

過酷事故用計装システム

Development of Monitoring Instruments for Use in Event of Severe Accident at Nuclear Power Plant

黒田 英彦 岡崎 幸基 磯田 浩一郎

■ KURODA Hidehiko ■ OKAZAKI Koki ■ ISODA Koichiro

東芝は、原子力発電所の更なる安全対策の強化を目的として、過酷事故時における原子炉圧力容器内の水位、原子炉格納容器内の水素濃度や放射線量、及び原子炉格納容器内へ冷却水を注入したときの格納容器内の水位を計測する計装システムを開発した。

開発にあたって、プロトタイプセンサを試作し、高温高圧の蒸気雰囲気中での機能評価を行った結果、過酷な環境条件で水位、水素濃度、及び放射線量を高い精度で測定できることを確認した。更に過酷事故時の模擬環境で性能評価試験を行い、過酷事故時の計装システムへの要求仕様を満足することを確認し、プロトタイプセンサを完成させた。開発したシステムは、原理及び構造が単純で、かつ堅牢（けんろう）であるという特長を持っている。今後は、原子力発電所への適用に向けた詳細設計を進めていく。

With the aim of further enhancing safety measures in the event of a severe accident at a nuclear power plant, Toshiba has been developing monitoring instruments for reactor pressure vessels (RPV) and primary containment vessels (PCV). These include an instrument for monitoring the water level in the RPV and instruments for monitoring the hydrogen concentration and radiation dose rate in the PCV as well as the water level in the PCV in the case of feeding coolant to the PCV in a severe accident situation.

From the results of functional tests using prototype sensors for these monitoring instruments under severe conditions of high temperature, high pressure, and steam, we have confirmed that these sensors can detect water level, hydrogen concentration, and radiation dose rate, respectively, with high accuracy. Moreover, through experiments under conditions simulating the environment of a severe accident, we have confirmed that each of the sensors satisfies the respective requirement specifications. The monitoring instruments are durable and reliable, and their measurement principles are simple. We are now planning detailed designs toward their application to nuclear power plants in the future.

1 まえがき

2011年3月に発生した東日本大震災により、福島第一原子力発電所では設計基準事象を超える過酷事故が発生した。このときには電源喪失で多くの計装機能が失われ、その後の炉心損傷で過酷環境となり、事故対応を困難にした。

このため東芝は、過酷事故時の計装機能の強化を目的として、福島第一原子力発電所での過酷事故を分析することで、計装システムの要求仕様を検討し、過酷事故時の原子炉圧力容器や原子炉格納容器を対象とする以下の計装システムの開発を進めてきた⁽¹⁾。

- (1) 差動型熱電対式原子炉水位計
- (2) 水素濃度計
- (3) 電極式水位温度計
- (4) 放射線モニタ

今回、これらシステムのプロトタイプセンサを試作して性能評価試験を行い、過酷事故時の要求仕様を満足することを確認した。ここでは、開発した計装システムの概要と、その中で代表的な差動型熱電対式原子炉水位計及び水素濃度計についての原理、試作したプロトタイプセンサ、性能評価試験結果

