敦賀1号機の原子炉圧力容器の保全経験, 高経年化対策評価及び 保全の高度化

寺門剛^{*1}, 中間昌平^{*2}, 浅妻祐亮^{*2}
藤野拓史^{*1}, 村上弘良^{*3}

Maintenance Experience, Aging Managements and Maintenance Strategy for Reactor Pressure Vessel and Internals in Tsuruga Power Station Unit 1

Takeshi TERAKADO^{*4}, Shohei NAKAMA, Yusuke ASAZUMA,
Takushi FUJINO, Hiroyoshi MURAKAMI

^{*4} Plant Management Department, The Japan Atomic Power Company
1-1 Kanda-Mitoshiro-cho, Chiyoda-ku, Tokyo 101-0053, Japan

Tsuruga power station unit 1(Tsuruga Unit 1) has been operated more than 41-years operation. Reactor Pressure Vessel (RPV) is one of the most critical component for Aging Management Technical Evaluation (AMTE). We performed preventive countermeasures against several degradation, and have improved inspection technique. At 2010, we completed the 40-years AMTE, and concluded that most of component and structure would be maintained their integrity by continued existing preservation activities, even assuming the operation period of 60 years.

In this paper, we evaluate reliability of Tsuruga Unit 1 RPV from the maintenance experience for the past 41-years and AMTE, and discuss which action is required for long term RPV operation.

1. 結 言

敦賀発電所1号機(以下、「敦賀1号機」という。)は、国内の沸騰水型軽水炉の初号機であり、営業運転開始から既に41年を経過している。高経年化対策上最も重要な機器である原子炉圧力容器(以下、「RPV」という。)について、保全の経験や高経年化技術評価結果から、現状の健全性を評価するとともに、高経年化したRPVの保全に対し、どのような取組みが必要か検討した。

2. 保全の経験及び取組み

敦賀1号機においては、運転開始以降に国内外のプラントで発生した様々なトラブルに対し、早期に点検及び対策に取組んできた。ここでは、代表的な取組みを示す。

2.1 応力腐食割れ対策 1974年に米国のドレスデン原子力発電所2号炉の原子炉冷却材再循環系バイパスラインにステンレス鋼の応力腐食割れ(以下、「SCC」という。)が発見された。敦賀1号機においても本事象を重要視し、1975年から1977年にかけて、ステンレス製ノズルセーフエンドの対策材料への取替を行った。

1990年には、スイスのミュールベルグ原子力発電所のシュラウドにおいてSCCが発見されたことから、敦賀1号機においてもシュラウドの点検を開始するとともに、抜本的な予防保全対策の検討をはじめた。当初、シュラウドの取替は困難と考え、他の予防保全工法を検討していたが、1997年に(財)原子力発電技術機構においてシュラウド取替工法が実証されたこともあり、1999年から2000年にかけてシュラウド取替工事を実施した。また、本工事に合わせ、中性子計測ハウジングについても内面への貴金属クラディングを実施した。合わせて、中性子計測ハウジング及び制御棒駆動機構ハウジングの溶接部について、水中カメラによる遠隔目視検査を行い、健全性を確認した。

本工事において、シュラウドサポートの溶接部及びその近傍にニッケル基合金溶接金属のSCCと推定されたひび割れ(約300箇所)が確認されている。対策として、一部を残して対策材料への取替を行うとともに、残存部に対してはショットピーニングを施工し、再発防止を図っている。対策の概要を図1に示す。ニッケル基合金溶接金属のSCCとしては、国内初の事例であったことから、

^{*1} 正員, 日本原子力発電(株) (〒101-0053 東京都千代田区神田美土代町1番地1)

^{*2} 日本原子力発電(株) 敦賀発電所(〒914-8555 福井県敦賀市明神町1)

^{*3} 日本原子力発電(株) (〒101-0053 東京都千代田区神田美土代町1番地1)

これを契機に、(社) 火力原子力発電技術協会において炉内構造物等点検評価ガイドライン検討会が発足し、点検・評価プログラムが検討され、現在の(社) 日本機械学会(JSME) 発電用原子力設備規格維持規格に反映されている。

Fig.1 Countermeasure against SCC detected in shroud support weld.

