

大飯発電所 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ついて

(2020年9月25日公開会合における

指摘事項の回答 (資料 1 - 1 以外))

2020年10月

関西電力株式会社

■ 2020年9月25日公開会合における指摘事項の回答
(資料1-1以外)

前回の公開会合で頂いた指摘事項のうち、資料1-1以外について回答する。

No※	指摘事項	ページ
1	破壊評価に用いるZ係数の算出において、logの底をどのように設定しているか説明すること。	1
2 (⑧)	亀裂解釈規則により、維持規格の破壊評価は代替案を用いることが規定されているが、評価に用いるべきではないか。	3
3 (⑤)	サポートの追加等によりスプレイ配管の固有振動数の変化があれば、説明すること。	4
4 (⑨)	中破断によるLOCAが発生した時の対応手順を示すこと。	6

※ () 内は、9月25日公開会合の資料1-1の回答事項Noを示す。

No. 1

破壊評価に用いる Z 係数の算出において、log の底をどのように設定しているか説明すること。

JSME 維持規格の破壊評価に用いる Z 係数については、事例規格において下式により算出することとなっている。9 月 25 日の公開会合にてご指摘のあったとおり、これまでの評価においては log を自然対数（底は e）として評価していたが、本式の log は常用対数（底は 10）であることを確認した。

$$Z = 0.306 \log\{(OD)/25\} + 1.032$$

事例規格の添付 3 に欠陥角度 60° を超える場合の Z 係数の評価式に関する検討内容が記載されており、維持規格の Z 係数の計算式における log を常用対数とすることで表 2 の計算結果と一致することを確認した。

2. Z 係数

(1) オーステナイト系ステンレス鋼

R/t = 10.0 のオーステナイト系ステンレス鋼管における SAW, SMAW および GTAW に対する Z 係数を図 1 および表 1 に示す。

図 1 および表 1 より、欠陥角度 108° の場合に Z 係数は最大となった。

そこで、欠陥角度 108° の Z 係数と評価式で求めた欠陥角度 60° 相当の Z 係数と比率を表 2 に示すように求めた。

その結果、比率は GTAW(TIG) に対しては 1.004, SMAW に対しては 1.047, SAW に対しては 1.032 および鋳鋼母材に対しては 1.064 となった。

3. 評価式

2 章で求めた係数より、欠陥角度 60° を超える Z 係数評価式は次式で与えられる。

(1) オーステナイト系ステンレス鋼管の GTAW(TIG) および SMAW

$$Z = 1.047 \cdot \{0.292 \log\{(OD)/25\} + 0.986\}$$

表2 R/t=10.0(10B)に対するオーステナイト系ステンレス鋼管の60°と108°のZ係数の比率

	Z		Z _{108°} /Z _{60°}
	60°(*1)	108°(*2)	
TIG	1.278	1.283	1.004
SMAW	1.278	1.337	1.047
SAW	1.565	1.614	1.032
鋳鋼母材	1.565	1.664	1.064

(*1) JSME 維持規格のZ係数評価式より算出した値

(*2) 解析結果(表1)より算出された値

JSME 維持規格のZ係数評価式(欠陥角度60°以下)により求めた10B(250A)配管のSMAW溶接に対するZ係数:

$$\begin{aligned} Z &= 0.292 \log\{(OD)/25\} + 0.986 \\ &= 0.292 \log\{(250)/25\} + 0.986 \\ &= 0.292 + 0.986 = 1.278 \end{aligned}$$

なお、logを常用対数に変更した場合、Z係数は以下の通り小さくなる。

当該配管(100A)のZ係数

logの取扱い	Z係数計算結果 ^注
自然対数	1.46
常用対数	1.22

(注) 事例規格の欠陥角度60°を超える場合の評価式に基づく値

Z係数が小さくなると、下式により求められる許容曲げ応力Scは大きくなる。

$$S_c = \frac{1}{SF} \left(\frac{P_{b'}}{Z} - P_e \right) - P_m \left(1 - \frac{1}{Z(SF)} \right)$$

№. 2 (⑧)

亀裂解釈規則により、維持規格の破壊評価は代替案を用いることが規定されているが、評価に用いるべきではないか。

ご指摘頂いたとおり、「実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈（最終改正 令和 2 年 1 月 15 日 原規技発第 2001159 号 原子力規制委員会決定）」に従い、「日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格（JSME S NA1-2002）【事例規格】周方向欠陥に対する許容欠陥角度制限の代替規程」（NA-CC-002）（以下、「事例規格」という。）」における許容欠陥深さの制限（事例規格 表 1 に記載）を、「日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格（JSME S NA1-2002）【事例規格】周方向欠陥に対する許容欠陥角度制限の代替規程（NA-CC-002）」に関する技術評価書」における事例規格の代替案に基づき評価することが適切であると判断し、以下のとおり評価を行った。

