a. 高温水を取り出して冷却する配管
  - (a) 原子炉冷却材浄化系
    - 原子炉冷却材浄化系配管
  - (b) 残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)

残留熱除去系配管

b. 低温水を注入する配管

(a) 一次冷却材の循環系統(主蒸気, 給復水系を含む)

給水系配管

(b) 残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)

残留熱除去系配管

(3) 高低温水が合流する部位の抽出

(2)で抽出された配管において, 高低温水の流体が合流する部位を抽出した結果, 以下のとおりである。

①原子炉冷却材再循環系配管と残留熱除去系配管との合流部

②残留熱除去系熱交換器出口配管とバイパス配管の合流部

3. 評価対象部位

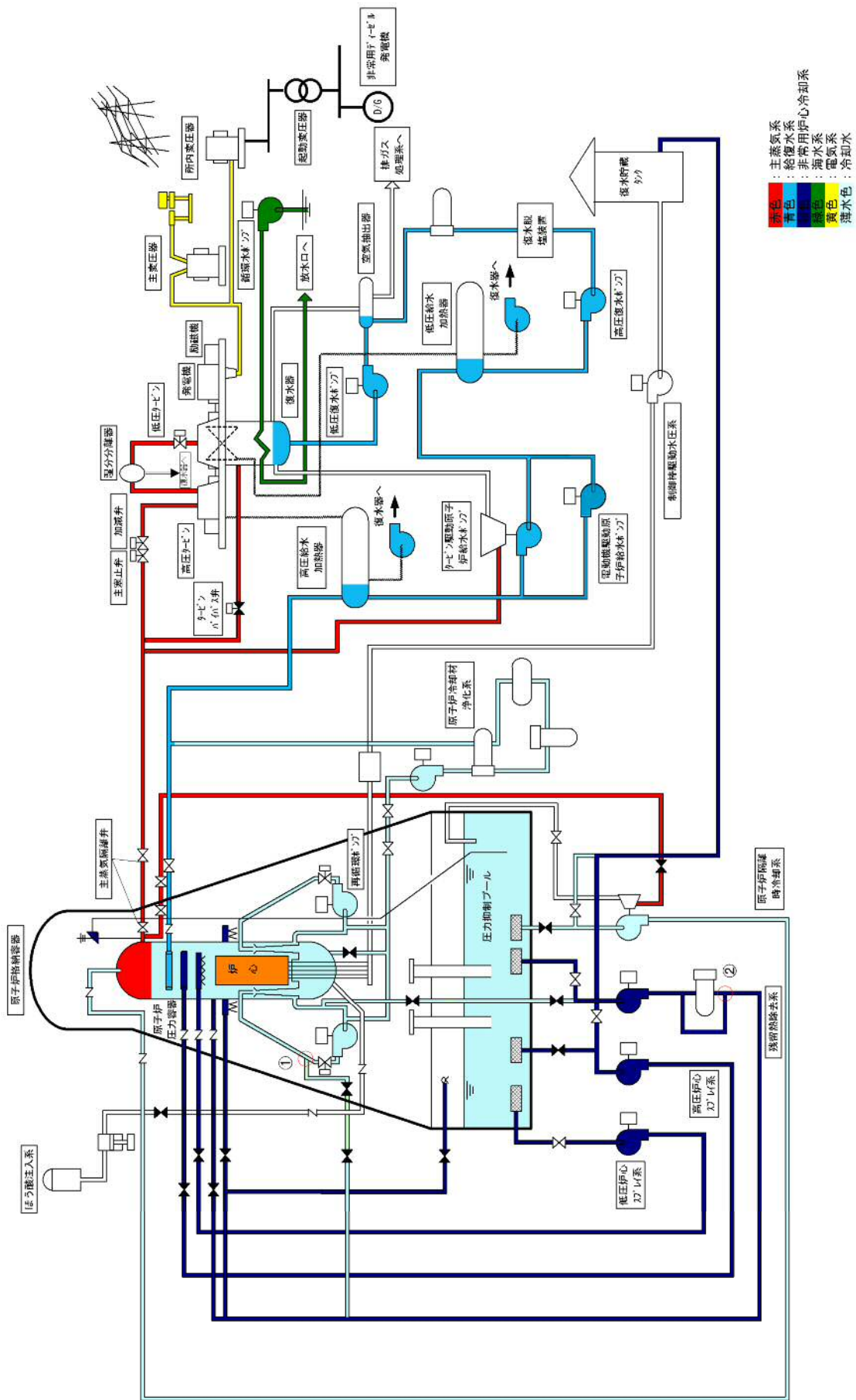
(添付資料-1)

上記2. より, 高低温水合流型による高サイクル熱疲労に係る評価対象部位として, 以下を抽出した。

①原子炉冷却材再循環系配管と残留熱除去系配管との合流部 (2箇所)

②残留熱除去系熱交換器出口配管とバイパス配管の合流部 (2箇所)

東海第二発電所 高低温水合流型による高サイクル熱疲労割れに係る評価対象部位





## キャビティフロー型熱成層による高サイクル熱疲労に係る評価対象部位の抽出について

キャビティフロー型熱成層による高サイクル熱疲労の評価対象部位を以下のとおり抽出した。

### 1. 対象施設

対象施設は、省令 62 号第 6 条および解釈第 6 条第 3 項により、以下のとおりである。

- ・ 一次冷却材の循環系統(主蒸気, 給復水系を含む)
- ・ 原子炉冷却材浄化系
- ・ 残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)

### 2. 評価対象部位の抽出

キャビティフロー型熱成層は、高温流体に接続されている閉塞配管に高温水が流入すること(キャビティフロー)により閉塞配管に熱成層が発生し、熱成層境界面の変動で温度変動が繰り返され熱疲労が生じる現象であり、評価対象部位については、以下のとおり抽出した。

#### (1) 高温水が流れる配管の抽出

1. の対象施設について、通常運転時に高温水が流れる配管を抽出した結果、以下のとおりである。

- a. 一次冷却材の循環系統(主蒸気, 給復水系を含む)
  - 原子炉冷却材再循環系配管
  - 給復水系配管
- b. 原子炉冷却材浄化系
  - 原子炉冷却材浄化系配管
- c. 残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)
  - 残留熱除去系配管

#### (2) 高温流体に接続されている閉塞配管の抽出

(1)で抽出された配管に接続されている閉塞配管であって、高温流体が流れる主管との分岐形態<sup>(注1)</sup>から対象を抽出した結果、以下のとおりである。

注1: JSME 指針においては、

- ・高温流体を内包する配管側から見て、下向きから水平に移行する部位を対象とする。滞留配管の水平管が、当該配管以上の高さであり、かつ、その位置で閉塞している場合には自然対流により熱成層は生じないため対象外としている。
- ・分岐管口径は、50A～300A を対象とする。
- ・主管と分岐管の口径比(分岐管内径/主管内径)は、0.5 以下までを対象とする。
- ・高温流体が適用範囲以下の低流速(5m/s)の場合は、熱成層現象は生じるが、渦侵入のドライビングフォースとなる慣性力が小さく、分岐部上部でセル状渦の形成区間が短くなり、渦侵入深さは極めて小さくなるため適用範囲外としている。

- a. 原子炉冷却材再循環系配管
  - 対象なし

- b. 給復水系配管  
対象なし
- c. 原子炉冷却材浄化系配管  
対象なし
- d. 残留熱除去系配管  
対象なし

### 3. 評価対象部位

以上より、キャビティフロー型熱成層による高サイクル熱疲労に係る評価対象部位はないことを確認した。

## 高低温水合流型による高サイクル熱疲労に係る構造健全性評価結果について

高低温水合流型による高サイクル熱疲労の可能性が高い部位を特定するため、JSME 指針に基づき構造健全性評価を実施した。

### 1. 評価対象

以下の部位を対象に評価を実施する。

- ①原子炉冷却材再循環系配管と残留熱除去系配管との合流部（2箇所）
- ②残留熱除去系熱交換器出口配管とバイパス配管の合流部（2箇所）

### 2. 評価方法

（添付資料－1）

JSME 指針の評価手順により、高低温水合流部における温度ゆらぎに対する構造健全性評価を実施した。

### 3. 評価結果

（添付資料－2）

#### (1) 原子炉冷却材再循環系配管と残留熱除去系配管との合流部（A系）

構造健全性評価の結果、JSME 指針におけるステップ1評価（流体温度差評価）にて問題なく、高サイクル熱疲労割れが発生する可能性はない。

#### (2) 原子炉冷却材再循環系配管と残留熱除去系配管との合流部（B系）

当該合流部の評価は発電所停止操作時の条件であり、(A系)を使用する運用であることから(B系)の評価は不要である。

#### (3) 残留熱除去系熱交換器出口配管とバイパス配管の合流部(A系)

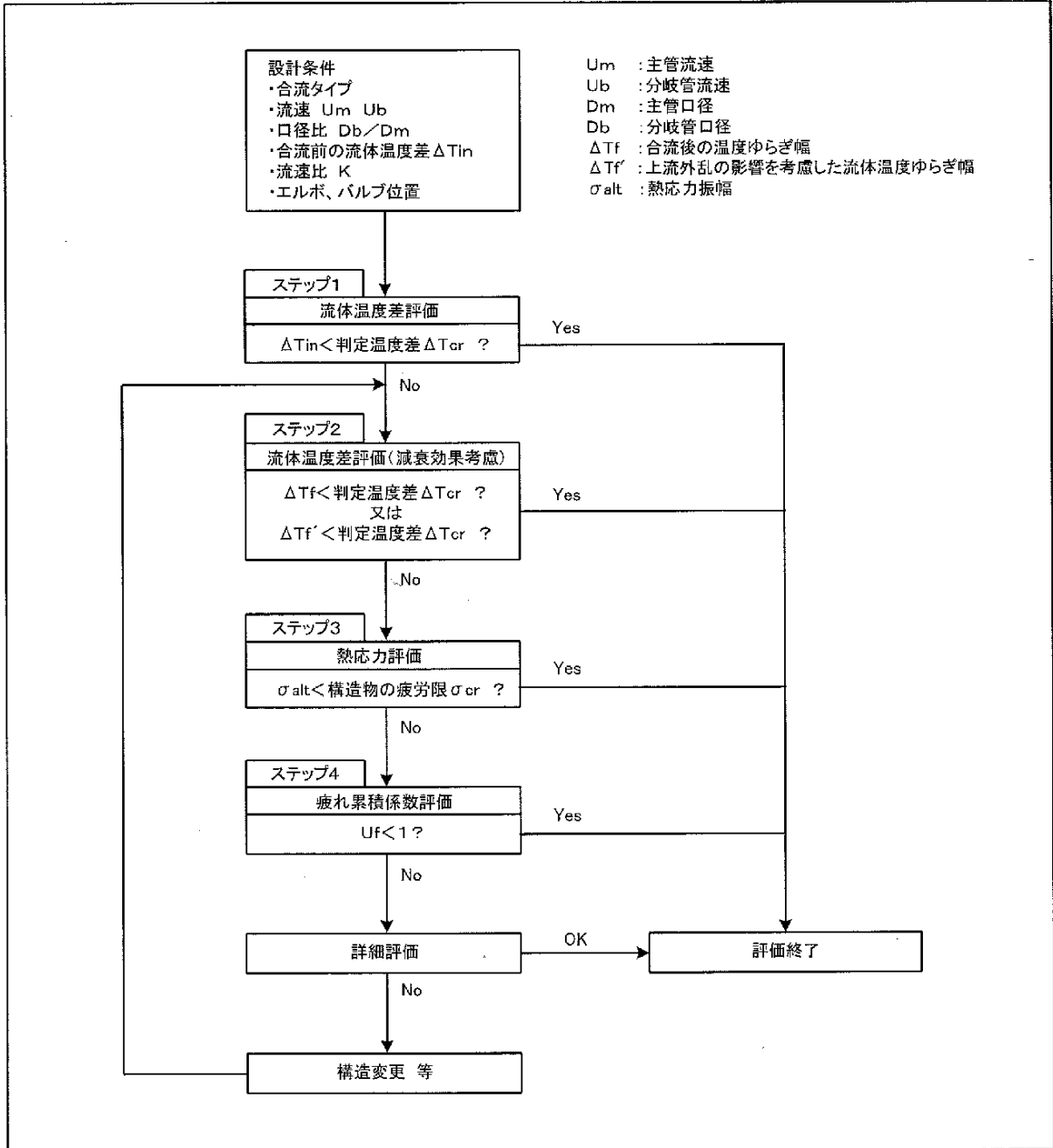
構造健全性評価の結果、JSME 指針におけるステップ4評価（疲労評価）にて疲れ累積係数が1以上となるため、高サイクル熱疲労割れが発生する可能性は否定できない。

#### (4) 残留熱除去系熱交換器出口配管とバイパス配管の合流部(B系)

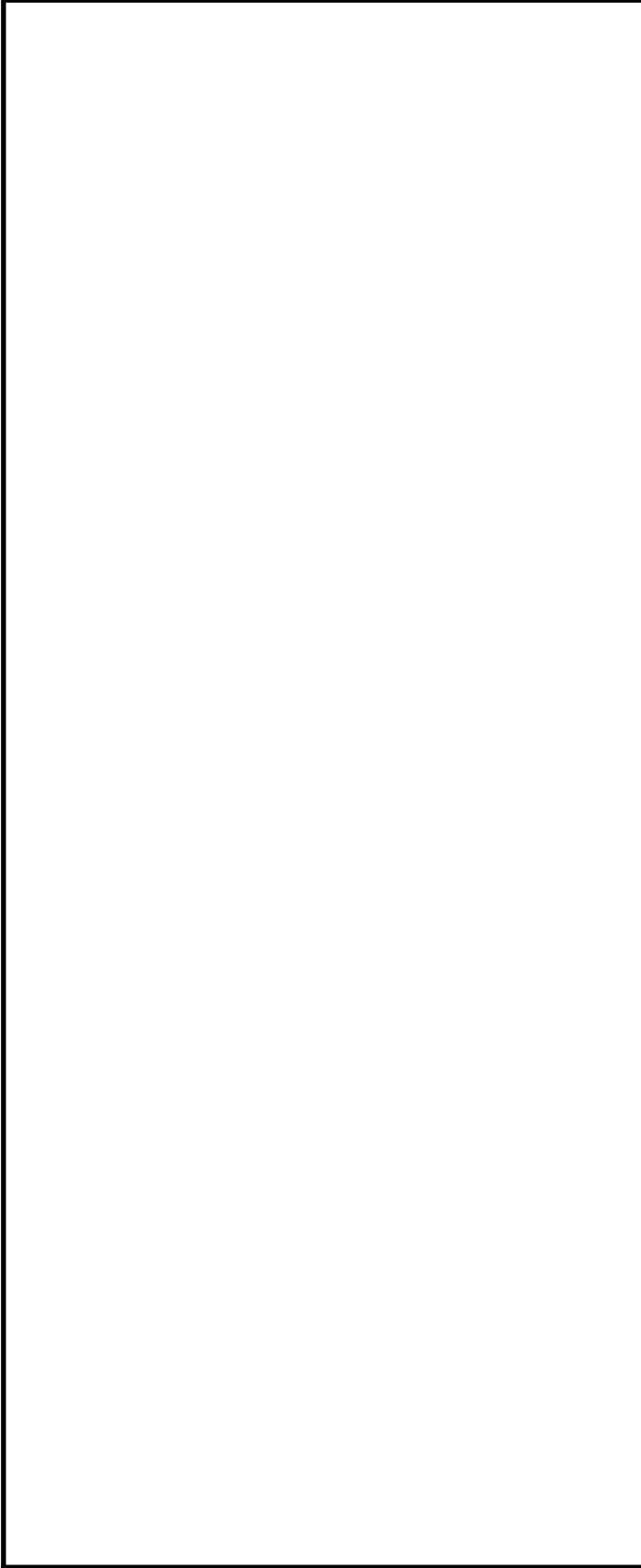
当該合流部の評価は発電所停止操作時の条件であり、(A系)を使用する運用であることから(B系)の評価は不要である。

以上

高低温水合流部における温度揺らぎに対する評価フロー  
(JSME S017)

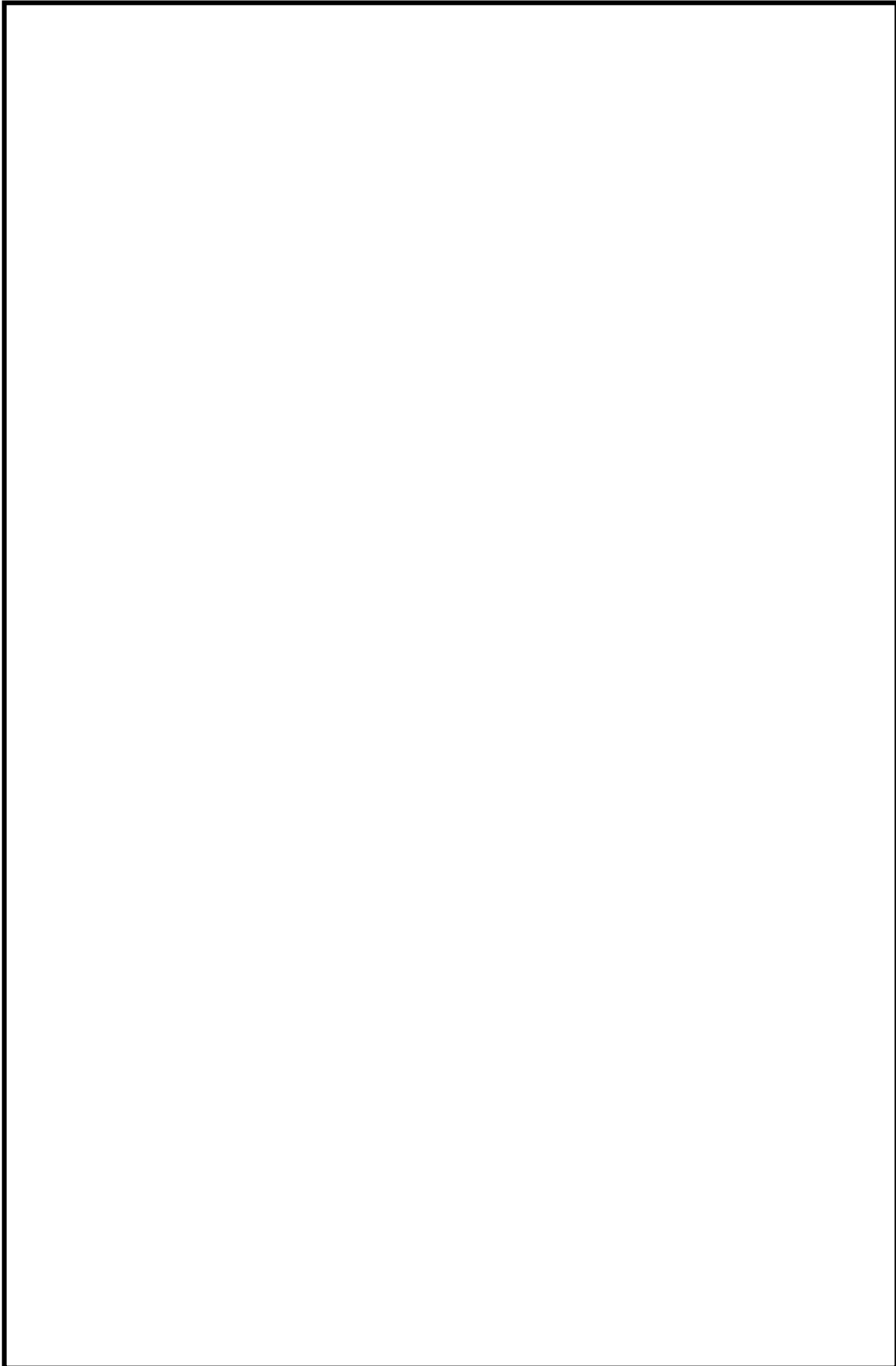


高温水台流型による高サイクル熱疲労割れに係る構造健全性評価結果



添付資料-2

高低温水合流型による高サイクル熱疲労に関する検査範囲



副所長	朝田
副所長	検査担当室長
副所長	
副所長	
副所長	20.6.16 U.S. 6.13

1. 発電所名 東海第二発電所
2. 検査名 高サイクル系統設備に係る検査
3. 申請番号 定期検査申請書：発証第539号(平成20年 2月14日)  
定期安全管理要領書：発証第540号(平成20年 2月14日)
4. 要領書番号 T2-特c-19-3
5. 検査結果

日本原子力発電株式会社  
東海第二発電所  
第23回定期事業者検査成績書

設備名：原子炉冷却系統設備  
検査名：高サイクル系統設備に係る検査  
要領書番号：T2-特c-19-3

検査項目	検査年月日	検査結果	検査実施責任者	要領
非破壊検査	平成20年 6月5日	合格	朝田	定期検査
	平成 年 月 日			
	平成 年 月 日			
	平成 年 月 日			
	平成 年 月 日			
	平成 年 月 日			
	平成 年 月 日			

別紙5

非破壊検査記録

検査年月日 平成20年 6月4日  
 検査員 菅野裕司  
 検査場所 電力会社検査課

検査記録 (1/2)

機器名 (承認名)		検査対象		検査範囲	
残留熱除去系		残留熱除去系熱交換器出口配管とパイパス配管との合流部		A系配管接続部 W19	
試験器		探触子		試験片	
超音波探傷試験		明検査技術研究所 SCID/3M DM111D 明検査技術研究所 ZEP/3M/DAL1FD 明検査技術研究所 SCX/H40/D622 明検査技術研究所 ZEP/3M/DAL1FD 明検査技術研究所 SC/EXT04/EXL1FD		B-3 (対比試験片) 8.0B (標準試験片) 45° (直角) : 30.0dB 45° (直角) : 30.0dB 70° (直角) : 47.5dB 45° (平行) : 30.0dB	
検査装置		検振装置		パルス幅	
リジューション		ソニコート		-	
検査項目		結果		備考	
超音波探傷試験		良			
検査結果		検査結果 検査結果 検査結果 検査結果 検査結果 検査結果			
検査結果		検査結果 検査結果 検査結果 検査結果 検査結果 検査結果			
検査結果		検査結果 検査結果 検査結果 検査結果 検査結果 検査結果			
検査結果		検査結果 検査結果 検査結果 検査結果 検査結果 検査結果			

