

6. 1次冷却材管4B加圧器スプレイ管台の耐震評価について

6. 1 概要

本資料は、1次冷却材管4B加圧器スプレイ管台が十分な耐震性を有することを確認するため、設計確認として実施した耐震評価についてまとめたものである。評価の結果、発生値は許容値を満足しており、地震動に対して十分な構造強度を有していることを確認した。

適用規格は、次のとおりである。

- (1) 日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」(JSME S NC1-2012)
(以下「JSME S NC1」という。)
- (2) 日本機械学会「発電用原子力設備規格 材料規格」(JSME S NJ1-2012)
- (3) 日本電気協会「原子力発電所耐震設計技術規程」(JEAC4601-2008)
(以下「JEAC4601」という。)
- (4) 日本電気協会「原子力発電所耐震設計技術指針 重要度分類・許容応力編」
(JEAG4601・補-1984)
- (5) 日本電気協会「原子力発電所耐震設計技術指針」(JEAG4601-1987)
- (6) 日本電気協会「原子力発電所耐震設計技術指針」(JEAG4601-1991 追補版)
(以降、「JEAG4601」と記載しているものは上記3指針を指す。)

6. 2 記号の説明

本資料で用いる記号については、次に定義する。

記号	単位	定義
MIN (A、B)	—	A又はBの2つの値のうち小さい方の値
S_m	MPa	設計応力強さ
S_u	MPa	設計引張強さ
D	—	死荷重
P	—	地震と組み合わせべきプラントの運転状態（冷却材喪失事故後の状態は除く）における圧力荷重
M	—	地震及び死荷重以外で地震と組み合わせべきプラントの運転状態（冷却材喪失事故後の状態は除く）で設備に作用している機械的荷重
P_L	—	冷却材喪失事故直後を除き、その後に生じる圧力荷重
M_L	—	冷却材喪失事故直後を除き、その後に生じる死荷重及び地震荷重以外の機械的荷重
S_d	—	弾性設計用地震動 S_d により定まる地震力又はSクラス設備に適用される静的地震力
S_s	—	基準地震動 S_s により定まる地震力
C_s	—	JSME S NC1の供用状態C相当の許容応力を基準として、それに地震により生じる応力に対する特別な応力の制限を加えた許容応力状態
D_s	—	JSME S NC1の供用状態D相当の許容応力を基準として、それに地震により生じる応力に対する特別な応力の制限を加えた許容応力状態

6. 3 評価方針

4 B加圧器スプレイ管台の評価では、「6. 3. 1 荷重の組合せ及び許容応力」にて設定した荷重の組合せ及び許容限界に基づき、「6. 4 荷重条件」に示す荷重によって発生する応力等が許容限界内に収まることを確認する。

6. 3. 1 荷重の組合せ及び許容応力

荷重の組合せ及び許容応力を第3-1表に示す。また、材料の設計応力強さ及び設計引張強さを第3-2表に示す。なお、地震と組み合わせる運転状態は とし、許容応力の設定に用いる温度は、 時の最高温度とする。

6. 3. 2 内圧による応力

内圧による応力は、有限要素法及び規格式により算出する。有限要素解析モデル図を第3-1図に示す。

6. 3. 3 外荷重による応力

外荷重による応力は、はり理論及びバイラード法により算出する。

6. 3. 4 地震荷重の変動回数

疲労評価に用いる地震荷重の変動回数は、以下のとおりとする。

S_d地震：300回

S_s地震：200回

:枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第3-1表 荷重の組合せ及び許容応力

項目 区分	許容 応力 状態	荷重の組合せ	許 容 限 界			
			一次一般膜応力	一次膜応力+ 一次曲げ応力	一次+二次応力	一次+二次+ ピーク応力
S	C _s	D+P+M+S _d	(注1) 1.2S _m	(注2) 左欄のα倍の値	(注3) 3S _m S _d 又はS _s 地震動のみによる応力振幅について評価する。	(注4、5) S _d 又はS _s 地震動のみによる疲労解析を行い、供用状態A,Bにおける疲労累積係数との和を1.0以下とする。
	D _s	(注6) D+P _L +M _L +S _d D+P+M+S _s	(注1) MIN (2/3S _u 、2.4S _m)	(注2) 左欄のα倍の値		

(注1) オーステナイト系ステンレス鋼に適用する許容限界を示す。

(注2) αは応力解析における純曲げによる全断面降伏荷重と初期降伏荷重の比又は1.5のいずれか小さい方の値とする。

(注3) 3S_mを超えるときは簡易弾塑性解析を行う。

(注4) JSME S NC1 PVB-3140(6)を満たすときは、疲労解析を行うことを要しない。ただし、「応力の全振幅」は「S_d又はS_s地震動による応力の全振幅」と読み替える。

(注5) 供用状態A,Bにおいて疲労解析を要しない場合は、地震動のみによる疲労累積係数が1.0以下とする。

(注6) 冷却材喪失事故後の状態における圧力荷重は、に比べて十分小さいため考慮しない。また、冷却材喪失事故後の状態で設備に作用する機械的荷重はないため考慮しない。

:枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。


第3-2表 設計応力強さ及び設計引張強さ

(単位：MPa)

材 料	設計応力強さ等の種類	温度条件	使用箇所
SUSF316	S _m	117	4 B 加圧器スプレイ管台
	S _u	427	
SCS14A	S _m	117	27.5 ^{IN} ID主管 (コールドレグ)
	S _u	420	



第3-1図 有限要素解析モデル図

 :枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

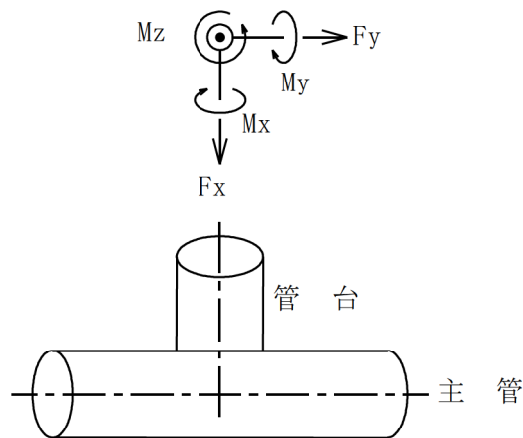
6. 4 荷重条件

管台に作用する荷重として、加圧器スプレイ配管における地震応答解析から得られた反力を第4-1表に示す。

第4-1表 管台に作用する荷重

箇 所	荷重の種 類		軸 力 (kN)			モーメント (kN・m)		
			Fx	Fy	Fz	Mx	My	Mz
4B 加圧器 スプレイ管台	自重							
	Ss地震	一次						
		一次+二次						
	Sd地震	一次						
		一次+二次						

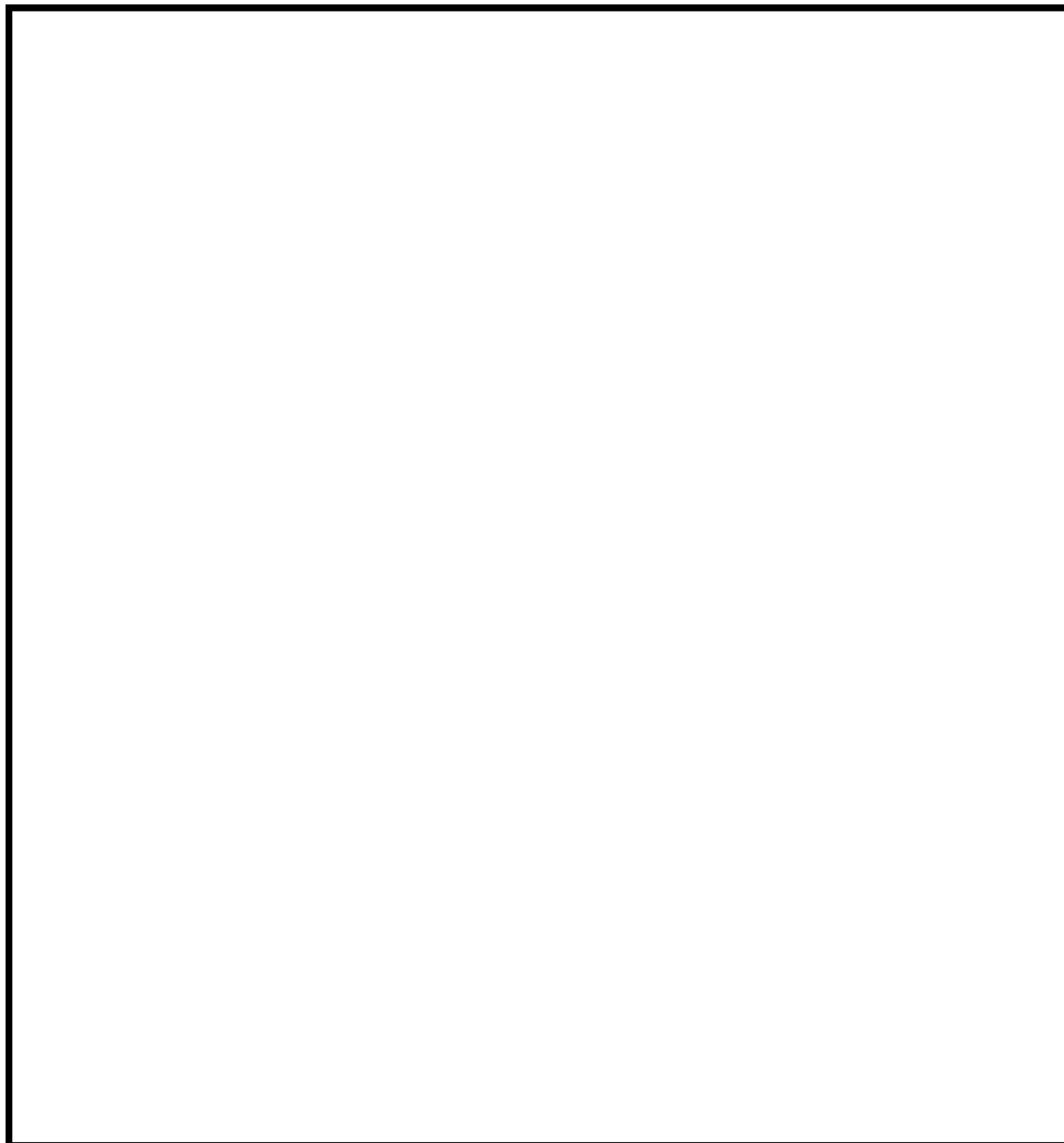
(注) 荷重の方向は以下による。




: 枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

6. 5 評価結果

4 B加圧器スプレイ管台の形状、寸法、材料及び評価点を第5-1図に、評価結果の概要を第5-1表及び第5-2表に示す。発生値は許容値を満足しており、地震動に対して十分な構造強度を有していることを確認した。



第5-1図 形状、寸法、材料及び評価点

: 枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第5-1表 弾性設計用地震動 S_d による評価結果 (D+P+M+Sd)

評価部位	応力分類	発生値	許容値	備考
4 B加圧器 スプレイ管台	一次一般膜応力強さ (MPa)	118	140	【評価点2, 4】
	一次膜+一次曲げ応力強さ (MPa)	161	196	【評価点4】
	一次+二次応力強さ (MPa)	314	351	【評価点4】
	疲労評価	0.002	1.0	【評価点6】

第5-2表 基準地震動 S_s による評価結果 (D+P+M+Ss)

評価部位	応力分類	発生値	許容値	備考
4 B加圧器 スプレイ管台	一次一般膜応力強さ (MPa)	155	280	【評価点2, 4】
	一次膜+一次曲げ応力強さ (MPa)	214	393	【評価点4】
	一次+二次応力強さ (MPa)	557	351	【評価点4】(注1)
	疲労評価	0.137	1.0	【評価点6】

(注1) 簡易弾塑性解析を実施し、疲労評価により発生値が許容値を満足することを確認している。

6. 6 その他

応力評価の手法については、新規制一括工認における管台の応力評価に適用されているものである。

また、新規制一括工認において、コールドレグの管台である蓄圧タンク注入管台及び充てん管台は、当該管台と同様、一次＋二次応力強さの発生値が許容値を上回っており、簡易弾塑性解析を実施し、疲労評価により発生値が許容値を満足することを確認している。