さらに、1997年には、炉内構造物や原子炉再循環配管等の SCC に対する予防保全として、原子炉冷却材への水素注入(給水系で0.5ppm)を開始した。この結果、原子炉冷却材の溶存酸素は0.2ppmから0.01ppmに低減され、SCC に対する環境が改善されている。

RPV の SCC に対する保全実績を表1に示す。SCC 対策については、積極的に取組み、1975年から2000年にかけて一連の対策を完了している。その後も、水素注入を継続するとともに、供用期間中検査等において健全性を確認しており、良好な状態を維持している。

Table 1 Countermeasure against SCC and Inspection history for Tsuruga Unit 1 RPV.

Components	Material	Inspection (Latest year)	Countermeasure (year)
Nozzle Safe End	FLR Nozzle(N1,N2)	SUS 32B UT PT (2011) VT 2-1	Cladding(Original)
	Isolating Condenser Nozzle(N4)	Carbon Steel UT PT (2011) VT 2-1	Replacement (1977)
	Core Spray Nozzle(N6)	SUS F304LC UT PT (2011) VT 2-1	Replacement (1978)
	Vent Nozzle(N8)	Carbon Steel UT PT (2005) VT 2-1	Replacement (1977)
	Control Rod Drive Nozzle(N9)	Carbon Steel UT PT (2005) VT 2-1	Replacement (1977)
	Instrument Nozzle(N14,N15)	SUS F304L PT (2011) VT 2-1	Replacement (1977)
	Head Spray Nozzle(N16)	Carbon Steel UT PT (2005) VT 2-1	Replacement (1977)
CRD Housing	SUS 32B	MVT 1 (2000) VT 2-1	
CM Housing	SUS 32B	MVT 1 (2000) VT 2-1	Cladding (2000)
Sash Tube	ASME SB-166	MVT 1 (2000) VT 2-1	
Bracket	Guide Rod	SUS 32B VT 3 (2005)	Polishing (2005)
	Down. Down Hold Down	SUS 32B VT 3 (2005)	
	FDW Sparger, Core Spray	SUS 32B, SUS 32B VT 3 (2005)	
Shroud	Surveillance	SUS 32B VT 3 (2005)	
	Shroud	SUS 32B VT 3 (2011)	Replacement (2005)
	Shroud Support	NCT 660 VT 3 (2011)	Replacement (2005)

*1 : Every Outage

2.2 高サイクル熱疲労対策 1976年に米国のミルストーン原子力発電所において、給水ノズル内面に高サイクル熱疲労によるひび割れが確認された。敦賀1号機に

おいても早急に点検及び対策が必要と判断し、1977年に給水ノズル及び制御棒駆動水戻りノズルの目視検査を行った。給水ノズルについては、健全であることを確認したが、予防保全対策として、給水スパージャの取替(ルースフィット型→締め型)及びノズル内表面の切削を行った。制御棒駆動水戻りノズルについては、内表面にひび割れが確認されたため、切削を行うとともに、再発防止対策として制御棒駆動水圧系戻り配管からの流入を遮断することとした。給水スパージャについては、更なる信頼性向上を目的に、1985年に再度取替(締め型→溶接型)を行っている。

このように、高サイクル熱疲労については、既に十分な対策が行われていることから、今後、問題になることはないと考ええる。

2.3 クラッド下層部腐蝕に対する評価

1970年に、海外プラントにおいてクラッド溶接の下層部にひび割れが確認された。原因は、高入熱クラッド溶接に伴う、再熱割れと推定された。敦賀1号機のRPV製作当時には本知見は報告されていなかったが、製造メーカにおいて製作前に溶接条件の検証試験を行い、割れが発生しない溶接条件(低入熱、2層盛り)にてクラッド溶接を行っている。

3. 保全の高度化

3.1 小型遠隔水中カメラ

敦賀1号機のシュラウドサポートについては、その狭い構造から十分な目視検査が困難な部位であったが、シュラウドサポートに確認された SCC を契機に、小型遠隔水中カメラ(以下、「ROV」という。)を開発した。本 ROV により、2002年にシュラウドサポートの遠隔目視検査を行い、対策後1サイクル運転後の健全性を確認した。2011年には、更なる改良を加え、シュラウドサポートの健全性を確認した。図2に改良した ROV のモックアップ試験状況を示す。

Fig. 2 ROV for Tsuruga Unit 1 shroud support inspection.