6. 特記事項

なし

7. その他添付資料

- 添付-2 検査体制表
- 添付-3 不適合管理
- 添付-4 検査手順
- 添付-5 検査工程
- 添付-6 検査用計器一覧
- 添付-7 配管の管理



非破壊検査記録

検査年月日 平成20年6月4日

検査者検査員  
株式会社検査員

検査記録 (2/29)

機器名 (系統名)	検査対象	検査範囲
残留熱除去系	残留熱除去系熱交換器出口配管とバイパス配管との合流部	A系配管接続部 P20
検査実施内容	探傷器	超音波探傷器 UT-23 (N001) E100H23334
	探傷片	B-3 (対比試験片) S135 (標準試験片)
検査実施結果	検査項目	結果
	超音波探傷試験	良
評価	垂直：記録すべきエコーなし 45° (直角)：記録すべきエコーあり (裏面エコー、テーパエコー) 45° (平行)：記録すべきエコーなし 検査範囲、エコー検出位置確認計器：金属製直尺 (MR-100)	

\*判定基準：本検査要領書による。

非破壊検査記録

検査年月日 平成20年6月4日

検査者検査員  
株式会社検査員

検査記録 (3/29)

機器名 (系統名)	検査対象	検査範囲
残留熱除去系	残留熱除去系熱交換器出口配管とバイパス配管との合流部	A系配管接続部 P21
検査実施内容	探傷器	超音波探傷器 UT-23 (N001) E100H23334
	探傷片	B-3 (対比試験片) S135 (標準試験片)
検査実施結果	検査項目	結果
	超音波探傷試験	良
評価	垂直：記録すべきエコーなし 45° (直角)：記録すべきエコーあり (テーパエコー) 70° (直角)：記録すべきエコーなし 45° (平行)：記録すべきエコーなし 検査範囲、エコー検出位置確認計器：金属製直尺 (MR-100)	

\*判定基準：本検査要領書による。

検査年月日 平成20年 6月 4日  
 事業者検査員 豊方全社検査員

検査記録 (4/24)

機器名(系統名)	検査対象	検査範囲
残留熱除去系	残留熱除去系熱交換器出口配管とバイパス配管との合流部	A系配管接続部 T22
	超音波探傷試験	試験片
検査要項内容	探傷器	垂直：43.0dB 垂直：17.0dB 45° (直角)：35.0dB 45° (直角)：37.5dB 70° (直角)：47.5dB 70° (直角)：51.5dB 45° (平行)：36.0dB 45° (平行)：37.50B
	探傷片	B-5 (対比試験片) 8136 (標準試験片)
検査要項結果	検査項目	結果
検査要項結果	超音波探傷試験	良

検査年月日 平成20年 6月 4日  
 事業者検査員 豊方全社検査員

検査記録 (5/24)

機器名(系統名)	検査対象	検査範囲
残留熱除去系	残留熱除去系熱交換器出口配管とバイパス配管との合流部	A系配管接続部 R13, 14
	超音波探傷試験	試験片
検査要項内容	探傷器	垂直：43.0dB 45° (直角)：35.0dB 70° (直角)：47.50B 45° (平行)：34.00B
	探傷片	B-5 (対比試験片) 8136 (標準試験片)
検査要項結果	検査項目	結果
検査要項結果	超音波探傷試験	良

非破壊検査記録

検査年月日 平成20年6月4日

専業検査員  
株式会社検査

検査記録 (7/59)

機器名(系名)	検査対象	検査範囲
残留熱除去系	残留熱除去系熱交換器出口配管とバイパス配管との合流部	A系配管付接部 WS6
検査実施内容	探傷器	探傷片
	相透電子線 U1-23(0001) 610052324	試験片 B-19(対比試験片) 8136(標準試験片) 9920(標準試験片)
検査実施内容	超音波探傷試験	感度 値直: 37.5dB 45°(直角): 34.5dB 70°(直角): 42.5dB 45°(平行): 36.5dB
	リジエクション OFF	接続状態 バルス幅
検査実施結果	検査項目	結果
	超音波探傷試験	良
評価	検査範囲、エコー検出位置確認計器: 金属製直尺 (KK-100)	

\*判定基準: 本検査要領書による。

非破壊検査記録

検査年月日 平成20年6月4日

専業検査員  
株式会社検査

検査記録 (6/59)

機器名(系名)	検査対象	検査範囲
残留熱除去系	残留熱除去系熱交換器出口配管とバイパス配管との合流部	A系配管付接部 816, 17
検査実施内容	探傷器	探傷片
	相透電子線 U1-23(0001) 610052324	試験片 B-3(対比試験片) B-19(対比試験片) 8136(標準試験片) 9920(標準試験片)
検査実施内容	超音波探傷試験	感度 値直: 48.0dB : 57.5dB 45°(直角): 35.0dB : 34.5dB 70°(直角): 47.5dB : 42.5dB 45°(平行): 35.0dB : 30.5dB
	リジエクション OFF	接続状態 バルス幅
検査実施結果	検査項目	結果
	超音波探傷試験	良
評価	検査範囲、エコー検出位置確認計器: 金属製直尺 (KK-100)	

\*判定基準: 本検査要領書による。

非破壊検査記録

検査年月日 平成20年6月4日

事業者検査員 藤原 浩一

検査記録 (8/5p)

機器名(系統名)	検査対象	検査範囲		
残留熱除去系	残留熱除去系熱交換器出口配管とパイパス配管との合流部	A系配管溶接部 TWI		
検査実施内容	探傷器	試験片	感度	
	超音波探傷試験	相変電子機 UI-23(00U) 6100R23384	垂直: 43.0dB	
		探触子	試験片	45° (平行): 35.0dB
		相検査技術研究所 SCID×1046(OA1137D) 8136(標準試験片)	45° (直角): 35.0dB	
	超音波探傷試験	相検査技術研究所 SCID×1046(OA1137D) 8136(標準試験片)	45° (直角): 35.0dB	
	リジエクション	探触子	60° (直角): 44.0dB	
	OFF	挿入試験		
検査項目	超音波探傷試験	結果	備考	
検査実施結果	良			
評価	垂直: 記録すべきエコーなし 45° (平行): 記録すべきエコーなし 45° (直角): 記録すべきエコーなし 60° (直角): 記録すべきエコーなし 検査範囲: エコー検出位置測定器: 金属直尺 (QR-100)			
	*判定基準: 本検査要領書による。			

非破壊検査記録

検査年月日 平成20年6月4日

事業者検査員 藤原 浩一

検査記録 (9/5p)

機器名(系統名)	検査対象	検査範囲		
残留熱除去系	残留熱除去系熱交換器出口配管とパイパス配管との合流部	A系配管溶接部 TWI		
検査実施内容	探傷器	試験片	感度	
	超音波探傷試験	相変電子機 UI-23(00U) 6100R23384	垂直: 43.0dB	
		探触子	試験片	45° (平行): 36.0dB
		相検査技術研究所 SCID×1046(OA1137D) 8136(標準試験片)	45° (直角): 36.0dB	
	超音波探傷試験	相検査技術研究所 SCID×1046(OA1137D) 8136(標準試験片)	45° (直角): 36.0dB	
	リジエクション	挿入試験		
	OFF	超音波探傷試験		
検査項目	超音波探傷試験	結果	備考	
検査実施結果	良			
評価	垂直: 記録すべきエコーなし 45° (平行): 記録すべきエコーなし 45° (直角): 記録すべきエコーなし 検査範囲: エコー検出位置測定器: 金属直尺 (QR-100)			
	*判定基準: 本検査要領書による。			

非破壊検査記録

検査年月日 平成20年6月7日

検査者検査員  
堀内幸雄検査員

検査記録 (1/2)

機器名(系名)		検査対象		検査範囲	
残留熱除去系		残留熱除去系熱交換器出口配管とパイパス配管との合流部		A系配管接続部 TR4	
検査実施内容	探傷器	探傷器	探傷器	試験片	感度
	超音波探傷試験	超音波探傷試験	超音波探傷試験	B-3(対比試験片) 8136(標準試験片)	垂直:43.0dB 45°(平行):37.5dB 45°(垂直):37.0dB 60°(直角):44.0dB
検査実施結果		リジエクシオン	接触探傷	パルス幅	
検査項目		OFF	ソニコート		
検査結果		結果		備考	
超音波探傷試験		結果		備考	
検査結果		結果		備考	
<p>評価</p> <p>垂直:記録すべきエコーなし 45°(平行):記録すべきエコーなし 45°(垂直):記録すべきエコーなし 60°(直角):記録すべきエコーなし</p> <p>検査範囲、エコー検出位置確認計器:金属測厚尺(KR-100)</p> <p style="text-align: right;">*判定基準:本検査要領書による。</p>					

非破壊検査記録

検査年月日 平成20年6月7日

検査者検査員  
堀内幸雄検査員

検査記録 (10/24)

機器名(系名)		検査対象		検査範囲	
残留熱除去系		残留熱除去系熱交換器出口配管とパイパス配管との合流部		A系配管接続部 TR3	
検査実施内容	探傷器	探傷器	探傷器	試験片	感度
	超音波探傷試験	超音波探傷試験	超音波探傷試験	B-3(対比試験片) 8136(標準試験片)	垂直:43.0dB 45°(平行):36.0dB 45°(垂直):36.0dB 60°(直角):44.0dB
検査実施結果		リジエクシオン	接触探傷	パルス幅	
検査項目		OFF	ソニコート		
検査結果		結果		備考	
超音波探傷試験		結果		備考	
検査結果		結果		備考	
<p>評価</p> <p>垂直:記録すべきエコーなし 45°(平行):記録すべきエコーなし 45°(垂直):記録すべきエコーなし 60°(直角):記録すべきエコーなし</p> <p>検査範囲、エコー検出位置確認計器:金属測厚尺(KR-100)</p> <p style="text-align: right;">*判定基準:本検査要領書による。</p>					

非破壊検査記録

検査年月日 平成20年 6月 5日  
検査者検査員 橋本 浩一  
検査対象 電力会社検査員

検査記録 (12/4)

機器名(系統名)	検査対象	検査範囲
残留熱除去系	残留熱除去系熱交換器出口配管とハイパス配管との合流部	A系配管接続部 W19
検査装置内容	探傷器	探触子
	相変電子機 U1-23(N001) 610022334	探触子 鋼球探触器研研所 S10X090(QM1119) B-3(対比試験片) 鋼球探触器研研所 S1136(標準試験片) 8136(直角) : 30.0dB 鋼球探触器研研所 S10X100(QM1120) 45°(直角) : 39.0dB 鋼球探触器研研所 S10X100(QM1120) 70°(直角) : 47.5dB 鋼球探触器研研所 S10X100(QM1120) 45°(直角) : 35.0dB
超音波探傷試験	リジエクシオン OFF	探傷結果
検査項目	超音波探傷試験	備考
検査実施結果	結果	備考
評価	良	

起点：Xは配管の天を0°（流れ上流から見て時計回り）、Yは配管接続中心を0mm（流れ下流側を-）とした。  
 斜角45°（直角）：記録すべきエコー（探触子位置）  
 X=100, Y=52mm, Y=12mm（探触子位置）  
 記録すべきエコー（懸濁部エコー）  
 X=300, Y=55mm, Y=12mm（探触子位置）  
 について再定性確認を実施した。

非破壊検査記録

検査年月日 平成20年 6月 4日  
検査者検査員 橋本 浩一  
検査対象 電力会社検査員

検査記録 (12/4)

機器名(系統名)	検査対象	検査範囲
残留熱除去系	残留熱除去系熱交換器出口配管とハイパス配管との合流部	母材
検査装置内容	探傷器	探触子
	相変電子機 U1-23(N001) 6101223511	探触子 鋼球探触器研研所 S10X100(QM1120) B-3(対比試験片) 鋼球探触器研研所 S1136(標準試験片) 8136(直角) : 41.0dB 鋼球探触器研研所 S10X100(QM1120) 45°(直角) : 27.0dB 鋼球探触器研研所 S10X100(QM1120) 45°(直角) : 40.5dB 鋼球探触器研研所 S10X100(QM1120) 45°(直角) : 36.5dB 鋼球探触器研研所 S10X100(QM1120) 45°(直角) : 37.0dB
超音波探傷試験	リジエクシオン OFF	探傷結果
検査項目	超音波探傷試験	備考
検査実施結果	結果	備考
評価	良	

45° 直（軸方向から±30° 以内）：記録すべきエコーなし  
 45° 周（軸方向から±30° 以外）：記録すべきエコーなし  
 検査範囲、エコー-検出位置確認結果；金属製造尺（R1-101）

\*判定基準：本検査要領書による。

非破壊検査記録

検査年月日 平成20年 6月 5日

事業者検査員  
嶋方幸生検査員

検査記録 (15/24)

機器名(系統名)	検査対象	検査範囲			
残留熱除去系	残留熱除去系熱交換器出口配管とバイパス配管との合流部	A系配管溶接部 W21			
		探傷器	探触子	試験片	感度
		超音波探傷試験	超音波探傷試験	超音波探傷試験	超音波探傷試験
検査実施内容	相変電子線 UI-23(0001) 6100R23334 6100R23334 相触子 相触子技術研究所 SCIX/DMS/DML1879 相触子技術研究所 SCIX/DMS/DML1879 相触子技術研究所 SCIX/DMS/DML1879 相触子技術研究所 SCIX/DMS/DML1879 試験片 B-3(対比試験片) B-3(対比試験片) 8136(標準試験片)	垂直: 43.0dB 45°(垂直): 36.0dB 70°(垂直): 47.5dB 45°(平行): 36.0dB			
検査実施結果	検査項目	結果	備考		
超音波探傷試験	超音波探傷試験	良			
検査実施結果	検査項目	結果	備考		
超音波探傷試験	超音波探傷試験	良			
評価	起点: Xは配管の天を0°(流れ上流から見ず時計回り), Yは溶接線中心を0mm(流れ下流側を-)とした。 斜角45°(垂直): 配線すべきエコー(探触子位置) X=0°+12mm, Y=21mm(探触子位置) X=90°+118mm, Y=21mm(探触子位置) について再確認を要した。				

非破壊検査記録

検査年月日 平成20年 6月 5日

事業者検査員  
嶋方幸生検査員

検査記録 (14/24)

機器名(系統名)	検査対象	検査範囲			
残留熱除去系	残留熱除去系熱交換器出口配管とバイパス配管との合流部	A系配管溶接部 W20			
		探傷器	探触子	試験片	感度
		超音波探傷試験	超音波探傷試験	超音波探傷試験	超音波探傷試験
検査実施内容	相変電子線 UI-23(0001) 6100R23334 6100R23334 相触子 相触子技術研究所 SCIX/DMS/DML1879 相触子技術研究所 SCIX/DMS/DML1879 相触子技術研究所 SCIX/DMS/DML1879 相触子技術研究所 SCIX/DMS/DML1879 試験片 B-3(対比試験片) 8136(標準試験片)	垂直: 43.0dB 45°(垂直): 36.0dB 45°(平行): 36.0dB			
検査実施結果	検査項目	結果	備考		
超音波探傷試験	超音波探傷試験	良			
検査実施結果	検査項目	結果	備考		
超音波探傷試験	超音波探傷試験	良			
評価	起点: Xは配管の天を0°(流れ上流から見ず時計回り), Yは溶接線中心を0mm(流れ下流側を-)とした。 斜角45°(垂直): 配線すべきエコー(探触子位置) X=0°+66mm, Y=10mm(探触子位置) X=30°+108mm, Y=10mm(探触子位置) について再確認を要した。				

非破壊検査記録 添付-1

検査年度 平成20年 6月 5日  
 検査者 検査員 進力生社検査員

検査記録 (16/24)

機器名 (系統名)	検査対象	検査範囲
装置熱除去系	装置熱除去系熱交換器出口配管とハイパス配管との合流部	A系配管接続部 V22
検査項目	探傷器	試験片
	超音波探傷試験	試験片
検査実施結果	検査項目	結果
	超音波探傷試験	結果
検査実施結果	良	
評価	起点: Xは配管の熱交換器壁面側を0° (流れ上流から見て時計回り)、Yは溶接線中心を0mm (流れ下流側を-) とした。 傾角 45° (直角): 記録すべきエコー (プローブエコー) X=180° +111mm, Y=24mm (探触子位置) X=270° +158mm, Y=24mm (探触子位置) について再現性確認を実施した。	

非破壊検査記録 添付-1

検査年度 平成20年 6月 5日  
 検査者 検査員 進力生社検査員

検査記録 (17/24)

機器名 (系統名)	検査対象	検査範囲
装置熱除去系	装置熱除去系熱交換器出口配管とハイパス配管との合流部	A系配管接続部 V13, 14
検査項目	探傷器	試験片
	超音波探傷試験	試験片
検査実施結果	検査項目	結果
	超音波探傷試験	結果
検査実施結果	良	
評価	起点: Xは配管の天を0° (流れ上流から見て時計回り)、Yは溶接線中心を0mm (流れ下流側を-) とした。 傾角 45° (直角): 330° ~ 30° の範囲で再現性確認を実施した。 記録すべきエコーは認められず。	



非破壊検査記録

検査年月日 平成 20 年 6 月 5 日

検査者検査員 検査会社検査員

検査記録 (19/24)

機器名 (系統名)	検査対象	検査範囲
残留熱除去系	残留熱除去系熱交換器出口配管とパイパス配管との合流部	A系配管溶接部 W55
検査実施内容	探傷器	試験片
	超音波探傷試験	試験片
検査実施結果	検査電子機 UT-2307011 6100R23354	試験片 B-19 (対比試験片) 8136 (標準試験片) 9430 (標準試験片)
	超音波探傷試験	試験片 B-19 (対比試験片) 8136 (標準試験片) 9430 (標準試験片)
検査実施結果	リジエクション	試験結果
	OFF	ソニックコート
検査項目	結果	備考
超音波探傷試験	良	
評価	起点: Xは配管の天を0° (流れ上流から見て時計回り)、 Yは溶接線中心を0mm (流れ下流側を-)とした。 斜角 45° (直角): 330° ~ 30° の範囲で再現性確認を実施した。 記録すべきエコーは認められず。	

非破壊検査記録

検査年月日 平成 20 年 6 月 5 日

検査者検査員 検査会社検査員

検査記録 (20/24)

機器名 (系統名)	検査対象	検査範囲
残留熱除去系	残留熱除去系熱交換器出口配管とパイパス配管との合流部	A系配管溶接部 W16, 17
検査実施内容	探傷器	試験片
	超音波探傷試験	試験片
検査実施結果	検査電子機 UT-2307011 6100R23354	試験片 B-3 (対比試験片) B-19 (対比試験片) 8136 (標準試験片) 9920 (標準試験片)
	超音波探傷試験	試験片 B-3 (対比試験片) B-19 (対比試験片) 8136 (標準試験片) 9920 (標準試験片)
検査実施結果	リジエクション	試験結果
	OFF	ソニックコート
検査項目	結果	備考
超音波探傷試験	良	
評価	起点: Xは配管の天を0° (流れ上流から見て時計回り)、 Yは溶接線中心を0mm (流れ下流側を-)とした。 斜角 45° (直角): 330° ~ 30° の範囲で再現性確認を実施した。 記録すべきエコーは認められず。	

非破壊検査記録

検査年月日 平成 20年 6月 5日  
 事業者検査員 一ノノ 一  
 検査員検査番号

検査記録 (20/24)

機器名 (系統名)	検査対象	検査範囲																													
残留熱除去系	残留熱除去系熱交換器出口配管とバイパス配管との合流部	A系配管接続部 TW1																													
		<table border="1"> <tr> <th>探傷器</th> <th>探触子</th> <th>試験片</th> <th>感度</th> </tr> <tr> <td>相変電子線 UI-23 (0904) 6100F2324</td> <td>株式会社研究所 SCIO/230 (00111)</td> <td>B-8 (対比試験片) B135 (標準試験片)</td> <td>感 度 : 43.0dB 45° (平行) : 35.0dB</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">超音波 探傷試験</td> <td>株式会社研究所 SCIO×10M6 (041810)</td> <td rowspan="3">パルス幅</td> <td>45° (垂直) : 35.0dB</td> </tr> <tr> <td>株式会社研究所 SCIO×10M6 (041810)</td> <td>60° (垂直) : 44.0dB</td> </tr> <tr> <td>株式会社研究所 SCIO×10M6 (041810)</td> <td></td> </tr> <tr> <td>検査項目</td> <td>リジエクション OFF</td> <td>接触試験 ソニックポート</td> <td>結果</td> <td>備考</td> </tr> <tr> <td>検査結果</td> <td colspan="2">結果</td> <td>備考</td> <td></td> </tr> <tr> <td>評価</td> <td colspan="2">結果</td> <td>備考</td> <td></td> </tr> </table>	探傷器	探触子	試験片	感度	相変電子線 UI-23 (0904) 6100F2324	株式会社研究所 SCIO/230 (00111)	B-8 (対比試験片) B135 (標準試験片)	感 度 : 43.0dB 45° (平行) : 35.0dB	超音波 探傷試験	株式会社研究所 SCIO×10M6 (041810)	パルス幅	45° (垂直) : 35.0dB	株式会社研究所 SCIO×10M6 (041810)	60° (垂直) : 44.0dB	株式会社研究所 SCIO×10M6 (041810)		検査項目	リジエクション OFF	接触試験 ソニックポート	結果	備考	検査結果	結果		備考		評価	結果	
探傷器	探触子	試験片	感度																												
相変電子線 UI-23 (0904) 6100F2324	株式会社研究所 SCIO/230 (00111)	B-8 (対比試験片) B135 (標準試験片)	感 度 : 43.0dB 45° (平行) : 35.0dB																												
超音波 探傷試験	株式会社研究所 SCIO×10M6 (041810)	パルス幅	45° (垂直) : 35.0dB																												
	株式会社研究所 SCIO×10M6 (041810)		60° (垂直) : 44.0dB																												
	株式会社研究所 SCIO×10M6 (041810)																														
検査項目	リジエクション OFF	接触試験 ソニックポート	結果	備考																											
検査結果	結果		備考																												
評価	結果		備考																												