以上のことから、当該管台の評価は特異なものではないと考える。

7. 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

今回の取替え配管について、原子炉冷却材圧力バウンダリに属する配管に対する LBB 成立性評価結果に関する説明書において、原子力発電所配管破損防護設計技術指針（以下「JEAG4613」という）に基づき、次ページ以降に記載のとおり、LBB 成立性評価を実施している。

なお、「大飯発電所 3 号機 加圧器スプレイライン配管溶接部での事象への対応について（2 月 12 日 公開会合）」において、今回、加圧器スプレイ配管で見つかった亀裂は、以下の理由から特異な事象であると判断している。

- ▶これまでの ISI で、当社においては 11 プラントの安全上重要な配管に対し、10 年（高経年プラントは 7 年）の周期で、延べ約 3,000 箇所超音波探傷検査を実施してきており、今回の事象を除いて、溶接部近傍の硬化に起因する粒界割れは確認されていない。
- ▶また国内外の PWR プラントにおいても、これまで同様の発生事例の報告はない。
- ▶今回事象を受け、既然大飯 3,4 号機においては、同様の事象の可能性のある部位全て（80 箇所）に対し追加検査を実施し、欠陥がないことを確認している。
- ▶当社プラントの内、最も運転時間の短い大飯 3 号機（約 17 万時間）で生じたものであり、それよりも運転時間の長い美浜 3 号機、高浜 1～4 号機でも、至近 3 定検分の ISI*（109 箇所）及び今定検中における本事象と同じ箇所の検査（10 箇所）において、欠陥がないことを確認している。

※：運転時間で約 20 万時間が経過した以降の検査

上記のとおり、本事象は特異であると判断しているが、メカニズムがすべて明らかにはなっていないため、本事象の原因である「過大な溶接入熱」、「形状による影響」を踏まえ、それぞれについて類似性の高い箇所へ水平展開を行う。

具体的には、類似性の高い箇所（14 箇所）に対して 3 定検の間、毎定検、超音波探傷検査を実施し、今回と同様に判定基準*を満足しない欠陥が検出された場合は、取替を実施する運用とする。なお、検査対象・検査頻度は、知見拡充や研究結果を踏まえ検討していく。

本対応については、メカニズムがすべて明らかになっていないことから、水平展開として実施するものである。なお、維持規格に記載の追加検査（IA-2330）については、IA-2330 にしたがって、同じ試験カテゴリ内の機器に対して試験程度（表 IA-2330-1）を定め 2020 年 9 月 17 日に完了している。

(1)LBB 成立性評価の前提条件

今回の取替え配管について、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。

資料 6 別添 1 「原子炉冷却材圧力バウンダリに属する配管に対する L B B 成立性評価結果に関する説明書」(抜粋)

5. L B B 成立性評価の前提条件の確認

前章までで L B B 成立性評価について記載したが、本章では、L B B 概念を適用する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適合していることを示す。

5.1 運転管理

5.1.1 漏えいを監視する装置

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、 $0.23 \text{ m}^3/\text{h}$ (1 gpm) の漏えいを 1 時間以内に確実に検出して自動的に警報を発信する目的で以下に示す 3 種類の漏えいを監視する装置が設置されている。

漏えいを監視する装置の構成並びに計測範囲及び警報動作範囲については、平成 29 年 8 月 25 日付け原規規発第 1708254 号にて認可された工事計画の資料 23 「原子炉格納容器内の一次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」において説明する。

(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ドレンピット漏えい検出装置

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、炉内計装用シングル配管室へ流入する原子炉容器周りからの液体分を検出する装置

(3) 格納容器サンプル水位上昇率測定装置

炉内計装用シングル配管室以外の原子炉容器周り及びループ室の液体分並びに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、漏えいを監視する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 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。

2020 年 10 月 20 日付け関原発第 356 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 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 及び材料規格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 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、改正昭和 60 年 10 月 31 日通商産業省令第 65 号「電気工作物の溶接に関する技術基準を定める省令」の第 1 種管に関する規定 (第 36 条、第 37 条)、日本機械学会「発電用原子力設備規格 溶接規格」(JSME S NB1-2007) のクラス 1 配管に関する規定 (N-5010～N-5140) 又は日本機械学会「発電用原子力設備規格 溶接規格 (2012 年版 (2013 年追補を含む。))」(JSME S NB1-2012/2013) のクラス 1 配管に関する規定 (N-5010～N-5130) ^(注 1)に基づき行っている。

(注 1) 今回の申請範囲に適用する。

補-62 参照

(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、日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格」(JSME S NA1-2008) 又は日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格 (2012 年版)」(2013 年追補及び 2014 年追補を含む。) (JSME S NA1-2012/2013/2014) ^(注 1)に基づき実施している。

(注 1) 今回の申請範囲に適用する。

2020 年 10 月 20 日付け関原発第 356 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、前述の5.2.1で記載する品質管理、供用前及び供用期間中検査計画に従って製作・保守し、配管の損傷防止対策を講じている。さらに、JEAG4613を適用するためには応力腐食割れ（以下「SCC」という。）及び高サイクル熱成層化現象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（高溶解酸素）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。

クラス1機器のSCCの発生防止対策については、資料3「クラス1機器及びクラス1支持構造物の応力腐食割れ対策に関する説明書」において説明する。

(3) 高サイクル熱成層化現象の発生防止対策

高サイクル熱成層化現象については、原子炉冷却材圧力バウンダリ配管に対して日本機械学会「配管の高サイクル熱疲労に関する評価指針」（JSME S017-2003）を適用し、閉塞分岐管滞留部の熱成層化現象による疲労損傷の可能性がなく、問題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。

配管の高サイクル熱成層化現象に関する評価については、資料7「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」において説明する。

2021年2月16日付け関原発第455号にて申請した
「設計及び工事計画認可申請書の一部補正」より抜粋

また、類似性の高い箇所に対する対応については以下のとおりとする。

「過大な溶接入熱」、「形状による影響」を踏まえ、それぞれについて類似性の高い箇所（14箇所）に対しては3定検の間、毎定検検査を実施し、今回と同様に判定基準を満足しない欠陥が検出された場合は、取替を実施する運用とし、今回申請において、LBB成立性評価の前提条件として以下の内容を、「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」に反映する。

資料6 別添1「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）

5.2.2 損傷防止対策

補-63 参照

(2) SCCの損傷防止対策

今回、有意な指示が認められた箇所については、Tig+SMAW 溶接^{※1}による過大な溶接入熱（若手による丁寧かつ慎重な溶接や手入れ溶接の可能性を含む）と形状による影響が重畳したと考えられることから、今後、溶接時の大入熱の影響又は形状による影響を踏まえ、それぞれについて類似性の高い溶接部に対して、継続的な超音波探傷検査により有意な指示がないことを確認する。

※2

※3

※4

※1：初層のみ Tig 溶接を行い、以降は被覆アーク溶接を実施する溶接施工方法

※2：3定検の間、毎定検検査を実施する。なお、検査対象・検査頻度は、知見拡充や研究結果を踏まえ検討する
※3：判定基準（DAC20%以下またはDAC20%を超える場合はその欠陥が割れその他の有害な欠陥でないこと）
※4：今回と同様に判定基準を満足しない欠陥が検出された場合、取替を実施する

2021年2月16日付け関原発第455号にて申請した
「設計及び工事計画認可申請書の一部補正」より抜粋

(2)応力腐食割れの発生防止対策

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、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支持構造物が応力腐食割れ発生を抑制した設計となっていることを説明するものである。

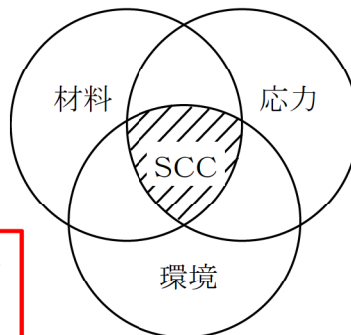
2. 基本方針

申請範囲におけるクラス1機器及びクラス1支持構造物は、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「応力腐食割れ発生を抑制に対する考慮」(NC-CC-002)(以下、「JSME事例規格」という。)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を抑制した設計とする。

3. 応力腐食割れ発生を抑制策について

(1) 応力腐食割れ発生を前提条件について

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



また、過大な溶接入熱による材料表層近傍における特異な硬化へ配慮する。

補-64~67 参照

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。

2020年10月20日付け関原発第356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) 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機器及びクラス1支持構造物は、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

補-68～70 参照

当該部に使用する材料は、炭素含有量を制限 ($C \leq 0.05\%$) したSUS316系材料であり、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。

補-71 参照

今回、有意な指示が認められた箇所については、Tig+SMAW溶接^{*1}による過大な溶接入熱（若手による丁寧かつ慎重な溶接や手入れ溶接の可能性を含む）と形状による影響が重畳したことで、表層近傍において特異な硬化が生じたものと考えられることから、工事範囲において、過大な初層溶接入熱とならない全層Tig溶接^{*2}を用いる。なお、配管内表面の機械加工として加工硬化の低減を図る加工方法を用いる。

(b) 発生応力

補-72 参照

当該部は、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て設計し、溶接施工に関しては、日本機械学会「発電用原子力設備規格 溶接規格(JSME S NB1-2012/2013)」に基づき十分な品質管理を行う。

補-71 参照

今回、有意な指示が認められた箇所については、Tig+SMAW溶接^{*1}による過大な溶接入熱（若手による丁寧かつ慎重な溶接や手入れ溶接の可能性を含む）により熱影響部に通常よりも大きな引張応力が生じていた可能性が考えられることから、工事範囲において、過大な初層溶接入熱とならない全層Tig溶接^{*2}を用いる。なお、配管内表面の機械加工として加工硬化の低減を図る加工方法を適用できない部分については、引張残留応力の改善を図るバフ研磨を行う。

(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保安規定に基づく水質管理を行う。

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する。

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こと並びに塩化物及びフッ化物混入防止対策を行い、応力腐食割れの発生を防止している。

