

原子力発電所の安全性向上への取り組み

Efforts to Improve Safety of Nuclear Power Plants

松浦 正義 久持 康平 大城戸 忍
Matsuura Masayoshi Hisamochi Kohei Ookido Shinobu
安藤 浩二 織田 伸吾
Ando Koji Oda shingo

2011年3月11日に発生した東京電力株式会社福島第一原子力発電所の事故を教訓に、2013年7月に新規制基準が施行され、再起動に向けて国内の原子力発電所の安全対策が進められている。日立グループは、BWR（沸騰水型原子炉）の国内初号機の建設に参加して以来40年近く、信頼性・安全性・経済性の向上に努め、20基を超える建設実績を蓄積してきた。この豊富な経験と福島第一原子力発電所事故の教訓を生かし、さらに安全性を向上させた原子力発電所を提供していくとともに、既設プラントの安全性向上への取り組みに積極的に参画し、より安全で信頼されるプラントの運転・建設に貢献する。

1. はじめに

2011年3月に発生した東日本大震災および東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故は、日本国内に甚大な被害をもたらした。日立グループは、この事故を真摯（しんし）に受け止め、被災地域および福島第一原子力発電所の復旧・復興に全面的に協力するとともに、原子力の信頼回復に取り組んでいる。

これまで日立グループは、BWR（Boiling Water Reactor：沸騰水型原子炉）の信頼性・安全性・経済性の向上に努め、20基を超える建設実績を蓄積してきた。その集大成とも言えるABWR（Advanced BWR：改良型沸騰水型原子炉）は世界で唯一運転実績のある第3世代プラス[米国エネルギー省（DOE：United States Department of Energy）による原子炉の定義]と位置づけられている。

福島第一原子力発電所の教訓を踏まえ、過酷事故や自然災害そして人為的攻撃（テロリズム）に対する対策を含む新規制基準が、2013年7月に施行され、再起動に向け国内の原子力発電所の安全対策が進められている。日立グループは、既設国内プラントのさらなる安全裕度向上として、既設プラントの個別の条件を勘案したうえで最適な安

全裕度向上対策を立案・提案し、その対策の定量的評価のための各種解析評価などを支援するとともに、対策設備の設計、製作、据付け工事などで協力している。また、現在建設中のABWRの主要部分も担っており、新規制基準に適合したさらなる安全性向上への取り組みを支援している。

ここでは、福島第一原子力発電所事故から得られる教訓に基づく安全対策の基本方針と、新規制基準への適合性ならびに安全対策への展開について述べるとともに、既設国内プラントに展開している具体的な安全対策設備の概要を述べる。

なお、国内プラントで展開している安全対策は基本的には海外向けプラントにも織り込む予定である。具体的な海外展開としてはリトアニア共和国が計画するビサギナス原子力発電所建設プロジェクトに加え、2012年11月に、日立製作所が英国の原子力発電事業開発会社であるHorizon Nuclear Power Limitedの買収を完了したことを受けて、現在、日立グループ一丸となって英国にABWRを建設すべく、安全性を高めたABWRの設計、ならびに英国規制当局との調整を進めている。

2. 安全対策の基本方針

福島第一原子力発電所の事故の教訓を踏まえた安全対策について、その基本方針の考え方、およびその対策を進めるうえでの配慮事項を以下に示す。

2.1 基本方針の考え方

福島第一原子力発電所の事故の経験、教訓から、大規模な地震や津波により、サイト内の広範囲に被害が及ぶことを考慮した安全対策の基本方針として、以下の3項目が重要である。

第1の方針は、外的事象の設計基準荷重から重要な安全

表1 | 深層防護によるプラントの安全確保

原理力施設の安全確保は、3つの層（異常発生防止、異常拡大防止、事故影響緩和）に加え、シビアアクシデントを含めた5つの層に整理される。

	内容
第1の層	異常・故障の発生防止
第2の層	異常・故障の「事故」への拡大防止
第3の層	「事故」の影響緩和
第4の層	「設計基準を越す事故」への施設内対策
第5の層	「設計基準を越す事故」への施設外対策

