革新的簡素化原子力発電プラント用 蒸気インジェクタ駆動静的炉心注水システムの実験と解析評価*

大 森 修 一^{*1}, 奈良 林 直^{*2}
森 治 嗣^{*3}, 渡 邊 史 紀^{*4}

Experiments and Analytical Simulation on Steam-Injector-Driven Passive Core Injection System for Innovative-Simplified Nuclear Power Plant

Shuichi OHMORI^{*5}, Tadashi NARABAYASHI,
Michitsugu MORI and Fumitoshi WATANABE

^{*5} Tokyo Electric Power Company,
4-1 Engasaki-cho, Tsurumi-ku, Yokohama-shi, Kanagawa, 230-8510 Japan

A Steam Injector (SI) is a simple, compact and passive pump. We are developing this innovative concept by applying the SI system for core injection system in emergency core cooling systems (ECCS) to further improve the safety of nuclear power plants. Passive ECCS in nuclear power plants would be inherently very safe and would prevent severe accidents by keeping the core covered with water (Severe accident-free concept). The passive core injection system (PCIS) driven by high-efficiency SI is a system that, in an accident such as a LOCA, attains a higher discharge pressure than the supply steam pressure used to inject water into the reactor by operating the SI. This report describes the experiments and the analytical simulation on a SI-driven PCIS for innovative-simplified nuclear power plant. In addition, we conducted the analytical simulations of SI, which grew in size for the actual nuclear power plant.

Key Words: Steam Injector (SI), Emergency Core Cooling System (ECCS), Passive Core Injection

1. 緒 言

蒸気インジェクタ(Steam Injector: SI)は、蒸気の超音速噴流を水噴流表面に凝縮させることにより水噴流を加速・昇圧し、供給蒸気圧より高压の吐出水を得ると共に、高い伝熱性能によりコンパクトな熱交換器としても機能するパッシブ機器である。著者らは、沸騰水型原子力発電プラント(BWR)へのSIの適用化に向けた共同研究を行い、従来のSIの性能と適用範囲を超えて高性能化し、広範囲な運転領域に適用でき、かつ過去に例のない多段・並列運転を可能とした高性能SI技術の開発を進めてきた⁽¹⁾。さらに、この高性能SIを低圧給水加熱器や非常用炉心冷却系(ECCS)へ適用することにより、設備・機器の大幅な簡素化・物量削減を図ると共に、事故時の炉心冠水維持によるシビアアクシデント発生確率低減化を目指す「高性能SIによる革新的簡素化原子力発電プラント」の技術開発を行っている⁽²⁾。本報では、SI駆動静的炉心注水システム(SI-PCIS)について、LOCA(冷却材喪失事

故)等の事故時に炉内蒸気を駆動源として作動するSIにより注水を行い炉心の冠水維持を達成する機能を検証した試験及び解析評価⁽³⁾と、SI特性解析モデルを用いた実機大SIの性能予測評価⁽³⁾について報告する。

2. SI駆動静的炉心注水システム(SI-PCIS)

SIは供給蒸気圧力より高い吐出圧を得る静止型噴流ポンプである⁽¹⁾。高性能SIを適用した革新的簡素化原子力発電プラントは、簡素化給水加熱系、静的炉心注水系(PCIS)、静的格納容器冷却系から構成される⁽²⁾⁽³⁾。このうち、SI-PCISは、LOCA等の事故時に、格納容器内のプール水を水源とし、原子炉が内蔵する蒸気を昇圧用エネルギー源としてSIを作動させ、供給蒸気圧力よりも高い吐出圧を得て原子炉内へと注水するシステムである(図1)。ポンプ・モータ等大型の回転機器(動的機器)に代えて受動機器であるSIを用いるため、これら動的機器の故障確率を排除できる。つまり、SI-PCISでは、SIへの水供給弁及び蒸気供給弁を、多重性を持たせて確実に開くことにより、SIは自動起動し炉内への注水が可能となり、炉心冠水を維持できるため、シビアアクシデントに至らない固有の高い安全性をもつシステムが構築できる。

