

敦賀 3・4号炉は改良標準化のでき損ない

1. 加圧水型原発の改良標準化とAPWR(135万kW)

(1) 日本での軽水炉改良標準化（原子力ポケットブック2001年版より）

第一次改良標準化：1975～1977年度（BWR：福島第二 2～4、浜岡 3・4、PWR：川内 1、敦賀 2）

設備利用率＝約70％：耐 SCC 材採用、蒸気発生器改良

定期検査日数＝約85日：格納容器大型化、燃料交換機改良(在来原発90～100日)

被曝線量低減＝在来原発の約75％：クラッド発生防止・除去対策、蒸気発生器細管検査自動化

第2次改良標準化：1978～1980年度（BWR：柏崎刈羽 2・5、PWR：玄海 3・4）

設備利用率＝約75％：制御棒駆動機構改良、燃料改良

定期検査日数＝約70日：制御棒駆動機構自動交換機、燃料検査システム改良

被曝線量低減＝在来原発の約50％：共用期間中検査 ISI の自動化範囲拡大、水質分析装置自動化

第3次改良標準化：1981～1985年度（ABWR：柏崎刈羽 6・7、APWR：なし(敦賀 3・4 で計画中)）

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

APWR：大型炉心、高性能燃料

在来型軽水炉の開発

定期検査改良(主にタービン系)、廃棄物処理設備改良、建設工法改良

標準化プログラム

耐震設計標準化、許認可関連事項標準化、廃棄物処理方法標準化、標準プラント基本仕様確立

(2) 日米の代表的原発と軽水炉の炉型・改良標準化炉（原子力ポケットブック2001年版による分類）

・沸騰水型軽水炉BWR

BWR 1 GE 型：ドレスデン 1

BWR 2 GE 型：オイスタークリーク、敦賀 1

BWR 3 GE 型：ドレスデン 2、福島第一 1、島根 1

BWR 4 GE 型：バーモントヤンキー、福島第一 2～5、浜岡 1・2、女川 1

BWR 5 GE 型：ラサール 2、東海第二、福島第一 6、福島第二 1、柏崎刈羽 1

BWR 5 改良標準型 (第一次標準化：福島第二 2～4、浜岡 3・4)

(第2次標準化：柏崎刈羽 2～5)、島根 2、志賀 1

BWR 6 GE 型：グランドガルフ 1

ABWR (第3次標準化：柏崎刈羽 6・7、浜岡 5と志賀 2が建設中)

・加圧水型軽水炉PWR

10万 kW 級 WH 社型： SHIPPINGPORT

20万 kW 級 WH 社型：ヤンキーロー

30万 kW 級 WH 社型：美浜 1

60万 kW 級 WH 社型：コネティカットヤンキー、美浜 2、玄海 1・2、伊方 1・2

60万 kW 級改良標準型 (第一次標準化：泊 1・2)

90万 kW 級 WH 社型：インディアンポイント 2、高浜 1・2、美浜 3

90万 kW 級改良標準型 (第一次標準化：川内 1・2、高浜 3・4) (第2次標準化：伊方 3)

110万 kW 級 WH 社型：ザイオン 1、セコイヤ 1、トロージャン 1、大飯 1・2

110万 kW 級改良標準型 (第一次標準化：敦賀 2) (第2次標準化：玄海 3・4、大飯 3・4)

130万 kW 級 WH 社型：サウステキサス 1・2

135万 kW 級改良標準型 (第3次標準化：APWR なし → 敦賀 3・4へ設計変更)

(3) 米国での原子炉開発

第1世代原子炉

第2世代原子炉：現在世界で稼働中の商業用原子炉

第3世代原子炉：ABWR(日立・東芝・GE：135万kW)、AP600(WH社：61万kW)、System80+(ABBコンパッション・エンジニアリング社：約140万kW)が設計認証済み。AP1000(WH社：>100万kW)が新たに設計認証申請を予定

革新的原子炉(第4世代原子炉) 軽水冷却、高温ガス冷却、高温流体冷却のいずれか

米国での開発目標：発電単価3セント/kWh、建設単価1,000ドル/kW以下(第3世代原子炉の2/3程度)

経済性向上策：(1)非常用炉心冷却系、中間熱交換器の削除、(2)崩壊熱自然放熱などシステム単純化、(3)モジュール設計、(4)原子力仕様の適用範囲最小化、(5)プラント熱効率向上、(6)工場生産型プラント、(7)建設期間24か月、(8)設備利用率90%以上、(9)超高燃焼度燃料、(10)保守最小化、(11)規格基準の国際化。