起点 : Xはバイパス配管側接続 (W19) 接続を 0mm。  
 Yは接続中心を 0mm (0° 方向をー、流れ上流から見て反時計回り) とした。  
 斜角 45° (垂直) : W19 から熱交換器側へ 800mm の位置より W19 側へ 300mm の範囲で再現性確認を実施した。  
 記録すべきエコーは認められず。

非破壊検査記録

検査年月日 平成 20年 6月 5日  
 事業者検査員 一ノノ 一  
 検査員検査番号

検査記録 (21/24)

機器名 (系統名)	検査対象	検査範囲																													
残留熱除去系	残留熱除去系熱交換器出口配管とバイパス配管との合流部	A系配管接続部 TW2																													
		<table border="1"> <tr> <th>探傷器</th> <th>探触子</th> <th>試験片</th> <th>感度</th> </tr> <tr> <td>相変電子線 UI-23 (0904) 6100F2324</td> <td>株式会社研究所 SCIO/230 (00111)</td> <td>B-8 (対比試験片) B135 (標準試験片)</td> <td>感 度 : 43.0dB 45° (平行) : 36.0dB</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">超音波 探傷試験</td> <td>株式会社研究所 SCIO×10M6 (041810)</td> <td rowspan="3">パルス幅</td> <td>45° (垂直) : 36.0dB</td> </tr> <tr> <td>株式会社研究所 SCIO×10M6 (041810)</td> <td></td> </tr> <tr> <td>株式会社研究所 SCIO×10M6 (041810)</td> <td></td> </tr> <tr> <td>検査項目</td> <td>リジエクション OFF</td> <td>接触試験 ソニックポート</td> <td>結果</td> <td>備考</td> </tr> <tr> <td>検査結果</td> <td colspan="2">結果</td> <td>備考</td> <td></td> </tr> <tr> <td>評価</td> <td colspan="2">結果</td> <td>備考</td> <td></td> </tr> </table>	探傷器	探触子	試験片	感度	相変電子線 UI-23 (0904) 6100F2324	株式会社研究所 SCIO/230 (00111)	B-8 (対比試験片) B135 (標準試験片)	感 度 : 43.0dB 45° (平行) : 36.0dB	超音波 探傷試験	株式会社研究所 SCIO×10M6 (041810)	パルス幅	45° (垂直) : 36.0dB	株式会社研究所 SCIO×10M6 (041810)		株式会社研究所 SCIO×10M6 (041810)		検査項目	リジエクション OFF	接触試験 ソニックポート	結果	備考	検査結果	結果		備考		評価	結果	
探傷器	探触子	試験片	感度																												
相変電子線 UI-23 (0904) 6100F2324	株式会社研究所 SCIO/230 (00111)	B-8 (対比試験片) B135 (標準試験片)	感 度 : 43.0dB 45° (平行) : 36.0dB																												
超音波 探傷試験	株式会社研究所 SCIO×10M6 (041810)	パルス幅	45° (垂直) : 36.0dB																												
	株式会社研究所 SCIO×10M6 (041810)																														
	株式会社研究所 SCIO×10M6 (041810)																														
検査項目	リジエクション OFF	接触試験 ソニックポート	結果	備考																											
検査結果	結果		備考																												
評価	結果		備考																												

起点 : Xは上流側接続 (W18, W14) 接続を 0mm。  
 Yは接続中心を 0mm (0° 方向をー、流れ上流から見て反時計回り) とした。  
 斜角 45° (垂直) : W18, W14 から下流側接続 (W20) の範囲で再現性確認を実施した。  
 記録すべきエコーは認められず。

非破壊検査記録

検査年月日 平成20年6月5日

事業者検査員  
協栄会社検査員

検査記録 (2/2)

機器名(系統名)	検査対象	検査範囲						
残留熱除去系	残留熱除去系熱交換器出口配管とバイパス配管との合流部	A系配管搭接部 T14						
検査実施内容	探傷器	試験片	感度					
	超音波探傷試験	探傷器	試験片	感度				
	相変電子顕	探傷器	試験片	感度				
	相変電子顕	探傷器	試験片	感度				
検査実施内容	超音波探傷試験	相変電子顕	相変電子顕	リジエクショ	OFF	ソニコート	結果	備考
検査実施結果	良							
評	良							

起点：Xは下流刺溶接線 (W21) 接線を0mm、  
Yは溶接線中心を0mm (0°方向を一、流れ上流から見て反時計回り) とした。  
斜角45° (直角)；W21から上流側熱交換器外側壁面の範囲で再現性確認を実施した。  
記録すべきエコーは認められず。

非破壊検査記録

検査年月日 平成20年6月5日

事業者検査員  
協栄会社検査員

検査記録 (2/2)

機器名(系統名)	検査対象	検査範囲						
残留熱除去系	残留熱除去系熱交換器出口配管とバイパス配管との合流部	A系配管搭接部 T14						
検査実施内容	探傷器	試験片	感度					
	超音波探傷試験	探傷器	試験片	感度				
	相変電子顕	探傷器	試験片	感度				
	相変電子顕	探傷器	試験片	感度				
検査実施内容	超音波探傷試験	相変電子顕	相変電子顕	リジエクショ	OFF	ソニコート	結果	備考
検査実施結果	良							
評	良							

起点：Xはエリカ刺溶接線 (W22) 接線を0mm、  
Yは溶接線中心を0mm (0°方向を一、流れ上流から見て反時計回り) とした。  
斜角45° (直角)；W22から下流側へ、840mmの位置より上流側へ、300mmの範囲で再現性確認を実施した。  
記録すべきエコーは認められず。

非破壊検査記録

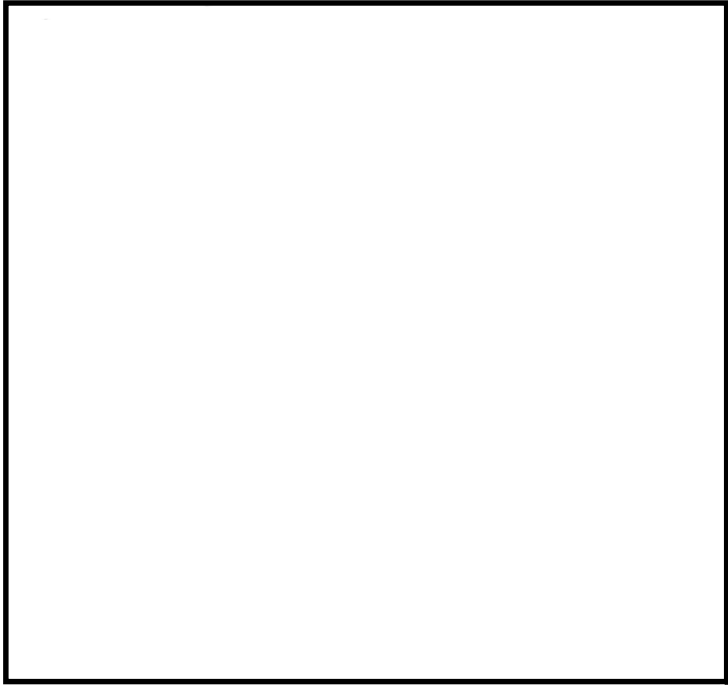
検査年月日 平成20年 6月 5日

検査者検査員

番号空欄

検査記録 (2/5)

機器名 (系統名)	検査対象	検査範囲
超音波探傷機	探傷器 相模電子機 UI-23 (N001) 610123511	残留除去系熱交換器出口 配管とバイパス配管との合 流部
	検査要項内容	母材
	探傷器	試験片
	探傷器 相模電子機 UI-23 (N001) 610123511	B-9 (対比試験片)
	探傷器 相模電子機 UI-23 (N001) 610123511	B136 (標準試験片)
	探傷器 相模電子機 UI-23 (N001) 610123511	45° (傾) : 36.5dB
	探傷器 相模電子機 UI-23 (N001) 610123511	45° (傾) : 41.0dB
	探傷器 相模電子機 UI-23 (N001) 610123511	45° (傾) : 37.0dB
	探傷器 相模電子機 UI-23 (N001) 610123511	45° (傾) : 40.5dB
	探傷器 相模電子機 UI-23 (N001) 610123511	B-19 (対比試験片)
	探傷器 相模電子機 UI-23 (N001) 610123511	B136 (標準試験片)
	探傷器 相模電子機 UI-23 (N001) 610123511	B920 (標準試験片)
	探傷器 相模電子機 UI-23 (N001) 610123511	45° (傾) : 36.5dB
	探傷器 相模電子機 UI-23 (N001) 610123511	45° (傾) : 32.0dB
	接続装置	バルス幅
	リジエクション	-
	0PF	ソニックコート
検査項目	結果	備考
超音波探傷試験	良	
評価	<p>起点 : Xは配管の天を0° (流れ上流) から見て時計回り、 Yは溶接線 (両) 中心を0mm (流れ下流側を-) とした。 斜角 45° (軸、周) : 0° ~ 30° (WT19 から 300mm) 330° ~ 0° (WT13, 14 から WT20) の範囲で両側性確認を実施した。 記録すべきエコーは認められず。</p>	



点検範囲図

## 技術基準規則の新旧比較について

発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令（平成 25 年 6 月 28 日）と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 29 年 9 月 11 日）との比較について以下の表に示す。

表 技術基準規則の新旧比較表

発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令（平成 25 年 6 月 28 日）	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 29 年 9 月 11 日）	備考
(流体振動等による損傷の防止)	(流体振動等による損傷の防止)	
第六条	第十九条	
燃料体及び反射材並びにこれらを支持する構造物、熱遮へい材並びに一次冷却系統に係る施設に属する容器、管、ポンプ及び弁は、一次冷却材若しくは二次冷却材の循環、沸騰等により生ずる流体振動又は温度差のある流体の混合等により生ずる温度変動により損傷を受けないように施設しなければならない。	燃料体及び反射材並びに炉心支持構造物、熱遮蔽材並びに一次冷却系統に係る容器、管、ポンプ及び弁は、一次冷却材又は二次冷却材の循環、沸騰その他一次冷却材又は二次冷却材の挙動により生ずる流体振動又は温度差のある流体の混合その他の一次冷却材又は二次冷却材の挙動により生ずる温度変動により損傷を受けないように施設しなければならない。	追加要求なし
解釈	解釈	
1 「流体振動により損傷を受けないように施設しなければならない」とは流れの乱れ、渦、気泡等に起因する高サイクル疲労による損傷の発生防止を規定するものであり、以下の措置を講じること。 ・蒸気発生器伝熱管群の曲げ部については、日本機械学会「設計・建設規格」(JSME S NC1-2005)PVB-3600 に規定する手法を適用すること。 ・管に設置された円柱状構造物で耐圧機能を有するものについては、日本機械学会「配管内円柱状構造物の流力振動評価指針」(JSME S012)規定する手法を適用すること。なお、耐圧機能を有しないものについては第 8 条の 2 第 2 項によること。(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 年改訂版)並びに流力振動及び高サイ	1 「流体振動により損傷を受けないように施設しなければならない」とは流れの乱れ、渦、気泡等に起因する高サイクル疲労による損傷の発生防止を規定するものであり、以下の措置を講じること。 ・蒸気発生器伝熱管群の曲げ部については、日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格(2005 年版)(JSME S NC1-2005)」(以下「設計・建設規格 2005」)という。)PVB-3600 又は「設計・建設規格 2012」PVB-3600 に規定する手法を適用すること。 ・管に設置された円柱状構造物で耐圧機能を有するものについては、日本機械学会「配管内円柱状構造物の流力振動評	追加要求なし

<p>クル熱疲労に関する評価指針の技術評価書)</p> <p>2 「温度差のある流体の混合等により生ずる温度変動により損傷を受けないように施設しなければならない」とは、日本機械学会「配管の高サイクル熱疲労に関する評価指針」(JSME S017)に規定する手法を適用し、損傷の発生防止措置を講じること。なお、供用開始後における運転管理等の運用上の対応を考慮して施設することができる。(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年改訂版)並びに流力振動及び高サイクル熱疲労に関する評価指針の技術評価書)</p> <p>3 配管内円柱状構造物の流力振動及び配管の高サイクル熱疲労については、一次冷却材が循環する施設として、原子炉冷却材浄化系、残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)(BWR)及び科学体積制御系、余熱除去系(PWR)を含めて措置を講じること。</p>	<p>価指針」(JSME S012)規定する手法を適用すること。 (「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年改訂版)並びに流力振動及び高サイクル熱疲労に関する評価指針の技術評価書」(平成17年12月原子力安全・保安院、原子力安全基盤機構取りまとめ)及び「設計・建設規格2012技術評価書」)</p> <p>2 「温度差のある流体の混合等により生ずる温度変動により損傷を受けないように施設しなければならない」とは、日本機械学会「配管の高サイクル熱疲労に関する評価指針」(JSME S017)に規定する手法を適用し、損傷の発生防止措置を講じること。 (「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年改訂版)並びに流力振動及び高サイクル熱疲労に関する評価指針の技術評価書」(平成17年12月原子力安全基盤機構取りまとめ))</p> <p>3 配管内円柱状構造物の流力振動及び配管の高サイクル熱疲労については、一次冷却材が循環する施設として、原子炉冷却材浄化系、残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)(BWR)及び科学体積制御系、余熱除去系(PWR)を含めて措置を講じること。</p>	
---	--	--

工事計画添付書類に係る補足説明資料

補足-190-3【非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備の  
ポンプの有効吸込水頭に関する説明書に係る補足説明資  
料】

## 目次

- 補足1 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備のポンプの有効吸込水頭  
について…………… 補足 1-1
- 補足2 原子炉隔離時冷却系ポンプ及び常設高圧代替注水系ポンプの  
有効吸込水頭の評価における原子炉格納容器の背圧の考慮について…… 補足 2-1
- 補足3 原子炉隔離時冷却系ストレーナの圧損評価について…………… 補足 3-1



1. 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備のポンプの有効吸込水頭について  
 (1) 原子炉隔離時冷却系ポンプの有効吸込水頭に関する補足説明

記載内容		根拠
項目	値	
Ha : 吸込み液面に作用する絶対圧力		原子炉隔離時冷却系ポンプ運転中の有効 NPSH 評価上厳しい条件となる、サプレッション・チェンバ圧力 ( <input type="text"/> kPa[gage] ) に加えて、大気圧 101.325kPa を考慮し、吸込み液面に作用する絶対圧力は <input type="text"/> m としている。 <input type="text"/>
Hs : 吸込揚程		静水頭は、以下の差分 <input type="text"/> m としている。 ●水源の E.L. : <input type="text"/> m (サプレッション・プールの最低水位) 水源の E.L. としては、サプレッション・プールの低水位管理値を保守的に丸めた値とした。 ●ポンプの吸込み口高さ : E.L. : <input type="text"/> m
H1 : ポンプ吸込配管中の圧力損失水頭		配管及び弁類圧損は、水源となるサプレッション・プールからポンプ入口までの配管及び弁類圧損とする。 サプレッション・プールから原子炉隔離時冷却系ポンプまでの配管及び弁類圧損は、原子炉隔離時冷却系ポンプが以下の流量*で運転することを想定する。 この場合、サプレッション・プールから原子炉隔離時冷却系ポンプまでの配管及び弁類圧損の合計値は、 <input type="text"/> m となる。 ●原子炉隔離時冷却系ポンプ : 142 m <sup>3</sup> /h×1 台 ポンプ吸込配管中の圧力損失水頭は、圧損合計値より <input type="text"/> m に設定する。  注記* : サプレッション・プールから原子炉隔離時冷却系ポンプの吸込配管は、単独取水する配管構成となっているため、他の非常用炉心冷却設備のポンプの運転流量を圧損計算上で考慮する必要はない。
H2 : 異物付着なしの状態におけるストレーナ圧力損失水頭		異物付着なしの状態におけるストレーナ圧損を、以下に示す。 ●ストレーナ (ティー及びびネ含む) 圧損 : <input type="text"/> m
hs : ポンプ吸込口における飽和蒸気圧水頭		原子炉隔離時冷却系ポンプ運転中のサプレッション・プール水最高運転温度が約 100 °C であるため、これを上回る温度として 100 °C における飽和蒸気圧力 <input type="text"/> m としている。
有効 NPSH (Ha+Hs-H1-H2-hs)		有効 NPSH は、以下の計算式により算出している。 有効 NPSH=Ha+Hs-H1-H2-hs = <input type="text"/> = <input type="text"/> m
必要 NPSH		原子炉隔離時冷却系ポンプ運転流量 142 m <sup>3</sup> /h における必要 NPSH としてポンプ性能より設定している。 以上の計算結果より、有効 NPSH と必要 NPSH との関係は以下のとおりとなり、必要 NPSH が確保されることからポンプ運転状態として問題ない結果となる。 有効 NPSH : <input type="text"/> m > 必要 NPSH : <input type="text"/> m

(2) 常設高圧代替注水系ポンプの有効吸込水頭に関する補足説明

記載内容		根拠
項目	値	
Ha : 吸込み液面に作用する絶対圧力		常設高圧代替注水系ポンプ運転中の有効 NPSH 評価上厳しい条件となる, サプレッション・チェンバ圧力 [ ] kPa[gage]) に加えて, 大気圧 101.325kPa を考慮し, 吸込み液面に作用する絶対圧力は [ ] m としている。 [ ]
Hs : 吸込揚程		静水頭は, 以下の差分 [ ] m としている。 ●水源の E.L. : [ ] m (サプレッション・プールの最低水位) 水源の E.L. としては, サプレッション・プールの異常低水位 (ポンプ運転下限水位とする) とした。 ●ポンプの吸込み口高さ : [ ] m
H1 : ポンプ吸込配管中の圧力損失水頭		配管及び弁類圧損は, 水源となるサプレッション・プールからポンプ入口までの配管及び弁類圧損とする。 サプレッション・プールから常設高圧代替注水系ポンプまでの配管及び弁類圧損は, 常設高圧代替注水系ポンプが以下の最大流量*で運転することを想定する。 この場合, サプレッション・プールから常設高圧代替注水系ポンプまでの配管及び弁類圧損の合計値は, 評価上, [ ] m となる。 ●原子炉隔離時冷却系ポンプ : 136.7 m <sup>3</sup> /h×1 台 ポンプ吸込配管中の圧力損失水頭は, 圧損合計値より [ ] m に設定する。  注記* : サプレッション・プールから常設高圧代替注水系ポンプの吸込配管は, 単独取水する配管構成となっているため, 他の非常用炉心冷却設備のポンプの運転流量を圧損計算上で考慮する必要はない。
H2 : 異物付着なしの状態におけるストレーナ圧力損失水頭		異物付着なしの状態におけるストレーナ圧損を, 以下に示す。 ●異物付着なしの状態におけるストレーナ圧力損失水頭 : [ ] m* *兼用している高圧炉心スプレイ系ストレーナの異物付着なしの状態における圧力損失水頭を示す。
hs : ポンプ吸込口における飽和蒸気圧水頭		原子炉隔離時冷却系ポンプ運転中のサプレッション・プール水最高運転温度が約 100 °C であるため, これを上回る温度として 100 °C における飽和蒸気圧力 [ ] m としている。
有効 NPSH (Ha+Hs-H1-H2-hs)		有効 NPSH は, 以下の計算式により算出している。 有効 NPSH=Ha+Hs-H1-H2-hs = [ ] = [ ] m
必要 NPSH		常設高圧代替注水系ポンプ運転流量 136.7 m <sup>3</sup> /h における必要 NPSH としてポンプ性能より設定している。 以上の計算結果より, 有効 NPSH と必要 NPSH との関係は以下のとおりとなり, 必要 NPSH が確保されることからポンプ運転状態として問題ない結果となる。 有効 NPSH : [ ] m > 必要 NPSH : [ ] m

## 原子炉隔離時冷却系ポンプ及び常設高圧代替注水系ポンプの 有効吸込水頭の評価における原子炉格納容器の背圧の考慮について

重大事故等時、格納容器圧力及びサプレッション・プール水温度は時間経過とともに変化するが、格納容器圧力は常にサプレッション・プール水温度に対応する飽和蒸気圧力を超えている。したがって、原子炉隔離時冷却系ポンプ及び常設高圧代替注水系ポンプの有効吸込水頭の評価に当たっては、格納容器圧力よりサプレッション・プール水温度に対応する飽和蒸気圧力を差し引いた圧力である、原子炉格納容器の背圧を見込むことができる。原子炉格納容器の背圧を考慮する場合には、有効吸込水頭（以下、「有効 NPSH」という。）の評価を保守的にするため、原子炉格納容器の背圧を小さく評価する必要がある。このため、原子炉格納容器圧力及びサプレッション・プール水温度に影響する評価条件を設定した解析を行い、保守的な原子炉格納容器の背圧を考慮した場合の有効 NPSH が、ポンプの必要吸込水頭（以下、「必要 NPSH」という。）を上回ることを確認する。