表1. 過酷事故用計装システムの環境条件

Environmental conditions of monitoring instruments in event of severe accident

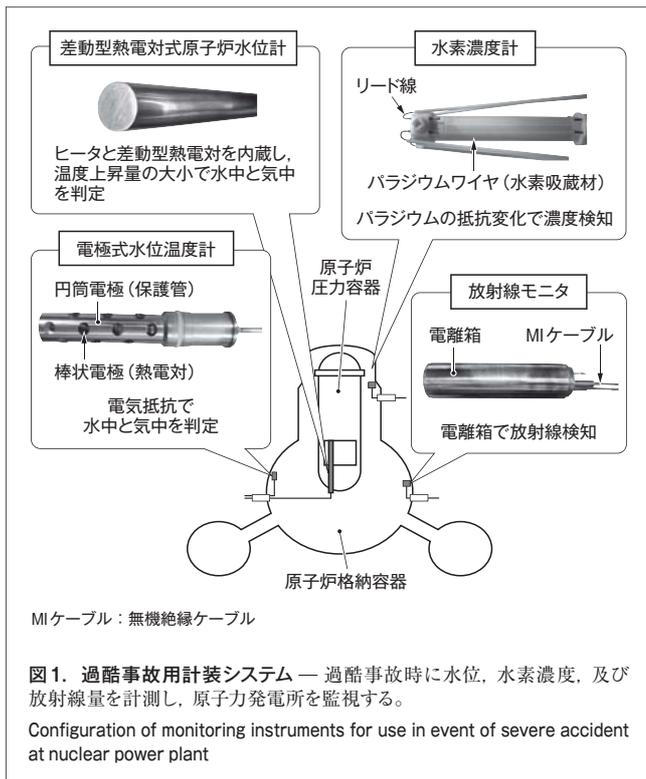
プロセス種類	項目名	プラント状態		
		SA1	SA2	SA3a
原子炉圧力容器内	温度 (°C)	(流体)302	—	—
	圧力 (MPa)	8.62	—	—
原子炉格納容器内(気体)	温度 (°C)	171	300	700
	圧力 (MPa)	0.31	1.0	1.0
	放射線量	(線量率) 80 kGy/h (積算) 5 MGy/6か月	(線量率) 80 kGy/h (積算) 5 MGy/6か月	(線量率) 80 kGy/h (積算) 5 MGy/6か月

- SA1 : 炉心は損傷しているが、炉心燃料は原子炉圧力容器内にある状態
- SA2 : 原子炉圧力容器が損傷し、炉心燃料が原子炉圧力容器外にある状態
- SA3a : 原子炉格納容器が損傷している状態
- 耐久期間の要求仕様はいずれのプラント状態でも72h
- “—” : 原子炉圧力容器が損傷しているため、監視対象を原子炉格納容器へ移行

を述べる。

2 過酷事故用計装システム

表1に示す過酷事故時の環境条件に関する分析結果⁽²⁾を要求仕様として、その環境で適用可能な計装システムを開発し



た。開発した計装システムを図1に示す。

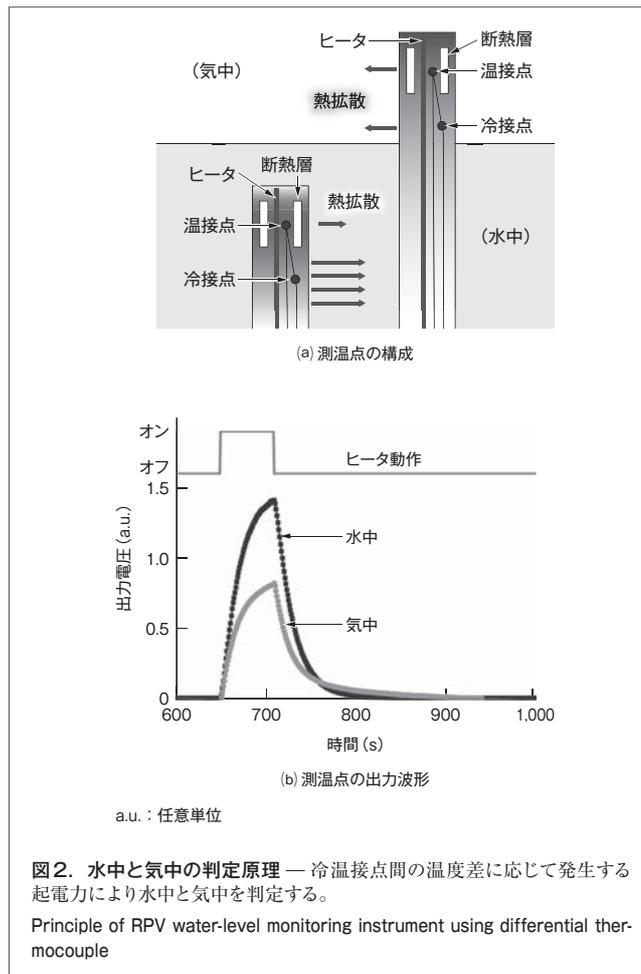
差動型熱電対式原子炉水位計は、健全な状態から損傷に至る直前までの炉心燃料の冷却状態、すなわち燃料が冠水しているかを監視できる。このときの環境条件は、表1のプラント状態SA1である。差動型熱電対式原子炉水位の計測範囲は燃料上端から下端までとし、計測間隔は燃料溶融を判定できる1mとした。