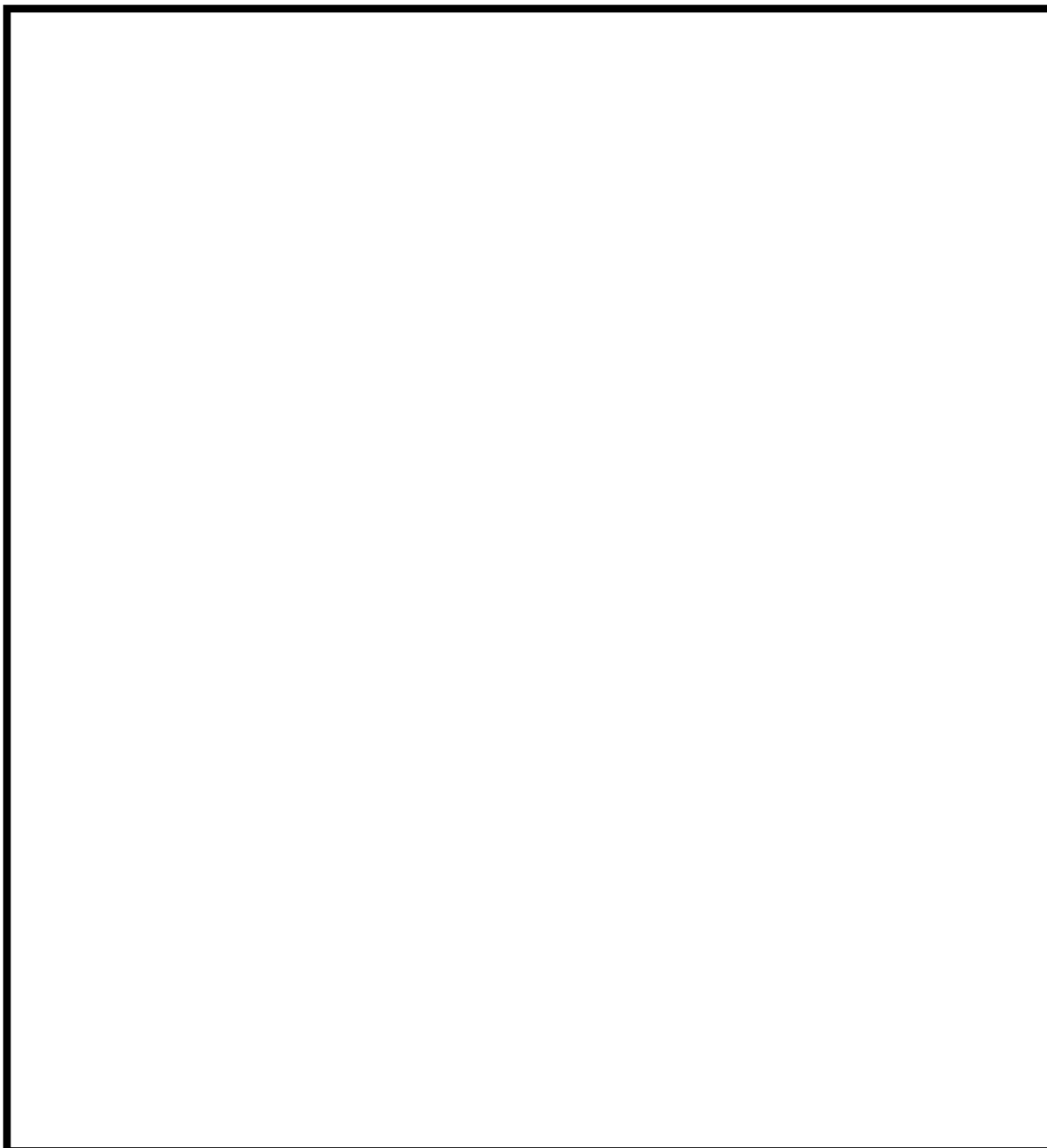
※1：初層のみTig溶接を行い、以降は被覆アーク溶接を実施する溶接施工方法


※2：全層にわたりTig溶接を実施する溶接施工方法

2021年2月16日付け関原発第455号にて申請した
「設計及び工事計画認可申請書の一部補正」より抜粋

(3)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、本工事の取替範囲である4B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、配管破損形式は漏えいであることを確認した。なお、本結果については、本工事の取替え前と同じ結果である。また、類似性の高い箇所については、既工認から変更なしである。



 :枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第3-1表 配管の破損形式及び開口面積

呼び径 (B)			4
外径 D _o (mm)			114.3
板厚 t (mm)			13.5
想定き裂角度 2θ (°)	(注5)		96.9
判定応力 (× S _m)	(注2)		1.54
作用 応力	σ _t = 0.5 S _m σ _b = 0	(注1, 3) 破損形式 (B) (L) 及び 開口面積 (mm ²)	L(16)
	σ _t = 0.5 S _m σ _b = 0.5 S _m		L(52)
	σ _t = 0.5 S _m σ _b = 1.0 S _m		L(169)
	σ _t = 0.5 S _m σ _b = 1.5 S _m		B
	σ _t = 0.5 S _m σ _b = 2.0 S _m		B
	判定応力 (注2)		L(187)

(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 (σ_t + σ_b) 及び作用
応力のうち、σ_t (膜応力) は内
圧で0.5 S_mとみなし、残りはσ_b
(曲げ応力)とする。ただし、
S_m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5) 想定き裂角度 2θ は、想定き裂長
さに対する中心角を表わす。

第4-1表 L B B 成立性評価結果 (1/2)

分類	破損想定位置	呼び径 (B)	作用応力 (× S _m)			判定応力 (× S _m)	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(注2)	合計応力				
分岐管台(注4)	加圧器スプレイ管台(注6)	4	0.5	1.03	1.53	1.54	L	183	5

(注1) 膜応力は第3-1表の(注2)に従い、0.5 S_mとする。
(注2) 曲げ応力は自重、熱膨張、機械的荷重及び地震による応力値を合算し、小数第3位を切り上げたものとする。
(注4) 同一種類の管台で複数存在する場合、厳しい側の結果を代表として記載する。
(注6) 今回の申請にて、新規に評価を実施した。

補-73,74 参照

JEAG4613の表2に記載の想定亀裂角度は、5gpmの漏えいを生じる貫通亀裂長さ(2c')と、疲労による亀裂進展解析の結果得られる貫通亀裂長さ(2c)を比較して、長い方を想定亀裂として設定し、算出されたものである。4B配管の想定亀裂角度については、2c : 88.7°、2c' : 96.9°であることから、5gpmの漏えいを生じる貫通亀裂長さによる角度(2c')の96.9°となっている。

亀裂進展解析において想定する疲労亀裂の進展速度は、JEAG4613に記載の通り、国内軽水炉環境下の試験データに基づく相関式を使用して算出されている。なお、JSME維持規格にて使用の認められている「オーステナイト系ステンレス鋼のPWR一次系水質環境中の疲労亀裂進展速度線図」とは算出式が異なるが、おおむね等しい進展速度となる。

<LBB 前提条件における検査の整理>

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において、品質管理としての試験・検査と損傷防止対策としての継続的な超音波探傷検査の整理について、以下のとおり示す。

JEAG 4613 抜粋

原子炉冷却材圧力バウンダリに属する配管に対する
L B B 成立性評価結果に関する説明書 抜粋

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。

(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、日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格」(JSME S NA1-2008) 又は日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格 (2012 年版)」(2013 年追補及び 2014 年追補を含む。) (JSME S NA1- 2012/2013/2014) (注 1) に基づき実施している。

(注 1) 今回の申請範囲に適用する。

JEAG における前提条件に記載のある品質管理として、維持規格に基づき PSI・ISI を実施している。

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、前述の 5.2.1 で記載する品質管理、供用前及び供用期間中検査計画に従って製作・保守し、配管の損傷防止対策を講じている。さらに、JEAG4613 を適用するためには応力腐食割れ (以下「SCC」という。) 及び高サイクル熱成層化現象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。

(2) SCC の損傷防止対策

今回、有意な指示が認められた箇所については、Tig+SMAW 溶接※1による過大な溶接入熱 (若手による丁寧かつ慎重な溶接や手入れ溶接の可能性を含む) と形状による影響が重畳したと考えられることから、今後、溶接時の大入熱の影響又は形状による影響を踏まえ、それぞれについて類似性の高い溶接部に対して、継続的な超音波探傷検査により有意な指示がないことを確認する。

※1: 初層のみ Tig 溶接を行い、以降は被覆アーク溶接を実施する溶接施工方法

本事象の原因である「過大な溶接入熱」、「形状による影響」を踏まえ、それぞれについて類似性の高い箇所に対しては 3 定検の間、毎定検検査を実施し、有意な指示がないことを確認することを損傷防止対策としており、上記の従来から実施している PSI・ISI とは分けて整理している。

☐: 枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

<SCC 損傷防止対策の妥当性>

本申請においては、JEAG4613 における LBB 概念適用の前提条件である「品質管理」としての通常の PSI、ISI に加え、「損傷防止対策」として以下の対応を行う。

本事象の原因である「過大な溶接入熱」、「形状による影響」を踏まえ、類似性の高い箇所（14 箇所）に対して 3 定検の間、毎定検、超音波探傷検査を実施し、今回と同様に判定基準※を満足しない欠陥が検出された場合は、取替を実施する運用とする。なお、検査対象・検査頻度は、知見拡充や研究結果を踏まえ検討していく。

なお、JEAG4613 においては、「LBB 概念の成立性条件として、ISI の効果は考慮しないものとする。」との記載があるが、これは「ISI の効果が期待できないということではなく、評価上保守性を考慮したものである。^{注3}」と記載されており、「注 3 ISI により欠陥がない事を確認されていても、LBB 概念適用に際しては欠陥が存在すると仮定して評価を行う」の記載のとおり、LBB 成立性評価では、ISI により欠陥のないことが確認されていても、その結果に基づき欠陥想定をする（例えば、評価用亀裂を小さくする）ことはしないことを定めたものであり、損傷防止対策として ISI 等検査を前提にすることを認めていないものではない。

また、JEAG4613 においては、損傷防止対策として設備対策（取替、緩和）だけでなく、水質管理といった運用管理が認められており、対象鋼種を拡大した JSME の配管破損防護設計規格（JSME S ND1-2002）では炭素鋼のエロージョン／コロージョンに対して、損傷防止対策として肉厚管理を前提としたものとしている。（参考 1 2）

以上のことから、LBB 概念適用の前提条件となる SCC 損傷防止対策として、上記の検査及び取替えによる運用は妥当と考える。

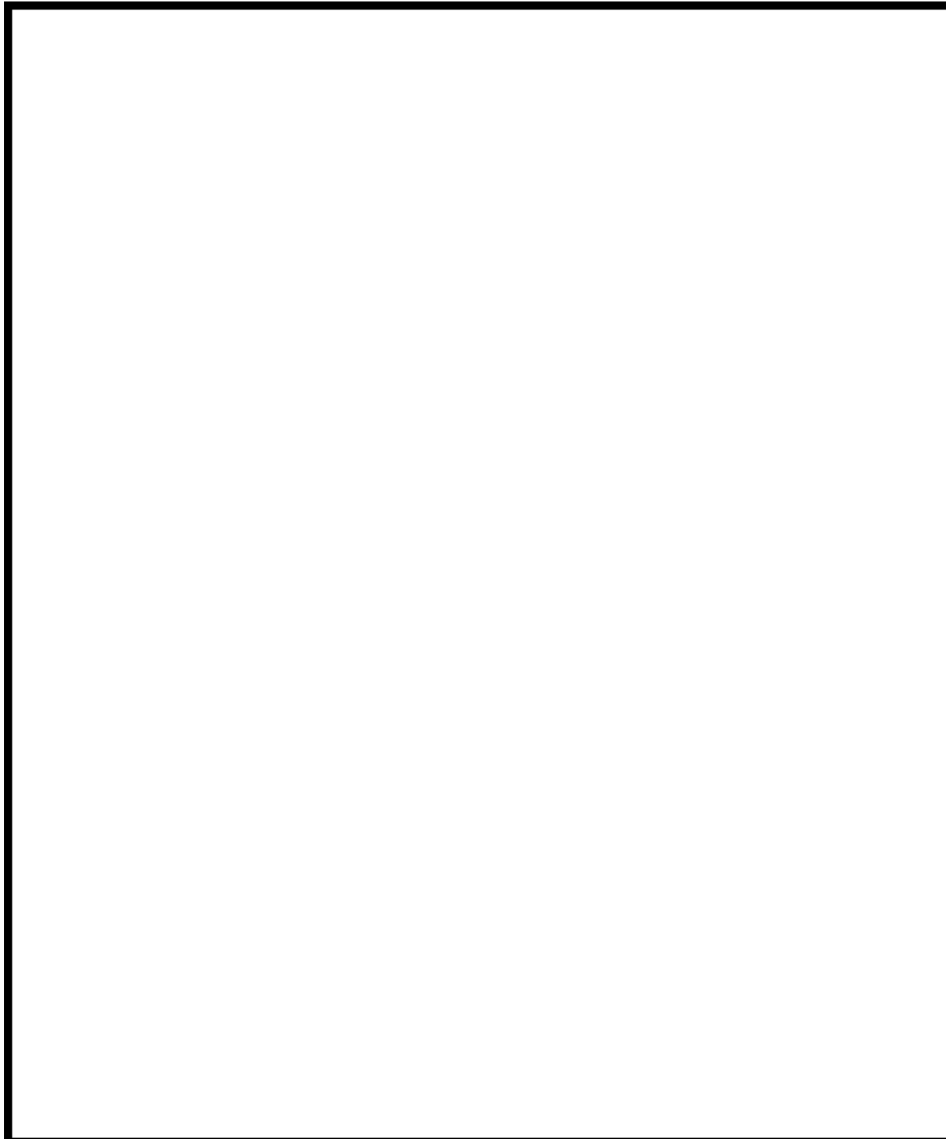
※：DAC20%以下または DAC20%を超える場合は、その欠陥が割れその他の有害な欠陥でないこと