### 1. 評価事象の選定

#### (1) 評価事象

評価の対象とする事象は、原子炉隔離時冷却系ポンプ又は常設高圧代替注水系ポンプに期待する炉心損傷防止対策の有効性評価における重要事故シーケンスの中から、原子炉格納容器の背圧が最も小さくなる重要事故シーケンスを選定する。

第 1 表に有効 NPSH 評価事象の整理を示す。原子炉隔離時冷却系ポンプの評価については、全交流動力電源喪失（長期 TB）を対象とする。また、常設高圧代替注水系ポンプの評価については、全交流動力電源喪失（TBD, TBU）を対象とする。

なお、有効性評価解析においては、低圧代替注水系の有効性を確認する観点より、逃がし安全弁（自動減圧機能）による急速減圧開始と同時に、原子炉隔離時冷却系ポンプ又は常設高圧代替注水系ポンプによる原子炉注水を停止する扱いとしている。

#### (2) 評価事象の包絡性

原子炉停止機能喪失及び逃がし安全弁再閉鎖失敗を想定する事故シーケンス以外の事故シーケンスでは、崩壊熱とのバランスで逃がし安全弁（安全弁機能）2 個によって原子炉圧力が制御されるため、その排気によりサプレッション・プール水温度が上昇し、原子炉格納容器の背圧が小さくなっていく。このため、原子炉圧力制御時間が長く、ポンプの運転時間が長くなる事故シーケンスほど原子炉格納容器の背圧条件が厳しくなる。

ここで、全交流動力電源喪失（長期 TB）及び全交流動力電源喪失（TBD, TBU）の重要事故シーケンスは、事象発生直後より逃がし安全弁（安全弁機能）による原子炉圧力制御が開始される事故シーケンスであり、また、低圧代替注水系の注水準備が整い、急速減圧を開始する約 8 時間までポンプの運転を継続する事故シーケンスであることから、原子炉格納容器の背圧条件としては最も厳しくなる。なお、実際には 8 時間よりも早く低圧代替注水系の準備

を整えることが可能であることから、ポンプの運転時間が8時間より長くなることはない。

原子炉停止機能喪失は格納容器圧力の上昇が早い事象であるため、ポンプ運転中の原子炉格納容器の背圧は大きめに推移する。また、逃がし安全弁再閉鎖失敗を想定する事故シナリオでは、原子炉圧力の減少が早く、ポンプ運転時間が短くなるため、ポンプ運転停止時の原子炉格納容器の背圧は大きくなる。

以上のことより、原子炉隔離時冷却系ポンプ及び常設高圧代替注水系ポンプの有効NPSH評価に当たっては、ポンプの運転時間が長くなる全交流動力電源喪失（長期TB）及び全交流動力電源喪失（TBD，TBU）の重要事故シナリオを対象に評価することで、保守的な原子炉格納容器の背圧条件を設定することができる。

## 2. 解析条件

保守的に原子炉格納容器の背圧を小さくする観点より、添付書類十で示した有効性評価解析の条件よりも、格納容器圧力を低めに評価する解析条件を設定する。また、サブプレッション・プール水位及びサブプレッション・プール水温度については、有効性評価解析において、サブプレッション・プール水温度を高めめに評価する条件を設定しており、本評価においても同一の条件を設定する。第2表に解析条件を示す。

## 3. 評価結果

第3表及び第4表に有効NPSH算定結果を、第5表及び第6表に有効NPSH評価結果を示す。また、第1図から第6図に、格納容器圧力の推移、サブプレッション・プール水温度の推移、有効NPSHの推移を示す。

ポンプの運転期間中において、原子炉格納容器の背圧が最も厳しくなるポンプ停止時点（約8時間）での有効NPSHを第5表に示す。なお、ポンプ吸込口における飽和蒸気圧水頭については、保守的に解析結果を包絡する100℃の飽和蒸気圧に基づき算定した値を設定している。

第6表に示すとおり、保守的な原子炉格納容器の背圧を考慮した場合においても、原子炉隔離時冷却系ポンプ及び常設高圧代替注水系ポンプによる原子炉注水に期待する期間の有効NPSHは、それぞれのポンプの必要NPSHを上回る。

第1表 有効 NPSH 評価事象の整理

	重要事故シーケンス	ポンプ*1	減圧時間*2	ポンプに期待する期間の原子炉格納容器の背圧条件	評価事象
炉心損傷防止対策有効性評価	2.1 高圧・低圧注水機能喪失	—	約 25 分	RCIC 及び AHPI に期待していない。	
	2.2 高圧注水・減圧機能喪失	—	約 31 分	RCIC 及び AHPI に期待していない。	
	2.3.1 全交流動力電源喪失（長期 TB）	RCIC	約 8 時間	他の重要事故シーケンスに比べて、RCIC 運転時間が長いことから、RCIC 停止時のサブプレッション・プール水温が高めになり、原子炉格納容器の背圧が小さくなる。	RCIC ◎
	2.3.2 全交流動力電源喪失（TBD, TBU）	AHPI	約 8 時間	AHPI 運転時間が長く、サブプレッション・プール水温が高めになり、原子炉格納容器の背圧が小さくなる。	AHPI ◎
	2.3.3 全交流動力電源喪失（TBP）	RCIC	事象発生直後	長期 TB に比べて、減圧タイミングが早く、RCIC 運転時間が短くなることから、RCIC 停止時のサブプレッション・プール水温度が低めになり、原子炉格納容器の背圧が大きくなる。	
	2.4.1 崩壊熱除去機能喪失（取水機能喪失）	RCIC	約 2 時間	同上	
	2.4.2 崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系故障）	RCIC	約 2 時間	同上	
	2.5 原子炉停止機能喪失	RCIC	—	長期 TB に比べて、サブプレッション・プール水温度は高めになるが、格納容器圧力の上昇が早いことから、長期 TB よりも RCIC 停止時の原子炉格納容器の背圧が大きくなる。	
	2.6 LOCA 時注水機能喪失（中破断 LOCA）	—	約 25 分	RCIC 及び AHPI に期待していない。	
	2.7 格納容器バイパス（ISLOCA）	RCIC	約 15 分	長期 TB に比べて、減圧タイミングが早く、RCIC 運転時間が短くなることから、RCIC 停止時のサブプレッション・プール水温度が低めになり、原子炉格納容器の背圧が大きくなる。	
2.8 津波浸水による最終ヒートシンク喪失	2.3.1 全交流動力電源喪失（長期 TB）と同じ				

\* 1 : 添付書類十の有効性評価解析において期待しているポンプ（RCIC：原子炉隔離時冷却系ポンプ，AHPI：常設高圧代替注水系ポンプ）

\* 2 : 添付書類十の有効性評価解析における逃がし安全弁による原子炉減圧の開始時間（事象発生からの時間）

第2表 解析条件

項目	有効NPSH評価		有効性評価解析 (参考)
	解析条件	条件選定理由	
格納容器圧力	大気圧	実機条件に対して低めの値として設定。 初期圧力が低い方が、ポンプ停止時の格納容器圧力が低くなり、原子炉格納容器の背圧が小さくなる。	5 kPa [gage]
格納容器雰囲気温度	10 °C	実機条件に対して低めの値として設定。 初期温度が低い方が、ポンプ停止時の格納容器圧力が低くなり、原子炉格納容器の背圧が小さくなる。	57 °C
格納容器体積 (ドライウエル)	5,700 m <sup>3</sup>	設計値を設定。	5,700 m <sup>3</sup>
格納容器体積 (ウェットウエル)	空間部 : 4,100 m <sup>3</sup> 液相部 : 3,300 m <sup>3</sup>	サプレッション・プール水位の運用下限値に基づき設定。 液相部が小さい方が、ポンプ停止時のサプレッション・プール水温度が高くなり、原子炉格納容器の背圧が小さくなる。	空間部 : 4,100 m <sup>3</sup> 液相部 : 3,300 m <sup>3</sup>
サプレッション・プール水位	6.983 m (E.L. 2.983 m)	サプレッション・プール水位の運用下限値に基づき設定。 水位が低い方が、ポンプ停止時のサプレッション・プール水温度が高くなり、原子炉格納容器の背圧が小さくなる。	6.983 m (E.L. 2.983 m)
サプレッション・プール水温度	32 °C	サプレッション・プール水温度の運用上限値を設定。 初期の温度が高い方が、ポンプ停止時のサプレッション・プール水温度が高くなり、原子炉格納容器の背圧が小さくなる。	32 °C

第 3 表 原子炉隔離時冷却系ポンプの有効 NPSH 算定結果

(単位：m)

	重大事故等時
H <sub>a</sub> ：吸込み液面に作用する絶対圧力	
H <sub>s</sub> ：吸込揚程	
H <sub>1</sub> ：ポンプ吸込配管圧損	
H <sub>2</sub> ：異物付着なしの状態におけるストレーナ圧損* <sup>1</sup>	
h <sub>s</sub> ：ポンプ吸込口における飽和蒸気圧水頭	
有効 NPSH (H <sub>a</sub> +H <sub>s</sub> -H <sub>1</sub> -H <sub>2</sub> -h <sub>s</sub> )	

- \* 1：原子炉隔離時冷却系ポンプは LOCA 事象において使用しないため。
- \* 2：ティー及びペネ部を含む。
- \* 3：解析結果を包絡する 100 °C の飽和蒸気圧に基づき算定した値。

第 4 表 常設高圧代替注水系ポンプの有効 NPSH 算定結果

(単位：m)

	重大事故等時
H <sub>a</sub> ：吸込み液面に作用する絶対圧力	
H <sub>s</sub> ：吸込揚程	
H <sub>1</sub> ：ポンプ吸込配管圧損	
H <sub>2</sub> ：異物付着なしの状態におけるストレーナ圧損* <sup>1</sup>	
h <sub>s</sub> ：ポンプ吸込口における飽和蒸気圧水頭	
有効 NPSH (H <sub>a</sub> +H <sub>s</sub> -H <sub>1</sub> -H <sub>2</sub> -h <sub>s</sub> )	

- \* 1：常設高圧代替注水系ポンプは LOCA 事象において使用しないため。
- \* 2：常設高圧代替注水系ポンプの流量は、ストレーナを兼用する高圧炉心スプレイ系ポンプの流量に比べて小さく、ストレーナ圧損は低減するが、有効 NPSH 評価上保守的な評価となるように、高圧炉心スプレイ系ポンプ運転時のストレーナ圧損を使用するものとし、設備の変更がないため、高圧炉心スプレイ系ストレーナの着工事計画添付書類の算定値と同じとする。
- \* 3：解析結果を包絡する 100 °C の飽和蒸気圧に基づき算定した値。

第 5 表 原子炉隔離時冷却系ポンプの有効 NPSH 評価結果

(単位 : m)

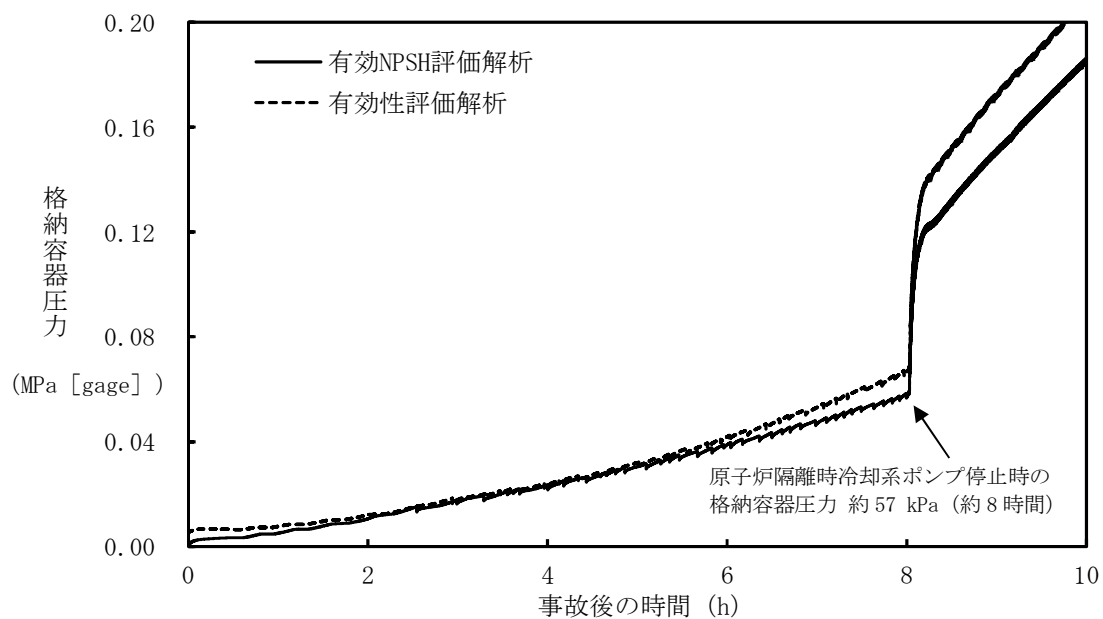
	必要 NPSH	有効 NPSH
		重大事故等時
原子炉隔離時冷却系ポンプ		

第 6 表 常設高圧代替注水系ポンプの有効 NPSH 評価結果

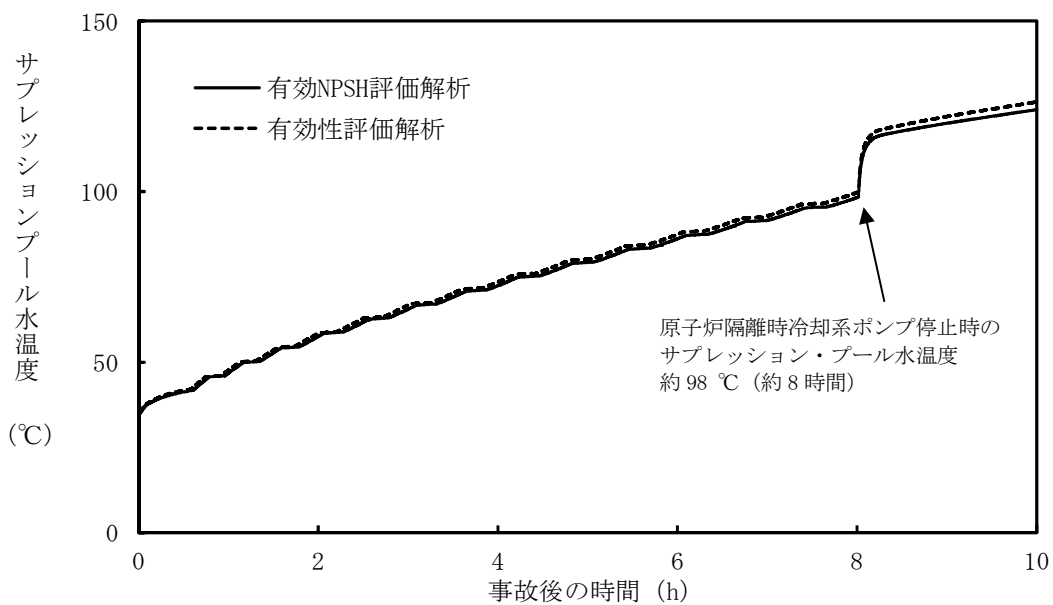
(単位 : m)

	必要 NPSH	有効 NPSH
		重大事故等時
常設高圧代替注水系ポンプ		

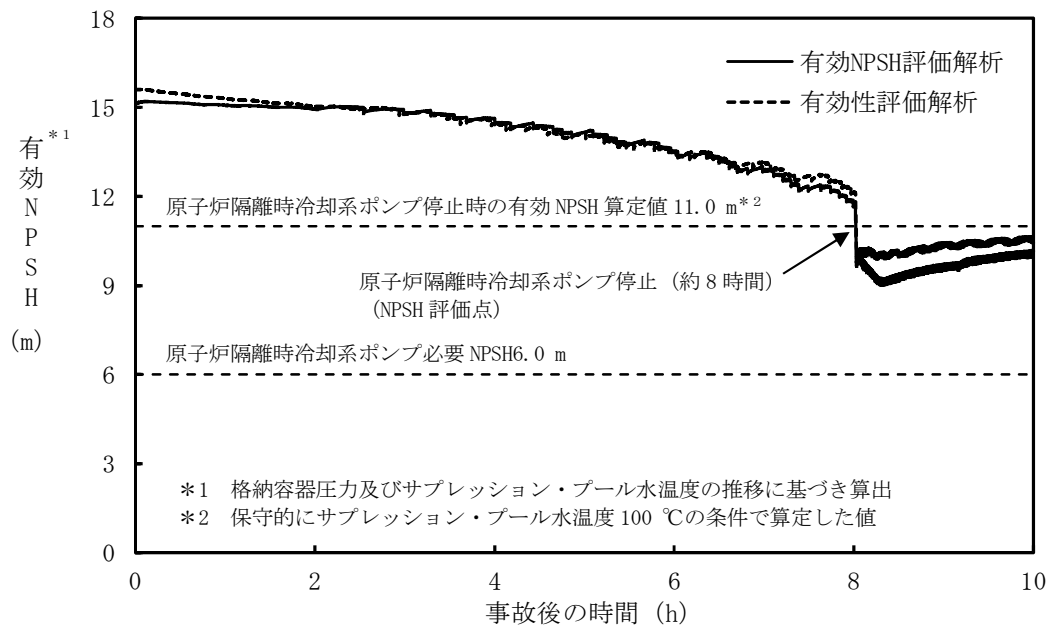




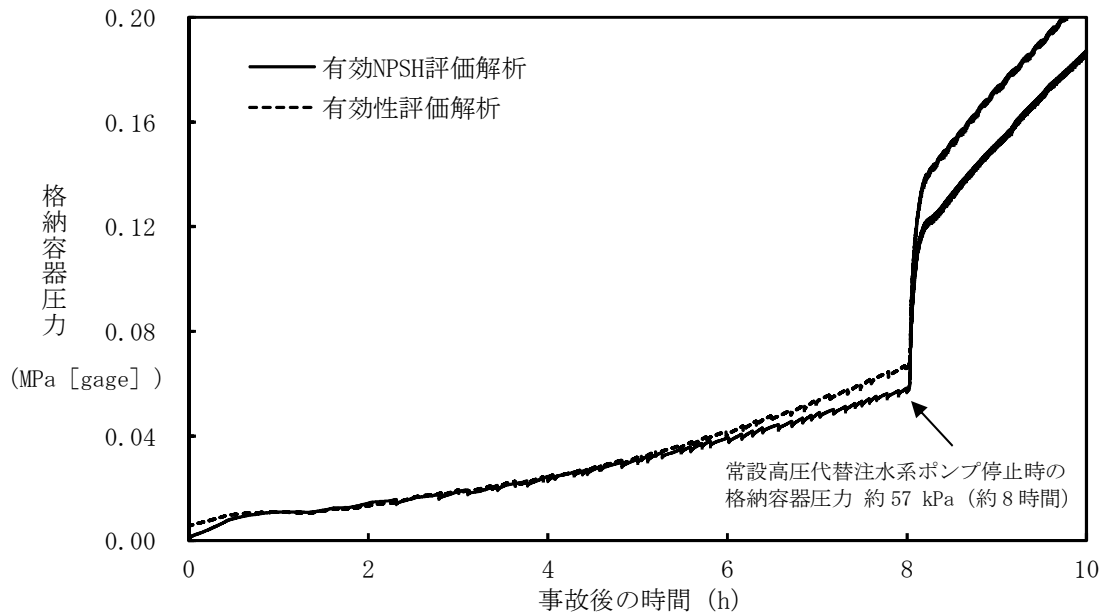
第1図 格納容器圧力の推移  
[全交流動力電源喪失 (長期 TB)]



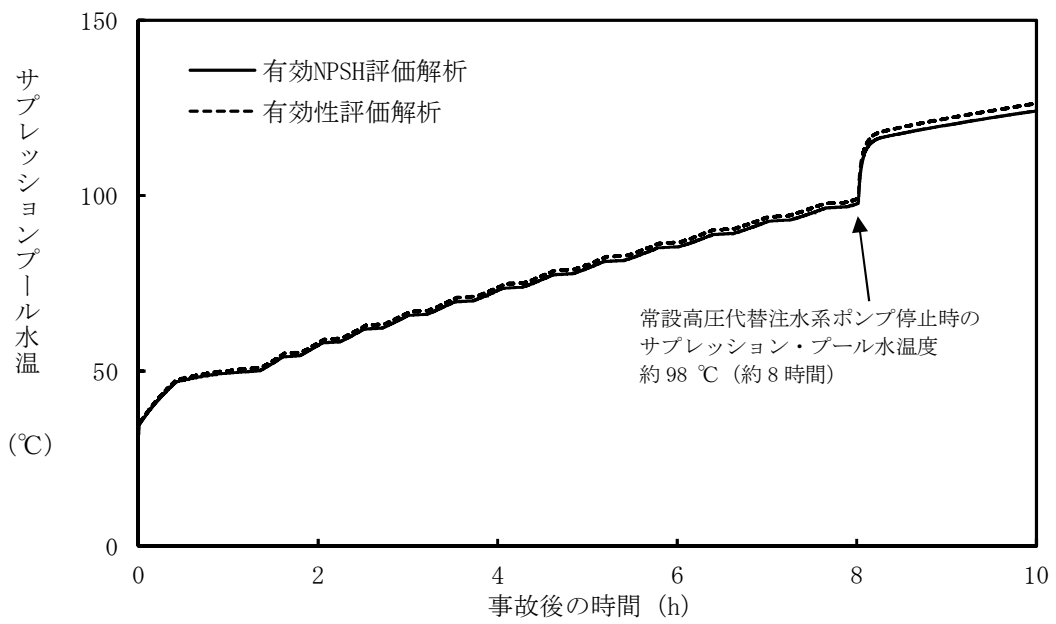
第2図 サプレッション・プール水温度の推移  
[全交流動力電源喪失 (長期 TB)]