燃料溶融時の原子炉格納容器内は、溶融燃料が原因となって放射性ガスや、核分裂生成物、水素が発生する。そこで事故の状況を的確に把握するため、水素濃度及び放射線量を計測する。このときの環境条件は表1のプラント状態SA2である。水素濃度計の計測精度要求は原子力発電所に現在設置されている水素濃度計と同じ0.6 vol%とした。放射線モニタの計測範囲は $10^{-2} \sim 10^5$ Sv/h、計測精度は $\pm 4\%$ FS (FS：フルスケール)とした。電極式水位温度計は原子炉圧力容器が破損に至って原子炉格納容器内へ注水した場合の水位を計測し、格納容器内に堆積した溶融燃料の冷却状態を監視できる。このときの環境条件は表1のプラント状態SA3aである。電極式水位温度計の計測間隔は堆積した溶融燃料の冠水を判定できる2mとした。

3 差動型熱電対式原子炉水位計

3.1 原理

差動型熱電対式原子炉水位計は、健全な状態から損傷に



至るまでの炉心燃料の冷却状態を監視するため、差動型熱電対とヒータが内蔵されて、図1に示したように配置され、原子炉水位を判定する。

計測点が水中にあるか気中にあるかの判定原理を図2(a)に示す。

計測点すなわち差動型熱電対の测温点は、二つの接点で構成される。温接点は断熱層を持ち、ヒータ加熱時の熱伝導が小さく、外部の状態とは無関係に高温に保持される。一方、冷接点は断熱層を持たず、外部状態の影響を受け、外部が気中のときには気体の熱伝導率が小さいことから高温に保持され、水中のときには水の熱伝導率が高いことから低温になる。差動型熱電対は冷温接点間の温度差に応じた起電力を発生する。

ヒータを60s間加熱したときの出力波形を図2(b)に示す。気中時は冷温接点間の温度差が小さいことから出力電圧のピーク値は小さく、水中時は冷温接点間の温度差が大きいことからピーク値は大きくなる。したがって、出力電圧のピーク値から気中と水中を判定できる。

水位は、要求される計測間隔で深さ方向に测温点を配置して、测温点の気中と水中を判定することで測定する。

3.2 プロトタイプセンサ

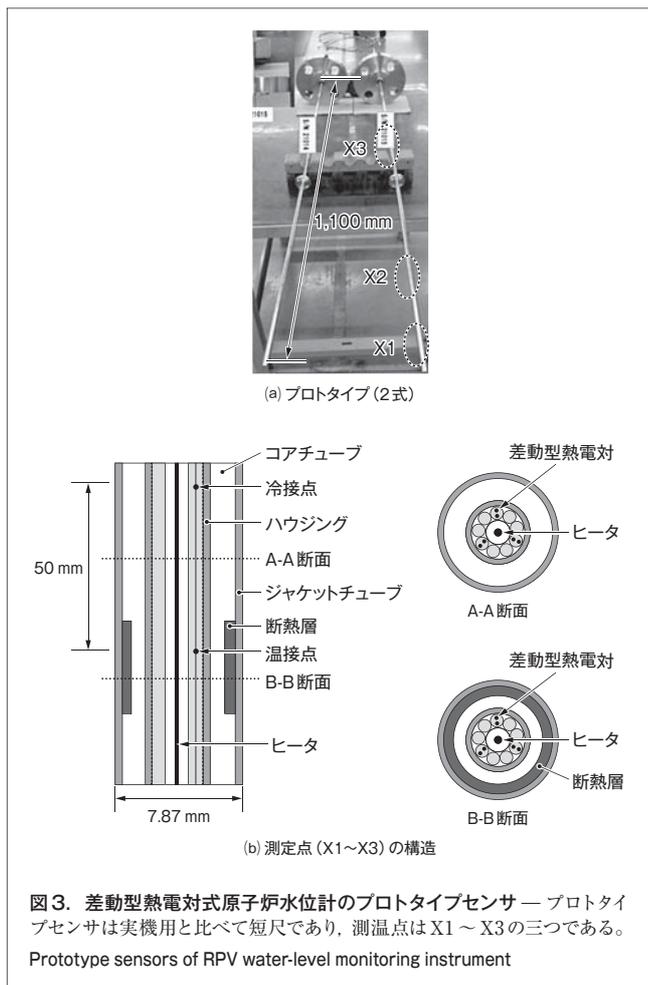
差動型熱電対式原子炉水位計の適用性を試験で評価するため、図3に示す短尺のプロトタイプセンサを試作した。