<JSME 事例規格と今回の取替工事における SCC 抑制に対する考慮事項との関連>

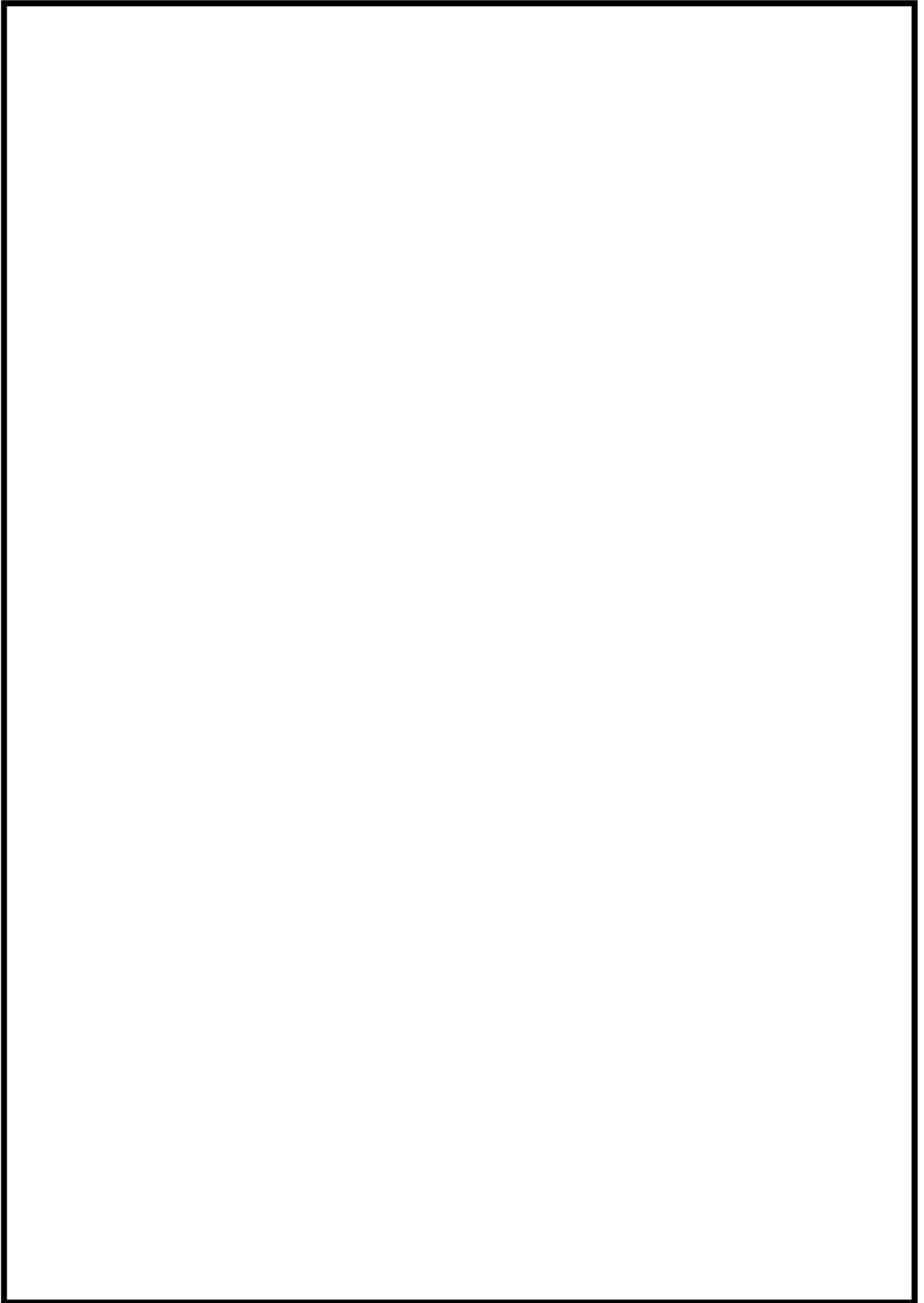
技術基準規則 17 条 (材料及び構造) において、クラス 1 機器又はクラス 1 支持構造物は、「使用中の応力その他の仕様条件に対する適切な耐食性を含む」ことが求められており、日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」(JSME S NC1-2001) 及び (JSME S NC1-2005) 【事例規格】発電用原子力設備における「応力腐食割れ発生の抑制に対する考慮」(NC-CC-002) によることと規定されている。


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 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 ($15\sim 50\text{cm}^3\text{-STP/kg}\cdot\text{H}_2\text{O}$) 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、冷間加工低減設計、残留応力低減熱処理、強表面加工の回避、低残留応力施工及び表面研磨を採用するものである。

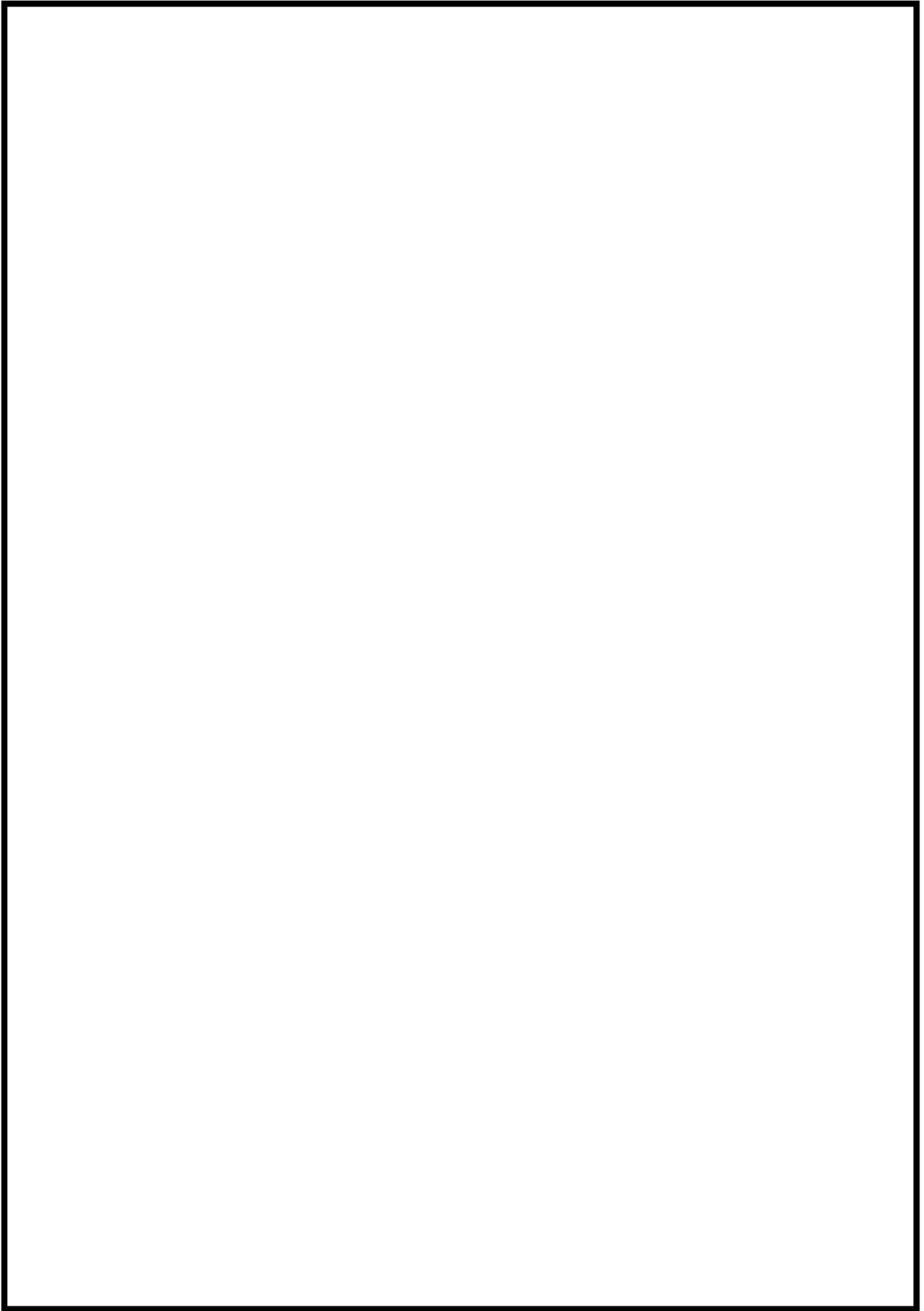
なお、今回の加圧器スプレイライン配管溶接部に関わる対応としては、配管取替にあたっては、過大な初層溶接入熱とならない全層 Tig 溶接を用いることから、同様の事象が発生しにくいと考えている。




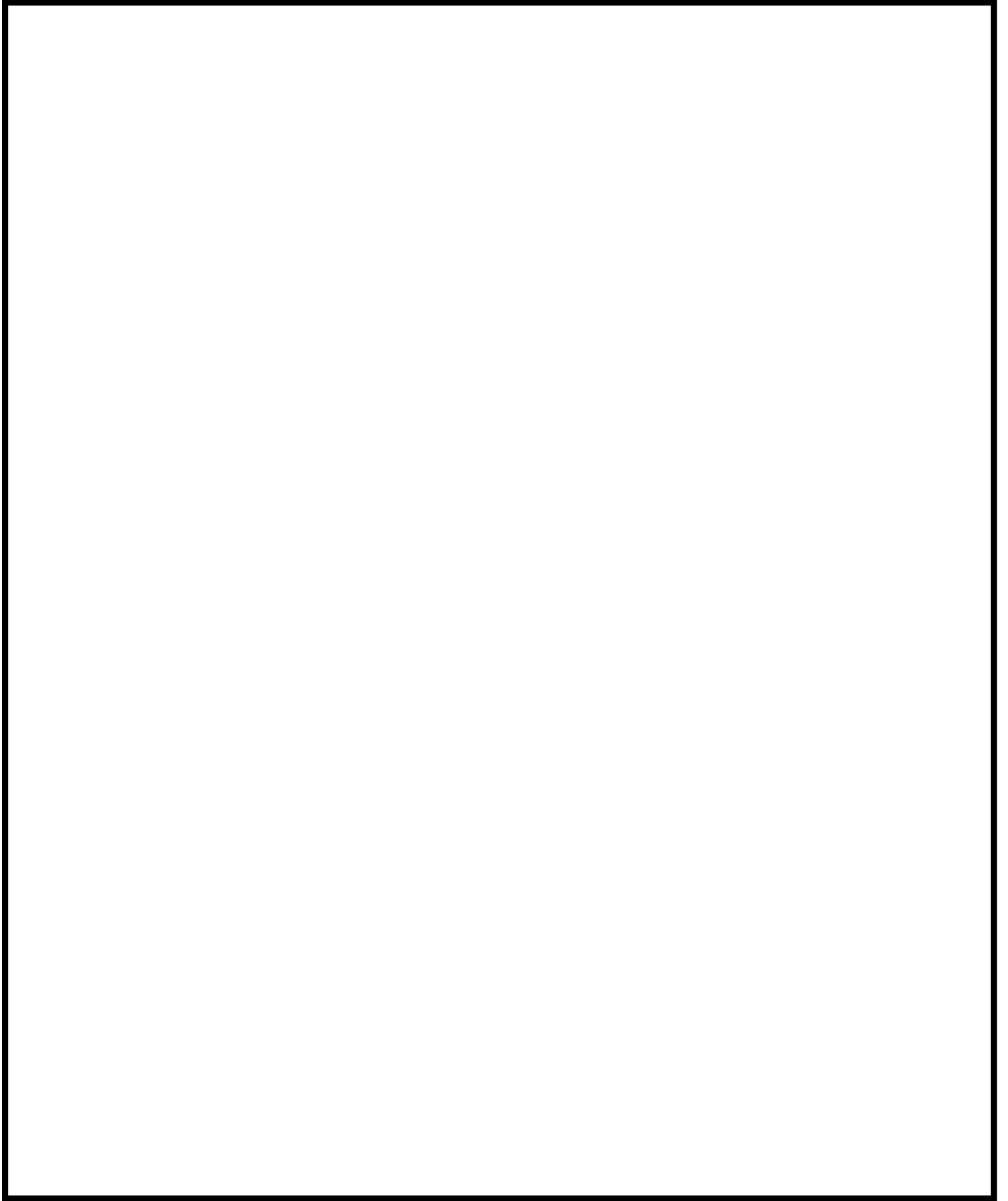
 :枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

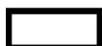


 :枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



 :枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



 : 枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

<SUS316 (C≤0.05%) 採用理由>

本工事においては、同材料、同仕様（外径、厚さ）の配管取替を実施することとしており、使用する材料は、SUS304 に Mo を添加し耐食性を向上させた SUS316 系材料である。更に炭素含有量の制限（C≤0.05%※）により結晶粒界のクロム炭化物の析出を抑制し、クロム欠乏層を減少させて鋭敏化しにくくすることで応力腐食割れの感受性が更に低くなっており、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ものである。

