

解説 記事

規制動向

PWR一次冷却材圧力バウンダリにおける応力腐食割れへの対応について

荒川 嘉孝 Yoshitaka ARAKAWA

経済産業省 原子力安全・保安院 統括安全審査官

はじめに

原子力安全・保安院は、昨年12月12日付けで「加圧水型軽水炉の一次冷却材圧力バウンダリにおけるNi基合金使用部位に係る検査等について」とする文書（NISA-163a-03-1）を加圧水型軽水炉（以下「PWR」という。）を設置する事業者へ通知した。本文書は、近年、海外で多く発生し、国内でも少数ではあるが、その事例が見られているPWRの一次冷却材環境下（蒸気発生器伝熱管に接する部分を除く）で環境、材料、応力の3因子が重畳して発生する応力腐食割れ（Primary Water Stress Corrosion Cracking。以下「PWSCC」という。）に関し、これによる安全の劣化を防ぐため、定期事業者検査において点検を強化する措置を講ずることをPWRを設置する事業者に求めたものである。本稿では、その背景及び措置の概要について紹介する。

1. 米国の事例と対応

1-1) 代表的な事例

①原子炉容器管台と配管の溶接継手における貫通き裂
V. C. Summer原子力発電所において、2000年10月、原子炉容器管台と高温側の一次冷却材配管の溶接継手で軸方向の貫通き裂が発見された。き裂が発生した原因は、建設時の補修溶接により高残留応力が溶接金属（Alloy 82/182（600系Ni基合金））に付与されたことによるPWSCCであった。事業者は、溶接金属材料を耐SCC性に優れたAlloy 52/152（690系Ni基合金）に変更し復旧した。

②制御棒駆動機構（CRDM）の原子炉容器上蓋管台の貫通き裂及び原子炉容器上蓋の腐食

Oconee原子力発電所3号機において、2001年2月、CRDMの原子炉容器上蓋管台のJ溶接部で周方向の貫通き裂が発見された。また、Davis-Besse原子力発電

所において、き裂のあったCRDMの原子炉容器上蓋管台の補修作業中の2002年3月、原子炉容器上蓋に空洞が発見された。CRDMの原子炉容器上蓋管台（Alloy 600（600系Ni基合金）製）で貫通き裂が発生した原因はPWSCCであり、原子炉容器上蓋に大きな空洞が発生した原因はCRDMの原子炉容器上蓋管台の貫通き裂から漏えいした一次冷却材（ホウ酸水）によるホウ酸腐食であった。

③原子炉容器底部計装管台の貫通き裂

South Texas Project原子力発電所1号機において、2003年4月、原子炉容器底部計装管台（Alloy 600）のJ溶接部近傍（溶接金属はAlloy 82/182）で軸方向の貫通き裂が発見された。原因は、被覆アーク溶接時の融合不良で形成された隙間に一次冷却材が流入しAlloy 600製管台部の高残留応力と相まってPWSCCが発生したものであった。事業者は、原子炉容器底部貫通部の内部で、Alloy 600製管台を切除し、原子炉容器外表面にAlloy 52製溶接肉盛座を設け、それに耐SCC性に優れたAlloy 690製管台を溶接し復旧した。

1-2) NRCによる対応

米国原子力規制委員会（NRC）は、Davis-Besse発電所における原子炉容器上蓋の腐食を踏まえ、2003年2月11日、PWR事業者へ表-1に示すEDYに応じた検査を行うよう命令（EA-03-009）を発している。ここでいうEDYとはEffective Degradation Year（有効劣化年数）の略であり、次の式により算出される。

$$EDY = \sum_{j=1}^n \left\{ \Delta EFPY_j \exp \left[-\frac{Q_i}{R} \left(\frac{1}{T_{head,j}} - \frac{1}{T_{ref}} \right) \right] \right\}$$