プロトタイプセンサはX1～X3の三つの測温点を持つ。A-A断面図に示すように、ヒータが中心にありヒータを取り囲むように差動型熱電対を配置した。断熱層は、B-B断面図に示すように差動型熱電対の外側にあり、断熱層にはアルゴンガスを封入した。この差動型熱電対式原子炉水位計の基本構造は、炉心の出力分布を求めるガンマサーモメータと同じである。ガンマサーモメータは、既に実機試験を終えて製品化を完了している。

3.3 性能評価試験

試験用圧力容器内にプロトタイプセンサを設置し、293℃、7.75 MPaの高温高压環境下での計測性能を評価した。試験時間は、要求される耐久期間の72 h以上の96 hとし、24 hごとに水中と蒸気中におけるプロトタイプセンサの出力を測定した。

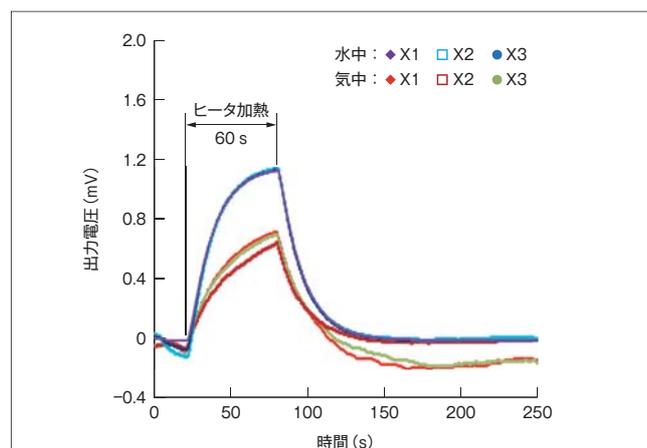
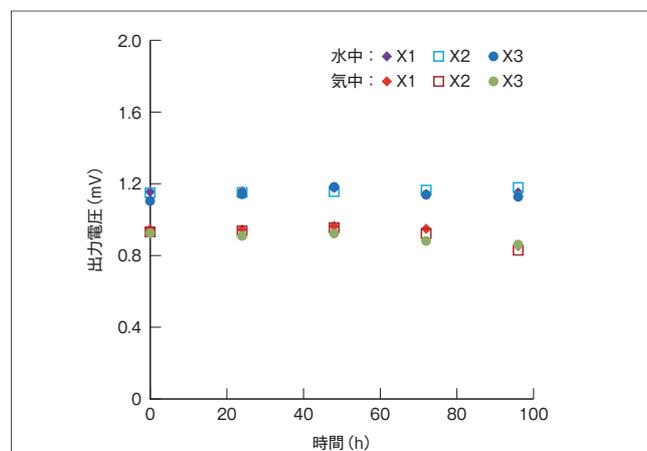
測定した各測温点出力のピーク値を図4に示す。測温点はいずれも、水中では1.2 mV近いピーク値が得られ、気中は水中と比べて常に小さく1 mV未満のピーク値となった。試験時間中は、水中と気中のピーク値は安定し、水中は気中と比べて