設備を防護することである。例えば、防潮堤、建屋への水密扉設置、全交流（AC：Alternate Current）電源喪失へ対応する設備の位置的分散などがある。

第2の方針は、これら安全設備の防護が破られた場合の可搬型設備による柔軟な対応（設計条件を超えた外的事象への対策）を準備することである。さらに、放射性物質の漏えいに対する原子炉格納容器（以下、格納容器と記す。）の耐性向上も重要である。

第3の方針は、大規模な外的事象においては、サイト全体の被害が大きいことを想定して、実効性を考慮した簡潔な戦略を準備し、オンサイトとオフサイトが一致した対応を実現する対策を準備することである。

この考え方は、深層防護によるプラントの安全確保にも適合したものである。深層防護の原子力施設の安全確保の適用については、5層による公衆の防護が示されており、おおむね表1の構成となっている。

安全確保の第1の方針は、第1の層として適切な外的事象の荷重を設定し、第2の層、第3の層の対策を適切に実施可能とするように、設備設計を精査する考え方となる。第2の方針は、第1の層から第3の層で整備するプラント設備の設計基準を越す事故への施設内対策を準備するものであり、第4の層に対応する。第3の方針は、オフサイトの資源も有効活用することから、第4の層と第5の層の境界に位置づけられる対策である。

このように、福島第一原子力発電所の事故を教訓とした安全対策の基本方針は、層の境界も含む深層防護の各層を強化する考えである。

2.2 設備設計の要件

設計基準の事象に対応するために整備されてきた安全設備は、保守的な条件設定ならびに多様性・多重化などにより、信頼性を確保している。さらに、これらの安全設備で構成されたプラントのリスク分析を実施することで、リスク上の脆（ぜい）弱点を摘出し、その対策（アクシデントマネジメント対策）を実施する。このプロセスにより、例えば安全設備の同時機能喪失に対して効果的に機能を発揮する対策を準備することができる。しかしながら、設計基

準を大幅に超える大規模な外的事象では事前に準備したものにも被害を与える可能性があるため、第2の方針として、広範囲な安全機能の喪失に対応するための柔軟な対応を考慮した対策が必要となる。この方針に基づく対策は、運転員による対応の柔軟性を強め、多様性を強化するものと言える。以下にアクシデントマネジメント策の例を示す。

- (1) 代替制御棒挿入対策
- (2) ダイバース再循環ポンプトリップ
- (3) 過渡時原子炉減圧対策
- (4) 代替電源による電源融通
- (5) 代替注水設備
- (6) PCV（Primary Containment Vessel）ベント
- (7) 外部アクセスによる原子炉減圧
- (8) 可搬型設備による代替注水
- (9) 可搬型設備による代替PCVスプレイ

アクシデントマネジメント対策は、自動起動を基本とした安全設備が動作しないことを想定した対策であることから、手動起動による多様性・柔軟性を確保することが基本戦略となる。ただし、時間的余裕も考慮し、(1) から (3) のように進展の早い事象に対する対策は、自動起動を選択することとなる。

一方、崩壊熱の除去および炉心損傷後の対応といったある程度時間の経過する状態は、その途中の事故シーケンスの不確実さが大きく、すべてに対応することは合理的な対応とならない可能性も出てくるため、過度な全事故シナリオへの包絡性のある設計条件の要求、保守的な環境条件の設定などにより、アクセス性や機動性を阻害しないようにすることが重要である。そのため、(6) から (9) では、対応する目的により、保守的な条件を排除した現実的な条件で設備を準備し、迅速に実行できる運用性に配慮することが適切である。

このように、設計の要件は、対策の特性に基づき現実的な条件を設定することが望ましい。

3. 新規制基準への配慮

新規制基準は、設計基準事故および重大事故を考慮して準備されている。一方、安全対策の基本方針は、第1の方針が設計基準の事象の影響を抑制することを対象とし、第2および第3の方針は重大事故を対象としたものである。新規制基準における重大事故等対処施設には、常設型および可搬型設備の重大事故等対処設備と特定重大事故対処施設があり、前述した可搬型等設備対応に加え、防災棟¹⁾の考え方を取り入れることで、全体の基準に対応するものとなる。