n：プラントの運転温度区分の数

Q_i：PWSCC発生に対する活性化エネルギー（50kcal/mol）

R：気体定数（1.103×10⁻³kcal/mol・°R = 1.986cal/mol・K）

表-1 EDYに応じた検査

検 査	頻度/時間 (注1)		
	低感受性 < 8 EDY	中感受性 ≥ 8 EDY 及び ≤ 12 EDY	高感受性 > 12 EDY (注2)
原子炉容器上蓋管台のJ溶接より2インチ上から管台の底まで(すなわち管台母材)の100%超音波探傷検査 又は J溶接及びJ溶接より少なくとも2インチ上までの原子炉容器上蓋管台母材の接液面の渦流探傷検査又は浸透探傷検査	4度の燃料取替停止又は7年のどちらか早い時期毎 (注3)	1回おきの燃料取替停止の都度 (注4)	燃料取替停止の都度
原子炉容器表面の100%ベアメタル検査 (Bare Metal Visual examination, 地金目視検査) (各原子炉容器上蓋管台まわり360°を含む。)	3度の燃料取替停止又は5年のどちらか早い時期毎 (注5)	1回おきの燃料取替停止の都度 (注4)	燃料取替停止の都度
原子炉容器上蓋より上部に位置する耐圧機器からの潜在的なホウ酸の漏えいを特定するための目視検査 及び 命令 (EA-03-009) により要求された検査又はその他の期間に、原因の如何にかかわらず、原子炉容器上蓋又は当該保温材の表面にホウ酸の付着が発見されたプラントに対しては、プラントが運転に復帰する前に、当該原子炉容器上蓋表面及び貫通部について当該領域及び貫通部の健全性を確認する上で適切な条件下で検査を実施すること	燃料取替停止の都度	燃料取替停止の都度	燃料取替停止の都度

注1: PWSCCの感受性は、原子炉容器の運転時間及び運転温度の履歴を考慮した有効劣化年数 (EDY) を用いて見積もられている。
 注2: EDYにかかわらず、管台又はJ溶接にPWSCCによるき裂のある原子炉容器を有するプラントは、高感受性プラントに分類される。
 注3: 最初の非破壊検査 (目視検査を除く。) を、命令 (EA-03-009) の発出から5年の間に少なくとも1回完了しなければならない。
 注4: 各燃料取替停止中、少なくともベアメタル検査又は非破壊検査 (目視検査を除く。) を完了しなければならない。
 注5: もしベアメタル検査が命令 (EA-03-009) の発出直前の燃料取替停止中に実施されていないならば、事業者は、命令 (EA-03-009) の発出後の最初の2回の燃料取替停止までに、命令 (EA-03-009) の要求に合致したベアメタル検査を完了しなければならない。

T_{headj} : j期間中の100%出力における原子炉容器頂部の
 運転温度 ($R = F + 459.67$)

$\Delta EFPY_j$: 温度 T_{headj} における実効運転年数

T_{ref} : 参照温度 ($600^{\circ}F = 1059.67^{\circ}R = 315.6^{\circ}C$)

2. 国内の事例と対応

2-1) 国内の事例

①高浜発電所1号機原子炉容器炉内計装筒管台のPWSCC

関西電力株式会社は、高浜発電所1号機において、第21回定期検査期間中(平成14年11月20日から平成15年3月12日まで)に、原子炉容器炉内計装筒管台の内表面にウォータージェットピーニングを施工する前に行った渦流探傷試験で判定基準(深さ3mm)以下の微小な信号指示(深さ1mm以下、長さ32mmと推定。)を確認し、この指示が発生初期のPWSCCによる可能性があるため、経年的な調査を実施することとしている。

②敦賀発電所2号機加圧器逃がしライン管台の溶接継手のPWSCC

日本原子力発電株式会社は、平成15年9月9日、敦賀発電所2号機において加圧器の逃がしライン管台部

のホウ酸の析出を発見し、その原因が一次冷却材環境下において製作時の手直し溶接による引張残留応力により600系Ni基合金の溶接金属に発生したPWSCCであったことから、溶接金属材料を耐SCC性に優れた690系Ni基合金に変更し復旧した。