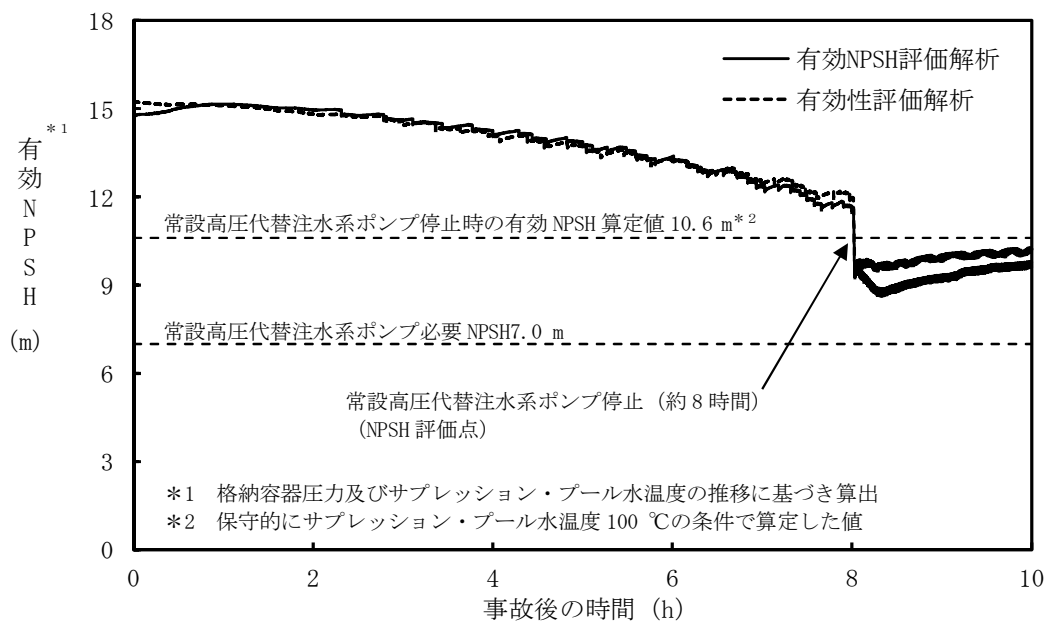
第3図 原子炉隔離時冷却系ポンプ有効NPSHの推移  
[全交流動力電源喪失 (長期 TB)]



第4図 格納容器圧力の推移  
[全交流動力電源喪失 (TBD, TBU)]



第 5 図 サプレッション・プール水温度の推移  
 [全交流動力電源喪失 (TBD, TBU)]



第 6 図 常設高圧代替注水系ポンプ有効 NPSH の推移  
 [全交流動力電源喪失 (TBD, TBU)]

## 原子炉隔離時冷却系ストレナ圧損について

1. はじめに

本書は、原子炉隔離時冷却系ポンプストレーナ（ティー部及びペネ部含む）の圧損を評価したものである。

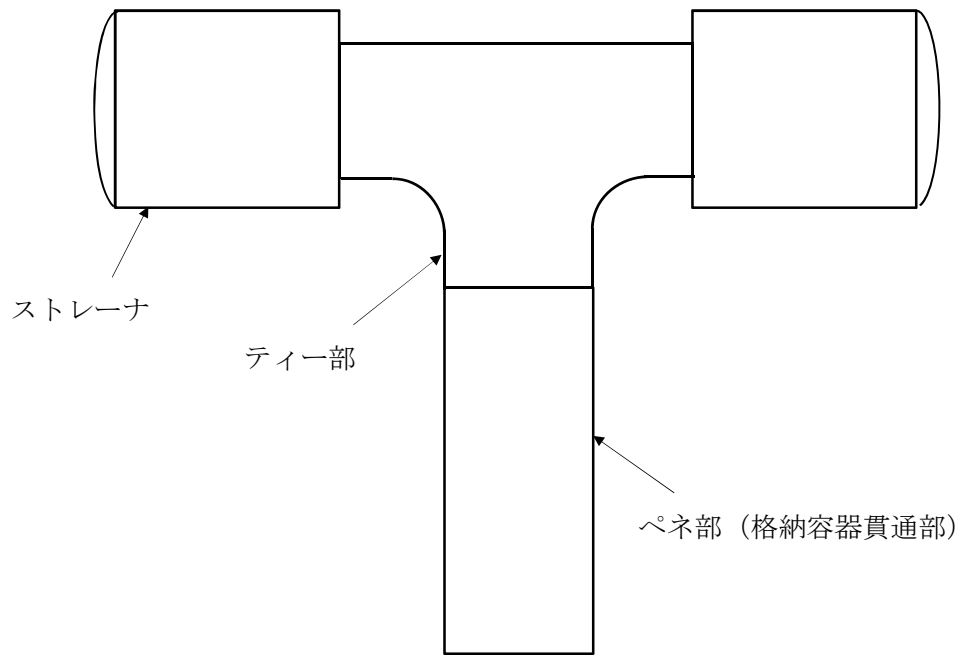


図 1-1 ストレーナ（ティー部及びペネ部）圧損評価部位

2. ストレーナ圧損

ストレーナ圧損は、設計上ストレーナ表面積の□%が閉塞した場合のクリーン時圧損失として求める。

2.1 仕様

表 2-1 にポンプの定格流量を示す。

表 2-1 原子炉隔離時冷却系ポンプの定格流量

ポンプ名称	定格流量Q (m <sup>3</sup> /hr)
原子炉隔離時冷却系 ポンプ系	142

2.2 圧力損失に関する検討

2.2.1 ストレーナ近傍の平均流速

(1) ストレーナの寸法

$$D_i = \square \text{ mm}$$

$$R_i = \square \text{ mm}$$

$$t_s = \square \text{ mm}$$

$$D_o = D_i + 2 \cdot t_s = \square + 2 \times \square = \square \text{ mm}$$

$$R_o = R_i + t_s = \square + \square = \square \text{ mm}$$

$$h = \square \text{ mm}$$

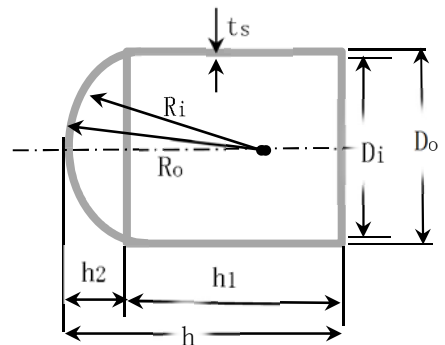
$$h_2 = R_o - \sqrt{(R_o)^2 - \left(\frac{D_o}{2}\right)^2} = \square - \sqrt{(\square)^2 - \left(\frac{\square}{2}\right)^2} = \square \text{ mm}$$

$$h_1 = h - h_2 = \square - \square = \square \text{ mm}$$

$$S_1 = \pi \cdot D_o \cdot h_1 = \pi \times \square \times \square = \square \text{ m}^2$$

$$S_2 = 2 \cdot \pi \cdot R_o \cdot h_2 = 2 \times \pi \times \square \times \square = \square \text{ m}^2$$

$$S = S_1 + S_2 = \square + \square = \square \text{ m}^2 \quad (\text{ストレーナ表面積の} \square \% \text{が閉塞した場合の圧力損失を確認するため、ストレーナ 1 個の表面積を用いて圧損を評価する。})$$



(2) ストレーナ近傍の平均流速

ストレーナの表面積：  $S = \boxed{\phantom{0000}} \text{ m}^2$

平均流速：  $\bar{V} = \frac{Q}{S} = \frac{60^2}{\boxed{\phantom{0000}}} = \boxed{\phantom{0000}} \text{ m/s}$

### 2.2.2 圧損評価式

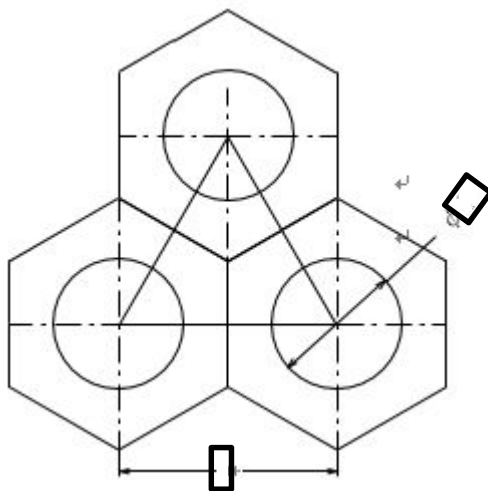
(1) ストレーナ面積比

下図に示すような正三角形モデルとすると、

$$\text{ストレーナ面積比} : \bar{f} = \frac{\frac{\pi}{4} \cdot d^2}{\frac{\sqrt{3}}{2} \cdot p^2} = \frac{\frac{\pi}{4} \boxed{\phantom{00}}^2}{\frac{\sqrt{3}}{2} \boxed{\phantom{00}}^2} = \boxed{\phantom{0000}}$$

ここで、 p : ピッチ (mm)

d : ストレーナ穴径 (mm)



(2) ストレーナ通過時のレイノルズ数

① ストレーナ通過時の平均流速：  $v_0 = \frac{\bar{V}}{f} \text{ m/s}$

② 動粘性係数：  $\nu = 7.636 \times 10^{-7} \text{ m}^2/\text{s}$  (at 32°C)

サプレッションプール内水温 32°Cの水の密度及び粘性係数は、下記に示す水の物性値 \*1を直線内挿して算出した。

注記\*1：引用文献 [1] “Cameron Hydraulic Data, 16<sup>th</sup> Edition, 1984” page4-4 lists the following property for water

(a) 32.2°C

密度 ( $\rho$ ) : 0.9950 g/cm<sup>3</sup>

動粘性係数 ( $\nu$ ) : 0.76 cSt

(b) 29.4°C

密度 ( $\rho$ ) : 0.9959 g/cm<sup>3</sup>

動粘性係数 ( $\nu$ ) : 0.81 cSt

(c) 32°Cの水の密度及び粘性係数は、

$$\begin{aligned} \text{密度 } (\rho) &= 0.9959 + (0.9950 - 0.9959) \times \frac{(32 - 29.4)}{(32.2 - 29.4)} = 0.99506 \text{ g/cm}^3 \\ &= 995.06 \text{ kg/m}^3 \end{aligned}$$

$$\begin{aligned} \text{動粘性係数 } (\nu) &= 0.81 + (0.76 - 0.81) \times \frac{(32 - 29.4)}{(32.2 - 29.4)} = 0.7636 \text{ cSt} \\ &= 7.636 \times 10^{-7} \text{ m}^2/\text{s} \end{aligned}$$

③ 等価直径 (流路断面が円形の場合  $d_h$  = 円形断面の直径)

$$d_h = \frac{4 \cdot f_0}{\Pi_0} = \frac{4 \cdot \frac{\pi}{4} \cdot d_h^2}{\pi \cdot d_h} = d_h \text{ (m)}$$

ここで、 $f_0$  : ストレーナの1つの穴の面積 (m<sup>2</sup>)

$\Pi_0$  : ストレーナの1つの穴の周長 (m)

④ ストレーナ通過時のレイノルズ数

$$Re = \frac{v_0 \cdot d_h}{\nu} = \frac{\overline{V}}{\overline{f}} \cdot d_h = \frac{\boxed{\phantom{000000}}}{7.636 \times 10^{-7}} = \boxed{\phantom{000000}}$$

(3) 縮流係数

縮流係数は下式により得られる。



$$\zeta_{Re} = \frac{\zeta_{\phi}}{\bar{f}^2} + \varepsilon_{0Re} \cdot \zeta_{1qu}$$

①  $\zeta_{\phi}$  は、Diagram 8-5 \*1 の下表の数値を用いて直線内挿して算出した。

注記\*1：引用文献 [2] ”HANDBOOK of HYDRAULIC RESISTANCE 3rd Edition”

(a)  $Re =$  $, \bar{f} =$  $にて$

$$\zeta_{\phi} =$$
 $=$

(b)  $Re =$  $, \bar{f} =$  $にて$

$$\zeta_{\phi} =$$
 $=$

(c)  $Re =$  $, \bar{f} =$  $にて$

$$\zeta_{\phi} =$$
 $=$

②  $\varepsilon_{0Re}$  は、Diagram 8-5 \*2 の上表の数値を用いて直線内挿して算出した。

注記\*2：引用文献 [2] ”HANDBOOK of HYDRAULIC RESISTANCE 3rd Edition”

$Re =$  $にて$

$$\varepsilon_{0Re} =$$
 $=$

③  $\zeta_{1qu}$  は、Diagram 4-15 \*3 に基づいて算出した。

注記\*3：引用文献 [2] ”HANDBOOK of HYDRAULIC RESISTANCE 3rd Edition”

$$\zeta_{1qu} = \left\{ 0.5 \cdot (1 - \bar{f})^{0.75} + \tau \cdot (1 - \bar{f})^{1.375} + (1 - \bar{f})^2 + \lambda \cdot \frac{\ell}{d_h} \right\} \cdot \frac{1}{\bar{f}^2}$$

$$=$$

$$=$$

(a)  $\tau = (2.4 - \bar{\ell}) \cdot 10^{-\varphi(\bar{\ell})} =$  $=$



3. ティー部の配管圧損

図 3-1 にティー部を示す。ティー部の配管圧損はティー継手及び段差の圧損を合計したものである。

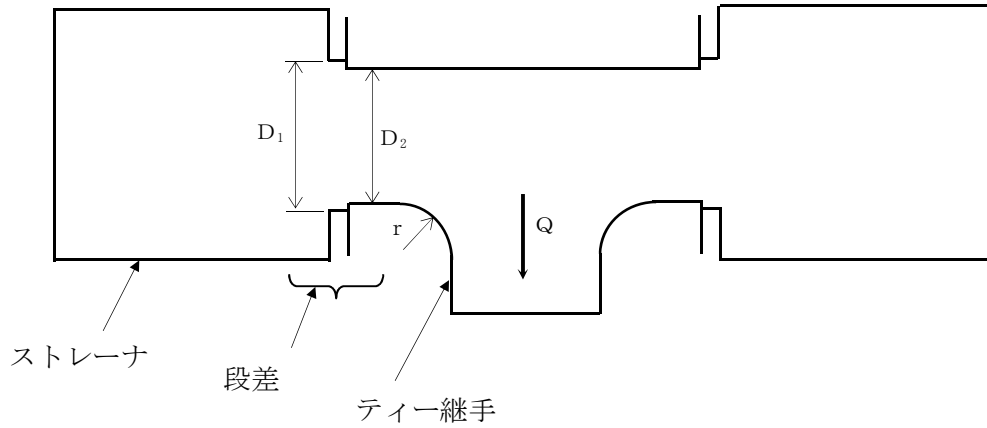


図 3-1 ティー部概要図

記号	部 位	原子炉隔離時 冷却系
Q	系統流量 (m <sup>3</sup> /h)	
D <sub>1</sub>	ストレーナフランジ内径 (m)	
D <sub>2</sub>	ティー継手内径 (m)	
r	すみの丸み (m)	

(1) ティー部圧損評価一般式

ティー部の圧損は、以下の式で求められる。

$$h = \zeta \frac{v^2}{2g}$$

ここで、

h : 圧損 (m)

ζ : 損失係数 (-)

v : ティー内の合流後の流速 (m/s)

g : 重力加速度 (m/s<sup>2</sup>)

(2) 流速

(a) ティー継手

ティー継手内の合流後の流速は、系統流量とティー継手内の流路面積から求められる。

$$V = \frac{Q}{A_t} = \frac{0.0394}{\boxed{\phantom{000}}} \times \boxed{\phantom{000}} \rightarrow \boxed{\phantom{000}} \text{ (m/s)}$$

ここで、

Q : 流量 (m<sup>3</sup>/s)

⇒ 系統流量 142 (m<sup>3</sup>/h) を m<sup>3</sup>/s の単位に変換

142 (m<sup>3</sup>/h) ÷ 3600 = 0.03944 → 0.0394 (m<sup>3</sup>/s)

A<sub>t</sub> : 流路面積 (m<sup>2</sup>)

⇒ 外径  $\boxed{\phantom{000}}$  (m), 板厚  $\boxed{\phantom{000}}$  (m) から算出,  $d = \boxed{\phantom{000}} - \boxed{\phantom{000}} \times 2 = \boxed{\phantom{000}}$  (m)  
 ⇒  $\pi / 4 \times d^2 = \pi / 4 \times \boxed{\phantom{000}}^2 = \boxed{\phantom{000}}$  (m<sup>2</sup>)

### (3) 損失係数

(a) ティー継手における合流による損失係数  $\zeta_1$

合流による損失係数は、引用文献[1]を用いて求める。

引用文献[1]の図 4・95 から、合流時の損失係数は、合流前／合流後の流量比と r / d (ティー継手合流部の丸み／内径) を用いて求める。図 3-2 に r 及び d 寸法について示す。

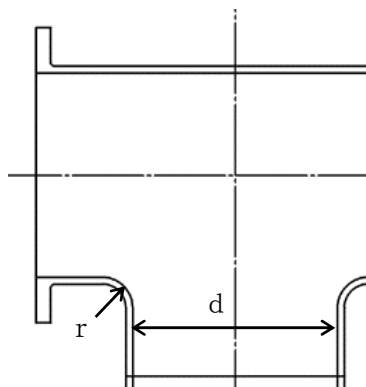


図 3-2 r 及び d 寸法の図示

合流前／合流後の流量比は 0.5 であり、r / d は以下となる。

$$r / d = \boxed{\phantom{000}} / \boxed{\phantom{000}} = \boxed{\phantom{000}}$$

ここで、

r : ティー継手合流部の丸み (m)

⇒  $\boxed{\phantom{000}}$  m であるが、保守的に  $\boxed{\phantom{000}}$  m とする。

d : ティー継手内径 (m)

⇒  $\boxed{\phantom{000}}$  m

よって、引用文献[1]図 4・95 から求めた損失係数  $\zeta_1$  は以下となる。

$$\zeta_1 = \boxed{\phantom{00}}$$

(b) 段差による損失係数  $\zeta_2$

ストレナーフランジ内径とティー継手内径が相違する場合の影響を考慮した損失係数を求める。図 3-3 に模式図を示す。

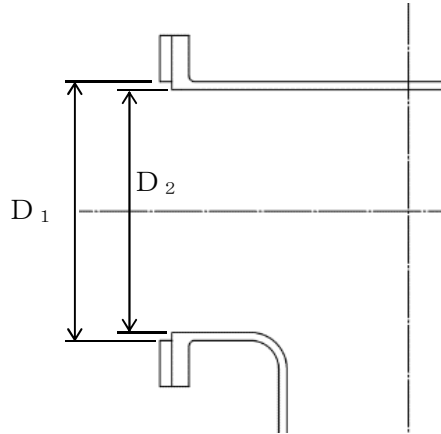


図 3-3 フランジ内径とティー継手内径の段差の模式図

段差による影響は、引用文献[2]を用いて評価する。

ここで、流路が狭くなる前の断面積  $A_1$  (=ストレナーフランジ内径  $D_1$  :  $\boxed{\phantom{00}}$  m から求めた断面積) と狭くなった後の断面積  $A_2$  (=ティー継手内径  $D_2$  :  $\boxed{\phantom{00}}$  m から求めた断面積) は以下となる。

$$A_1 = \boxed{\phantom{00}} \text{ (m}^2\text{)}$$

$$A_2 = \boxed{\phantom{00}} \text{ (m}^2\text{)}$$

以上より、断面積比  $A_2/A_1 = \boxed{\phantom{00}}$  となり、引用文献[2]の図 161 から読み取った損失係数  $\zeta_2$  は以下となる。

$$\zeta_2 = \boxed{\phantom{00}}$$

(c) 圧損計算

(a)~(b)項より、圧損を計算すると以下の圧損値が求められる。

・  $\zeta_1$  による圧損

$$h_1 = \zeta_1 \frac{v^2}{2g} = \boxed{\phantom{00}} = \boxed{\phantom{00}} \rightarrow \boxed{\phantom{00}} \text{ (m)}$$

・  $\zeta_2$  による圧損

$$h_2 = 2 \times \zeta_2 \frac{v_1^2}{2g} = 2 \times \zeta_2 \frac{\left(\frac{v}{2}\right)^2}{2g} = \boxed{\phantom{00}} = \boxed{\phantom{00}} \rightarrow \boxed{\phantom{00}} \text{ (m)}$$

ここで、

$v_i$  : 合流前の流速 (m/s)

⇒ここでは保守的に  $v_i=v/2$  とする。\*

注記\* :

厳密には  $v_i=v/2$  とならず、

$$v_i = \frac{Q/2}{A_2} = \frac{0.0394/2}{\boxed{\phantom{00}}} = \boxed{\phantom{00}} \text{ (m/s)}$$

このとき、

$$h_2 = 2 \times \zeta_2 \frac{v_i^2}{2g} = \boxed{\phantom{000000}} = \boxed{\phantom{00}} \text{ (m)}$$

・合計圧損

$$h = h_1 + h_2 = \boxed{\phantom{00}} + \boxed{\phantom{00}} = \boxed{\phantom{00}} \text{ (m)}$$

(4) 結果のまとめ

表 3-1 にティ一部圧損のまとめを示す。

表 3-1 ティ一部圧損のまとめ

系統	ティ一部		
	$\zeta_1$ による 圧損 (m)	$\zeta_2$ による 圧損 (m)	圧損合計 (m)
原子炉隔離時冷却系	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>

引用文献

[1] 技術資料 管路・ダクトの流体抵抗 (日本機械学会 管路・ダクトの流体抵抗出版分科会 編)

[2] 機械工学便覧 基礎編 A5 流体力学 (日本機械学会 編)