なお、これらの基準への配慮として重要視すべきは、リ

スク全体を低減するには、プラント脆弱部に焦点を絞った重大事故等対処設備と、これら追加設備による設計基準事故対策設備への悪影響を排除するための設備設計のバランスを十分にとることである。この基本的な考え方としては、設計基準事故対策設備の優先度を確保しつつ、重大事故等対処設備の運用のために最低限の範囲で重大事故等対処施設の優先度を上げるという考え方が必要となる。例えば、可搬型設備の接続箇所では、隔離機能が重要であるが、隔離機能を高めすぎることによってアクセス性を大幅に悪化させることにより、事故時に使用できない設備となることが懸念されるため、最低限の範囲に絞って隔離機能より可搬型の注水機能を優先させるなどの考え方が必要となる。この考え方については、今後の新規制基準の議論を注視する必要がある。

4. 安全対策設備の適用状況

安全対策の基本方針および新規制基準への配慮を踏まえた安全対策設備の適用状況について述べる。安全対策設備を4つの設備に大別し、さらなる安全対策として強化を図ることが可能な設備概要を以下に示す。なお、記載した設備をすべて配備する必要はなく、おのおののプラント耐力に応じ適切に選定していくこととなる。

(1) 設計基準事故対処設備

設計基準事故対処設備の強化として、内部火災、内部溢水（いっすい）、外部事象（火山、竜巻、外部火災）などの影響評価を行い、対策設備の具体化を進めた。主な設計基準事故対策設備の強化内容を2点示す。

(a) 内部火災対策

内部火災によって安全性が損なわれないように設備対策を行う。

- (i) 難燃性、不燃性材料の使用
- (ii) 火災感知設備の設置
- (iii) 消火設備の設置
- (iv) 耐火壁による区画の防護など

(b) 内部溢水対策

内部溢水によって安全性が損なわれないように設備対策を行う。

- (i) 水密扉の設置
- (ii) 堰（せき）の設置
- (iii) 漏えい検出器の設置など

(2) 重大事故等対処設備（恒設設備）

著しい炉心損傷の防止、格納容器破損の防止、放射性物質の放出抑制・拡散緩和などを行う目的で、早期に設備を機能させるべく、恒設設備を配備する。主要な設備例を以下に示す。

(a) 低圧代替注水設備

設計基準事故対処設備の低圧注水系との多様性を持たせた設備として、低圧の代替注水設備を設け、設計基準を超える事故時にも原子炉への注水を図ることで炉心損傷の防止を図る。

(b) フィルタベント設備

格納容器の除熱および過圧防護のために、格納容器から屋外へベントする設備を設置する。この際、格納容器内の気体を系外へ排出することになるため、フィルタベント設備を排出経路に設置することで気体に含まれる放射性エアロゾルを捕獲し、放出放射能の低減を図る。

(c) 格納容器スプレイ設備

格納容器の除熱のために、格納容器内にスプレイする設備を設置し、格納容器の冷却を促進して破損防止を図る。なお、格納容器スプレイまでの時間余裕があることから、注水ポンプは可搬設備とすることが考えられる。この場合には、建屋外部の接続口を位置的分散の観点から2か所に設け、外部接続口から格納容器スプレイ設備までを恒設設備とすることで、設備使用時の運転員負担低減を図る。

(d) 建屋内静的触媒式水素再結合装置（PAR：Passive Autocatalytic Recombiner）

炉心損傷後に格納容器へ放出される水素ガスが原子炉建屋へ漏えいすることを想定した場合にも、水素濃度を可燃限界以下に抑制するために、原子炉建屋内にPARを設置する。PARの設置に際しては、三次元流動解析技術を活用し、適切な設置場所を選定する。