なお、原子力発電所配管破損防護設計技術指針（以下「JEAG4613」という）において O2SCC 対策として挙げられている SUS316NG（C≤0.02%）材は、発電用原子力設備規格 材料規格（2012 年版）において、「沸騰水型原子炉で生じた配管の応力腐食割れに対し、対策材として開発されたもので、加圧水型原子炉（PWR）環境での耐食性は確認されていないことから、耐食性目的での適用用途は沸騰水型原子炉に限定した」と記載されている。（参考 1 1）

一方、下記の点より、応力腐食割れの感受性の低い SUS316 材（炭素含有量 0.08% 以下）を採用することで、O2SCC の懸念はないと考えているが、念のため O2SCC 感受性が更に低い炭素含有量を 0.05% 以下に制限した SUS316 材を用いるものである。

- ・ BWR プラントの水質環境に比べ、PWR プラントでは溶存酸素濃度及び塩化物イオン濃度が低く管理されていることから、O2SCC が発生し難い環境であり（参考 1 1-1）、これまで国内 PWR プラントの水質環境下において、配管では損傷事例は確認されていないこと。
- ・ 今回の加圧器スプレィ配管溶接部の破面調査の結果、金属組織は段状組織を呈しており、O2SCC によくみられる鋭敏化の兆候（溝状組織）は認められなかったこと。

※次ページに示す試験結果は、PWR 水質の腐食環境下にある条件（酸素飽和環境）で試験片に連続的な歪みを付与し、試験片を強制的に破断（SSRT TEST : Slow Strain Rate Technique TEST）させ、SCC 感受性を有すると破面が粒界割れとなる特徴を使って SCC 感受性を評価したものである。ただし、保守的な条件での試験であり、SSRT TEST で SCC 感受性を有することは SCC が発生することと同義ではない。

図 1 の縦軸「 A_{SCC}/A_0 (%) (SSRT TEST)」は、破断後の破面観察にて、破面の全断面積 (A_0) と SCC 破面の面積 (A_{SCC}) との比を SCC 感受性パラメータとして定義しているものであり、値が大きいと SCC 感受性を高いことを示している。また、横軸「 Pa ($C/cm^2 \cdot GBA$ (Grain Boundary Area : 結晶粒界エリア))」は、鋭敏化して結晶粒界（以下、粒界という。）に Cr 欠乏層が生じると粒界での金属溶解が促進される特徴を使って、電解液中で電圧を加えた際の試験片の金属溶解量（＝電気量 (C) として測定）を溶出元である粒界の単位面積 ($cm^2 \cdot GBA$) 当たり換算し、鋭敏化度 (EPR 値) として定義したものである。

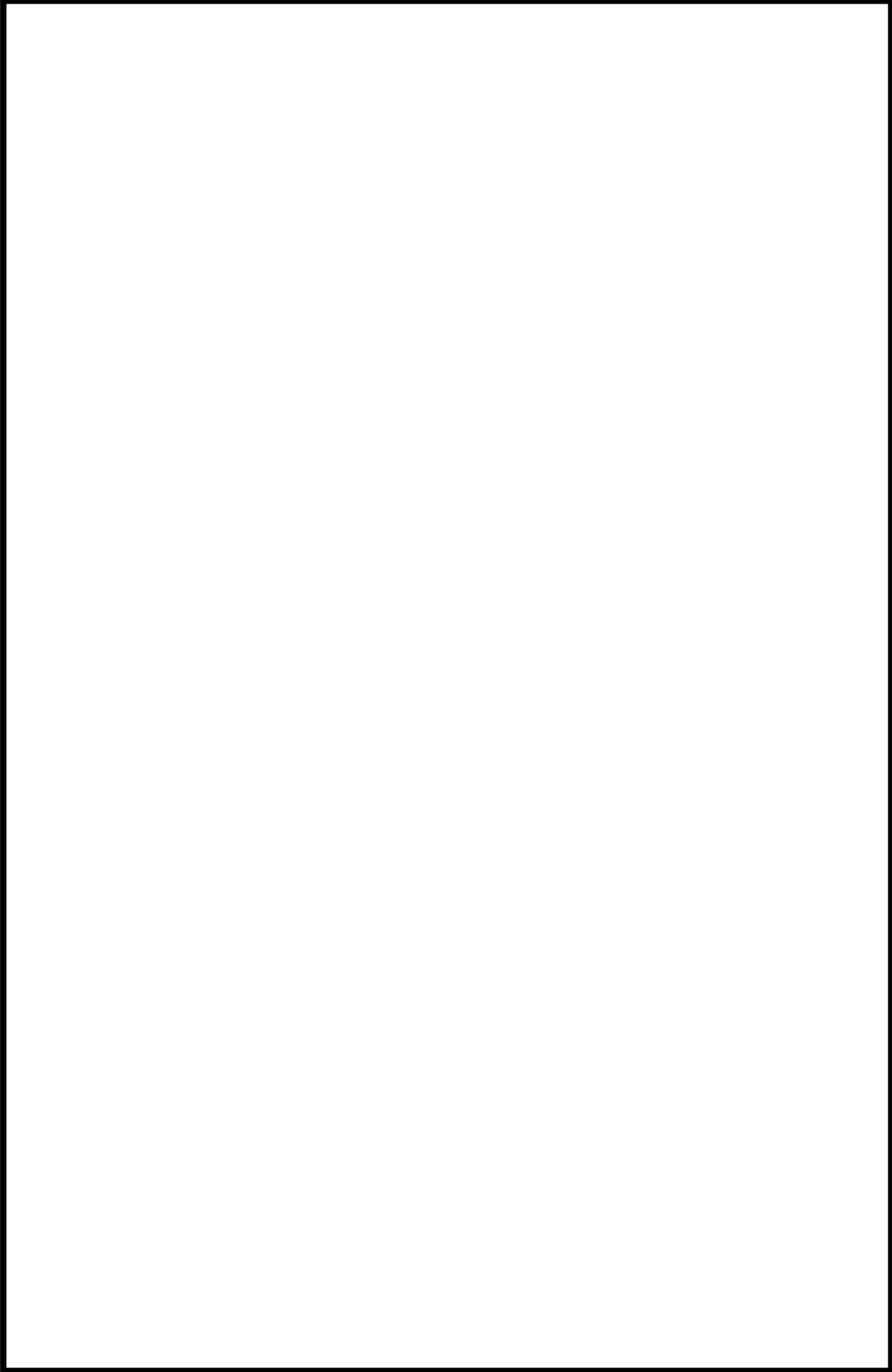
図 2 は、材料中の炭素量と溶接による鋭敏化度 (EPR 値) の関係を示しており、


炭素量が少なくなるにつれ粒界のクロム炭化物の析出を抑制し、クロム欠乏層が減少して鋭敏化度が小さくなる（SCC 感受性が小さくなる）傾向を示している。同一炭素濃度の場合、SUS316 材は SUS304 材に比べ鋭敏化し難い傾向にあり、耐食性に優れている

図 1 より PWR 水質の酸素飽和環境下においては、 $2C/cm^2 \cdot GBA$ 以下では SUS316 材の O₂SCC 発生の感受性は無く、また、図 2 より炭素含有量と溶接による鋭敏化度の関係を調査した結果から、炭素含有量を 0.05%以下に制限することで $2C/cm^2 \cdot GBA$ を下回ることが確認されていることから、炭素含有量を 0.05%に制限している。

【補足】 SUS304 の鋭敏化傾向と O₂SCC 感受性

図 2 の炭素含有量と鋭敏化の関係に示すとおり、SUS316 に比べて SUS304 は耐食性が劣り、同じ炭素含有量であっても SUS304 がより鋭敏化する傾向がある。これは SUS316 に添加されている Mo の効果と考えられている。一方で、図 1 の SSRT 試験による鋭敏化と O₂SCC 感受性の関係では、SUS304 は SUS316 よりも鋭敏化に対して O₂SCC 感受性が低い傾向があるように見えるが、鋭敏化度と O₂SCC 感受性の関係は、SSRT 試験による割れ感受性（破面率）評価から材料毎に得られるものであり、これらの値を横並びに比較することは出来ない。SUS316 は SUS304 と比較して不働態皮膜が安定なため、EPR 計測時に流れる電気量 (C) が少なく、得られる EPR 値は小さくなる。

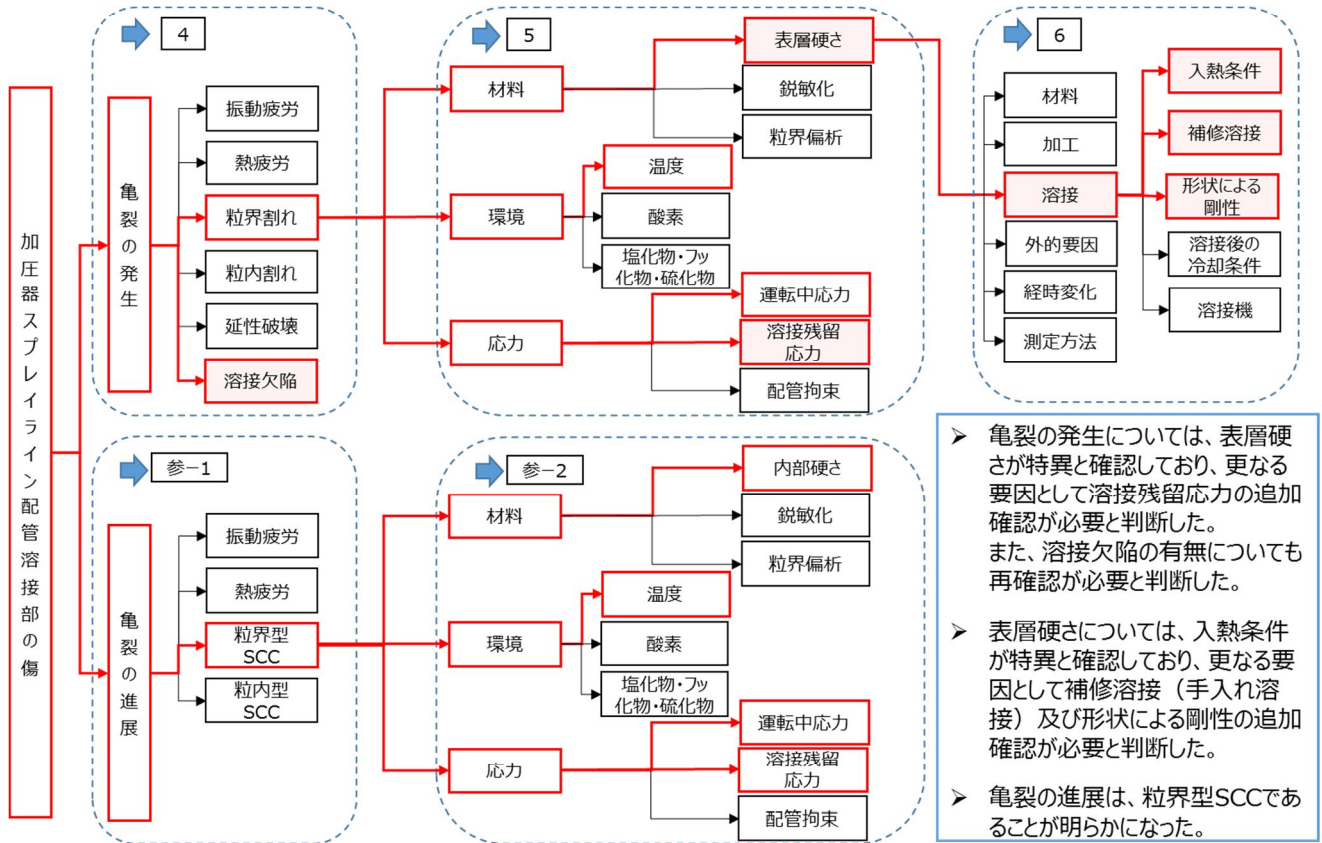


 :枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

<本事象の対策の整理>

本事象に対しては、「大飯発電所3号機 加圧器スプレイライン配管溶接部での事象への対応について（1月29日・2月4日・2月12日 公開会合）」において、以下のFT図を用いて要因分析を行い、亀裂発生及び亀裂進展原因を整理している。

本事象の亀裂要因の特定について（概要）



[亀裂発生及び亀裂進展原因]