表 1 に示す当該配管の欠陥寸法評価の結果、予測欠陥深さは 5.8mm であり、表 2 に示す事例規格の代替案による許容欠陥深さ制限値を満足する。

表 1 欠陥寸法評価結果

初期欠陥		評価期間（14 か月）末期の予測欠陥寸法		
深さ (mm)	長さ (mm)	深さ a_f (mm)	長さ l_f (mm)	欠陥角度 2θ (°)
4.6	51	5.8	64	85.0

表 2 許容欠陥寸法の制限値 (a_c)

事例規格の代替案 (mm)	(参考) 事例規格 (mm)
7.3 ^{注1}	9.6 (0.69 t ^{注2})

注1 JSME 維持規格 事例規格に関する技術評価書の許容欠陥深さ
(保守的に公称値 13.5mm にて算出)

注2 JSME 維持規格 事例規格 表 1 (4) の欠陥角度 $\leq 90^\circ$ 、溶接施工法 GTAW の
許容欠陥深さ

№. 3 (⑤)

サポートの追加等によりスプレイ配管の固有振動数の変化があれば、説明すること。

2010年の3号機加圧器管台取替工事以降、新規規制基準対応工事含む加圧器スプレイライン配管に関する工事实績を再度確認した結果、サポートの追加等はなく、固有振動数に影響を与えるような工事はなかった。

No. ⑤ (4)

今回亀裂が発生した配管の位置関係（コールドレグ・加圧器からどれほど離れているか等）を提示すること。

配管の位置関係については、図-1のとおり。

加圧器スプレイルイン配管とコールドレグ、加圧器の位置関係

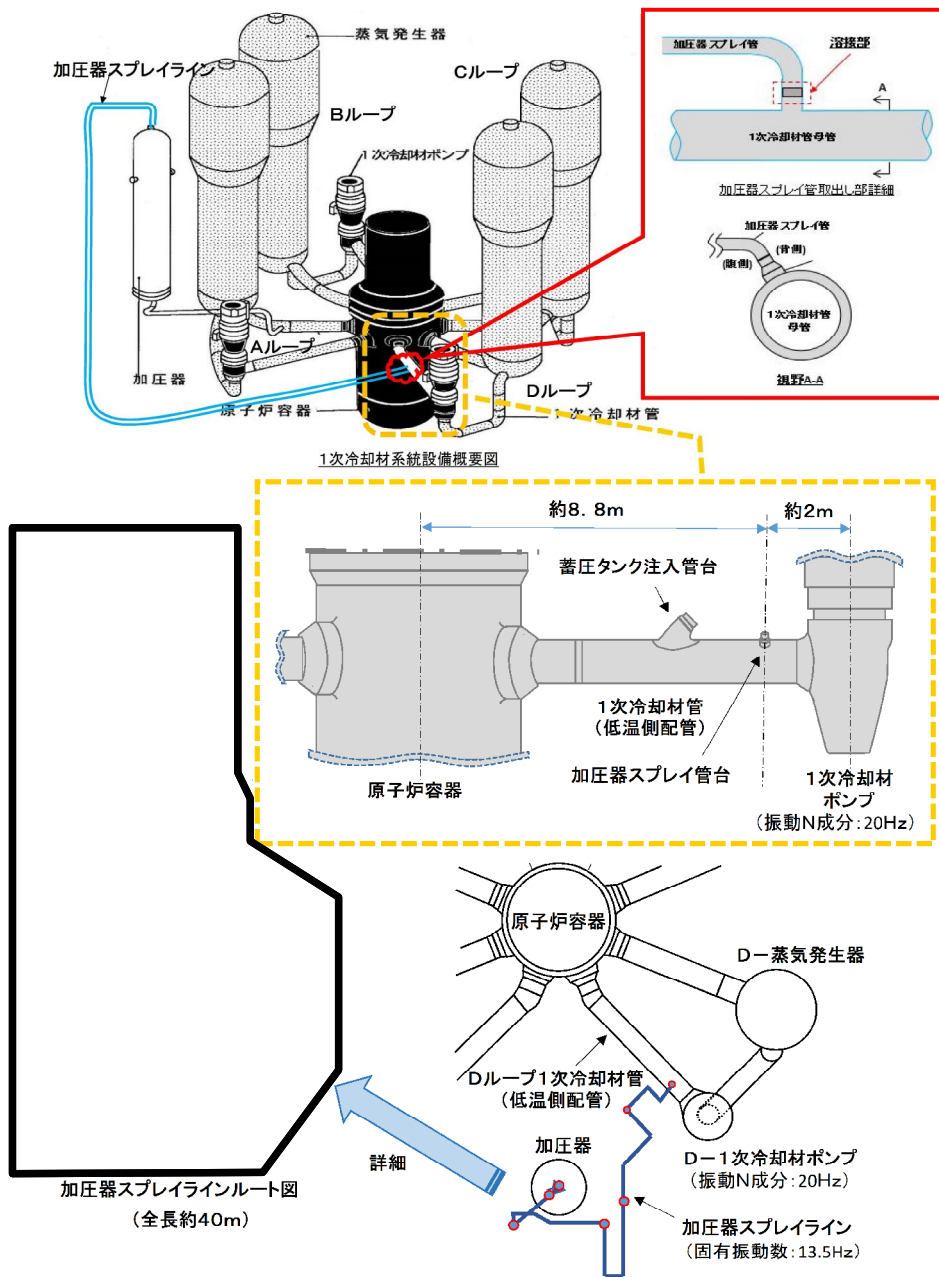


図-1 加圧器スプレイルイン配管とコールドレグ、加圧器の位置関係

: 枠組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。

№. 4 (9)