(e) 原子炉ウエル注水設備

格納容器の除熱のために、原子炉ウエルに水張りするための注水設備を設置し、格納容器上部の冷却を促進しガスケットなどの熱に弱い非金属部などの破損防止を図る。なお、原子炉ウエル注水までの時間余裕があることから、注水ポンプは可搬設備とする。また、建屋外部の接続口を位置的分散の観点から2か所に設け、外部接続口から原子炉ウエルまでを恒設設備とすることで、設備使用時の運転員負担低減を図る。

(f) 格納容器下部注水設備

炉心の著しい損傷が発生した場合において格納容器の破損を防止するため、格納容器下部に溶融し、落下した炉心を冷却するために、格納容器下部へ水張りするための注水設備を設置する。なお、格納容器下部注水までの時間余裕があることから、注水ポンプは可搬設備とすることが考えられる。この場合には、建屋外部の接続口を位置的分散の観点から2か所に設け、外部接続口から格納容器下部までを恒設設備とすることで、設備使用時の

運転員負担低減を図る。

(g) 使用済燃料プールへの注水／スプレイ設備

燃料プールの冷却のために、設計基準事故対処設備との多様性を持たせた設備として、使用済燃料プールへ水を補給する設備を設置し、プール冷却を確保して燃料損傷防止を図る。なお、使用済燃料プールの冷却が必要となるまでの時間余裕があることから、注水ポンプは可搬設備とすることが考えられる。この場合には、建屋外部の接続口を位置的分散の観点から2か所に設け、外部接続口から使用済燃料プールまでを恒設設備とすることで、設備使用時の設備配備に必要な作業負担の低減を図る。さらに、テロリズムによる破壊行為などその損壊規模が想定困難な事態に備え、使用済燃料プールに放水するスプレイ設備を設置し、燃料にスプレイ水を散布可能とすることで、注水とスプレイを同時に機能させる構成としている。

(h) 高圧代替注水設備

設計基準事故対処設備である原子炉隔離時冷却系(RCIC: Reactor Core Isolation Cooling System)を代替し、原子炉が高圧状態でも注水による冷却が可能となるように、高圧代替注水設備を設置し、炉心損傷の防止を図る。

(i) 主蒸気逃がし安全弁の機能強化設備

主蒸気逃がし安全弁の開動作強化は、駆動源である窒素ポンプの予備配備や駆動源圧力上昇による開動作の強化、開動作に必要な電源設備の強化を図ることで、設計基準を超える事象に対応可能としている。さらに、電源を必要とせず駆動源の窒素ガスのみで主蒸気逃がし安全弁を開動作可能とする設備の開発も進めている。

(3) 重大事故等対処設備(可搬設備)

恒設設備と同様に、著しい炉心損傷の防止、格納容器破損の防止、放射性物質の放出抑制・拡散緩和などを行う目的で、重大事故等対処設備(可搬設備)を配備する。可搬設備の適用にあたっては、設備の運搬や据付けなどの系統構成等に必要な時間が経過したのちに設備の機能が発揮されるとしても炉心損傷の防止など、系統の目的が図られることが前提となる。

重大事故等対処設備(可搬設備)の主要な設備例を2点示す。

(a) 代替原子炉補機冷却水設備

設計基準事故対処設備である原子炉補機冷却水系を代替するための、移動可能なトレーラに原子炉補機冷却設備を代替するポンプと熱交換器等を配した代替原子炉補機冷却水設備を配備する。

(b) 送水車

重大事故等対処設備である、格納容器スプレイ設備／原子炉ウェル注水設備／燃料プール注水・スプレイ設備への水源からの送水は、可搬設備である送水車を配備する。

(4) 特定重大事故等対処設備

原子炉建屋への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムに対してその重大事故等に対処するために必要な機能を有する設備を設置する。

基本的には、原子炉注水設備、格納容器スプレイ設備、原子炉減圧設備、燃料プール注水・スプレイ設備、電源・計装設備などを内包する防災棟を設置することで対処する。

以上のうち、重大事故等対処設備(恒設設備)において主な設備については、次項に詳細を述べる。

4.1 フィルタベント装置

重大事故時に炉心が損傷した場合でも格納容器の健全性を確保するために、格納容器への注水、格納容器の冷却、そしてそれらの対応に必要な電源の確保など種々の対策を行うことが計画されている。フィルタベント装置は、これらの対応を実施しても格納容器の圧力制御が困難となった場合を想定して、格納容器内の気体を排出し、減圧して圧力制御する際に、気体に含まれる放射性エアロゾルをこしとって放射能を低減する設備である。