2-2) PWSCC発生に関して得られている知見

我が国PWR事業者が1997年から実施している電力共通研究では、原子炉容器上蓋管台の600系Ni基合金(母材)は、360°CのPWR一次系水質の水中で、実機に作用する最大レベルの引張応力を1万時間程度付加するとPWSCCが発生するというデータが示されている。一方、同研究では、690系Ni基合金は、同様な条件で試験をしたもののPWSCCが発生しなかったというデータも示されている。また、米国の事業者による研究でも、690系Ni基合金の溶接金属は、600系Ni基合金のものよりも耐SCC性が優れていることが示されている。

この電力共通研究で明らかにされた360°CにおけるPWSCC発生時間を、アレニウスの法則^(注1)により実機における原子炉容器上蓋頂部温度における発生時間に換算すると、国内PWRプラントにおいて最も早いもので今後6万数千時間後という結果となる。一

注1: Qを反応の活性化エネルギー、Rを気体定数、Tを温度とした場合に、反応速度が $\exp\{-Q/(RT)\}$ に比例するという法則。

方、国内PWRプラントを1.1-2)に示す米国NRCのEDYで評価すれば、「低感受性」と「中感受性」の閾値である8EDYに至るまで早いプラントで3万時間～5万時間後という結果となる。これらの結果から、プラントの設備利用率を考慮すると、原子炉容器上蓋管台でPWSCCが発生するまで、今後およそ5暦年以上の期間を要するものと考えられる。

また、上記電力共通研究では、原子炉容器炉内計装筒管台の600系Ni基合金(母材)は、360℃のPWR1次系水質の水中で同管台に作用する最大レベルの引張応力を3000～4000時間程度付加するとPWSCCが発生するというデータが示されており、この発生時間をアレニウスの法則により実機の原子炉容器底部の温度における発生時間に換算すると、18～19万時間程度となる。高浜発電所1号機において、原子炉容器炉内計装筒管台の内表面に渦流探傷試験による信号指示が確認された時点における運転時間は、18万時間程度であることから、この信号指示はPWSCCの可能性があると考えられる。

さらに、上記電力共通研究では、600系Ni基合金(溶接金属)についても360℃の一次系水質の水中で作用する引張応力とPWSCC発生の関係を示すデータが取得されており、敦賀発電所2号機加圧器逃がしライン管台の溶接継手で発生したPWSCCは、当該管台が一次冷却材に接触し、原子炉容器又は蒸気発生器(一次側)の管台とセーフエンドの溶接継手と比べて温度が高いことにより、PWSCC感受性がより高い部位であるとともに、手直し溶接による引張残留応力が存在したためであったと考えられる。

2-3) 我が国PWRプラントにおけるPWSCC発生防止対策の現状

我が国のPWRプラントでは、PWSCC発生を防止するために、原子炉容器上蓋の取替えによる管台材料の変更(600系Ni基合金から耐SCC性に優れた690系Ni基合金)、原子炉容器上蓋頂部温度低減対策、原子炉容器炉内計装管台の管内表面のウォータージェットピーニングによる応力緩和を行っている。

2-4) 供用期間中検査の現状

我が国PWRプラントでは、社団法人日本電気協会

電気技術規程J E A C 4205-2000「軽水型原子力発電所用機器の供用期間中検査」又は社団法人日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格(2002年改訂版) JSME S N A 1-2002」により、事業者が定期事業者検査として、原子炉冷却材圧力バウンダリのニッケル基合金溶接部に関して次の表-2の供用期間中検査を行っており、国(実施主体、独立行政法人原子力安全基盤機構)は、事業者の行う同検査について電気事業法(昭和39年法律第170号)第54条第1項の定期検査の対象として立会い、又は記録を確認している。