革新的原子炉の例

原子炉	国	原子炉型	熱出力[MW]
IRIS	米、イタリア、日本、フランス、英	モジュール型 PWR	150
ENHS	米国	モジュール型 Pb-Bi 冷却高速炉	125
PBMR	南アフリカ	He 冷却ガスタービン高温ガス炉	265
NIUS	イタリア	PWR	1,000
SVBR	ロシア	Pb-Bi 冷却高速炉	268 ~ 357
S-PRISM	米国	モジュール型 Na 冷却高速炉	1,000
GCPFR	フランス	He 冷却、窒化物燃料高速炉	1,000 ~ 3,600
LMFR-AMTEC	米国	Na 冷却高速炉、熱電直接変換	記載なし
GT-MHR	米国、ロシア、フランス、日本	He 冷却ガスタービン高温ガス炉	600
CANDU-X	カナダ	重水減速、超臨界圧軽水冷却炉	928 ~ 2,540

米原子力研究諮問委員会による第4世代原子炉開発プラン

フェーズ1(2002~6)：第4世代の設計概念検討、第3世代の資本費削減オプション検討

フェーズ2(2007~10)：第3世代プラント建設計画支援、開発対象となる有望な原子炉タイプの選択

フェーズ3(2011~)：主要部材と系統の設計、試験、実証。第4世代原子炉設計完成、許認可申請

フェーズ4：実証プラント建設

2. 第3次改良標準化APWR(135万kW)の特徴

(1) 改良型PWR(APWR)135万kWの基本仕様

1982~86年度の第3次改良標準化で、電力5社(関西・北海道・四国・九州・日本原電)と三菱・WH社の国際共同開発

発電端電気出力 135万kW

原子炉系熱出力 383.9万kW(熱効率35.2%)

一次冷却材流量 22,000m³/h/ループ×4ループ

燃料集合体最大燃焼度4.8万MWD/t、ウラン濃縮度3.6%、15ヶ月連続、3バッチ運転、稼働率90%以上
(5.5万MWD/t制限では、濃縮度約4%で、17ヶ月連続、3バッチ運転が可能)

(2) スペクトルシフト方式でプルトニウムを大量に生成・燃焼

スペクトルシフト方式とは、大型燃料集合体を用い、制御棒で水ウラン比率を調整する運転方式。

初期には、減速材調整制御棒(水排除用制御棒)WDRを挿入し(水ウラン比率小)、プルトニウム生成を促進し(在来PWRより10%ほど高い)、後期には、WDRを引き抜き、プルトニウム燃焼とウランを効率的に燃焼させる(取出ウラン濃縮度0.6%~0.7%)。

炉心上部の各種制御棒(水排除用、出力制御用、負荷追従用制御棒)を一次冷却水の横流れから保護するために制御棒案内管領域を上昇流とするための上部カランドリア構造を採用。これに伴い、小LOCA時のループシールの問題(炉心上部位置が一次冷却材ポンプ入口配管部(ループシール)の位置より高く、ここでの小漏洩時に水位が低下して炉心が露出する問題)が解消

(3) 中性子反射体で中性子漏れが少ない

半径方向中性子反射体(ステンレス鋼丸棒をステンレス鋼厚板で囲った構造)で炉外への中性子漏れを減らし、ジルカロイグリッド燃料で中性子吸収量を低減。原子炉容器照射量は半減するが、反応度事故や

核暴走事故を促進する方向に作用する。

リングブロック構造の中性子反射体は敦賀3・4号設計開始時にWH社が提案し、三菱が採用決定し、独自に改良したもので、WH社のAP600にも採用されている。

(4) 大容量炉心で、ウラン資源を節約し、比較的低濃縮度で長期サイクル運転が可能

スペクトルシフト方式と熱出力当たりのウラン装荷量を約20%増加した大容量炉心で低出力密度にし(ウラン鉱石所要量では20%以上低減)、在来PWRより低濃縮度での長サイクル運転を可能にする。

燃料費20%削減：スペクトルシフト方式で約10%、低出力密度で約5%、中性子経済向上で約5%(半径方向反射体約3%、ジルカロイグリッド約2%)で、合計20%の削減になる。

(5) フルMOXによるプルサーマルも可能

自己生成Puリサイクル(炉心の約30%の燃料集合体がPuになる)が可能で、これ以上のプルトニウムリサイクルには、負荷追従用制御棒を通常の出力制御用制御棒に必要な応じて順次切り替えていけば、全炉心までMOX燃料装荷が可能