日立グループは、AREVA社の湿式フィルタベント装置技術を採用して、日本国内の沸騰水型原子力発電所向けのフィルタベント装置の設計・製作・設置を鋭意進めている。

フィルタベント装置の構造を図1に示す。フィルタベント装置は、ステンレス鋼製縦型円筒容器内に2つのフィル

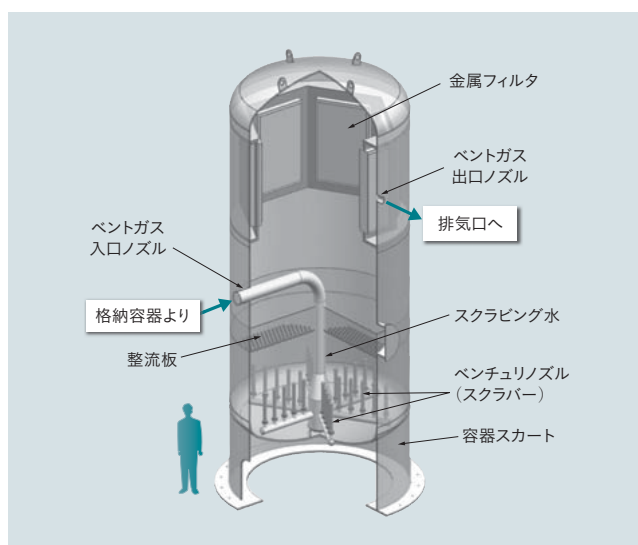


図1 | フィルタベント装置の構造

フィルタベント装置は、ベンチュリノズル(スクラパー)と金属フィルタを内蔵し、これらを組み合わせて効率的にエアロゾルを捕獲する。スクラパーでは、ベンチュリノズル内を高速で流れるガスに周囲のスクラビング水微小水滴を供給して気液混合を行い、エアロゾル吸着効果を高める仕組みである。

タ機能を有するものであり、格納容器から排出されたガスを第1段のフィルタであるベンチュリノズル（スクラバー）で比較的粗いエアロゾルを捕獲し、第2段の金属フィルタで細かいエアロゾルをさらにろ過する。

福島第一原子力発電所事故での教訓を踏まえ次の点を考慮している。

(1) 操作性向上の観点

フィルタベント装置は全交流電源が喪失した場合にも運転が可能のように、隔離弁は直流駆動または空気作動弁を用い、さらに現場で遮蔽壁越しに手動操作可能な弁としている。運転に必要なフィルタベント装置周りの計器は受動計器とし、監視可能なようにしている。

(2) 水素爆発防止の観点

フィルタベント装置の系統内は常時窒素封入し、ベント時に水素ガスが流入しても燃焼しないようにしている。

4.2 主蒸気逃がし安全弁の機能強化

重大事故時などで、直流（DC：Direct Current）電源を含む全電源が喪失した場合、原子炉一次系を直接減圧する逃がし弁を操作するための電磁弁が操作不可能となる。その結果、炉心への大量の冷却材注入の前提となる原子炉一次系の減圧が困難となる。この対策として、これら重要機器への可搬の直流電源、予備の電源確保などが直接的な手段として有効であり、配備・計画されている。日立グループではこのような事象に対応するさらなる手段として、原子炉一次系の減圧を行う主蒸気逃がし安全弁（SRV：Safety Relief Valve）の逃がし弁としての機能を電源なしで発揮させることができる機構（以下、切替弁と記す。）を開発した。