3. 原子力安全・保安院の指示

3-1) 当面の供用期間中検査における確認

原子力安全・保安院は、国内外におけるPWSCCの事例、我が国PWRプラントにおけるPWSCC発生防止対策及び供用期間中検査の現状並びにPWSCC発生に関して得られている知見を踏まえて、昨年12月12日付け文書(NISA-163a-03-1)により、PWR事業者が電気事業法第55条第1項の定期事業者検査の一環として、上述の表-2の検査に代えて次の検査を行うことを指示した。

- ①原子炉容器の上蓋若しくは底部表面又は加圧器の管台とセーフエンドの溶接継手であって、母材又は溶接金属が600系Ni基合金で一次冷却材に接触するものについては、ベアメタル検査(表-3、注7参照)を至近の定期事業者検査において完了すること。ただし、直近の定期検査期間中に表-3に掲げる方法に従ってベアメタル検査を行った原子炉容器の上蓋又は底部表面の部位については、この限りでない。
- ②原子炉容器又は蒸気発生器(一次側)の管台とセーフエンドの溶接継手であって、母材又は溶接金属が600系Ni基合金で一次冷却材に接触するものについては、ベアメタル検査を至近2回のいずれかの定期事業者検査において完了すること。ただし、当該定期事業者検査において表-3に掲げる方法に従って超音波探傷試験を行う部位については、この限りでない。
- ③加圧器の呼び径100mm以上の管台とセーフエンドの溶接継手であって、母材又は溶接金属が600系Ni基合金で一次冷却材に接触するものについては、至

表-2 PWRプラントにおける原子炉冷却材圧力バウンダリの供用期間中検査

試験部位	試験方法	試験の範囲及び程度	検査間隔内での延期
原子炉容器 呼び径100mm以上の管台とセーフエンドの溶接継手	UT (注1) 及び PT (注2)	溶接継手 (注4)	可
呼び径100mm未満の管台とセーフエンドの溶接継手	PT (注2)	溶接継手 (注4)	可
管台とセーフエンドとのソケット溶接継手	PT (注2)	溶接継手 (注4)	可
圧力保持範囲	系の漏えい試験VT-2 (注3)	圧力保持範囲	不可
加圧器 呼び径100mm以上の管台とセーフエンドの溶接継手	UT (注1) 及び PT (注2)	溶接継手 (注5)	不可
呼び径100mm未満の管台とセーフエンドの溶接継手	PT (注2)	溶接継手 (注5)	不可
管台とセーフエンドとのソケット溶接継手	PT (注2)	溶接継手 (注5)	不可
圧力保持範囲	系の漏えい試験VT-2 (注3)	圧力保持範囲	不可
蒸気発生器 (一次側) 呼び径100mm以上の管台とセーフエンドの溶接継手	UT (注1) 及び PT (注2)	溶接継手 (注6)	不可
呼び径100mm未満の管台とセーフエンドの溶接継手	PT (注2)	溶接継手 (注6)	不可
管台とセーフエンドとのソケット溶接継手	PT (注2)	溶接継手 (注6)	不可
圧力保持範囲	系の漏えい試験VT-2 (注3)	圧力保持範囲	不可

注1：UT (Ultrasonic Testing) は、垂直法及び内面から探傷する場合は横波斜角法による超音波探傷試験である。
 注2：PT (Penetrant Testing) は、浸透探傷試験である。
 注3：系の漏えい試験は、各定期検査期間中の原子炉起動前に行わなければならない。また、VT-2とは、耐圧機器からの漏えいを確認する目視試験 (Visual Testing) である。
 注4：各検査間隔中の試験程度は、全ての溶接継手の試験可能な範囲とする。
 注5：各検査間隔中の試験程度は、溶接継手数の25%とする。また、最初の検査間隔で選定した溶接継手は、原則として後の検査間隔においても定点サンプリング方式で試験しなければならない。
 注6：各検査間隔中の試験程度は、類似の設計、寸法のもの代表1台の溶接継手数の25%とする。また、最初の検査間隔で選定した溶接継手は、原則として後の検査間隔においても定点サンプリング方式で試験しなければならない。

