

<概要>

軽水炉を我が国において定着化させ、安定した運転を維持しうよう努めることが極めて重要な課題であることから、昭和50年度に自主技術による軽水炉の信頼性、稼働率の向上、作業者の被ばく放射線量の低減等を目指した軽水炉改良標準化計画が官民一体となりスタートした。

第1次改良標準化計画が昭和50年度から昭和52年度まで、第2次改良標準化計画が昭和53年度から昭和55年度まで実施され、引き続き昭和56年度から昭和60年度にかけて第3次改良標準化計画が実施された。第3次改良標準化計画では、これまで実施してきた第1次及び第2次改良標準化計画をベースとして、機器、システムはもちろん、炉心を含む原子炉本体に至るまで自主技術を基本とした日本型軽水炉の確立を図ったものである。この計画では、(1) 新型軽水炉の開発、(2) 従来型軽水炉の改良・標準化、(3) 耐震設計の標準化及び(4) 経済性の向上策について検討が実施され、成果は現在運転中、建設中及び建設準備中の軽水炉に反映されている。

<更新年月>

2010年10月

(本データは原則として更新対象外とします。)

<本文>

原子力発電を推進するに当たっては、軽水炉を我が国において定着化させ、安定した運転を維持しうよう努めることが極めて重要な課題であることから、昭和50年度に通産省に原子力発電設備改良標準化調査委員会及び原子力発電機器標準化調査委員会が設置され、官民一体となり自主技術による軽水炉の信頼性、稼働率の向上、作業者の被ばく放射線量の低減等を目指した軽水炉の改良標準化計画がスタートした。

第1次改良標準化計画が昭和50年度から昭和52年度まで、第2次改良標準化計画が昭和53年度から昭和55年度まで実施され、現在運転中のプラントに、その成果が反映されている（「ATOMICA 第一次および第二次改良標準化（02-08-02-01）」を参照）。

昭和56年度から開始された第3次改良標準化計画は、これまで実施してきた第1次、2次改良標準化計画をベースとして機器・システムはもちろん、炉心を含む原子炉本体に至るまで自主技術を基本とした日本型軽水炉の確立を図ることとし、二つの世代の軽水炉（新型軽水炉、従来型軽水炉）に対して、それぞれの技術的特質に十分留意して検討が進められ昭和60年度に終了した。

この計画では、新型軽水炉（ABWR、APWR）ワーキンググループ、従来型軽水炉改良・標準化ワーキンググループ、標準化ワーキンググループ及び軽水炉改良標準化耐震設計調査実施委員会が検討を実施した。

1. 開発目標とその計画

開発目標として、(1) 信頼性の向上、(2) 稼働率の向上、(3) 運転性の向上、(4) 被ばくの低減、(5) 立地効率の向上及び(6) リードタイムの短縮化を掲げ、目標の達成を目指して表1に示す計画により実施した。なお、この計画のほかに、昭和58年度から経済性向上策としてプラント全体の標準化及び設計の合理化・適正化の目標を掲げた。

2. 新型軽水炉（改良型軽水炉）の開発

新型軽水炉ワーキンググループでは、新たな技術開発により(1) 安全性・信頼性の向上、(2) 稼働率の向上、(3) 被ばくの低減、(4) 放射性廃棄物の低減、(5) 運転性の向上、(6) 経済性の向上、(7) 立地の効率化、(8) ウラン資源の有効利用 及び(9) 設置許可に係る仕様の標準化を進めることを目的として検討を実施した。

具体的な目標として、安全性・信頼性は従来型軽水炉以上、稼働率は80～90%、作業員の被ばく量は0.5～1.0人・Sv/炉・年、放射性廃棄物は100～200本ドラム缶/炉・年、発電コストは従来型軽水炉に対し10%程度低減等を達成することとした。

検討の成果として、BWRではABWR（改良型BWR）、PWRではAPWR（改良型PWR）としてまとめられた（表2参照）。ABWRは東京電力の柏崎刈羽発電所6号機及び7号機、中部電力の浜岡発電所5号機、北陸電力の志賀発電所2号機の4プラントが運転中であり、中国電力の島根発電所3号機、電源開発の大間発電所の2プラントが建設中、東京電力の東通発電所1号機が平成22年12月に着工予定である。また、APWRは日本原子力発電の敦賀発電所3号機及び4号機が平成22年10月に着工予定である。