この切替弁は、2つの出口と1つの共通の入口を持ち、入口圧力の作用によって、共通の入口または、出口のいずれか一方を自動的に閉鎖する弁である。具体的には、切替弁の常時開の出口をSRV電磁弁の排気側に接続し、残りの出口を大気開放とし、共通の入口にSRV駆動用ガスを供給可能とするものである。このようにすることで、DCを含む全電源が喪失してSRV電磁弁の励磁ができない場合でも、SRV駆動用ガスをこの切替弁を通じてSRVへ供給することでSRVの操作が可能になる。切替弁を用いた、原子炉圧力容器減圧機構の系統構成例を図2に示す。なお、この切替弁は、SRVに限らずフェイル作動をした空気作動弁を強制開する必要がある設備としても適用が可能である。

4.3 高圧注水機能強化

全交流電源喪失（SBO：Station Black Out）時に原子炉

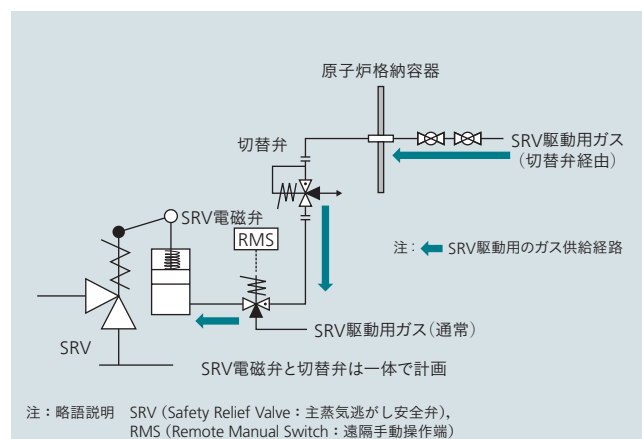


図2 | 切替弁を用いた原子炉圧力容器減圧機構の系統構成例

切替弁に接続する駆動源供給ラインにSRV駆動用ガスを供給し、切替弁—SRV電磁弁を経由して、SRVシリンドラを加圧することにより、電源なしでSRVを強制開することが可能になる。

への高圧注水が可能なシステムとして、従来からRCIC（Reactor Core Isolation Cooling System）がある。RCICは原子炉で発生する蒸気でタービン駆動ポンプを運転する交流電源が不要なシステムである。

TWL（Turbine Water Lubricated）型タービン・ポンプを用いた高圧代替注水系は、RCICと同様にタービン駆動ポンプを用いたシステムで、RCICのバックアップとして追加するものである（図3参照）。日立グループは、アライアンスを組むGE日立ニュークリア・エナジー株式会社と協力し、福島第一原子力発電所事故での教訓を踏まえ、過酷事故対策設備としての最適な系統構成を検討・提案している。

TWL型タービン・ポンプには次の特徴がある。タービン・ポンプ一体型機器であり、従来のRCICタービン・ポンプに比べて小型で、タービングランド部にメカニカル

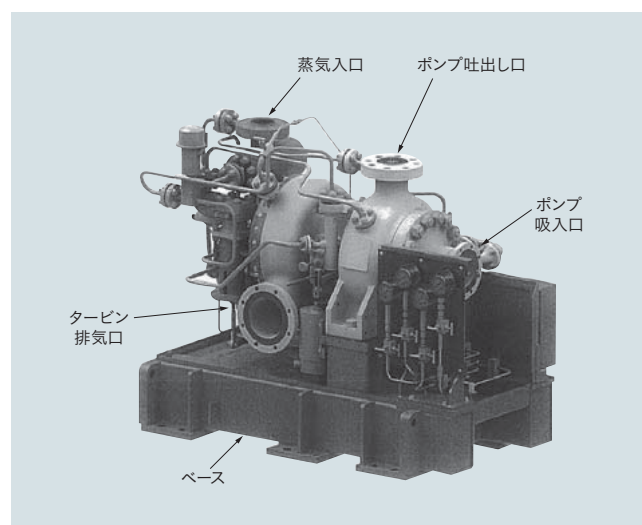


図3 | TWL型タービン・ポンプ外観

TWL（Turbine Water Lubricated）型タービン・ポンプ一体型の外観を示す。水潤滑軸受方式とメカニカルシールの採用により、潤滑油系およびグランドシール装置を不要とした。