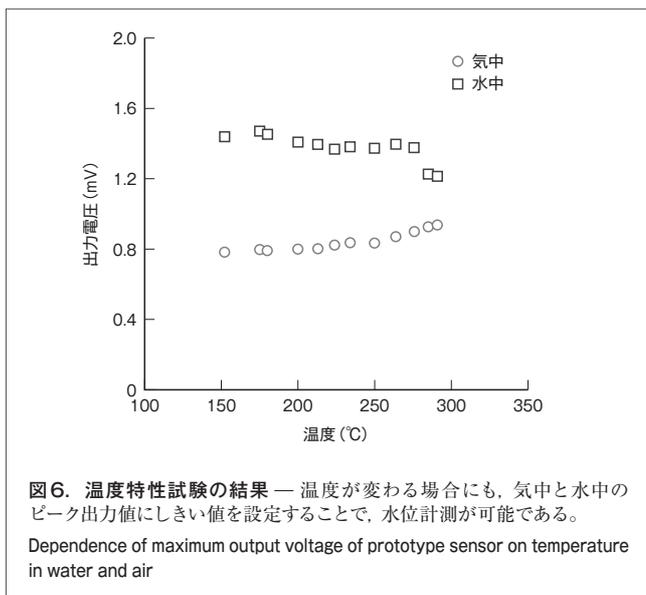


常に大きいピーク値が得られた。ピーク値にしきい値を設定することで、要求仕様の72 hの水位計測が可能である。

96 h経過時に測定した測温点の出力波形を図5に示す。水中及び気中ともに、図2(b)と同様の出力波形が得られた。出力電圧は、60 s間のヒータ加熱で上昇し、加熱停止で低下する。また、水中のピーク値は気中に比べて大きい。

更に、温度及び圧力を変えて適用可能な温度及び圧力の範囲を確認した。温度を150～291℃としたときの出力のピーク値を図6に示す。水中のピーク値は高温で減少し、気中のピーク値は高温で増加する傾向があった。水中と気中のそれぞれについて、全測定値で直線近似による外挿で表1に示した要求仕様の302℃でのピーク値を求めると、水中1.23 mV、気中0.95 mVとなった。302℃までの温度範囲でも、水中は





気中と比べて常にピーク値が大きく、ピーク値に対して1 mVのしきい値を設定することで水位計測が可能である。

一方、図6に示した測定結果が、蒸気及び水の熱伝導率の温度変化^{(3), (4)}の傾向と同様であることも確認しており、測定結果は気中と水中の熱伝達率に依存していると判断している。同様に8.62 MPaまでの圧力範囲でも、水中は気中と比べて常にピーク値が大きく、ピーク値に対して1 mVのしきい値を設定することで水位計測が可能である。

4 水素濃度計

4.1 原理

水素濃度は、水素吸蔵材料のパラジウム (Pd) が水素を吸蔵したときの電気抵抗の増加から計測する。水素雰囲気中にPdがある場合、水素がPd中で固溶する状態 (以下、 α 相と呼ぶ) では、雰囲気中の水素分圧とPd中の水素濃度の間には式(1)に示すジューベッツ則が成り立つ⁽⁵⁾。

$$x \propto \sqrt{P} \cdot \exp(-\Delta H/RT) \quad (1)$$

- x : Pd内の水素密度
- P : 雰囲気中の水素分圧
- ΔH : 溶解熱
- R : 気体定数
- T : 温度

更に、 α 相ではPd内の水素密度が抵抗変化率 $\Delta r/r_0$ に比例し、式(2)が成立する⁽⁶⁾。

$$\Delta r/r_0 \propto x \quad (2)$$

- Δr : 水素吸蔵でのPdの抵抗変化
- r_0 : 吸蔵前のPdの抵抗

式(1)及び式(2)から、抵抗変化率は水素分圧の1/2乗に比例する。したがって、水素吸蔵時の抵抗変化から水素分圧を求め、原子炉格納容器内の全圧との比から水素濃度を計測できる。

4.2 プロトタイプセンサ

水素濃度計の適用性を試験で評価するため、水素濃度計のプロトタイプセンサを試作した (図1)。プロトタイプセンサは、アルミナの円筒管にPdワイヤとプラチナ (Pt) ワイヤを螺旋 (らせん) 状に巻き付けた構造とした。Ptは温度補正用であり、Pdの抵抗は温度の影響を受けることからPtで温度を測定して補正する。