- ・ 調査の結果、過大な溶接入熱（若手による丁寧かつ慎重な溶接や手入れ溶接の可能性を含む）と、形状による影響が重畳したことで、表層近傍において特異な硬化が生じたものと考えられる。
- ・ この硬化部に高い応力が影響したことにより、亀裂が発生したものと考えられるが、メカニズムがすべて明らかにはなっておらず、PWR1 次系の配管溶接部では、これまで同様の事象が生じていないことから、今後知見の拡充に努める。

以上のとおり、今回の特異な事象について「材料」、「環境」、「応力」因子に分けて要因分析を行った結果を踏まえ、表層近傍における特異な硬化は「材料」因子、硬化部の高い応力は「応力」因子として整理している。溶接入熱は硬さ及び応力に影響を与える要因であることから、今回の工事範囲に用いる過大な初層溶接入熱とならない全層 Tig 溶接について、「材料」、「応力」の両者への対策であると整理している。

なお、材料で整理することに関して、事例規格において、材料に関する BWR プラントの例であるが、XX-2211.1(4)にオーステナイト系ステンレス鋼における溶接および高温での加工により鋭敏化した場合の事例があることから、今回のスプレイ配管の有意な指示に関する対応として、Tig 溶接の採用を材料で整理することが妥当であると考えます。

<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、前述のとおり環境、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
 - 運転中の引張応力（内圧、自重、熱）が大きくなるように配慮したルート設計、サポート設計を行う。
 - 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
 - 冷間加工により製造する曲げ管、エルボは、溶体化熱処理を実施し、残留応力の低減を図る。
 - 開先加工（機械加工）部においては、表面が強加工とならないように配慮し、加工硬化の低減を図る加工法を採用する。なお、加工硬化の低減を図る加工方法を適用できない部分については、引張残留応力の改善を図るバフ研磨を行う。
 - 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。

<LBB 成立性評価における許容亀裂角度>

LBB 成立性評価は JEAG4613 に基づいて実施している。JEAG4613 の表 2 では 5gpm の漏えいを生じる貫通亀裂長さと、疲労による亀裂進展解析の結果得られる貫通亀裂長さ (JEAG4613 付録 3.2.1 項に記載のとおり板厚の 5 倍を想定) を比較して、長い方を想定亀裂として想定亀裂角度を設定しており、4B 配管の場合は 96.9° となっている。

<JEAG4613 抜粋>



一方、JSME 維持規格の解説 3 E-21 においても、添付 E-8 極限荷重評価法、添付 E-9 弾塑性破壊力学法の「許容欠陥長さは、 $2\theta \leq 60^\circ$ とする」との記載に対する根拠として「LBB が成立する欠陥角度は、ほぼ 2θ が 60° 以下である」と記載されている。

: 枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

<JSME 維持規格 解説 3 E-21 抜粋>



JSME 維持規格の上記記載は破壊評価に用いる極限荷重評価法及び弾塑性破壊力学法に対して、許容欠陥深さの表による評価及び許容欠陥深さの式による評価における欠陥角度を 60° 以下に制限^{*}するためのものであり、JSME 維持規格として LBB 評価の成立条件として許容欠陥角度を 60° 以下に規定しているわけではない。

※ 60° を超える欠陥角度についても、許容曲げ応力による評価（事例規格 CC-002「周方向欠陥に対する許容欠陥角度制限の代替規定」）を用いて評価することができるようになっている。

なお、JEAG4613 と JSME 維持規格の解説 3 E-21 において LBB 評価の基準となる欠陥角度の記載が異なるのは、JEAG4613 では 4B 配管であれば前述の方法で想定亀裂角度を 96.9° と設定し、この想定亀裂角度に対する LBB 成立条件として判定応力（許容応力）が $1.54S_m$ であることを示しているのに対し、JSME 維持規格の解説 3 E-21 では $3.0S_m$ の作用応力が作用することを想定した場合に LBB 成立条件として許容亀裂角度がおおよそ 60° 以下になることを示しているもので、考慮している条件が異なるためである。


:枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

<JSME 維持規格に規定される欠陥評価における SCC の取り扱い>

クラス 1 機器の検査にて認められた欠陥指示に対する評価については JSME 維持規格の EB に規定されているが、EB-2010 にクラス 1 機器の評価不要欠陥寸法基準として、EB-2010 に「オーステナイト系ステンレス鋼管の場合、SCC による欠陥には適用しない」との記載がある。当該記載については、第一段階の欠陥評価（欠陥が十分小さく、詳細評価もしくは補修・取替無しに供用期間中継続使用可と判断できるかの評価）において、欠陥が SCC に起因するものと考えられる場合は欠陥寸法に因らず不適となるものである。第一段階の欠陥評価で供用期間中の継続使用可と判断できない場合、下図の通り第二段階の欠陥評価に移行できる。第二段階の欠陥評価については EB-4000 に規定されている通り、SCC 及び疲労によるき裂進展評価及び破壊評価を行う。

<JSME 維持規格 EB-5 抜粋>



 :枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

8. 品質マネジメントシステムにおける不適合管理に係る対応

設計及び工事に係る品質マネジメントシステムに関する説明書において、設工認に基づく設計、工事及び試験・検査において発生した不適合管理の対応を示している。

IV. 設計及び工事に係る品質マネジメントシステム

3.8 不適合管理

設工認に基づく設計、工事及び検査において発生した不適合については、保安規定品質マネジメントシステム計画に基づき処置を行う。

資料 8-1 設計及び工事に係る品質マネジメントシステムに関する説明書抜粋

3.8 不適合管理

設工認に基づく設計、工事及び試験・検査において発生した不適合については、「不適合管理および是正処置通達」に基づき処置を行う。

2020年10月20日付け関原発第356号にて申請した
「設計及び工事計画認可申請書」より抜粋

一方で、今回の加圧器スプレイライン配管溶接部の有意な指示については、保安規定の中で定めている定期事業者検査での対応であり、不適合管理の中で以下のとおり実施した。なお、本対応については、設工認における不適合管理と同様のものである。

- ① 定期事業者検査における第一段階評価の結果、判定基準を満足しておらず、「大飯発電所 品質マネジメントシステムに係る不適合管理および是正処置所達」に基づき、不適合管理の手続きとして「不具合・懸案票^{※1}」を発行するとともに、第二段階評価を実施した。

なお、「不具合・懸案票」は、CR^{※2}であり、是正処置プログラム(CAP)の一環として実行されるものである。

- ② 第1回から第4回の大飯3号機 加圧器スプレイライン配管溶接部における有意な指示に係る公開会合を踏まえ、十分な保守性があることを改めて評価する必要があることから、「不具合・懸案票[※]」を改定して処置内容を追加し、定期事業者検査において第二段階評価を再度実施した。また、当該部位については、再検査の結果に関わらず、PWR 環境下のき裂進展に係る知見拡充のため取替を実施することとした。

※1 原子力保全総合システムで定める不適合および懸案事項を処理する電子媒体の帳票を示す。

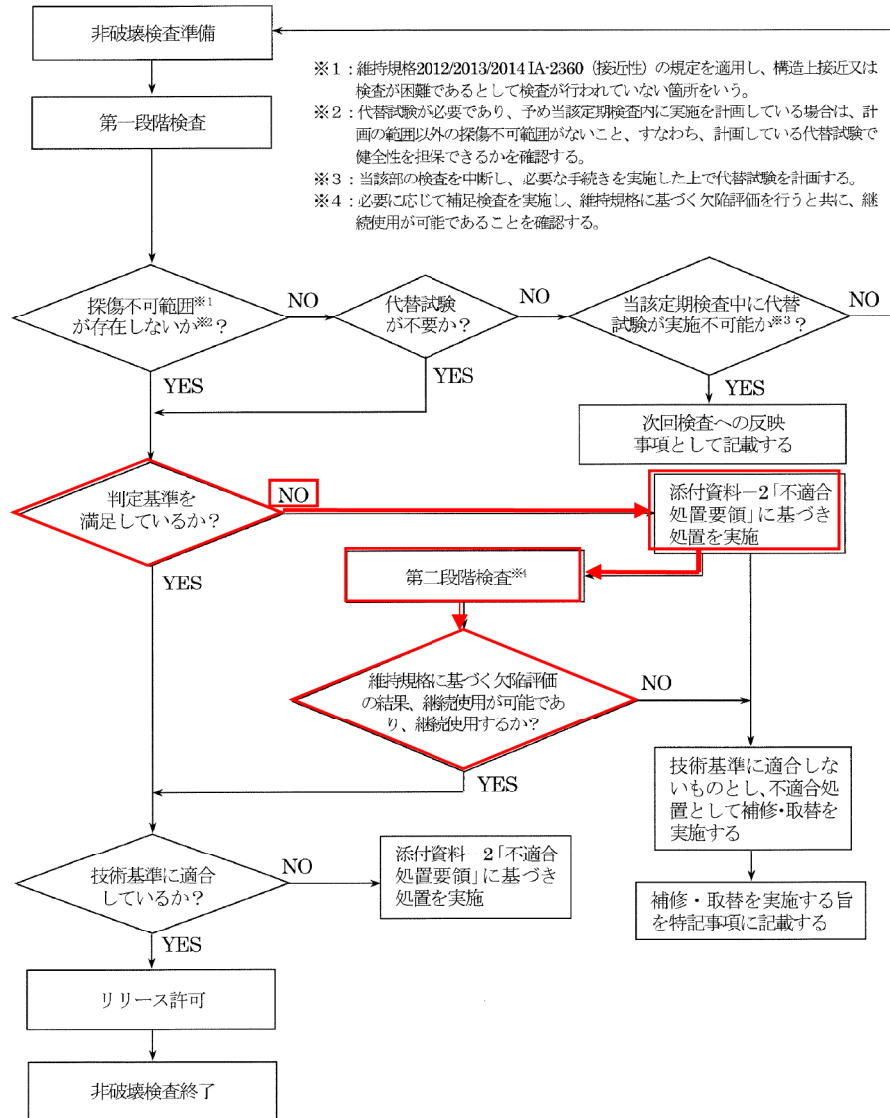
※2 原子力保全総合システム等に入力する状態報告であり、Condition Report の略称を示す。

今後、当該箇所については、溶接時に全層 Tig 溶接を用いて配管取替えを実施するとともに、硬化の可能性を踏まえ「過大な溶接入熱」、「形状による影響」の類似性の高い箇所（14箇所）に対しては、3定検の間、毎定検検査を実施し、今回と同様に判定基準を満足しない欠陥が検出された場合は、配管取替えを実施する運用を是正処置として実施するものである。

第一段階検査、第二段階検査実施時の検査手順 添付資料-3(1/8)

検査手順

1. 検査工程フロー図
(1) 非破壊検査



機器の変形、心合せ不良、傾き、隙間の異常、ボルト締付け部の緩み、部品の破損、脱落及び機器表面における異常がないこと。

また、支持構造物については低温及び高温それぞれの停止状態において、取付状態（低温停止状態のみ）、インジケータの指示値（高温停止状態のみ）、干渉状態、油量（低温停止状態のみ）、油漏れ等の異常がないこと。

b. 表面検査

浸透探傷検査（社団法人日本機械学会JSME S NB1-2007「発電用原子力設備規格 溶接規格」（以下「溶接規格」という。）、JSME S NC1-2005/2007「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」（以下「設計・建設規格」という。）

(a) 溶接部（溶接金属および熱影響部を含み、溶接止端部から母材側へ10mmまでの範囲）（「溶接規格」第1部 第2章 N-1100）

- ア. 割れによる浸透指示模様がないこと。
- イ. 長さ1mmを超える線状浸透指示模様がないこと。
- ウ. 長さ4mmを超える円形状浸透指示模様がないこと。
- エ. 4個以上の円形状浸透指示模様が直線上に並んでいる場合は、隣接する浸透指示模様の間の距離が1.5mmを超えること。
- オ. 面積が3750mm²の長方形（短辺の長さは、25mm以上とする）内に円形状浸透指示模様が10個以上含まれないこと。ただし、長さが1.5mm以下の浸透指示模様は算定することを要しない。