3. 従来型軽水炉の改良・標準化

従来型軽水炉について第3次改良標準化では、第1次及び第2次改良標準化に引き続き、更に一層の改良を図ることを目的にして、(1) 定期検査に関する改良、(2) 放射性廃棄物処理改良標準化、(3) 建設工法に関する改良、(4) 運転・計装に関する改良、(5) 工認標準化の5項目について検討を実施した。検討の成果を表3に、また具体的な改良項目の内容を、BWRについて表4に、PWRについて表5に示す。

4. 耐震設計の標準化

実際の原子炉施設の耐震性に係わる設計、評価法は、そのサイト毎の自然条件を考慮せねばならず、確とした標準化を図ることは難しい性格のものであるが、ある程度の制限条件があっても標準的方法が設定できれば、設計あるいは評価の双方にとって有用である。

このような観点から、第3次改良標準化では第1次及び第2次改良標準化の成果並びに最新の技術知見を取り入れて、重要度が高く、かつ、標準化の観点から効果的な項目について検討を実施した。検討の成果を表6に示す。

5. 経済性向上策

原子力発電高度化懇談会における原子力発電の経済性向上策に関する報告書を受け、このうち

- 1) 標準化の拡大
- 2) 設計の合理化・適正化

について以下の方針により実施した。

5.1 標準化の拡大

これまでの標準化は、炉心まわりを中心に進められてきたが、標準化をプラント全体に拡大した「標準プラント」を策定することとし、110万kW級の原子力発電プラントをベースに各系統についての標準化の制約因子を再評価し、経済性向上につながる標準化の拡大策の検討を実施した。

5.2 設計の合理化・適正化

運転実績・試験及び研究の成果、新技術の開発等の国内外の情報により得られた知見を分析・評価し、設計余裕を有する項目を選定し、これまで蓄積された試験結果及び運転経験から得られた新知見や実績を踏まえ、法令・基準等の適用の関連、合理化による経済的評価及び合理化・適正化方策について検討を実施した。

これらの検討の成果を表7に示す。

6. 改良標準化のまとめ

昭和50年度より始められた軽水炉の改良標準化計画は、3次にわたり実施され、昭和60年度に終了した。これらの改良標準化で得られた成果（表8参照）は、運転中、建設中及び建設準備中の軽水炉に反映されている。

<関連タイトル>

[第一次および第二次改良標準化 \(02-08-02-01\)](#)

[改良型BWR（ABWR） \(02-08-02-03\)](#)

[改良型加圧水型原子炉（APWR） \(02-08-02-04\)](#)

[日本の原子力発電開発の歴史 \(16-03-04-01\)](#)

<参考文献>

(1) 通商産業省資源エネルギー庁公益事業部原子力発電（課）：1999年版 原子力発電便覧、電力新報社（1999年10月）

(2) 火力原子力発電技術協会（編）：やさしい原子力発電、平成2年6月

- (3) 原子力安全研究協会（編）：軽水炉発電所のあらし（改訂第3版）、平成20年9月
 - (4) 原子力安全委員会：原子力安全年報 昭和61年版 2-8-3 その他
 - (5) 原子力安全委員会：原子力安全年報 平成元年版 2-8-3 軽水炉改良標準化の推進、
 - (6) 日本電気協会新聞部：原子力ポケットブック 2009年版、p.192
 - (7) 経済産業省：平成22年度電力供給計画の概要について（平成22年3月31日）、
-

表1 開発目標を達成するための計画

改良計画	成果の概要
(1) 日負荷追従運転	(1) 耐震設計の標準化
(2) 長期サイクル運転	(2) 許認可関連事項の標準化
(3) 効率向上、大容量化	(3) 廃棄物処理方法等の標準化
(4) 運転管理システムの改良	(4) 標準プラント基本仕様の確立
(5) 定期検査の効率化	
(6) 被ばく低減関連設備の改良	
(7) 建設工期の短縮	

【出所】原子力安全委員会：原子力安全年報 昭和61年版 2-8-3 その他、
<http://www.nsc.go.jp/hakusyo/S61/2-8-3.htm>

表2 新型軽水炉の開発に関する成果の概要

	従来の軽水炉	ABWR, APWR
安全性／信頼性	—————	従来型と同等以上であるとの評価
稼働率 (設備利用率)	設備利用率約76%	設備利用率約85%以上を達成 (定検期間の短縮、運転期間の延長等により約90%が達成可能)
被ばく量	約2.9人・シーベルト／炉・年	約0.5人・シーベルト／炉・年
放射性廃棄物の低減	約900本／炉・年 (ダオラム缶発生量)	約100本／炉・年 (ダオラム缶発生量)
運転性	—————	日負荷運転。 AFC、ガバナーフリー運転等の運転性の向上
経済性	—————	発電原価10%以上低減 (従来型と比較)
立地の効率化	—————	電力出力の大容量化 耐震性の向上を図り、耐震条件の厳しい地点にも立地可
ウラン資源の有効利用	—————	約20%節約可能 (従来型と比較)