4. ペネ部の圧損

(1) ペネ部の圧損評価方法

ペネ部の圧損Hは、以下に示す式に基づき算出する。

$$H = \lambda \cdot (L/D) \cdot (v^2 / 2g)$$

ここで H : ペネ部圧損 (m)

L : ペネ部直管長 (m)

D : ペネ部内径 (m)

v : 流速 (m/s)

g : 重力加速度 (m/s<sup>2</sup>)

λ : 管摩擦係数\*

注記\* : 管摩擦係数λは、レイノルズ数と相対粗さの関数で表され、λに関する実験結果から、ムーディによって実用性の高い線図が提案されており、グラフからλを読み取る。

(2) ペネ部の圧損

表 4-1 ペネ部の圧損評価データ

	単位	ペネ部
ペネ部外径	mm	
ペネ部厚さ	mm	
ペネ部内径 : D	m	
流量	m <sup>3</sup> /h	
流速 : v	m/s	
管摩擦係数 : λ	—	
ペネ部長さ : L	m	
ペネ部 L/D	—	

以上より、

H =   m

5. ストレーナ (ティー部及びペネ部含む) 圧損

ストレーナ圧損  m, ティー部圧損  m 及びペネ部圧損  m より、ストレーナ圧損 (ティー部及びペネ部含む) は  m となる。なお、有効吸込水頭評価上は  m を上回る  m をストレーナ圧損 (ティー部及びペネ部含む) として使用する。

補足-190-5 【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に係る補足説明資料】



## 1. 概要

本資料は、新たに原子炉冷却材圧力バウンダリ範囲となった箇所を系統構成及び材料を説明するものである。また、取替となる弁の対象について、説明をするものである。

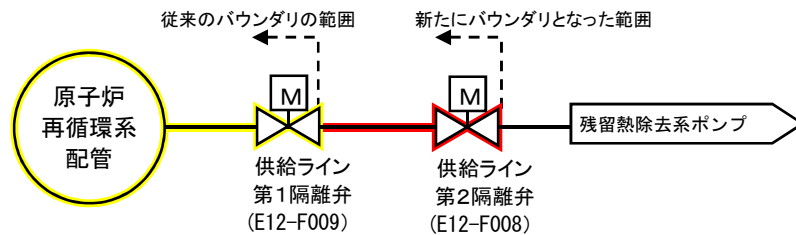
## 2. 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の系統構成について

原子炉冷却材圧力バウンダリの範囲については、「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の解釈」に基づき、通常時又は事故時に開となるおそれがある通常時閉及び事故時閉となる弁を有するものに対し、従来の原子炉から見て第1隔離弁を含むまでの範囲が、第2隔離弁を含むまでの範囲に拡大された。

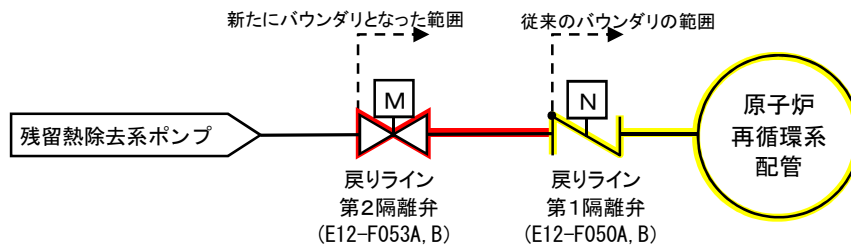
この変更に伴い、原子炉冷却材圧力バウンダリの範囲が拡大される可能性があるものとして以下のものが抽出された。

- ・ 弁 E12-F009 から弁 E12-F008 まで（残留熱除去系原子炉停止時冷却系供給ライン）
- ・ 弁 E12-F053A, B から弁 E12-F050A, B まで（残留熱除去系原子炉停止時冷却系戻りライン）

原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲概念図を図1に示す。



弁 E12-F009 から弁 E12-F008 まで（残留熱除去系停止時冷却系供給ライン）



弁 E12-F053A, B から弁 E12-F050A, B まで（残留熱除去系停止時冷却系戻りライン）

図1 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大概念図

3. 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の材料について

原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲について、使用材料を表1～表4、系統概要図を図2～図3に示す。

表1 残留熱除去系停止時冷却系供給ラインの配管の仕様

	最高使用圧力	最高使用温度	外径／厚さ	材料
第1隔離弁上流 (供給ライン)	8.62 MPa[gage]	302 °C	508 mm／ 32.5 mm	SUS304TP
第1隔離弁から 第2隔離弁間 (供給ライン)	8.62 MPa[gage]	302 °C	508 mm／ 32.5 mm	SUS304TP

表2 残留熱除去系停止時冷却系供給ラインの弁の仕様

	最高使用圧力	最高使用温度	主要寸法 (呼び径)	材料	
				弁箱	弁ふた
第1隔離弁 (供給ライン)	8.62 MPa[gage]	302 °C	500A	SCS14	SCS14
第2隔離弁 (供給ライン)	8.62 MPa[gage]	302 °C	500A	SCS14	SCS14

 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲

- |   |
|---|
| <ul style="list-style-type: none"> <li>①配管</li> <li>②弁</li> <li>③配管溶接部</li> <li>④支持構造物取付溶接継手</li> </ul> |
|---|




図2 残留熱除去系停止時冷却系供給ラインの系統概要図

表 3 残留熱除去系停止時冷却系戻りラインの配管の仕様

	最高使用圧力	最高使用温度	外径／厚さ	材料
第 1 隔離弁下流 (戻りライン)	10.7 MPa[gage]	302 °C	318.5 mm／ 25.4 mm	SUS304TP SUSF316
第 1 隔離弁から 第 2 隔離弁間 (戻りライン)	10.7 MPa[gage]	302 °C	318.5 mm／ 25.4 mm	SUS316TP SUSF316 SUS304TP

表 4 残留熱除去系停止時冷却系戻りラインの弁の仕様

	最高使用圧力	最高使用 温度	主要寸法 (呼び径)	材料	
				弁箱	弁ふた
第 1 隔離弁 (戻りライン)	10.69 MPa[gage]	302 °C	300A	SCS16A	SUSF316L
				SCS14	SUS316
第 2 隔離弁 (戻りライン)	10.69 MPa[gage]	302 °C	300A	SCS14	SCS14

 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲

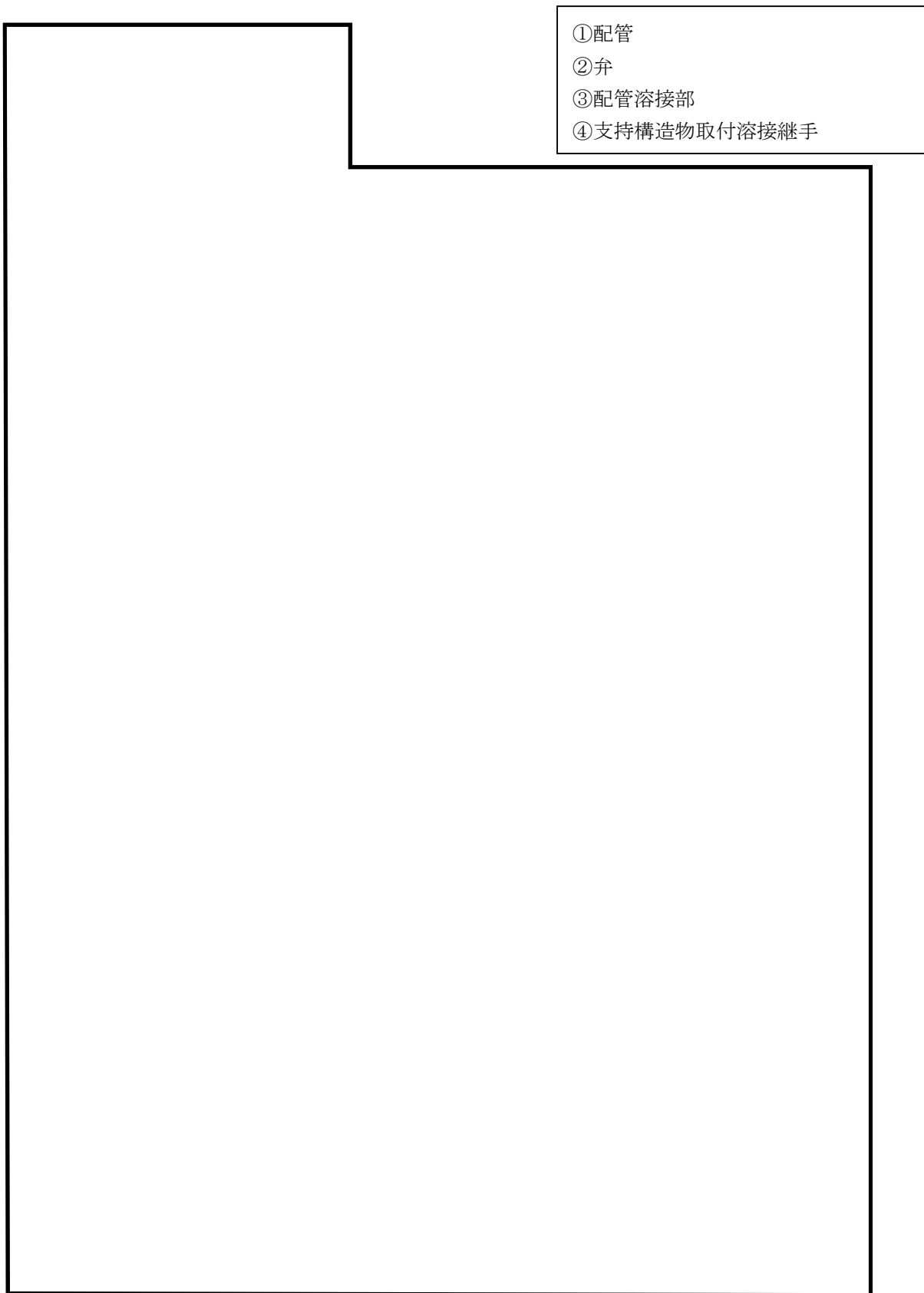


図3 残留熱除去系停止時冷却系戻りライン

4. 弁取替となる対象について

弁取替となる対象について、表 5 に示す。

表 5 弁取替となる対象

R C P B 拡大範囲以外		材料 (SCC 対策品は、太字)			
弁 No.	弁名称	取替内容	弁箱	弁ふた	弁体
E12-F041A	残留熱除去系 A 系注入ラインテスト逆止弁	弁体のみ			SF490A 相当 (ASTM A105-71)
E12-F041B	残留熱除去系 B 系注入ラインテスト逆止弁	弁体のみ			SF490A 相当 (ASTM A105-71)
E12-F041C	残留熱除去系 C 系注入ラインテスト逆止弁	弁体のみ			SF490A 相当 (ASTM A105-71)
E12-F050A	残留熱除去系 A 系停止時冷却ラインテスト逆止弁	弁体のみ			<b>SUSF316L</b>
E12-F050B	残留熱除去系 B 系停止時冷却ラインテスト逆止弁	弁体及び弁箱	<b>SCS14</b>		<b>SUS316L</b>
E21-F005	低圧炉心スプレイ系注入弁	弁一式	SCPL1	SCPL1	SCPL1
E21-F006	低圧炉心スプレイ系テスタブル逆止弁	弁体のみ			SF440A 相当 (ASTM A105-71)
E22-F005	高圧炉心スプレイ系テスタブル逆止弁	弁体のみ			SF490A 相当 (ASTM A105-71)
E51-F064	原子炉隔離時冷却系蒸気ライン外側隔離弁	弁一式	SCPL1	SCPL1	SCPL1
E51-F065	原子炉隔離時冷却系注入ライン外側テスト逆止弁	弁体のみ			SUS316

R C P B 拡大範囲		材料 (SCC 対策品は、太字)			
弁 No.	弁名称	取替内容	弁箱	弁ふた	弁体
E12-F053A	残留熱除去系 A 系シャットダウン注入弁	弁一式	<b>SCS14</b>	<b>SCS14</b>	<b>SUSF316</b>
E12-F053B	残留熱除去系 B 系停止時冷却ラインテスト逆止弁	弁一式	<b>SCS14</b>	<b>SCS14</b>	<b>SUSF316</b>

工事計画に係る補足説明資料  
工事計画に係る説明書（原子炉冷却系統施設）のうち  
原子炉格納容器内の原子炉冷却材の漏えいを監視する装置の構成に関する  
説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書  
補足-190-6

**【原子炉格納容器内の原子炉冷却材漏えい監視の評価時間について】**

## 目次

1.	格納容器床ドレンサンプル流量計の検出時間について	1
2.	ドライウェル内ガス冷却装置による漏えい検出の評価時間の保守性について	2
3.	凝縮液量が平衡状態に達する時間に関する妥当性について	5
4.	ドレン管移送時間の算出について	8
5.	漏えい検出設備の検出時間評価に使用する配管及び床面の粗度係数について	10
6.	漏えい水（液体分）の漏えい検出の評価時間の保守性について	11
7.	原子炉格納容器内の原子炉冷却材の漏えい検出方法について	14
7.1	格納容器下部の形状変更について	14
7.1.1	格納容器床ドレンサンプル形状変更	14
7.1.2	格納容器床ドレンサンプル配管の一部変更	15
7.2	格納容器床ドレンサンプルのオーバーフロー水位の維持について	15
7.3	格納容器床ドレンサンプルへの水張りについて	16
7.3.1	格納容器床ドレンサンプルへの水張りの停止判断	17
7.4	格納容器床ドレン流量計監視不能時の対応について	18

1. 格納容器床ドレンサンプル流量計の検出時間について

格納容器床ドレン流量計は、容積式流量検出器からのパルス信号を、演算装置にて流量に変換し監視する。なお、容積式流量検出器においては  $0.23 \text{ m}^3/\text{h}$  (1 gpm) のような低流量域においても計測できるよう、適切な容量を有するバケット (容量: 250 mL) を選定している。

警報動作範囲は  $0 \sim 0.6 \text{ m}^3/\text{h}$  で設定可能であり、 $0.23 \text{ m}^3/\text{h}$  (1 gpm) の流量を検出した場合に格納容器床ドレンサンプル流量高の警報を中央制御室に発信する。なお、警報動作流量以上の流量では、警報動作状態を継続する。(「図 1-1 格納容器床ドレン流量計の概略構成図」参照)

演算装置の出力は 1 分間のパルス信号積算値出力を次の 1 分間の出力まで保持する設計としているため、格納容器床ドレン流量計の検出遅れ時間として 2 分に設定する。(「図 1-2 格納容器床ドレン流量計の検出時間の考え方」参照)

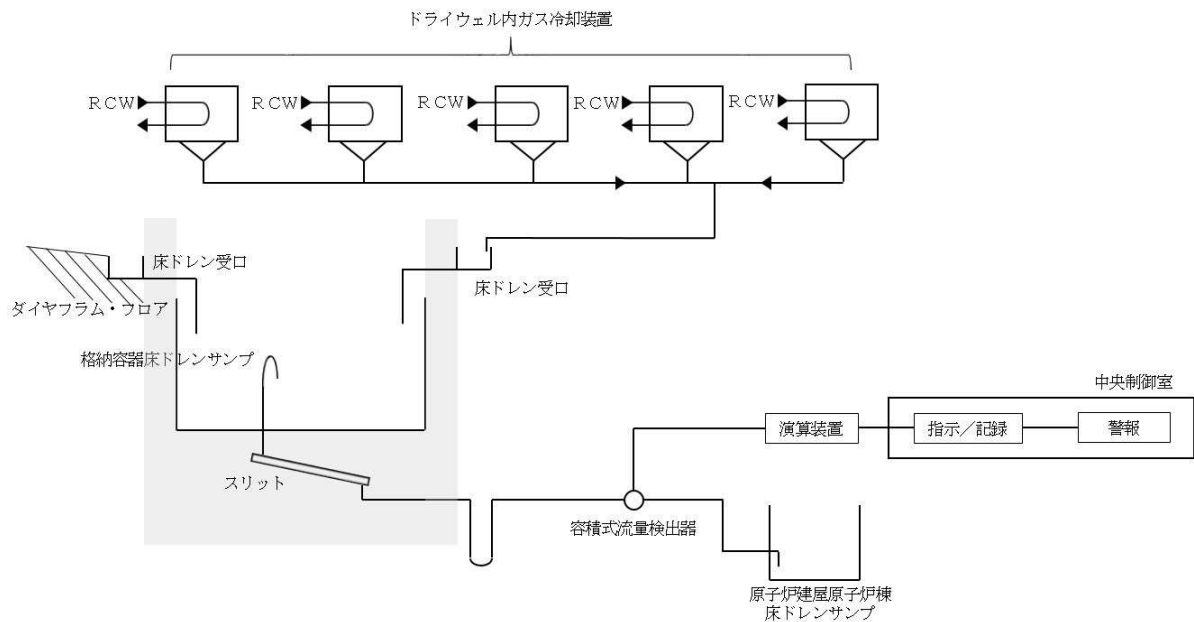


図 1-1 格納容器床ドレン流量計の概略構成図

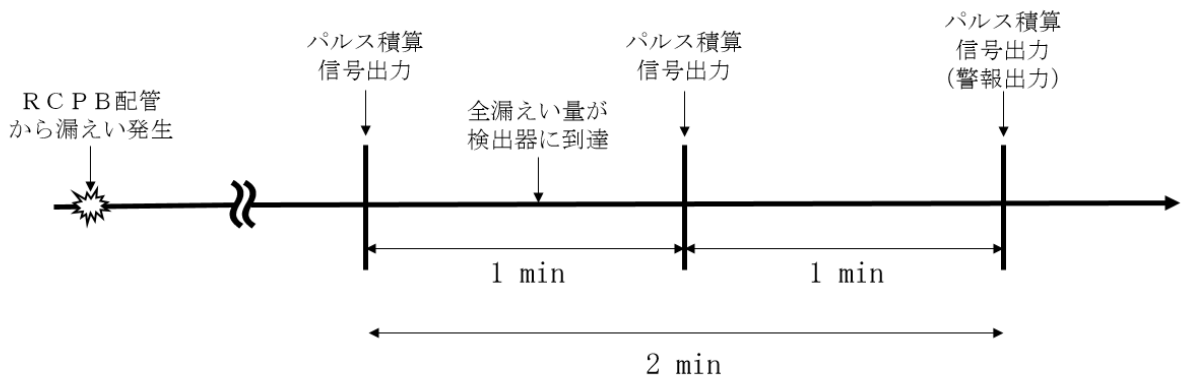


図 1-2 格納容器床ドレン流量計の検出時間の考え方



## 2. ドライウェル内ガス冷却装置による漏えい検出の評価時間の保守性について

ドライウェル内ガス冷却装置による漏えい検出時間 ( $T_1 \sim T_4$  の合計で 36 分) には、以下の通り保守性を見込んでおり、格納容器床ドレンサンプから格納容器床ドレン流量計までの検出時間 ( $T_8 \sim T_9$ ) 及び格納容器床ドレン流量計の検出時間 ( $T_{10}$ ) の合計 8 分を加えても 60 分を超えないため、問題なく 1 時間以内に  $0.23 \text{ m}^3/\text{h}$  の漏えい量 (蒸気分) を検出可能である。

### (1) ドライウェル内ガス冷却装置までの蒸気到達時間： $T_1=2$ 分における保守性

漏えいした蒸気がドライウェル内ガス冷却装置の冷却コイルに達し、冷却が開始されるまでの時間  $T_1$  を評価する際には、ドライウェル内ガス冷却装置に蒸気が到達するまでの時間に (2) で述べる原子炉格納容器内に漏えいした蒸気が徐々に充満し平衡状態となる過程も一部で始まっているが、そのことは考慮せず保守的に評価している。

また、RCPB 配管から漏えいした蒸気がドライウェル内ガス冷却装置の冷却コイルに達する最長経路は、漏えい蒸気を含む原子炉格納容器内の空気が冷却ファンにより一巡する時間を  $T_1$  とすることで保守的に評価している。

### (2) 凝縮液量が平衡に到達する時間： $T_2=31$ 分における保守性

漏えい蒸気が凝縮に要する時間は、ドライウェル内ガス冷却装置における凝縮液量が、蒸気分の漏えい量と平衡となる時間として評価している。ここで、本評価に対しては確実に漏えい蒸気分の検出を可能とするために、格納容器床ドレン流量計の警報設定値を漏えい蒸気分の 95 % とすることで対応する。

凝縮液量と経過時間の関係は図 2-1 のグラフの関係であり、凝縮液量が蒸気分の漏えい量の 95 % に達する時間は約 30.3 分である。これを保守的に 31 分と評価している。