3. SI-PCIS縮尺モデル試験

ABWRの原子炉圧力容器(RPV)を約1/10縮尺で

* 原稿受付 2008年10月1日。

^{*1} 正員、東京電力(株)技術開発研究所(☎230-8510 横浜市鶴見区江ヶ崎町4-1)。

^{*2} 正員、フェロー、北海道大学大学院工学研究科(☎060-8628 札幌市北区北13条西8丁目)。

^{*3} 正員、フェロー、東京電力(株)技術開発研究所。

^{*4} 東京電力(株)技術開発研究所。

E-mail: ohmori.shuichi@tepcoco.jp

Fig. 1 SI-driven passive core injection system⁽³⁾ Fig. 2 Scale model test pressure data⁽³⁾ Fig. 3 Scale model test water level data⁽³⁾

模擬した試験容器に小型 SI 供試体を接続し、低圧条件下で SI-PCIS を作動させ、圧力、模擬 RPV 内水位等の計測試験を行った。図 2 の試験圧力データから、模擬 RPV 蒸気駆動 SI の吐出圧力は模擬 RPV 圧力を常に上回っており、同時に模擬 RPV 水位は上昇していることが図 3 から分かる。従って、プラント全電源喪失等の事故時にも、炉蒸気駆動 SI-PCIS の注水により炉心冠水維持が可能となることを確認できた⁽³⁾。

4. SI-PCIS 解析評価

重力落下式注水系(GDCS)と爆破弁型減圧弁(DPV)で構成される静的安全系を有する SBWR, ESBWR は、GDCS で炉心注水するには炉圧をほぼ大気圧まで下げる必要があり、DPV によって炉蒸気を大量に放出しなければ成立しない。GDCS で注水するために破断面積を大 LOCA 相当にする静的安全系としての矛盾を解消するために、SI-PCIS を適応したプラントの解析評価を実施した⁽³⁾。ABWR モデルを用い、EPRI(米国電力研究所)が開発した RETRAN-

Fig. 4 Analysis results for the case without water injection⁽³⁾

3D コードで解析評価を行った。評価対象事象は、発生頻度が比較的大きいと考えられる小口径(2 in)配管破断による LOCA を選定し、小破断 LOCA と同時に給水喪失が発生すると仮定した。解析の初期条件は、設置許可申請書添付 10 の「2. 運転時の異常な過渡変化の解析」に記載の初期条件を適用した。主要事象シーケンスは次の通り：2 in 口径 LOCA 発生、給水停止；8.5 s 原子炉水位 L3；8.8 s 水位 L3 による原子炉スクラム；9.7 s 水位 L3 により原子炉インターナルポンプ(RIP)4 台トリップ；9.8 s スクラムによる RIP ランバック；16.9 s 原子炉水位 L2；18.1 s 水位 L2 により RIP 3 台トリップ；24.1 s 水位 L2 により RIP 3 台トリップ；270.0 s 原子炉水位 L1.5、水位 L1.5 により主蒸気隔離弁(MSIV)閉；300 s 水位 L1.5 により自動減圧系(ADS)作動(30 s 遅れ)；479 s 炉圧 1.5 MPa 以下から SI-PCIS 注水開始。解析結果の一部を以下に示す。図 4 は比較の為に行った SI-PCIS 注水なしのケースで、上記シーケンスに従って事象は進行し約 270 s で水位が L1.5 まで低下し、300 s で ADS が作動して炉圧が低下すると共に水位は更に低下し、図 4 に示すようにそのまま減少し続けていく。

一方図 5, 6 は SI-PCIS 注水ありのケースで、炉圧が 1.5 MPa まで低下した 479 s から SI-PCIS 注水を開始し、図 5 に示すように水位が回復していくことが確認できた。図 6 に炉心軸方向 24 ノードのボイド率分布を示す。図 5 のダウンカマ水位はシュラウド内の TAF(有効燃料棒上端)相当の高さを 479 s の SI-PCIS 注水開始以前に下回るが、この時の炉心部のボイド率は約 60% から 80% 程度であり液相が残されている(図 6)。SI-PCIS 注水以降も炉心部のボイド率は同程度あり、炉心内に二相水位は生じておらず、炉心は冠水維持していると評価できる。