表3 従来型軽水炉の改良・標準化に関する成果の概要

	成果の概要
定期検査に関する改良	<p>110万kW級のプラントのタービン系作業について定検工程の検討を行い、機械化促進、作業の効率化等により約70日工程が達成可能であることを確認。 被ばく低減のため、自動検査装置等を開発。</p>
放射性廃棄物処理改良標準化	<p>廃棄物処理設備全般に関する安全設計の取りまとめ、新技術・改良技術についての調査・検討結果を踏まえ、各系統・設備について標準設計のとりまとめ。 また、標準化を進めるうえでの廃棄物処理設備固有の制約条件についての今後の見通しと対応について検討。</p>
建設工法に関する改良	<p>従来工法及び改良工法について調査検討し、工程短縮効果、経済性等について検討。 BWR/PWRのモデルプラントにおける従来工法及び改良工法採用による工程短縮効果及び適用工法の評価。</p>
改装・運転に関する改良	<p>運転の信頼性と監視機能を高めるため計算機補助によるインストラクションシステム及び格納容器内自動点検システムの開発を行うとともに、実機プラントに本システムを導入するに際しての課題等を評価。 また、信号伝送／情報処理の効率化を目指した多重伝送等の検討、ケーブリングシステムの改良、改良制御監視システムの開発等を実施。</p>
工認標準化	<p>工事計画認可申請書添付書類の記載内容の標準化の検討及び関連基準等の整理作業を実施。</p>

表 4 従来型軽水炉の改良項目（BWR）

項 目	内 容
点検の効率化 ・タービン系定検工程短縮 ・線量低減関連設備の改良	<ul style="list-style-type: none"> ◦タービン本体点検工程短縮に関する改善（天井クレーン2台化、小型専用クレーン設置等） ◦関連作業の自動化（ロボット化） <ul style="list-style-type: none"> ・ロータの清掃・除染作業の自動化 ・ダイヤフラムの清掃・除染作業の自動化 ・タービンアキシャル寸法計測の自動化 ◦CRD自動分解点検装置 ◦燃料自動検査装置 ◦曲管溶接部自動超音波探傷装置
放射線廃棄物処理改良標準化	<ul style="list-style-type: none"> ◦活性炭ホールドアップ塔数の変更 ◦高電導度廃液収集タンク数の変更 ◦低電導度廃液系・高電導度廃液系予備脱塩塔の共用化 ◦スチームドレン系とシャワードレン系の共用化 ◦高電導度廃液貯留槽の合理化 ◦低電導度廃液ろ過装置への中空糸膜フィルタの採用
建設工法に関する改良	<ul style="list-style-type: none"> ◦現地作業の削減化（省力化）工法 ◦並行作業の拡大化工法 ◦現地工事の合理化工法
計装・運転に関する改良	<ul style="list-style-type: none"> ◦インストラクションシステムの実用化 ◦格納容器内自動点検システムの実用化 ◦運転管理システムの改良 ◦運転自動化システム ◦信号伝送システム ◦ケーブリングシステムの改良 ◦タービン系を中心とした計装系の改良

[出典]火力原子力発電技術協会(編): やさしい原子力発電、平成2年6月

表 5 従来型軽水炉の改良項目（PWR）

項 目	内 容
定期点検に関する改良	（定期検査の効率化） <ul style="list-style-type: none"> ◦ タービン系定検工程短縮の検討 ◦ 定期検査工程の総合的検討 （従事者の受ける線量低減関連設備の改良） ◦ 蒸気発生器水室自動除染装置 ◦ 1次系水質管理分析の自動化 ◦ 1次系クラッド除去装置実証試験
放射性廃棄物処理改良標準化	<ul style="list-style-type: none"> ◦ 放射性廃棄物処理設備の共用範囲の変更 ◦ 洗浄排水処理系統の合理化 ◦ 使用済樹脂移送方式の変更
建設工法に関する改良	<ul style="list-style-type: none"> ◦ 現地工事の削減化（省力化）工法 ◦ 並行作業の拡大化工法 ◦ 現地工事の合理化工法
計装・運転に関する改良	<ul style="list-style-type: none"> ◦ インストラクションシステムの実用化 ◦ 格納容器内自動点検システムの実用化 ◦ 改良型制御監視システムの開発 ◦ 改良型制御保護装置の開発 ◦ ケーブリングシステムの改良