(b) 母材部（溶接止端部から母材側へ10mmを超える範囲）（「設計・建設規格」第4章 PVB-2426(1)）

ア. 線状指示模様がある場合、次の表を満足すること。

材料の厚さ (mm)	線状指示模様長さ (mm)
16以下	1.5以下
16を超え50以下	3以下
50を超えるもの	5以下

イ. 円形状指示模様がある場合、次の表を満足すること。

材料の厚さ (mm)	円形状指示模様長さ (mm)
16以下	3以下
16を超えるもの	5以下

- ウ. 4個以上の線状指示模様および円形状指示模様が直線状に並んでいる場合は、隣接する指示模様の間の距離が1.5mmを超えること。
- エ. 面積が3750mm²の長方形（短辺が25mm以上）内に1.5mmを超える線状指示模様または円形状指示模様が10個以上含まれないこと。
- オ. いかなる割れもあってはならない。

第一段階検査 判定基準

c. 体積検査

(a) 超音波探傷検査

ア. 溶接部

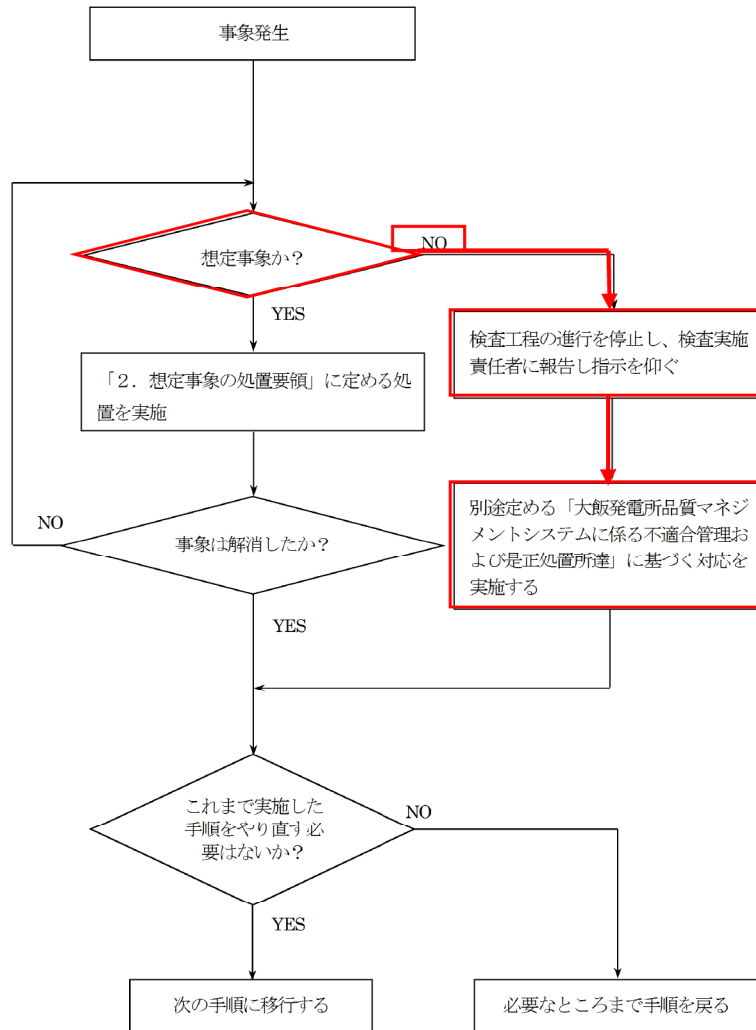
- (ア) 欠陥からの反射波の高さが距離振幅補正曲線の20%以下であること。
- (イ) 欠陥からの反射波の高さが距離振幅補正曲線の20%を超える場合には、その欠陥が割れその他の有害な欠陥でないこと。

イ. ボルト及びフランジネジ穴のネジ部

- (ア) 対比試験片がある場合
欠陥からの反射波の高さが距離振幅補正曲線の20%以下であること。

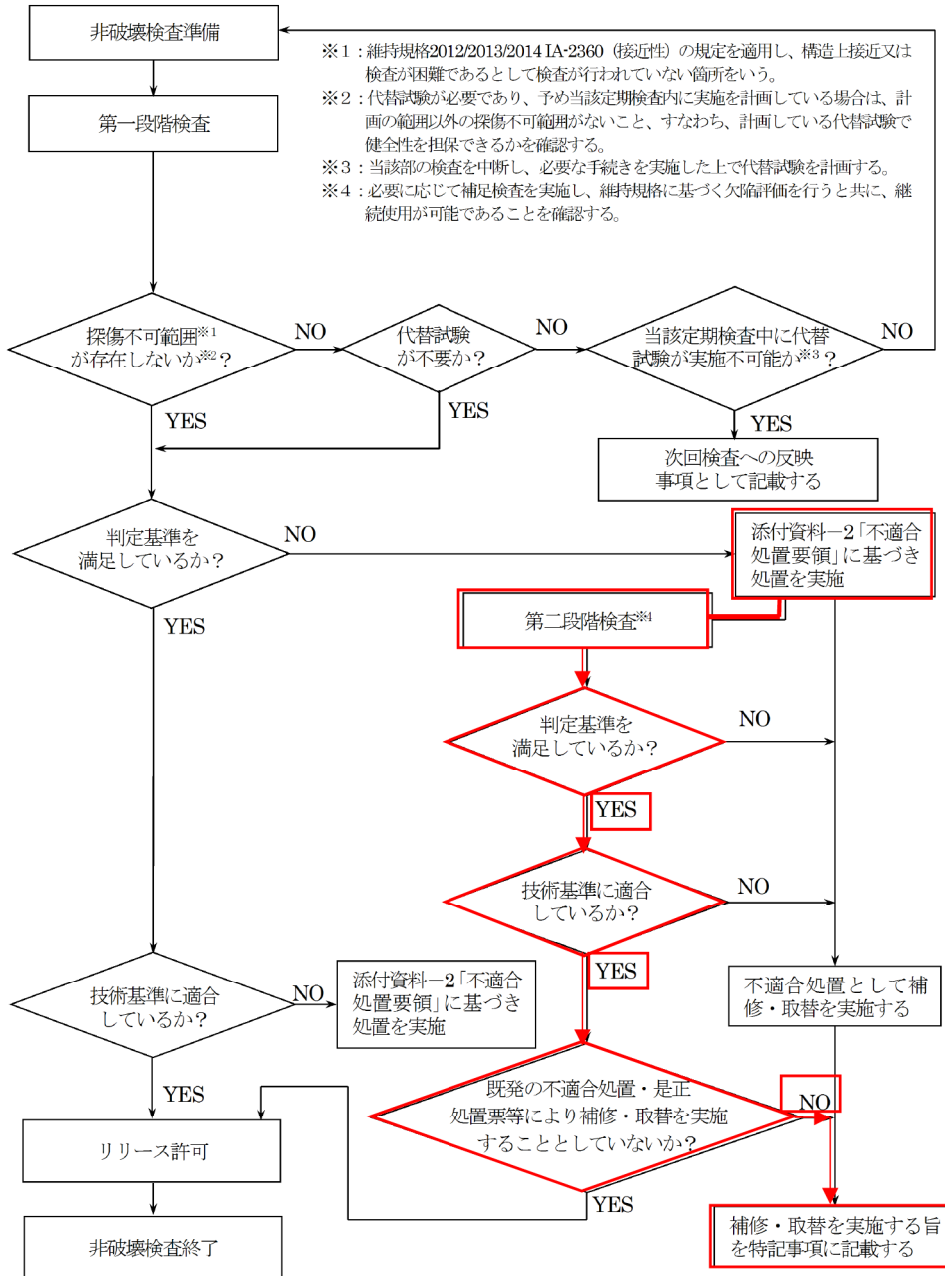
不適合処置要領

1. 検査に影響を与える可能性のある事象発生時における処置フロー



検査手順

1. 検査工程フロー図
(1) 非破壊検査



「関西電力株式会社 大飯発電所 第3号機 第18保全サイクル
 定期事業者検査要領書 クラス1 機器供用期間中検査」より抜粋

<① 不具合・懸案票の発行>

不具合件名：加圧器スプレイライン配管溶接部における欠陥の検出について

内容：第3号機第18保全サイクル定期事業者検査 クラス1機器供用期間中検査(03-18-101)にて、「配管 B9.11 B-J 配管の同種金属溶接継手(呼び径100A以上:周継手) 加圧器スプレイライン(Dループ) 溶接線番号:FW-4」を対象としたUT(第一段階検査)を実施した結果、判定基準を満足しない欠陥の検出が認められた。

検討結果(理由)：

当該部について検査要領書の検査手順に基づき、第二段階検査として欠陥評価のための補足検査(フェーズドアレイUTを用いた端部エコー法)を実施し、継続使用が可能であることを確認する。また、維持規格に基づき、当該部と同じ試験カテゴリ内の機器である「B9.11 B-J 配管の同種金属溶接継手(100A以上:周継手)」の「今回計画していた数以上の箇所について」、この停止期間中に追加試験としてUTを実施する。

<② 不具合・懸案票の改訂>

改訂内容：規制庁との公開会合を踏まえた当該部位の再検査及び取替に係る記載の追加

9/1に第二段階検査を実施し継続使用可能であることを確認したが、規制庁との公開会合を踏まえ、十分な保守性があることを改めて評価する必要があると判断したことから、当該部位の再検査を実施する。また、当該部位については、再検査の結果に関わらず、PWR環境下のき裂進展に係る知見拡充のため取替を実施する。

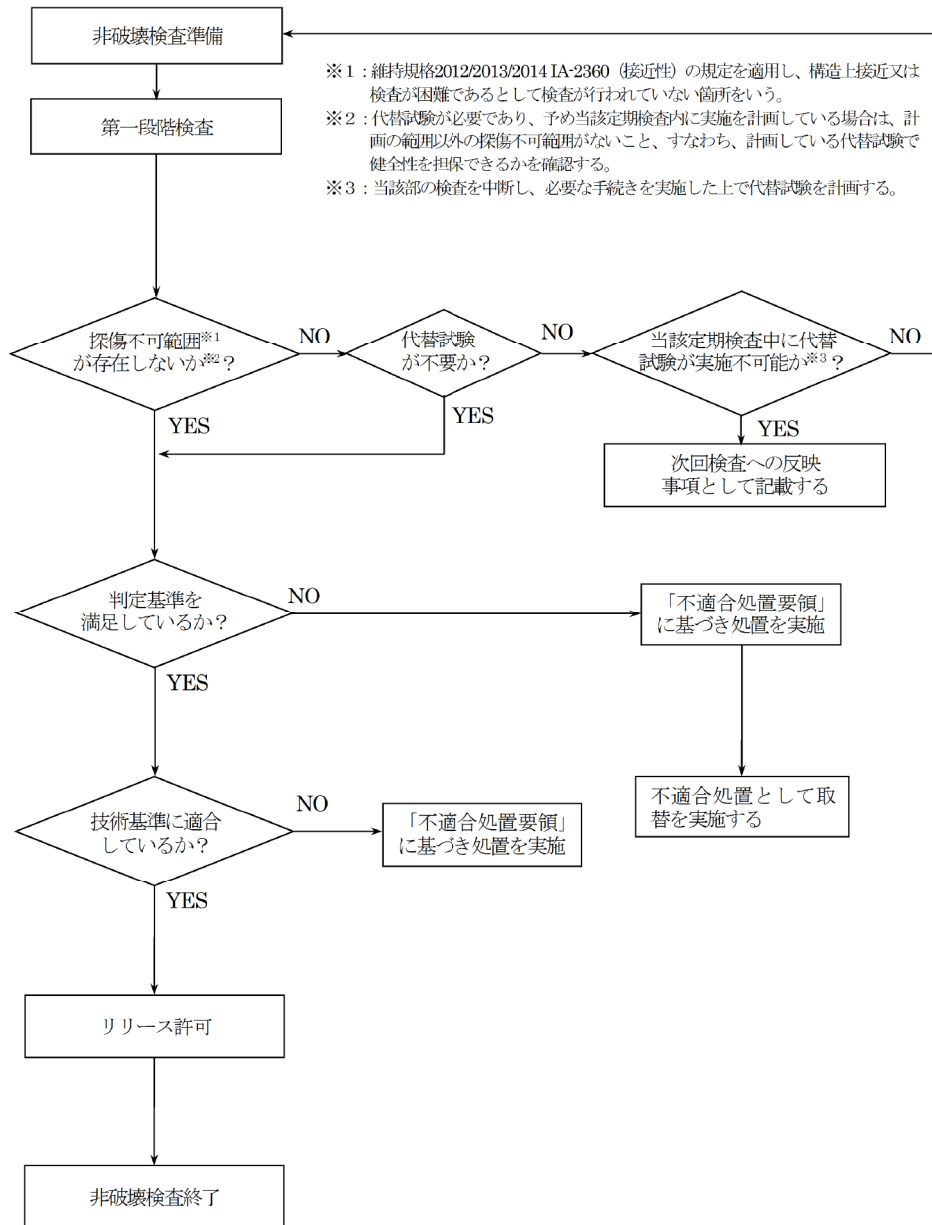
<③ 不具合・懸案票の改訂案>

改訂内容：2/12規制庁との公開会合を踏まえた当該部位の取替え、継続検査及び配管取替えに係る記載の追加

当該部位については、今後、全層Tig溶接を用いた取替えを実施するとともに、硬化の可能性を踏まえ、「過大な溶接入熱」、「形状による影響」の類似性の高い箇所(14箇所)に対し、3定検の間、毎定検で検査を実施し、今回と同様に「判定基準を満足しない欠陥」が検出された場合は、配管取替えを実施する運用とする。