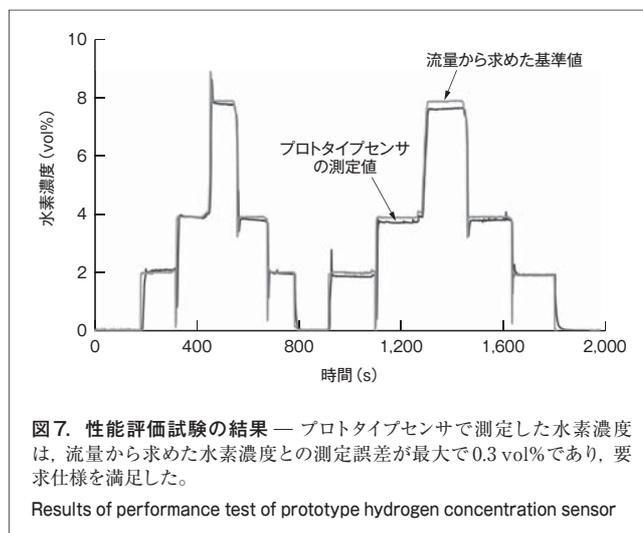
4.3 性能評価試験

試験装置内にプロトタイプセンサを設置し、300 °Cの高温環境で水素濃度を0 ~ 8 vol%の間で変化させて検出性能を評価した。水素濃度の測定結果を、流量から求めた水素濃度を基準として比較して図7に示す。

水素濃度を8 vol%までステップ状に変化させた場合にも変化に追従して水素濃度が測定可能である。約900 sのときなど、水素濃度を変更した直後には流量が安定せず濃度も不均一になり、測定値と水素濃度との間に差が生じた。これら濃度変更直後の測定点を除くと計測誤差は0.3 vol%となり、要求仕様の0.6 vol%を満たした。

また、300 °Cの高温環境で水素濃度を1 vol%及び4 vol%で一定とし、水蒸気を0 ~ 84 vol%の間で変化させて検出性能を評価した。水素濃度1 vol%及び4 vol%における測定誤差を図8に示す。水蒸気による測定誤差は最大でも0.5 vol%程度であり、要求仕様の0.6 vol%を満たした。

更に、温度を変えて適用可能な温度範囲を確認した。温度110 ~ 700 °C、水素分圧0.1 ~ 101 kPa (濃度0.1 ~ 100 vol%に相当) におけるPdの抵抗変化率を図9に示す。110 ~ 700 °Cの温度範囲で抵抗変化率から水素分圧を特定でき、要



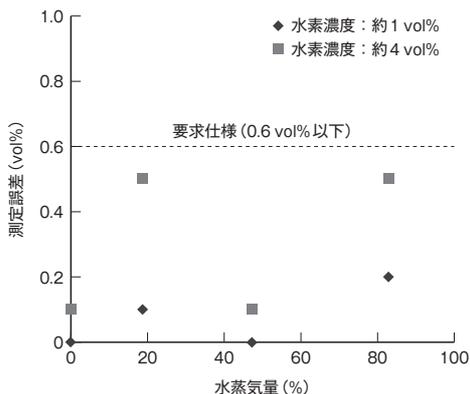


図8. 水蒸気に対する耐性確認試験の結果 — 水蒸気を0～84 vol%の間で変化させても、プロトタイプセンサで測定した水素濃度は、流量から求めた水素濃度との誤差が最大で0.5 vol%であり、要求仕様を満足した。
Measurement error of prototype hydrogen concentration sensor caused by vapor

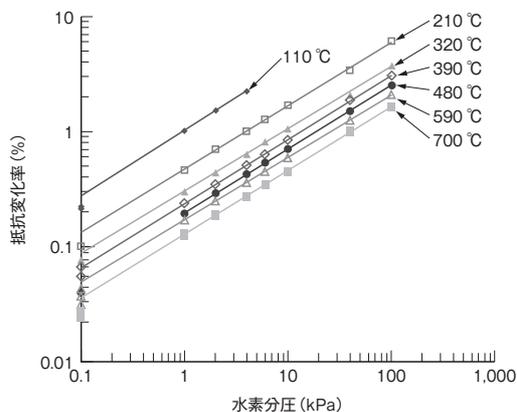


図9. 温度特性試験の結果 — 異なる温度でもPdの抵抗変化率により水素分圧を特定でき、全圧との比から水素濃度を計測できる。
Rate of change in resistance of palladium in prototype hydrogen concentration sensor due to changes in temperature and hydrogen pressure