[出典]火力原子力発電技術協会(編): やさしい原子力発電、平成2年6月

表6 耐震設計の標準化に関する成果の概要

	成果の概要
標準設計手法	耐震設計に係る基本的方針、設計手法等について標準化による設計の合理化等に反映させるため、建屋及び機器設備の設計条件、設計・評価法の詳細かつ具体的な方法等について検討を加え、現段階における標準的手法をとりまとめた。

【出所】原子力安全委員会：原子力安全年報 昭和61年版 2-8-3 その他、
<http://www.nsc.go.jp/hakusyo/S61/2-8-3.htm>

表7 経済性向上策に関する成果の概要

	成果の概要
標準化	原子力プラントの標準化を図るため、プラントの設計ルーチンをその進捗に従って5段階にレベル分割し、各段階における標準化の制約因子を検討し、可能な限り標準化を図るための設計方法の設定を行うとともに、110万kW級プラントを対象とした標準設計仕様書を作成。
設計の合理化・適正化	建設コスト低減の観点から、安全性／信頼性の確保を前提とし、運転実績、経験、新しい知見、新技術の採用等の面から検討を加え、系統設計、機器設計等について合理化、適正化を図った。 なお、本検討の結果は上記標準設計仕様書へ反映した。

[出所] 原子力安全委員会:原子力安全年報 昭和61年版 2-8-3 その他、
<http://www.nsc.go.jp/hakusyo/S61/2-8-3.htm>

表8 軽水炉の改良標準化

		従来プラントの例 (800、1100MW級)	第1次改良標準化計画 (800、1100MW級プラント)	第2次改良標準化計画 (800、1100MW級プラント)	第3次改良標準化計画 (1300～1500MW級プラント)
実施期間			昭和50年度～昭和52年度	昭和53年度～昭和55年度	昭和56年度～昭和60年度
主な成果 (第3次計画の主な内容)	信頼性及び稼働率の向上	プラントによりかなり異なる	設備利用率 約70% 〔耐SCC材の採用、 蒸気発生器の改良等〕	設備利用率 約75% 〔制御棒駆動機構の改良、 燃料の改良等〕	① 改良型軽水炉の開発・標準化 ABWR: インターナルポンプ、新型制御棒駆動機構、高性能燃料等の採用 APWR: 大型炉心、高性能燃料等の採用
	定期検査期間の短縮	定期検査日数 90日～100日 (補修工事がない場合)	定期検査日数 約85日 (同左) 〔格納容器の大型化、 燃料交換機の改良等〕	定期検査日数 約70日 (同左) 〔制御棒駆動機構自動交換機の採用、 燃料検査システムの改良等〕	② 従来型軽水炉の改良 定期検査(主としてタービン系)に関する改良、廃棄物処理設備の改良、建設工法の改良等
	作業者の受ける線量の低減	(100%とする)	従来プラントの約75% 〔クラッドの発生防止及び除去対策、 蒸気発生器細管検査の自動化等〕	従来プラントの約50% 〔ISI(供用期間中検査)自動化範囲の拡大、 水質分析装置の自動化等〕	③ 標準化プログラム 耐震設計の標準化、許認可関連事項の標準化、廃棄物処理方法等の標準化、標準プラント基本仕様の確率 ・ 設備利用率 約80% ・ 定期検査日数 約55日 ・ 作業者の受ける線量の低減 約40%
代表プラント	BWR		福島第二2, 3, 4号 浜岡3号 女川1号	柏崎刈羽2, 3, 4, 5号 浜岡4号 女川2, 3号	A B W R 柏崎刈羽6, 7号 浜岡5号 志賀2号
	PWR		川内1号 敦賀2号 高浜3, 4号 泊1, 2号	玄海3, 4号 大飯3, 4号	A P W R 敦賀3号 (平成28年運開予定) 敦賀4号 (平成29年運開予定)

下記の出典をもとに作成した

【出典】 日本電気協会新聞部(編):原子力ポケットブック 2009年版、p.192

通商産業省資源エネルギー庁公益事業部原子力発電(課): '99年版 原子力発電便覧、電力新報社(1999年10月)、p.385