また、平衡に達する時間の妥当性については、3. で示す。

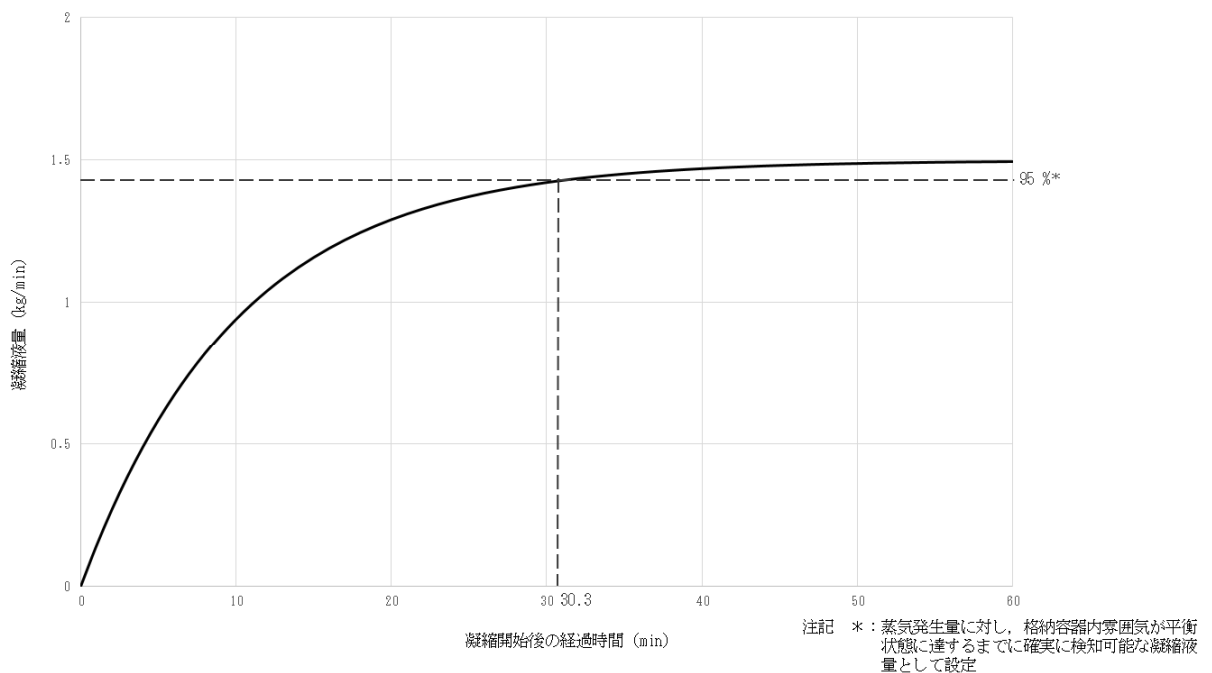


図 2-1 凝縮液量が平衡に達する時間

(3) 凝縮液ドレン管移送時間： $T_3=2$ 分における保守性

凝縮液ドレン管には垂直部と水平部（1/100 こう配）があるが、凝縮液ドレン管移送時間を評価するには、保守的に垂直部を含む全体を水平部と同じ1/100 こう配と仮定し、さらに評価用長さを配管の設計長さに1.5倍を乗じて評価している。垂直配管の流速は水平部より早くなることから、実際の検出時間は評価時間よりも短くなると考えられる。

なお、凝縮液ドレン管の一部はUシール構造となっていることから、水封されているドレン管長さについては評価時間に考慮していない。

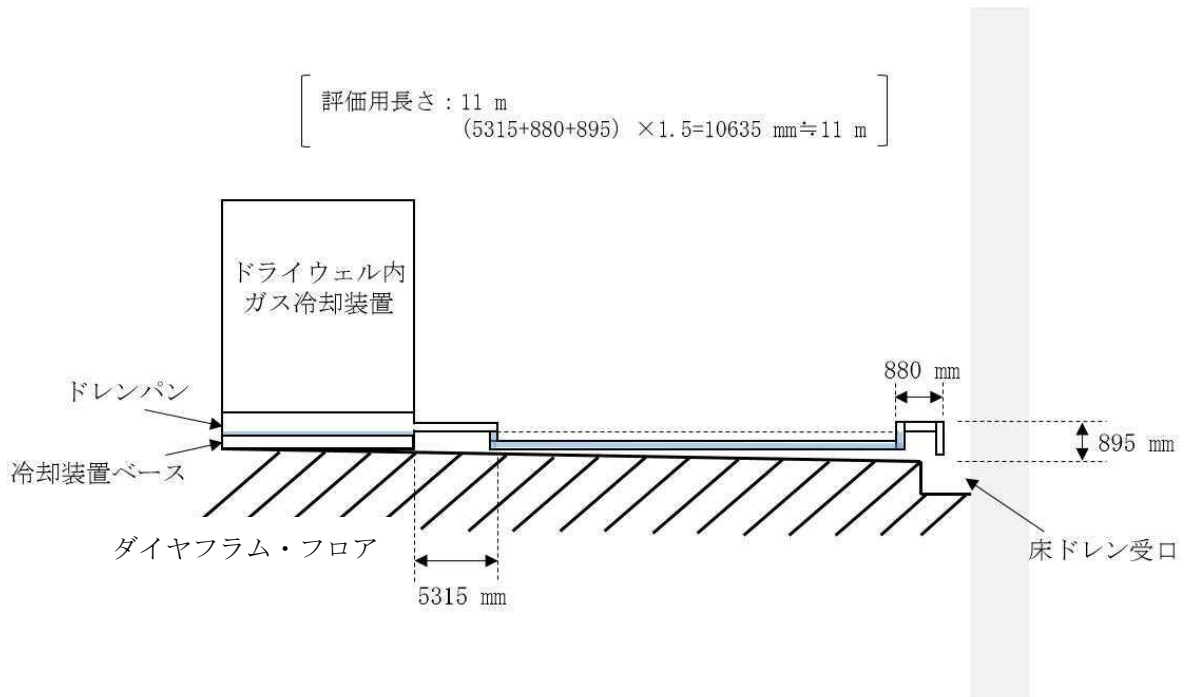


図 2-2 凝縮液ドレン管移送時間における概略図

(4) 床ドレン管移送時間： $T_4=1$ 分及び $T_7=1$ 分における保守性

床ドレン管には垂直部と水平部（1/100 こう配）があるが，床ドレン管移送時間を評価する際には，保守的に垂直部を含む全体を水平部と同じ1/100 こう配と仮定し，さらに評価用長さを配管の設計長さに1.5倍を乗じて評価している。垂直配管の流速は水平部より早くなることから，実際の検出時間は評価時間よりも短くなると考えられる。

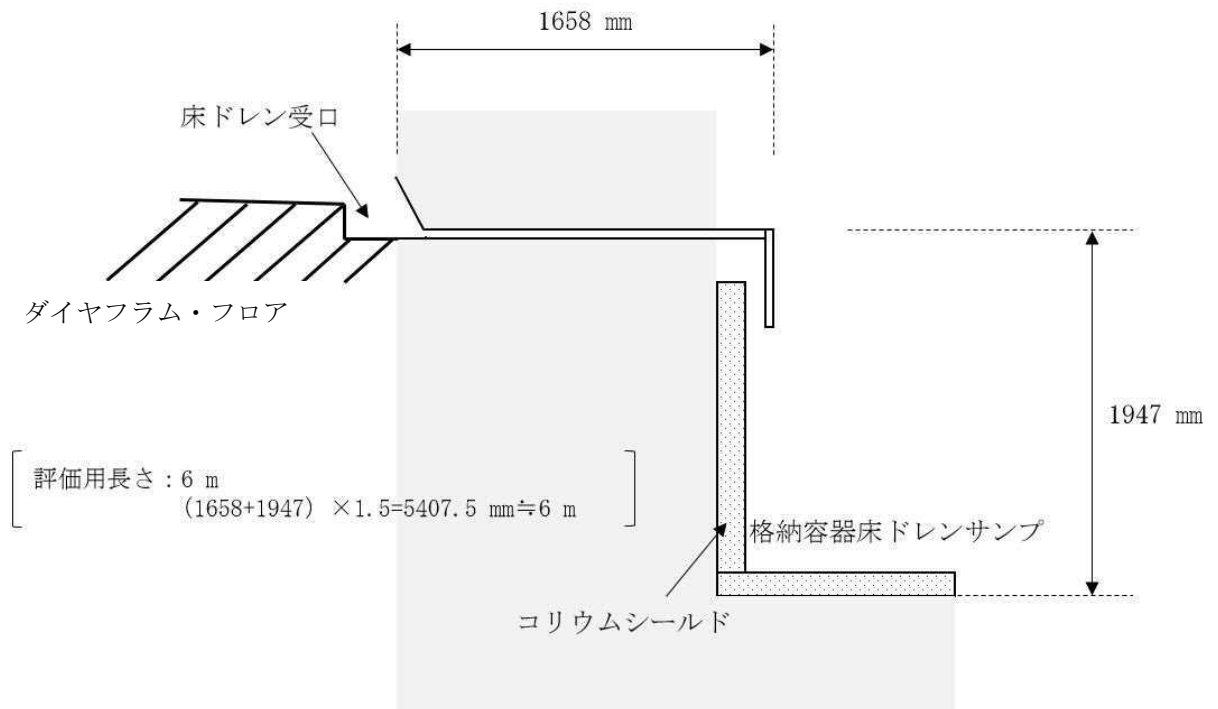


図 2-3 床ドレン管移送時間における概略図

3. 凝縮液量が平衡状態に達する時間に関する妥当性について

- (1) ドライウェル内ガス冷却装置は、通常運転時において、ドライウェル内ガス冷却装置ファンによる強制循環によって、原子炉格納容器内の機器、配管等からの発熱を除去するために設置している。

冷却装置の容量は、通常運転時における原子炉格納容器内の環境維持のための必要冷却量を基に設定し、原子炉格納容器内の平均温度を 57.2 °C 以下に維持するために必要な容量としている。

(2) ドライウェル内ガス冷却装置の構造・機能について

a. ドライウェル内ガス冷却装置の構成について

RCPB配管から原子炉格納容器内へ漏えいが生じたときに、蒸気分については原子炉格納容器に配置される「ドライウェル内ガス冷却装置」にて冷却される。ドライウェル内ガス冷却装置は原子炉格納容器内に5台設置されており、通常運転時は3台運転とし、他の2台は予備機としている。また、通常運転時に運転している3台の冷却装置のうち、1台には原子炉格納容器除湿用としてドライウェル除湿設備より冷水を供給し、原子炉格納容器雰囲気湿度を低湿度に維持する設計としている。

冷却ユニットは、ユニット構成部材（骨組鋼材、外板等）で風路を形成し、冷却コイルを鋼材に取付け、その設置面をガスケットでシールし、ファンにより吸込口から取り込まれた空気がバイパスすることなく冷却コイルを通過する構造とする。冷却ユニットの概略図を下記の図 3-1 に示す。

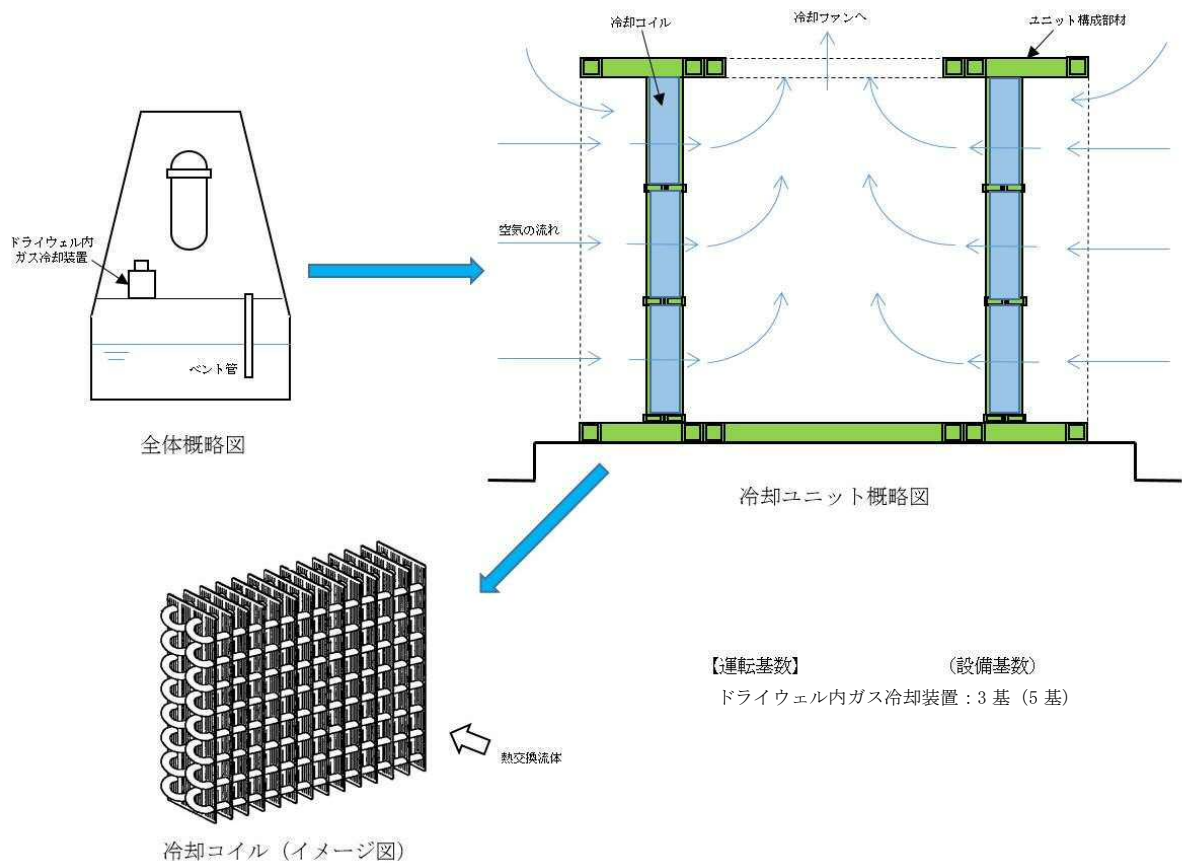


図 3-1 ドライウェル内ガス冷却装置の概略図

b. ドライウエル内ガス冷却装置の冷却能力について

ドライウエル内ガス冷却装置は、通常運転時において、原子炉格納容器内の機器、配管等からの発熱を除去するため、また、原子炉格納容器内配管の大気腐食防止対策として、原子炉格納容器雰囲気湿度を低湿度に保つために設置している。

プラント通常運転時、原子炉格納容器内に設置されている各機器からの放熱及びサブプレッション・プール、格納容器床ドレンサンプからの蒸発分の凝縮による熱負荷は 1.293 MW 程度である。一方、ドライウエル内ガス冷却装置の交換熱量（合計）は 1.372 MW であることから、原子炉格納容器内雰囲気を平衡状態に維持することができる。

c. 蒸気漏えい時

蒸気漏えいが発生した場合には、ドライウエル内ガス冷却装置の熱負荷に凝縮潜熱分の除熱能力が追加される。原子炉冷却材の漏えい量 0.23 m<sup>3</sup>/h (1 gpm) に相当する蒸気 1.5 kg/min を凝縮するために必要な除熱量は 0.056 MW であり、次式で求められる。

$$1.5 \text{ kg/min} \div 60 \times (2.676 \times 10^6 \text{ J/kg} - 0.419 \times 10^6 \text{ J/kg}) = 0.056 \text{ MW}$$

{	漏えい量 Q <sub>1</sub>	: 1.5 kg/min (蒸気分)
	大気圧での蒸気のエンタルピ	: 2.676 × 10 <sup>6</sup> J/kg
	大気圧での水のエンタルピ	: 0.419 × 10 <sup>6</sup> J/kg

以上より、1 gpm の漏えいにより蒸気漏えいが発生した際のドライウエル内ガス冷却装置は、凝縮潜熱分 0.056 MW の除熱能力が追加されるものの、ドライウエル内ガス冷却装置の交換熱量（合計）は 1.372 MW であることから、十分な除熱能力を有している。したがって、漏えい蒸気は、ドライウエル内ガス冷却装置にて問題なく凝縮するものとする。

4. ドレン管移送時間の算出について

(1) ドレン管移送時の流速の算出

ドレン管移送時間 ( $T_3, T_4, T_6, T_7, T_8, T_9$ ) の算出において、ドレンの流速  $v$  を求めるときに解が複数存在する場合があるため、この時の算出条件について、以下に示す。

$v$  は  $m$  の関数、さらに  $m$  は  $A$  と  $L$  つまり  $\theta$  の関数になる。一方、 $Q$  は  $A$  と  $\theta$  の関数となる。

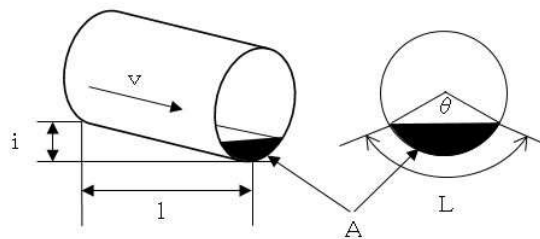
ガンギエ・クッタの経験式は開渠（上蓋のされていない水路）に適応される経験式であるため、水密状態に近い範囲 ( $180 \leq \theta \leq 360$ ) は適応範囲外となる。

角度  $\theta$  と水量  $Q$ 、流速  $v$  の関係を図 4-1 に示す。

(算出式)

$$v = C \sqrt{m \cdot i} \quad \dots \dots \dots (4.1)$$

$$C = \frac{23 + (1/n) + (0.00155/i)}{1 + \{23 + (0.00155/i)\} (n/\sqrt{m})} \quad \dots \dots \dots (4.2)$$



$v$  : 平均流速 (m/s)

$C$  : 流速係数

$m$  : 流体平均深さ (m)

$i$  : こう配

$n$  : 粗度係数\*

注記 \* : 管路の材質によって変わる係数

断面積 :  $A$  ( $m^2$ )

流量 :  $Q_D = v \cdot A \cdot 3600$  ( $m^3/h$ )

平均深さ :  $m = A/L$  (m)

ぬれ縁長さ :  $L$  (m)

実際の算出においては、平均流速  $v$ 、断面積  $A$  及びぬれ縁長さ  $L$  を求める必要がある。ここで、流体平均深さ  $m$  をある値と仮定することで断面積  $A$  を算出し、流量と断面積の関係から算出した流速と、上記 (4.1) 式及び (4.2) 式により算出した流速が同値となるまで収束計算を行うことで算出する。

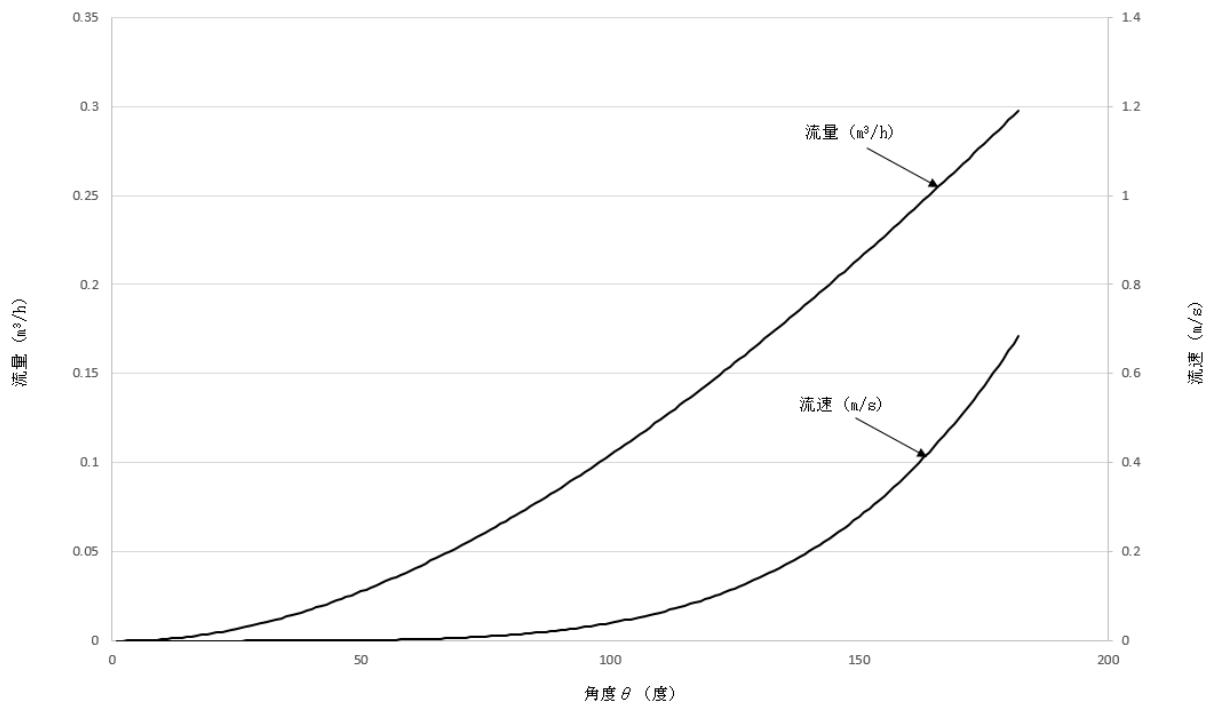


図 4-1 流量と流速と配管断面（角度）の関係



5. 漏えい検出設備の検出時間評価に使用する配管及び床面の粗度係数について

(1) ドレン管の粗度係数

ドライウェル内ガス冷却装置にて凝縮した凝縮液を床ドレン受口に移送するドレン配管、床ドレン受口から格納容器床ドレンサンプに移送するドレン配管及び格納容器床ドレンサンプから格納容器床ドレン流量計に移送するドレン配管内を流れる漏えい水の流速は、シェジー形の公式及びガンギェ・クッタの経験式を基に算出しており、この際に配管の内面粗さを表すパラメータとして粗度係数を使用している。

本評価で使用する粗度係数は、「機械工学便覧」に記載されている黄銅管の粗度係数 (0.009～0.013) を参考に 0.01 としている。

なお、粗度係数は以下に示す Manning-Strickler の式を用いて評価することも可能であり、実機におけるステンレス鋼管の粗度係数は 0.01 以下となることも考慮し、本評価で用いる粗度係数は 0.01 としている。

$$n = \frac{k_s^{1/6}}{7.66 \times \sqrt{g}}$$

n : 粗度係数  
 k<sub>s</sub> : 相当粗度 (=配管内面粗さ)  
 g : 重力加速度 (=9.80665 m/s<sup>2</sup>)

表 5-1 ステンレス鋼管の粗度係数

	ステンレス鋼管
相当粗度 k <sub>s</sub>	5×10 <sup>-5</sup> m*
粗度係数 n	0.008

注記 \* : メーカー標準値

(2) 床面の粗度係数

漏えい水が床ドレン受口まで床面を移動する際の流速は、シェジー形の公式及びガンギェ・クッタの経験式を基に算出しており、この際に床面の粗さを表すパラメータとして粗度係数を使用している。