(6) 負荷追従運転性能の向上

負荷追従制御棒(ジルカロイペレットをステンレス被覆管に収納し、中性子吸収を通常より弱める)GRの採用、全炉心寿命通して負荷追従運転可能。

14-1-8-1時間サイクルで出力幅100%→50%→100%運転 自動周波数制御運転 AFC ± 5%、ガバナフリー運転 GFO ± 3%まで可能であり、さらに重ね合わせが可能。

(7) 緊急炉心冷却システムECCSの多重・簡素化

ECCSの高圧注入系に4サブシステムを採用(100%×2系列から50%×4系列へ)、系統構成を簡素化(分岐管・連絡管の削減)。高圧注入系の注入点を低温側ループから原子炉容器直接注入方式へ変更することにより有効な冷却水量を増加させている。高圧注入系を100%×2系列から50%×4系列へ変更したことにより、システムの信頼性は100%以上稼働する確率=信頼度は高まるが、4系列の直接注入ノズルが付くため、そこでの応力腐食割れの危険が高まり、ECCS作動時の原子炉容器への熱衝撃が大きくなる。

上部カランドリア構造のため原子炉冷却水入口ノズルから炉心底部までの落差が大きく、冷却水の再冠水速度が大きい。これらのため、低圧注入系はなく、蓄圧タンクと高圧注入系だけでLOCAに対応することになり、炉心損傷確率は1桁低減する。炉心再冠水タンクが在来PWRの低圧注入系に代わる。

原子炉格納容器内緊急用水貯蔵タンクが格納容器内底部に設置され、加圧器逃がしタンクから給水され、ECCSへつながる。在来PWRの再循環切替が不要で、燃料取替用水タンクの代用にもなる。

余熱除去ポンプは格納容器スプレイポンプと兼用。

(8) 定期点検目標45日

一体型原子炉容器蓋IHP(integrated head package)、燃料取替時には各種の制御棒クラスタがすべて上部炉心構造物内に収容されて上部炉心板に乗る構造、在来PWR(クラスタが燃料集合体上部ノズルへ到達)とは異なり、制御棒がない状態で燃料集合体を交換できる。

「新形原子炉により燃料コストを低減するが、わが国でAPWRを実現するためにはスペクトルシフト採用に伴う建設費の上昇は最小限に押さえねばならないし、プラント全体としての建設費は低下させる努力が必要である」(小倉成美(三菱重工業)原子力工業第29巻7号 p.29)

東京電力設置許可申請書記載の発電原価は柏崎刈羽6・7号 ABWR135.6万 kW(1996・97年運転開始)で約31・約28万円/kWになり、約4200億円・約3800億円、計約8000億円に相当する。福島第一7・8号ではこれらをデッドコピーしてさらに約20%削減の見通し(日経1999/11/17)。

敦賀3・4号は総建設費8900億円(電気新聞1999/1/20)で約29万円/kWhに相当する。日本原電は2001年度供給計画で「目標建設費(8300億円)を設定し、その達成に向けた設計の合理化を検討、建設工期の短縮、機器仕様の標準化等を行ってきました。今後とも、あらゆる面からさらなるコスト削減方策を検討していきます。」としている。発電コストを下げるには、建設費を下げ、出力を上げる以外にない。1992年段階で1兆円規模のものが、8300億円に下がった。これには、改良標準化の基本的な設計思想が切り捨てられ、設計簡素化と出力増加の設計変更がなされた。現在さらに建設費削減のための設計合理化が進められている。それには、一層の「安全余裕」の切り捨て、設計工事費の合理化・値切りが避けられない。

3. 敦賀 3・4号炉の建設費削減のための「なし崩しの設計変更」

(1) 1992年の増設打診段階ではAPWR135万kW

1992年8月 日本原電が敦賀発電所3, 4号機増設を地元区長らに打診・協力要請

1992.9.12福井新聞で日本原電幹部(浜崎一成常務取締役)が初めて具体的な増設計画に言及

「型式は、改良型の加圧水型軽水炉(A-PWR)をベースに、さらに改善を加えた最新型を考えている。規模は135万kW級のを2基。共用できる設備はなるべく共通化する設備を増やし経済性を高められるツイン型をめざしたい。2基となると事業費は現段階で1兆円規模と予想される。しかし、これもあくまで検討中の構想で、当然これから各方面の意見を聞きながら修正されるものだ。」

敦賀発電所の増設構想について :平成 4年 10月日本原子力発電(株)

< 検討中の増設構想 >

1) 場所: 現在の1, 2号機の北西側の若狭湾に面した社有地を想定

2) 出力: 135万kW級を2基

3) 原子炉形式: 最新型加圧水型炉(PWR)ツイン型(抱き合わせ型)