中破断による **LOCA** が発生した時の対応手順を示すこと。

頂いたコメントを反映した資料を№. 4 添付-1に示す。

No. ⑨ (7)

漏洩検知手順において、プラント停止後の手順ならびに亀裂により配管破断した場合の後処理についても提示すること。

1. 漏えい時のプラント操作手順について

監視カメラやパラメータの集中監視により当該部からの漏えいと判断した場合には、早期にプラントを停止する手順とし、具体的には漏えいの程度によって以下のとおり停止操作を行うこととしている。

○微小漏えい（約 30cc/h、1 分間に 10 滴程度）時の対応操作

パラメータに有意な変化は認められないものの、監視カメラでほう酸析出や滴下程度等の漏えいが認められる微小漏えいの場合は、通常負荷降下率（20%/h）でプラント停止し、RCS 濃縮完了のタイミングで当該 D ループの RCP を停止させ、その後、通常の RCS 減温・減圧を行う。

○小漏えい（～約 0.23m³/h 程度）時の対応操作

パラメータに有意な変化が認められる小漏えいの場合は、緊急負荷降下率（5%/分）でプラント停止し、微小漏えい時と同様に RCS 濃縮完了のタイミングで当該 D ループの RCP を停止させ、通常の RCS 減温・減圧を行う。

○LOCA（配管破断）時の対応操作

圧力バウンダリにおいて S C C や疲労により漏えいに至った事例を表-1 に示す。何れにおいてもほう酸析出等の微小な漏えい段階で発見されており、また今回の破壊評価結果からも急激な亀裂の進展により大量の漏えいや瞬時に破断する可能性はないと考えている。

表-1 主な圧力バウンダリでの亀裂進展に伴う漏えい事象

発生時期	事象	発見状況	漏えい量	原因
1998. 9. 3	大飯 2 号機 原子炉容器サーモカップル (炉内計装用温度計) 管台キャノピーシール部の損傷について	ほう酸析出	約 780L (約 40 日間)	O ₂ S C C
1999. 4. 30	美浜 2 号機 余剰抽出水系統取出配管部からの僅かな漏えいについて	僅かな漏えい	約 300L (約 5 日間)	熱成層の変動による疲労
2003. 9. 10	敦賀 2 号機 加圧器逃がし弁用管台部等の損傷について	ほう酸析出	約 10cc	P W S C C
2004. 5. 5	大飯 3 号機 原子炉容器上部ふた制御棒駆動装置取付管台等からの漏えいについて	ほう酸析出	約 500cc	P W S C C

このように、これまでの亀裂によるトラブル実績や今回の破壊評価結果から大量の漏えいや瞬時破断のような不安定破壊を引き起こす可能性はないと考えているが、仮に当該配管が瞬時破断した場合には中破断 LOCA 時の事故対応操作となる。具体的には原子炉が自動停止するとともに安全注入信号が作動、RCP は自動停止し、非常用炉心冷却系 (ECCS) により RCS 保有水を維持しながら炉心を冷却する。燃料取替用水ピットの水位は低下し続けるため、最終的には、再循環運転に移行し、炉心を継続的に冷却する。

2. 漏えい水の処理について

○微小漏えい時の処理

ほう酸析出等の微小な漏えい水 (約 30cc/h、1 分間に 10 滴程度) については、床面等にとどまると思われるため、漏えい水の核種分析による放射能濃度評価後にウエス等での拭き取りで除染する。

○小漏えい時の処理

小漏えい (～約 0.23m³/h 程度) に至った場合は、貫通口から蒸気となって格納容器 (CV) 内に放出され CV 再循環空調設備により吸引・凝縮し、CV 下部の CV サンプに流入した後、液体廃棄物処理設備により処理する。また、滴下して階下にとどまった漏えい水については、核種分析による放射能濃度評価後に、ウエス等で拭取り後、表面汚染密度の測定を行い、汚染除去を行う。なお、必要により汚染された機器があれば除染する。

○LOCA (配管破断) 時の処理

当該配管が瞬時破断した場合には、RCS 保有水、ECCS 注入量が CV 内に漏出 (RCS 保有水 約 350m³、燃料取替用水ピット注入分約 2400m³、蓄圧タンク保有水約 108m³) することから、燃料取替用水ピットを水源とした ECCS による炉心冷却から再循環運転に移行し、長期炉心冷却後、CV 内雰囲気浄化させ、CV 内全域を除染することとなる。