本評価で使用する粗度係数は、「機械工学便覧」に記載されている純セメント平滑面の粗度係数 (0.009～0.013) を参考にしており、発電所における床面は塗装により滑らかであるが、本評価では 0.013 とし、保守的な評価としている。

6. 漏えい水（液体分）の漏えい検出の評価時間の保守性について

(1) 保温材から漏れ出るまでの時間： $T_5 = 39$  分における保守性

原子炉冷却材配管は保温材（金属保温）を設置しており、保温材から漏えい水が漏れ出るまでの時間 $T_5$ は、保守的に保温材の一部が損傷したことを仮定し、漏えい水が2分割の一部の保温材及び保温材と原子炉冷却材配管のすき間の2分割部分に滞留後に接合部から漏れ出ると仮定し算出している。保温材は円周方向に一体構造のものではなく、独立に2分割された金属保温を止め合わせて取り付けられていることから漏えい水は保温材内に入り込むとは考えにくい及安全側の評価をしている。

なお、本評価では保守的に今回の拡大範囲を含む原子炉冷却材配管のうち最も保温材内容積の大きい箇所にて評価している。

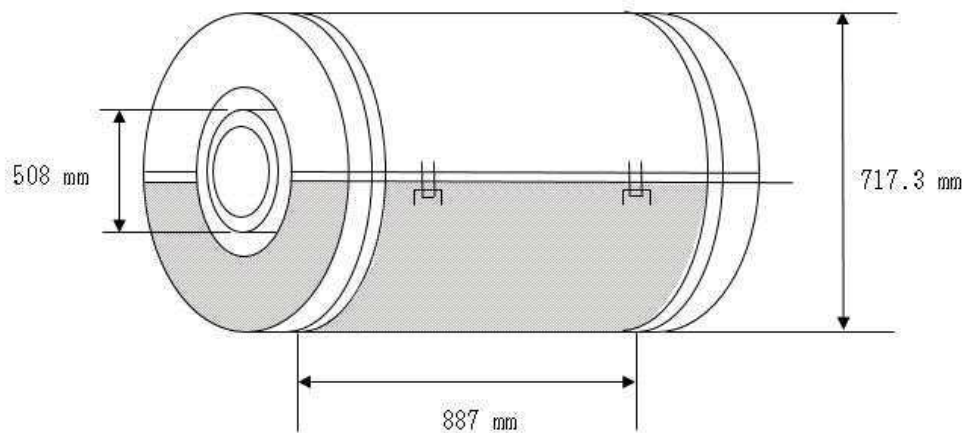


図 6-1 保温材から漏れ出るまでの時間における概略図

(2) 床ドレン受口までの到達時間： $T_6=8$ 分における保守性

保温材からの漏えい水は原子炉格納容器内の床面に落下するが、床面には床ドレン受口があり、この床ドレン受口に向かってこう配（1/100 こう配）を設ける設計である。本評価における落下位置は $T_5$ にて評価した配管の真下ではなく、原子炉格納容器内において床ドレン受口から最も離れている箇所から評価することで保守的な評価としている。

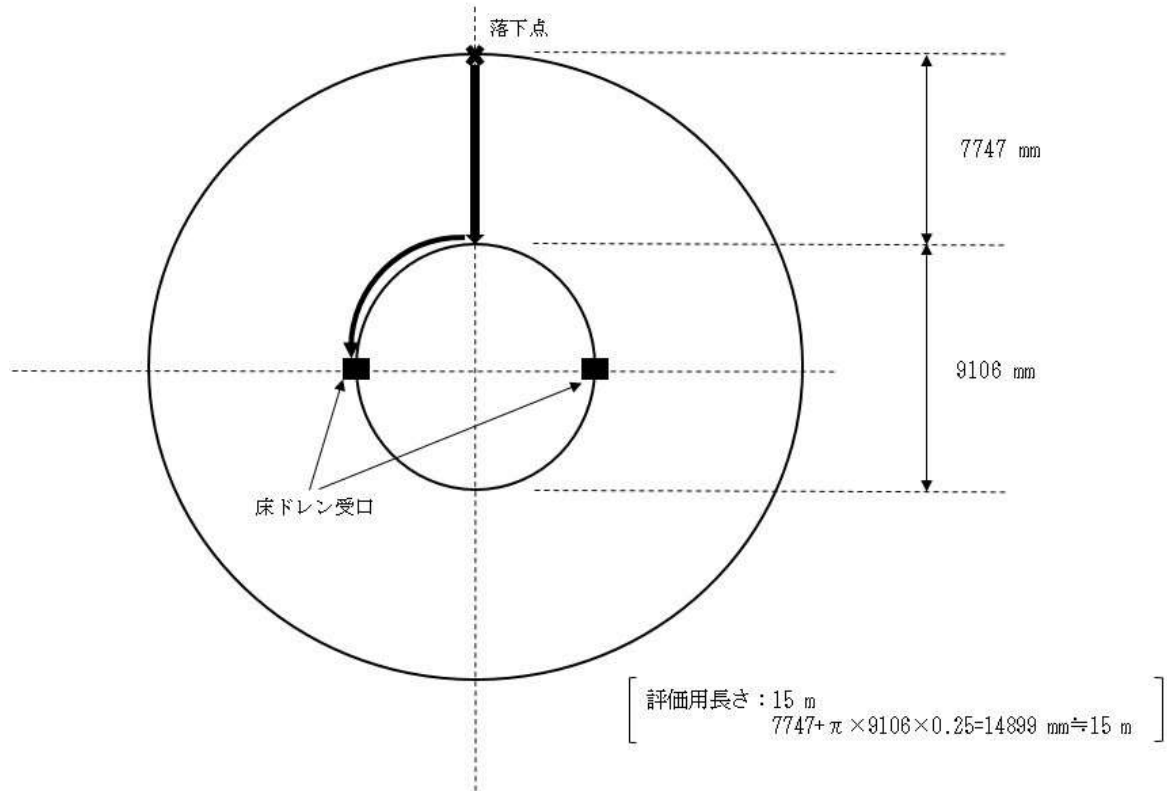


図 6-2 床ドレン受口までの到達時間における概略図

(3) サンプル移送配管移送時間： $T_8=2$ 分及び $T_9=4$ 分における保守性

サンプル移送配管には垂直部と水平部（1/100 こう配）があるが、サンプル移送配管移送時間を評価する際には、保守的に垂直部を含む全体を水平部と同じ1/100 こう配と仮定し、さらに評価用長さを配管の設計長さに1.5倍を乗じて評価している。垂直配管の流速は水平部より早くなることから、実際の検出時間は評価時間よりも短くなると考えられる。

なお、サンプル移送配管の一部はUシール構造となっていることから、水封されているドレン管長さについては評価時間に考慮していない。

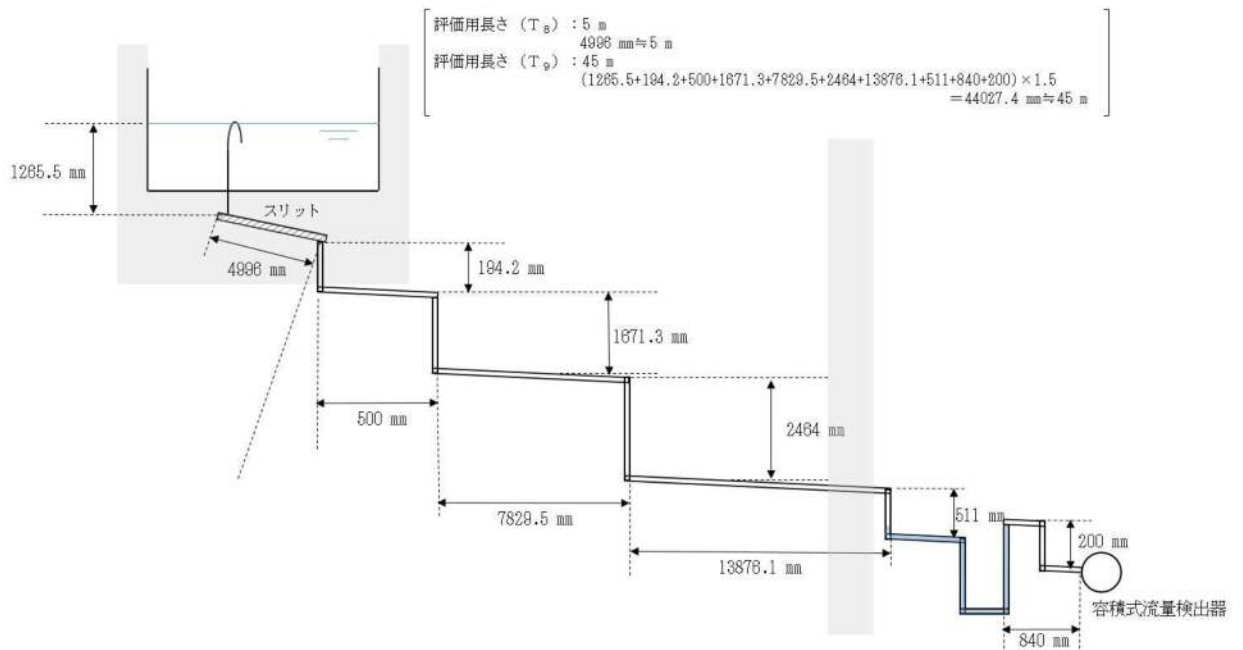


図 6-3 サンプル移送配管移送時間における概略図

## 7. 原子炉格納容器内の原子炉冷却材の漏えい検出方法について

原子炉格納容器内の原子炉冷却材の漏えい監視は、格納容器床ドレン流量計にて行う。

格納容器床ドレン流量計は、格納容器床ドレンサンプから原子炉建屋原子炉棟床ドレンサンプへのドレン配管に設置している。

原子炉冷却材圧力バウンダリからの原子炉冷却材の漏えいは、格納容器床ドレンサンプへ流入した後、導入管からオーバーフローし、原子炉建屋原子炉棟床ドレンサンプへのドレン配管を通ることにより、格納容器床ドレン流量計にて検出する。

### 7.1 格納容器下部の形状変更について

熔融炉心・コンクリート相互作用の影響対策として格納容器下部を改造する。この内、原子炉格納容器内の原子炉冷却材の漏えい監視に係わる改造については「図 7.1-1 原子炉冷却材圧力バウンダリからの原子炉冷却材の漏えい監視装置の改造前後」参照。

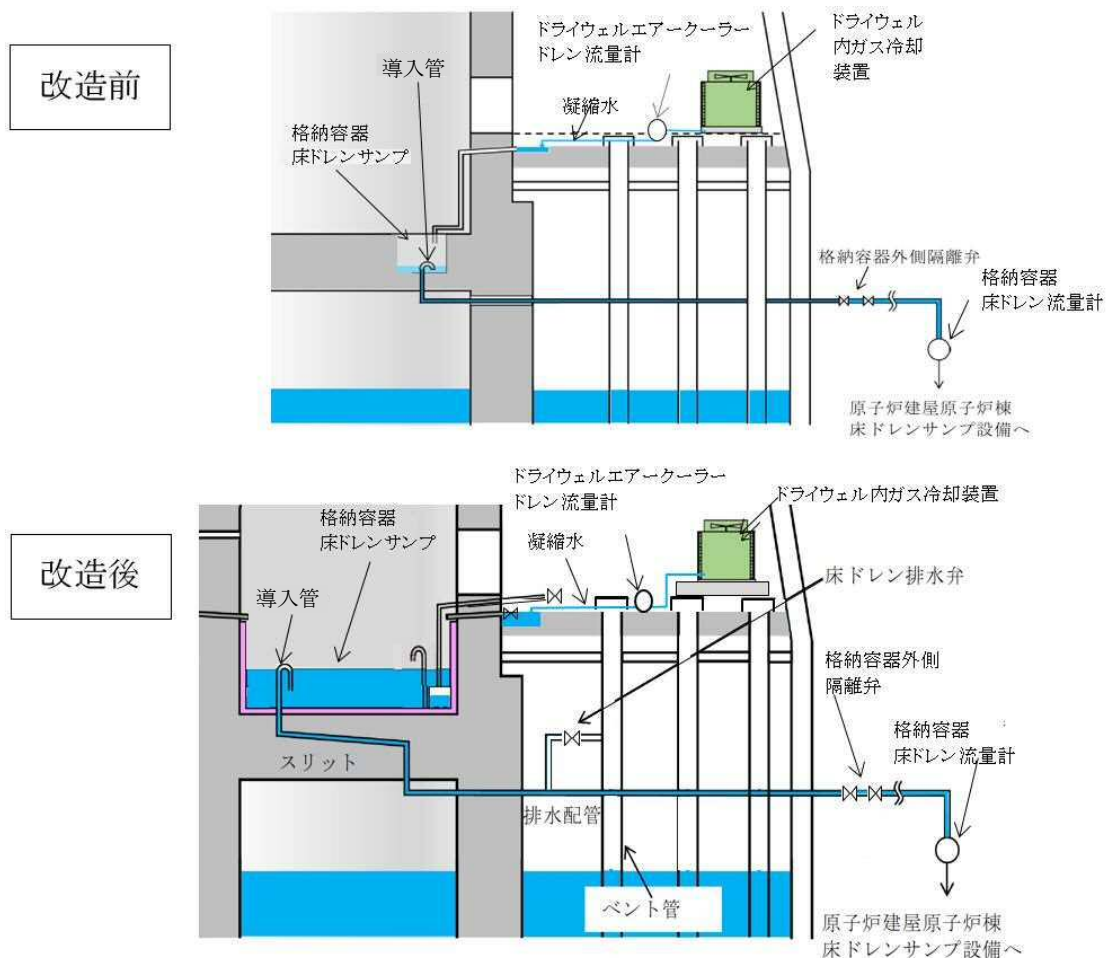


図 7.1-1 原子炉冷却材圧力バウンダリからの原子炉冷却材の漏えい監視装置の改造前後

#### 7.1.1 格納容器床ドレンサンプ形状変更

格納容器下部の底面に上部を蓋で覆われたサンプより、格納容器下部全体を格納容器床ドレンサンプとし上部には蓋等のない構造に変更する。格納容器床ドレンサンプ上部の開孔面積の増加により、水面からの蒸発量が増加することが考えられる。

### 7.1.2 格納容器床ドレンサンプ配管の一部変更

格納容器床ドレンサンプ配管の一部をスリットに変更する。配管より流路の幅が広がるため、配管とは別に評価する必要があるが、評価方法に変更は無い。

## 7.2 格納容器床ドレンサンプのオーバーフロー水位の維持について

原子炉格納容器内の雰囲気はドライウェル内ガス冷却装置により湿度（露点温度）を一定に保つ設計としており、原子炉格納容器内の蒸発量とドライウェル内ガス冷却装置による凝縮水量はバランスしている。この凝縮水が格納容器床ドレンサンプに流入することにより、格納容器床ドレンサンプの水位は、オーバーフロー高さに維持される。

改造前の格納容器床ドレンサンプは開口面積も小さく、蓋もあることから、蒸発量はサブプレッション・プールからの蒸発水が支配的であり、常にサブプレッション・プールの蒸発水を供給されることにより、オーバーフロー水位を維持していた。

改造後は、開口面積の増加した格納容器床ドレンサンプからの蒸発量が増加する。蒸発量が増加しても、蒸発量と凝縮水の量はバランスするが、格納容器床ドレンサンプから直接蒸発するため、原子炉起動時のように原子炉格納容器内の温度が上昇し湿度が低下する場合、格納容器床ドレンサンプからの蒸発量を凝縮水量が上回るまでの時間はオーバーフロー水位を下回る時間がある。

このため、原子炉起動時並びに格納容器床ドレン流量計及びドライウェルエアークーラードレン流量の監視において水位が低下していると想定される期間は格納容器床ドレンサンプに水張りを行い、格納容器床ドレン流量計の指示が増加することにより、オーバーフロー水位に維持されていることを確認する。

### 7.3 格納容器床ドレンサンプへの水張りについて

格納容器床ドレンサンプへの水張りは、格納容器下部注水配管に接続される小口径配管より行う。水張りに使用する小口径配管については、接続先の格納容器下部注水配管が重大事故等クラス2管であることを考慮し、同等の強度を有する設計とする。また、水張り時以外は2重の隔離弁を閉とした上で補給水系より切り離すこと及び、格納容器下部注水系からの逆流を防止するための逆止弁を設置することにより、格納容器下部注水系への悪影響を防止する設計とする。（「図 7.3-2 格納容器床ドレンサンプ水張システム概略図」参照。）

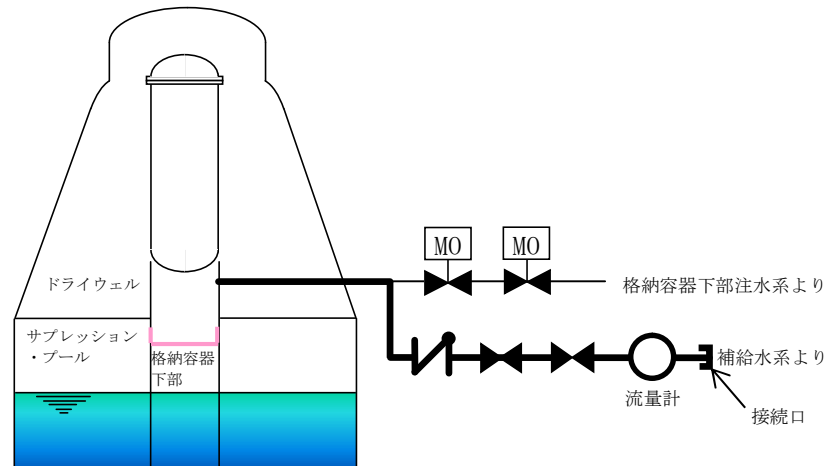
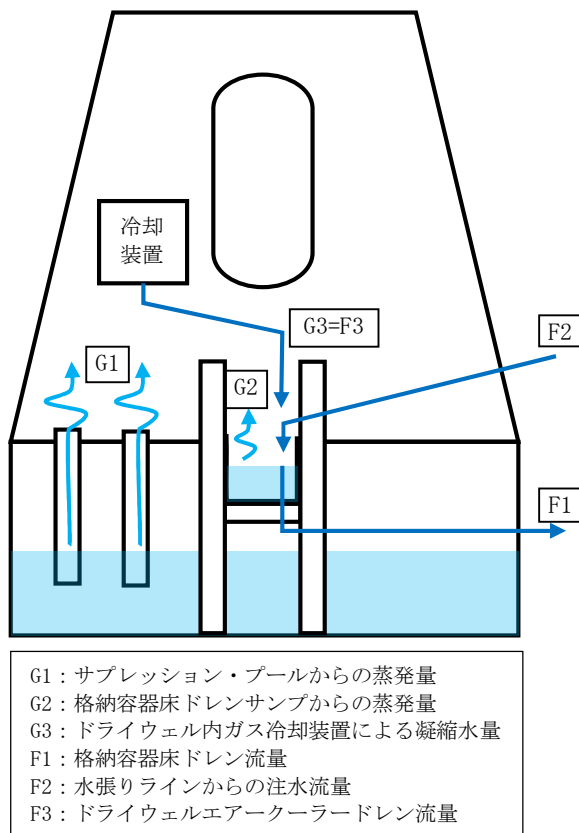


図 7.3-2 格納容器床ドレンサンプ水張システム概略図

### 7.3.1 格納容器床ドレンサンプへの水張りの停止判断

水張り停止判断は水張りによる格納容器床ドレン流量計指示値に加えて、凝縮水による指示値が確認できることとする。

通常運転時（漏えい位置が特定できない漏えいがない状態）のドライウェル内ガス冷却装置からの凝縮水量は約0.2～6.8 L/hあることから低流量での水張りをを行い、格納容器床ドレン流量計の流量指示値が、水張りによる流量指示値にドライウェルエアークーラードレン流量計の指示値を加えた値となることを確認する。（「図 7.3.1-3 原子炉格納容器内の湿分バランスと流量指示」参照。）



#### <通常運転時>

原子炉格納容器内の湿度は  $G1+G2=G3$  の関係でバランスする。  
 床ドレンサンプからも蒸発するが、蒸発量よりも多い凝縮水が戻ってくる。  
 格納容器床ドレン流量の指示は  $F1=F3-G2$  の関係となる。

#### <原子炉格納容器内の湿度が低下した状態>

湿度がバランスするまでの間  $G1+G2>G3$  となり格納容器床ドレンサンプの水位は低下する。  
 湿度がバランスした後は  $G1$  により水位は回復するが、復旧するまでの時間が不明のため外部から水張りをを行う。水張りラインから注水した時、 $F1=F3-G2+F2$  の関係となる。

#### <流量指示の関係>

通常：  $F1=F3-G2$

水張り時：  $F1=F3-G2+F2$

$F1=0$  (水位低下)

$F1=F2$  (水位1 m維持)

$F1>F2$  (水張り停止可)

図 7.3.1-3 原子炉格納容器内の湿分バランスと流量指示



#### 7.4 格納容器床ドレン流量計監視不能時の対応について

漏えい位置を特定できない原子炉格納容器内の原子炉冷却材の漏えいを監視する装置として格納容器床ドレン流量計を使用するが、当該計器の故障により監視不能となった場合には、当該計器の復旧に努めるとともに、ドライウェルエアークーラードレン流量計による原子炉冷却材漏えい時の格納容器内ガス冷却装置の蒸気凝縮量の増加、及び核分裂生成物モニタ粒子放射線モニタによる原子炉冷却材漏えい時の核分裂生成物放出量の増加を検知することにより、原子炉冷却材の漏えいが発生していることを検知する。

なお、格納容器床ドレン流量計の故障判断については、通常運転時における当該流量計の監視及び点検の結果により行う。