今後の継続検査時の検査手順（案）

検査手順



大飯3号機加圧器スプレイ配管設工認に係る NRA 殿ご質問への回答

[ご質問]

継続的な UT について、添付資料にて約束事項とした実績の有無を確認すること。
また、設工認申請書の添付資料に記載されている内容を今後フォローしていく方法(適正化方法含め)を説明すること。

[回答]

これまでに添付資料にて約束事項としたものにおいて、実運用時に変更になった実績はないことから、検査対象・検査頻度については、知見拡充や研究結果を踏まえ検討していくことを記載することで実運用時に乖離が生じないように対応する。

また、設工認申請書の添付資料に記載されている内容の今後のフォロー方法については、今回の事象を踏まえ、今後、検査計画として定期事業者検査報告書(保全計画書)に追加し、規制庁へ報告させていただくことになると考えている。以後の過程で運用の変更(検査対象・頻度の見直し)があった場合においては、前回の変更点を記載し報告するため、原子力規制検査の中でご確認いただけるものとする。なお、定期事業者検査報告書は公開資料となっていることから、変更の内容についても公開されるものである。

9. 加圧器スプレイ配管溶接部の有意な指示に係る対応と関連する適用規格を踏まえた対応の整理について

加圧器スプレイ配管溶接部の有意な指示に係る対応と関連する規格・規定事項およびそれを踏まえた今回の取替え配管を以下に示す。

対応	関連規格・規定事項	今回の取替え配管への対応
<p>溶接時の入熱管理 (過大な初層入熱防止)</p>	<p>【溶接規格】 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。</p> <p>※1: 溶接規格 第2部</p>	<p>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:T)を用いることについての確認を設工認のQMSに基づき使用前事業者検査(溶接)において実施する。</p> <p>また、全層Tig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。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・事前トレーニングにより溶接施工技能を有する溶接士にて施工することを記録及び作業計画書により確認する。 ・TBM等にて注意点等を再度確認する。 <p>なお、入熱管理の対応は、社内標準に基づき調達要求(発注)するとともに、工事管理を実施する。</p>
<p>シーニング部の硬化対策 (硬化層が形成されにくい加工法、応力低減のバフ研磨)</p>	<p>【事例規格】 XX-2221 構造設計、溶接、加工等に対する配慮において、表面の強加工の回避又は表面応力改善のために表面研磨を実施する。</p>	<p>事例規格の要求は左記のとおりであり、以下のとおり実施する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・硬化層が形成されにくい加工法を調達要求し、図面・計画書にて施工されることを確認する。 ・応力低減のバフ研磨^{※3}を調達要求し、図面・計画書にて施工されることを確認する。 <p>※3 加工硬化の低減を図る加工方法を適用不可の部分に限る</p> <p>なお、本対応は、設工認のQMSに基づき使用前事業者検査(施設)において実施する。</p>

なお、加圧器スプレイ配管溶接部の有意な指示に係る対応と関連する規格・規定事項およびそれを踏まえた類似性の高い箇所への対応を以下のとおりである。

対応	関連規格・規定事項	類似性の高い箇所への対応
3 定検の間 毎定検検査の 実施	<p>【維持規格】 IA-2320(2)検査プログラムに従って、個別に試験方法、範囲、程度および期間を定めて試験を実施する。</p>	<p>今回の事象を踏まえ、類似性の高い箇所については、左記の要求に従い、通常の検査計画とは切り分け、以下のとおり個別検査として実施する。^{※2}</p> <ul style="list-style-type: none"> ・試験方法：IA-2500 に基づき超音波探傷試験を実施 ・試験範囲・程度：過大な溶接入熱、形状による影響がある全ての溶接部 ・試験期間：3 定期検査の間,毎定期検査で実施 <p>なお、本対応は、社内標準に基づき是正処置において実施する。</p> <p>※2: 試験方法については、通常と同様に維持規格に基づき実施する。なお、通常の検査計画は、IA-2310(1)に従い、検査間隔は 10 年と設定し、表 IB-2500-9 で規定する 25% の箇所に対して検査を行うこととしている。</p>
判定基準を超える欠陥が検出された場合の配管取替え	<p>【維持規格】 図 EB-1000-1 において、有意な欠陥指示の場合は、欠陥評価(EB-1310、EB-1320)又は補修・取替(EB-1130)を実施する</p>	<p>維持規格の要求は左記のとおりであり、有意な欠陥指示の場合は、欠陥評価ではなく対策強化として、取替えることとする。</p> <p>なお、本対応は、社内標準に基づき是正処置において実施する。</p>

10. 工事計画認可申請における適用基準及び適用規格の記載の考え方について

(1) 記載対象とする適用基準、適用規格

「発電用原子炉施設の工事計画に係る手続きガイド」において、工事計画に記載する必要がある適用基準及び適用規格は、「各設備の設計・製作に適用する基準及び規格について、具体的な規格番号、名称、及び制定又は改定年度も含め記載する。」との記載がある。

また、記載対象とする基準及び規格については、「技術基準規則に規定される性能を満足させるための基本的な規格及び基準」となっており、「具体的には技術基準規則解釈に引用されるもの等」と示されている。

(2) 工事計画への記載方法

工事計画への適用基準及び適用規格の記載方法として、申請書本文については、施設全体に要求を受ける条文（以下、共通条文という）に該当する適用基準及び適用規格は原子炉冷却系統施設に記載することを基本とし、設備個別に要求を受ける条文（以下、個別条文という）に該当する適用基準及び適用規格は該当する施設区分毎に記載している。また、共通条文と個別条文の両方に該当する場合は双方に記載している。添付書類については、当該添付書類において用いた適用規格を記載することとしている。

<申請書 本文>

- ・ 共通条文該当の適用基準および適用規格：原子炉冷却系統施設の共通項目に記載
- ・ 個別条文該当の適用基準および適用規格：該当の施設区分毎の個別項目に記載
- ・ 同一の基準及び規格が共通条文と個別条文の両方に該当する場合：双方に重複して記載

<申請書 添付書類>

- ・ 用いた適用規格を記載する

(3) 今回申請における適用基準及び適用規格の変更

本工事においては、「発電用原子力設備規格 材料規格」、「発電用原子力設備規格 溶接規格」、「発電用原子力設備規格 維持規格」について、それぞれ最新版の適用規格を採用することとしている。

これらの規格は、今回の設工認において審査対象条文となる技術基準規則 17 条（共通条文）に該当する適用規格であることから、工事計画への記載にあたっては、(2) 工事計画への記載方法を踏まえ、以下のとおり反映している。

・ 「発電用原子力設備規格 材料規格」

原子炉冷却系統施設（2）適用基準及び適用規格 第 1 章 共通項目に、最新版である JSME S NJ1-2012 を追加。

・ 「発電用原子力設備規格 溶接規格」

原子炉冷却系統施設（2）適用基準及び適用規格 第 1 章 共通項目に、最新版である JSME S NB1-2012/2013 を追加。

・「発電用原子力設備規格 維持規格」

原子炉冷却系統施設（２）適用基準及び適用規格 第１章 共通項目に、最新版である JSME S NA1-2012/2013/2014 を追加。

なお、これらの規格は、技術基準規則の個別条文には該当しないが、上記のうち維持規格については一括工認において、原子炉冷却系統施設（２）適用基準及び適用規格 第２章 個別項目に記載していたため、今後の補正申請において適正化を行う。また、日本電気協会「原子力発電所配管破損防護設計技術指針(JEAG4613-1998)」についても、今後の補正申請において同様に適正化を行う。適正化にあたっては、L B B成立性評価にのみ適用（L B B成立性評価の前提条件の確認において、構造健全性確認のための試験・評価を維持規格 2008 年版に基づき実施）しているものであり、一括工認で個別項目に記載したものを共通項目に移動した場合において、影響はないと考える。

一方、今回申請における強度評価等については「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」JSME S NC1-2012 を適用することとしており、「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」は、技術基準規則の共通条文（17 条他）、個別条文（59 条他）に紐づく規格であり、一括工認において、原子炉冷却系統施設（２）適用基準及び適用規格 第１章 共通項目および第２章 個別項目に JSME S NC1-2005/2007 を適用規格として記載している。また、JSME S NC1-2012 については、JSME S NC1-2005/2007 と同様に技術基準規則を満たす仕様規格として第１章共通項目に記載していたが、実際の評価には適用していなかった。

今回申請においては、59 条等の SA 条文が審査対象外であることから、JSME S NC1-2012 は第１章共通項目にのみ記載することとなるが、一括工認において実際に使用されてはいないものの、上記のとおり、既に一括工認において適用規格として記載済みであることから、今回の申請において「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」に関する記載の変更はない。

(参考)

適用規格	設計・建設規格 2005/2007		設計・建設規格 2012		材料規格 2012		維持規格		溶接規格		事例規格		JEAG4613	
	共通	個別	共通	個別	共通	個別	共通	個別	共通	個別	共通	個別	共通	個別
共通項目 /個別項目														
一括認可	○	○	○	×	×	×	○	○	○	×	○	○	○	○
一括認可 (本来)	○	○	×	×	×	×	○	○	○	×	○	○	○	×
今回工認	○	○	○	×	○	×	○	○	○	×	○	○	○	×
一括 工認	共通条文(17条等)、個別条文(59条等)に紐づく規格であることから、共通・個別に記載		共通項目に2012版を記載。(実際には評価に適用しておらず、本来、一括工認時点では記載不要であった)		設計・建設2012を適用していないことから、一括工認時点では記載していない		個別項目に2008版を記載 (共通条文(17条、55条)に紐づく規格(LBB 成立性評価のみに適用)であり、個別条文に紐づく規格ではないことから、個別に記載すべきであった)		共通条文(17条、55条)に紐づく規格であり、個別条文に紐づく規格ではないことから、個別に記載		共通条文(17条、55条)に紐づく規格であり、個別条文に紐づく規格ではないことから、個別に記載		共通項目、個別項目の両方に記載。 (共通条文(17条、55条)に紐づく規格(LBB 成立性評価のみに適用)であり、個別条文に紐づく規格ではないことから、個別に記載すべきであった)	
	一括工認から変更はない		共通条文(17等)、個別条文(59条等)に紐づく規格であるが、個別条文(59条等)は今回申請の適用条文とならないことから、共通にのみ記載する		設計・建設2012を適用することから、今回新たに材料規格2012を追記する。 共通条文(17等)、個別条文(59条等)に紐づく規格であるが、個別条文(59条等)は今回申請の適用条文とならないことから、共通にのみ記載する		共通条文(17条、55条)に紐づく規格(LBB 成立性評価のみに適用)であることから、2012版を共通項目に追加することともに、今後の補正申請において2008版の記載を適正化する。(共通項目に移動)「注」		一括工認から変更はない		一括工認から変更はない		今後の補正申請において記載を適正化する。(個別項目の記載を削除)「注」	
今回工認														

注 維持規格及びJEAG4613は、LBB成立性評価にのみ適用(LBB成立性評価の確認において、構造健全性確認のための試験・評価を維持規格2008年版に基づき実施)しているものであり、一括工認で個別項目に記載したものを共通項目に移動した場合において、影響はないと考える