求される300℃までの温度範囲に十分適用できる。一方、水素分圧0.1 kPa (≒0.1 vol%) の抵抗変化率は小さくなった。これは、水素分圧が極端に低いことからPd内への水素の拡散速度が遅くなり、Pdの吸蔵量が測定時間内に飽和までに達していないためと推定される。要求仕様である圧力1.0 MPaのときの水素分圧は最大300 kPaである。水素分圧は別途実施した試験で300 kPaまで測定できており、原子炉格納容器内の全圧1.0 MPaまで適用可能であることを確認した。

5 あとがき

原子力発電所の更なる安全対策の強化を目的として、過酷事故時に適用可能な計装システムを開発した。

差動型熱電対式原子炉水位計は、302℃、8.62 MPaの高

温高压環境下において気中と水中を判定でき、計測間隔1 mで水位を計測できることを確認した。また水素濃度計は、水蒸気雰囲気中の300℃、1 MPaの高温高压環境下において、水蒸気の影響を受けることなく、計測精度0.6 vol%で水素濃度を計測できることを確認した。

今後は、実機適用に向けて原子力発電所ごとの詳細設計を進める予定である。

この研究結果は、国内電力11社（北海道電力、東北電力、東京電力、中部電力、北陸電力、関西電力、中国電力、四国電力、九州電力、日本原子力発電、電源開発）及び国内プラントメーカー3社の共同研究成果の一部であり、経済産業省資源エネルギー庁の発電用原子炉等安全対策高度化技術開発補助金交付事業として実施した。

文献

- (1) 高倉 啓 他. “放射線工学会セッション「わが国における過酷事故用計装システムの開発研究の現状と展望」東芝における開発品の現状と展望”. 日本原子力学会 2014年春の年会. 東京, 2014-03, 日本原子力学会, 2014, p.875 - 879.
- (2) 藤島康剛 他. “放射線工学会セッション「わが国における過酷事故用計装システムの開発研究の現状と展望」全体概要”. 日本原子力学会 2014年春の年会. 東京, 2014-03, 日本原子力学会, 2014, p.865 - 869.
- (3) 産業技術総合研究所. “飽和水の熱物性データ”. 分散型熱物性データベース. <<http://tpds.db.aist.go.jp/tpds-web/index.aspx?MaterialID=12042>>, (参照 2015-04-22).
- (4) 産業技術総合研究所. “飽和蒸気の水物性データ”. 分散型熱物性データベース. <<http://tpds.db.aist.go.jp/tpds-web/index.aspx?MaterialID=14042>>, (参照 2015-04-22).
- (5) Lomperski, S. et al. Ultrasonic and resistive hydrogen sensors for inert gas-water vapour atmospheres. Meas. Sci. Technol. 11, 5, 2000, p.518 - 525.
- (6) Lindsay, W. et al. Electrical Resistance of Alpha Hydrogen-Palladium. J. Chem. Phys. 36, 5, 1962, p.1229 - 1234.



黒田 英彦 KURODA Hidehiko

電力システム社 電力・社会システム技術開発センター 原子炉・量子応用技術開発部主査。プラント計装及びプラント監視技術の研究・開発に従事。日本原子力学会会員。
Power and Industrial Systems Research and Development Center



岡崎 幸基 OKAZAKI Koki

電力システム社 電力・社会システム技術開発センター 原子炉・量子応用技術開発部主務。計測検査技術の研究・開発に従事。日本原子力学会会員。
Power and Industrial Systems Research and Development Center



磯田 浩一郎 ISODA Koichiro

電力システム社 磯子エンジニアリングセンター 原子力電気システム設計部主幹。原子力発電所計装システムのエンジニアリングに従事。日本原子力学会、電気学会会員。
Isogo Nuclear Engineering Center