5. 実機大 SI 特性解析

SI 特性解析モデル⁽¹⁾を用いて、実機大 SI の性能予測解析を実施した⁽³⁾。このモデルは、混合ノズル入口の検査面 0 と出口であるオーバーフロー孔直前の検査

Fig. 5 Analysis results for the case with SI-PCIS⁽³⁾

Fig. 6 Variations of Void fraction distribution along 24-axial-node direction of the core, for the case with SI-PCIS

Fig. 7 Effect of steam nozzle throat area ratio⁽³⁾

面1との二つの検査面の間で、流入する蒸気と水の凝縮混合現象に対して、質量、運動量、エネルギーの保存則を用いる。図7は、蒸気ノズルのスロート断面積 A_{st} を変えて、実機大SIの吐出圧力特性を調べた結果である。横軸は混合ノズルスロート断面積 A_t で除した規格化蒸気ノズルスロート断面積 $a_{st}=A_{st}/A_t$ であり、縦軸は吐出圧力 P_d を供給蒸気圧力 P_s で除した圧力増幅率 P_d/P_s で表している。この結果、吐出圧力 P_d を最大にする蒸気ノズルスロートの最適面積が存在することを示している。図7は混合ノズルスロート径 $D_t=50$ mmであり、 A_{st}/A_t が約7の時に P_d/P_s は最大となる。

同様に図8は混合ノズルのスロート径 D_t を変えた時の吐出圧力特性を示す。この結果から、吐出圧力

Fig. 8 Effect of throat diameter on pressure gain

P_d を最大にする混合ノズルスロートの最適径が存在することが分かる。図8は、蒸気ノズルスロート断面積 A_{st} を図7で吐出圧力 P_d が最大になった値で計算したケースであり、混合ノズルスロート径 $D_t=$ 約45 mmで吐出圧力 P_d は最大になる。

6. 結 言

低圧SI-PCIS縮尺モデル試験を実施し、SI-PCISによる炉心冠水維持機能を確認した。また、SI-PCISを適用することで「小LOCA時にGDCS注水を可能にするためDPVを解放し大LOCA状態に事故を拡大するシナリオ」を回避する静的安全系を構築できることを、解析評価により示した。さらに実機大SIの性能特性解析評価を行い、SI吐出圧を最大にする蒸気ノズルスロート断面積と混合ノズルスロート径の最適値を求めることができた。

RETRAN-3D解析にご協力いただいたCSA-Japan 藪下幸久氏、内山智曜氏、前田俊哉氏に謝意を表す。低圧SI試験実施、データ取得作業に対し(株)東芝 岩城智香子氏に謝意を表す。本報告の一部は、経産省「革新的実用原子力技術開発費補助事業」として実施した。

文 献

- (1) Narabayashi, T., Nei, H., Ozaki, O., Shioiri, A. and Mizumachi, W., Study on High-Performance Steam Injector (1st Report, Development of Analytical Model for Characteristic Evaluation), *Transactions of the Japan Society of Mechanical Engineers, Series B*, Vol. 62, No. 597 (1996), pp. 1833-1840, (in Japanese).
- (2) Mori, M., Narabayashi, T. and Ohmori, S., Research and Development Program of Innovative Simplified and Severe-Accident-Free BWR by High-Performance Steam Injector System, *Proceedings of the 2003 International Congress on Advances in Nuclear Power Plants*, (2003), Paper 3294.
- (3) Ohmori, S., Narabayashi, T., Mori, M. and Watanabe, F., Experiments and Analytical Simulation on Steam Injector driven Passive Core Injection System for Innovative-Simplified Nuclear Power Plant, *Proceedings of the 16th International Conference on Nuclear Engineering*, (2008-5), ICONE16-48879.