近2回のいずれかの定期事業者検査において、全ての当該溶接継手の表-3の超音波探傷試験を完了すること。ただし、平成12年以降の定期検査期間中に表-3に掲げる方法に従って超音波探傷試験を行った溶接継手については、この限りでない。

- ④原子炉容器又は蒸気発生器 (一次側) の呼び径100mm以上の管台とセーフエンドの溶接継手であって、母材又は溶接金属が600系Ni基合金で一次冷却材に接触するものについては、至近4回のいずれかの定期事業者検査において、全ての当該溶接継手の表-3の超音波探傷試験を完了すること。ただし、平成12年以降の定期検査期間中に表-3に掲げる方法に従って超音波探傷試験を行った溶接継手については、この限りでない。
- ⑤表-2の供用期間中検査を次の表-3のとおり変更し、至近の定期事業者検査から適用すること。ただし、上記①から④のただし書きにおいて既に実施したベアメタル検査及び超音波探傷試験については、表-3に示す供用期間中検査の実績に含めてよい。

3-2) 長期的対策

原子力安全・保安院は、以上のような検査方法の変更に関する指示に加え、検査の実効性の向上を図るため、PWR事業者に対し、次の措置を講ずるよう要請した。

- ①米国NRCが提案しているPWSCCによるき裂形状及び非破壊検査性に関する調査の国際協力への参加等を通じて、PWSCCに関する国内外の知見を収集し、発生時間予測の研究を行うとともに、検査性の向上及び評価手法の確立を図ること。
- ②原子炉容器上蓋管台部については、海外において狭隘な箇所も検査可能な装置の開発がなされていることから、これらの装置の導入も含め検査技術の向上を図ること。
- ③原子炉容器の上蓋及び底部の管台部については、上記①及び②の成果を踏まえ、今後2年程度の内に体積試験も含めた検査計画を作成すること。
- ④また、PWSCCに関する保全方法を確立するために、これに関するき裂進展評価方法及び補修取替方法の整備を行うこと。

表-3 今後のPWRプラントにおける原子炉冷却材圧力バウンダリの供用期間中検査

試験部位	試験方法	試験の範囲及び程度	検査間隔内での延期
原子炉容器 呼び径100mm以上の管台とセーフエンドの溶接継手	UT (注1) 及び PT (注2)	溶接継手 (注4)	可
	BMV (注7)	溶接継手 (注8)	
呼び径100mm未満の管台とセーフエンドの溶接継手	PT (注2)	溶接継手 (注4)	可
	BMV (注7)	溶接継手 (注8)	
管台とセーフエンドとのソケット溶接継手 圧力保持範囲	PT (注2)	溶接継手 (注4)	可
	系の漏えい試験VT-2 (注3)	圧力保持範囲	不可
600系Ni基合金製の ¹ 上蓋及び ² 底部表面 (600系Ni基合金製の各原子炉容器上蓋及び底部管台まわり360°を含む。)	BMV (注7)	¹ 上蓋及び ² 底部表面 (各原子炉容器上蓋及び底部管台まわり360°を含む。)(注9)	可
加圧器 呼び径100mm以上の管台とセーフエンドの溶接継手	UT (注1) 及び PT (注2)	溶接継手 (注5)	不可
	BMV (注7)	溶接継手 (注10)	(注10)
呼び径100mm未満の管台とセーフエンドの溶接継手	PT (注2)	溶接継手 (注5)	不可
	BMV (注7)	溶接継手 (注10)	(注10)
管台とセーフエンドとのソケット溶接継手 圧力保持範囲	PT (注2)	溶接継手 (注5)	不可
	系の漏えい試験VT-2 (注3)	圧力保持範囲	不可
蒸気発生器 (一次側) 呼び径100mm以上の管台とセーフエンドの溶接継手	UT (注1) 及び PT (注2)	溶接継手 (注6)	不可
	BMV (注7)	溶接継手 (注8)	
呼び径100mm未満の管台とセーフエンドの溶接継手	PT (注2)	溶接継手 (注6)	不可
	BMV (注7)	溶接継手 (注8)	
管台とセーフエンドとのソケット溶接継手 圧力保持範囲	PT (注2)	溶接継手 (注6)	不可
	系の漏えい試験VT-2 (注3)	圧力保持範囲	不可