< Q&A >

・設置想定場所は、既設地点から離れているので、港湾等新たに設ける付帯設備を考慮すると、1基では経済的負担が大きい、エネルギー需要の増大に伴う国のエネルギー政策への協力および電力需給緩和への寄与から、できれば2基設置したい。

・土地利用の効率化。環境への影響緩和(プラント・コンパクト化による)、経済性、運転保守の効率化。等から2基ツイン方式が一般的である。

・今回増設を計画しているプラントは、国、電力、メーカーが協力してS61年度に完了した基本設計そのものをベースに、その後の技術進歩や運転・保守経験を取り入れた最新鋭のPWRであり、更に安全性の向上が図られている。

(2) 増設陳情採択時にはスペクトルシフト方式を放棄し、改良型PWR(APWR)142万kWへ変更

1993.3.19敦賀市議会で敦賀発電所3・4号機増設促進陳情を採択

1993.12.24福井県議会で敦賀発電所3・4号機増設促進陳情を採択

敦賀発電所3, 4号機のあらまし(平成5年12月日本原子力発電)

改良型PWR(APWR)約142万kW(135万kW級)、ツイン型(2基一体型)

1993年の3・4号炉増設申し入れ時は135万kW級としていたが、炉内構造が複雑で、従来通りの簡素な炉心構造とする検討を平行して進めていた。その結果、約142万kWになった。

敦賀3・4号機の特徴

1. ウラン資源節約型の改良炉心

・ステンレス製の中性子反射体で中性子を無駄なく利用し、燃料の支持部品(グリッド)を中性子を無駄食しない材料(ジルカロイ)に代えて、従来より低い濃縮度のウラン燃料で運転できる炉心設計とする。

2. 一層の信頼性向上を図った蒸気発生器

・伝熱管に、より錆びにくい材料(インコネルTT690)を使い、伝熱管曲げ部を新振れ止め金具でよりしっかり固定して、蒸気発生器の一層の信頼性向上を図った設計とする。

3. マン・マシンインターフェースの一層の向上を目指した運転制御装置

・テレビ画面主体の新型中央操作盤、自己診断機能を備えたデジタル制御/保護装置(従来アナログ式)の採用、自動化運転の範囲の拡大、運転支援ガイダンスの導入で、運転員がより容易に運転できる設計とする。

4. 安全設備の信頼性向上

・非常用炉心冷却系(ECCS)を従来の独立2系列構成から独立4系列構成とし、冷却系の水源切替操作がいらぬよう格納容器内に非常用水源を設けて、安全設備の一層の信頼性向上を図る。

5. 人に優しい作業環境

・放射線源の減少と、作業環境・作業手法の改善で、線量当量を低減する。広い作業スペースの確保、遠隔自動化、ロボット化の一層の導入、暑い所、寒い所をなくす(冷暖房設備)などの細かい配慮で、作業環境の改善を図る。

6. 環境調和を目指した発電所

・自然景観との調和(建物形状・色彩、構内の緑化)、開かれた発電所(発電所見学ルートの拡大)

7. 地域との共生を目指した発電所

・地域産業の振興などへの発電所の物理的資源の積極的な活用により地域共生型発電所を目指します。

1994年3月の日本原電パンフレット 142万kW

簡素な炉心構造になり一次冷却水流量が増加し、電気出力が増大。

1995.1.6 日本原電が会社の責任で敦賀3・4号の環境事前調査(調査費50数億円)に着手

1995.1.17 阪神・淡路大震災が勃発

1995.12.8 高速増殖原型炉「もんじゅ」でナトリウム漏えい火災事故

1998.3.31 日本原電の東海原発(GCR16.6万kW)が31年8ヶ月(1966.7.25～)の営業運転を停止、廃止措置へ

1998.10.4 日本原電の100%子会社、原電工事(株)による輸送容器データ改ざん・ねつ造問題内部告発

(3)1998年には現在の153.8万kWへ変更

1998年:153.8万kW

設計を詳細に検討し、出力を153.8万kWとした。

「設計で想定した年数は60年だが、プラント寿命を表すものではない。」(日本原電)