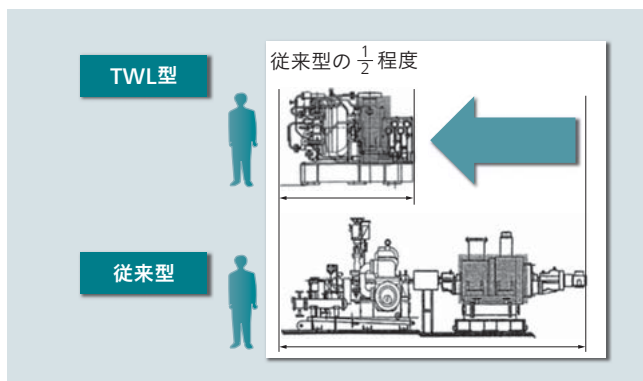


図4 | TWL型と従来型RCICポンプの寸法イメージ

TWL型タービン・ポンプは、従来型RCIC (Reactor Core Isolation Cooling System) ポンプに比べ小型で、設置スペースの自由度が高い。

シールを用いることにより、グランドシール装置（復水器、真空タンク、真空ポンプなど）を不要とすることでコンパクト化が可能である（図4参照）。また、水潤滑軸受方式採用により潤滑油系も不要であり、設置スペースの自由度は高い。

ポンプは、高圧条件においてRCICポンプと同等以上の流量、揚程を有する。ポンプ吐出し流量の調節は機器内部の機械的な調整機構によって行われ、電気的な制御系はなく、制御電源消費を抑えることもできる。

TWL型タービン・ポンプは、台湾龍門原子力発電所において、RCICポンプとして採用されているほか、今後、海外へ展開するABWRにおいても、RCICポンプとしての採用が計画されている。

5. おわりに

ここでは、福島第一原子力発電所事故から得られる教訓に基づく安全対策の基本方針と新規制基準への適合性、および既設国内プラントに展開している具体的な安全対策設備の概要について述べた。

原子力発電プラントはわが国のエネルギー安全保障を強化するための安定したエネルギーミックスの一翼を担う重要な電源と考える。日立グループは、福島第一原子力発電

所事故の教訓を生かし、さらに安全性を向上させた原子力発電プラントを提供していく。また、ここで述べた技術は既設プラントの再稼働が安全に行われることを支援し、より安全で信頼されるプラントの運転・建設に貢献するものである。

参考文献

- 1) 松浦、外：福島第一原子力発電所事故の教訓と安全性向上の取り組み、日立評論、94、11、802～806（2012.11）
- 2) 一般社団法人日本原子力学会原子力安全部会：福島第一原子力発電所事故に関するセミナー報告書、何が悪かったのか、今後何をすべきか（2013.3）

執筆者紹介



松浦 正義

1987年日立製作所入社、日立GEニュークリア・エナジー株式会社
日立事業所 原子力計画部 所属
現在、原子力プラントの安全高度化設計、次期・次世代炉の開発に従事
技術士（原子力・放射線部門）
日本原子力学会会員



久持 康平

1993年日立製作所入社、日立GEニュークリア・エナジー株式会社
日立事業所 原子力計画部 所属
現在、原子力発電所の安全設計に従事
技術士（原子力・放射線部門、総合技術監理部門）
日本原子力学会会員



大城戸 忍

1992年日立製作所入社、日立GEニュークリア・エナジー株式会社
原子力技術本部 原子力予防保全技術部 所属
現在、原子力プラントの安全裕度向上に関するプロジェクト管理業務に従事
工学博士
日本材料学会会員、腐食防食学会会員、日本非破壊検査協会会員



安藤 浩二

1992年日立製作所入社、日立GEニュークリア・エナジー株式会社
日立事業所 原子力計画部 所属
現在、原子力発電所の原子炉廻り系統設計に従事



織田 伸吾

2002年日立製作所入社、日立GEニュークリア・エナジー株式会社
日立事業所 原子力計画部 所属
現在、原子力発電所の安全設計に従事
技術士（原子力・放射線部門、総合技術監理部門）
日本原子力学会会員