注1: UT (Ultrasonic Testing) は、垂直法及び縦波斜角法による超音波探傷試験である。
 注2: PT (Penetrant Testing) は、浸透探傷試験である。
 注3: 系の漏えい試験は、各定期検査期間中の原子炉起動前に行わなければならない。また、VT-2とは、耐圧機器からの漏えいを確認する目視試験 (Visual Testing) である。
 注4: 各検査間隔中の試験程度は、全ての溶接継手の試験可能な範囲とする。
 注5: 各検査間隔中の試験程度は、母材又は溶接金属が600系Ni基合金であって、一次冷却材に接触する溶接継手については、全ての当該溶接継手の試験可能な範囲とし、それ以外の溶接継手については、溶接継手数の25%とする。後者の場合において、最初の検査間隔で選定した溶接継手は、原則として後の検査間隔においても定点サンプリング方式で試験しなければならない。
 注6: 各検査間隔中の試験程度は、母材又は溶接金属が600系Ni基合金であって、一次冷却材に接触する溶接継手については、類似の設計、寸法のもの代表1台の全ての当該溶接継手の試験可能な範囲とし、それ以外の溶接継手については、類似の設計、寸法のもの代表1台の溶接継手数の25%とする。後者の場合において、最初の検査間隔で選定した溶接継手は、原則として後の検査間隔においても定点サンプリング方式で試験しなければならない。
 注7: BMV (Bare Metal Visual examination) とはベアメタル検査、すなわち、保温材をはがして地金にホウ酸の付着がないかを目視により確認する検査である。
 注8: 各検査間隔中の試験程度は、母材又は溶接金属が600系Ni基合金であって、一次冷却材に接触する全ての溶接継手の試験可能な範囲とする。
 注9: 検査間隔の半分 (5年) の期間で、¹上蓋及び²底部表面 (各原子炉容器上蓋及び底部管台まわり360°を含む。) の全ての試験可能な範囲を完了とする。
 注10: 検査間隔の半分 (5年) の期間で、母材又は溶接金属が600系Ni基合金であって、一次冷却材に接触する全ての溶接継手の試験可能な範囲を完了する。

おわりに

前述のようにPWSCCは、環境、材料、応力の3因子が重畳して発生する応力腐食割れであり、全般的な傾向としては、電力共通研究の結果から我が国PWRについては、直ちにPWSCCが発生する状況ではないとの評価が示されているが、日本原子力発電株式会社敦賀発電所2号機の事例に見られるように、上記

3因子の状況次第では、予想より早くに発生することも考えられる^{注2)}。このため、国際協力等を通じ、PWSCCに関する知見を更に蓄積し発生に係る分析・評価に努めるとともに、発生を早期に検出・評価するための検査技術及び適切な補修技術の開発を推進する必要があると考えられる。

(平成16年5月20日)

注2: 本稿執筆中に、関西電力(株)大飯発電所3号機の定期検査中にベアメタル検査を行っていたところ、原子炉容器上蓋に取り付けられている制御棒駆動装置取付管台の付け根付近に一次冷却材に含まれるホウ酸の析出物が付着していることが確認された。本件については、注目を要する事案であり、原因究明が待たれるところである。