3.2 RPV超音波探傷検査装置 敦賀1号機のRPVは、建設当時、溶接部に対する検査要求がなかったことから、検査が困難な構造となっていたが、検査範囲の拡大に積極的に取組み、炉内から接近できる超音波探傷検査装置を開発した。本装置は、(財)発電設備技術検査協会にて確認試験が行われ、十分な検査性を有することが検証されている。検査については、1991年から2007年にかけて実施し、RPVの健全性を確認した。図3にRPV超音波探傷検査装置を示す。

Fig. 3 Ultrasonic inspection device for Tsuruga unit 1 RPV inspection.

4. 高経年化技術評価⁽¹⁾

2010年には、40年目の高経年化技術評価を行った。RPVの疲労については、最も厳しい給水ノズルにおいても、疲れ累積係数は運転開始後60年時点で0.4971(環境疲労を考慮)と評価され、許容値(1.0)に対し裕度があることを確認している。

原子炉圧力容器鋼の中性子照射脆化については、(社)日本電気協会「電気技術規程 原子炉構造材の監視試験方法(2004年版、2007年版)」(以下、「JEAC4201-2004」,「JEAC4201-2007」という。)及び(社)日本電気協会「電気技術規程 原子力発電所用機器に対する破壊靱性の確認試験方法(2004年版、2007年版)」(以下、「JEAC4206-2004」,「JEAC4206-2007」という。)に基づき評価を実施した。評価結果を表2に示す。最低使用温度については、運転開始60年時点で、JEAC4201-2004及びJEAC4206-2004では90℃、JEAC4201-2007及びJEAC4206-2007では78℃と評価している。また、上部棚吸収エネルギーについては、最も低下する溶接金属においても、運転開始60年時点で105Jと評価しており、要求値68J以上であることを確認している。

Table 2 Predicted embrittlement of Tsuruga Unit 1.

評価時期	材料	関連温度初期値(℃)	関連温度移行量(℃)	関連温度(℃)	最低使用温度(℃)	上部棚吸収エネルギー(J)
H19年度末時点(技術評価時点)	母材	-12	89 (84)	77 (72)	78 (73)	114
	溶接金属	-12	79 (75)	67 (63)		108
運転開始後60年時点	母材	-12	101 (89)	89 (77)	90 (78)	110
	溶接金属	-12	90 (84)	78 (72)		105

*数値は2004年度版 ()内は2007年度版

5. 敦賀1号機のRPVの健全性

このように、敦賀1号機のRPVについては、国内外で発生したトラブルに対して、適切な時期に点検を実施するとともに、2度に渡る給水スパージャの取替、シュラウド取替等の大規模な改造を実施してきている。技術開発にも積極的に取組み、検査可能な範囲を従来から大幅に改善している。最新の知見に対しても、適宜取り入れ、高経年化技術評価において健全性を確認してきている。この結果、現在のところ顕在化した経年劣化は確認されておらず、その機能を十分に維持できている。

RPVに想定される経年劣化のうち、敦賀1号機の41年の運転で経験したものは、高サイクル熱疲労とSCCのみである。高経年化したRPVにあっても、これらの経年劣化に着目し対策を行うとともに、プロアクティブな保全の観点から、最新の知見や保全技術を適宜取り入れることで、その機能を維持していくことは可能であると考ええる。

6. 結 語

敦賀1号機のRPVについては、営業運転開始後41年を越えているが、現在のところ顕在化した経年劣化は確認されておらず、健全な状態を維持している。

高経年化したRPVにあっても、適切な保全を継続するとともに、最新の知見や保全技術を適宜取り入れることで、その機能を維持していくことは可能であると考ええる。

文 献

- (1) Kusunoki, T., et al., Technical evaluation of 40-year Plant Life Management Tsuruga Power Station unit 1, MAINTENANCE, Vol.9, No.2(2010), pp. 2-6.