18炉心程度まで MOX 燃料の装荷が可能な設計

1999.5.28 日本原電が敦賀1号を「今後10年程度」運転継続する方針を福井県へ報告

1999.7.12 敦賀2号で再生熱交換器配管の亀裂事故

1999.9.30 JCO東海事業所で臨界事故発生

1999.12.16 高浜4号MOX燃料データねつ造発覚、関電がプルサーマル延期

(4) APWR153.8万kWでさらに建設費削減の設計合理化

2000.1.24 日本原電が「2000年度経営の基本方針」を発表

1999.8.20以降発電量ゼロの状態を「存在をも揺るがす危機的状況」と受け止め、発電ゼロの状況を早期に脱し、2000年度を「ゼロからのスタートの年」と位置づけ、原発の安全運転や敦賀3・4号増設計画の具体化などを柱に、「新たな企業像」の構築に向けて全力を傾注し、一層の発展を目指すという方針を打ち出す。敦賀3・4号2基で8300億円の建設費を建設工程の効率化と設計合理化等で低廉化を図り、東海の廃止措置計画を年内に取りまとめ、改良型BWR設計高度化、中間貯蔵を含む使用済み燃料対策、プルサーマル計画の着実な遂行を推進、将来を見据えて、FBR実用化戦略調査研究、中・小型炉研究開発に取り組み、日本原電の経営改革委員会が1997年から検討している将来構想を早期に取りまとめる。

(5) 原子炉建屋とタービン建屋は異なる地盤に建ち、地震に弱い

2000.2.22 日本原電が敦賀3・4号増設の事前了解願いを提出(芦浜計画白紙撤回と同日)

敦賀発電所3,4号機増設計画について」(平成12年2月、日本原子力発電)

敷地面積34万 m^2

山地切り取り約9万 m^2 : 原子炉建屋と制御建屋はここに設置

海面埋め立て約25万 m^2 : タービン建屋は半分が埋め立て地にかかる。

改良型PWR

第3次軽水炉改良標準化計画の一環として開発され、さらにその後の技術進歩や国内外守経等を取り入れた最新鋭のPWRで、今後の我が国PWRの主流になるものと位置づけられます。3・4号機はこの改良型PWRの初号機であり、我が国の軽水炉技術のさらなる発展に大きく貢献するものと位置づけることができます。3,4号機の主な特長は次のとおりです。

安全性の向上 ・非常用炉心冷却系(ECCS)の強化

信頼性の向上 ・炉内構造物の簡素化 ・蒸気発生器の信頼性向上

運転性の向上 ・高度なデジタル技術を駆使した計測制御システムの採用

炉心性能の向上 ・ウランの有効利用

建設費

3・4号機合計約8,300億円(初装荷燃料費を除く)〔3号機 約5,160億円、4号機 約3,140億円〕

2001.1.16 日本原電が「環境影響評価準備書」を届出、増設計画書を一部変更

敦賀発電所3,4号機増設計画について」の一部変更(平成13年1月、日本原子力発電)

敷地面積29万 m^2

山地切り取り約9万 m^2

海面埋め立て約20万 m^2 :埋め立て面積を1/5縮小

2001.6.13 県議会の説明会で日本原電が計画概要と環境影響評価手続きを説明

原電の鷲見禎彦社長は、原発でMOX（プルトニウムとウランの混合）燃料を燃やすプルサーマル計画の推進意思を強調し、増設する原発でも取り組む姿勢をみせた。原発でのプルサーマル計画の推進について、鷲見社長は「高浜原発の（MOX燃料返還）問題などが解消し、皆さんの理解が得られるのなら必ずやりたい」と、強い推進の意思を示した。

2001.7.13 栗田知事が「環境影響評価準備書に関する環境保全の見地からの意見」を経済産業大臣に提出

2001.9.14 福井県が9月定例県議会で「敦賀発電所3,4号機の安全性の確認」(平成13年9月福井県)を説明

2001.10.10 敦賀3・4号増設計画の環境影響評価準備書に対する経済産業大臣から日本原電への勧告

知事意見が出た段階で勧告にある実験などは実施済み。評価書は年内提出の見通し。経済産業相が30日以内に審査結果を通知、変更命令がなければ1ヶ月の縦覧で、環境影響評価の手続きはすべて終了。

4. 「敦賀発電所3,4号機の安全性の確認」(平成13年9月福井県以下では「県報告」と略す)の問題点

(1) 安全審査は国の一元的责任の立場を転換、福井県も安全審査・安全性確保の責任が発生

「国の安全審査の前段階であることから、プラントの基本設計方針を確認する」(県報告 p.1)としているが、詳細設計は設計工事認可の審査段階の対象であり、原子力安全委員会での安全審査は本来基本設計しか審査していない。したがって、福井県が原子力安全委員会による審査の前に安全だと判断したことになる。これは国の安全審査に予断を与える自治体行政の越権行為である。本来なら、国の安全審査を受け、その結果を県として独自に審査し、増設を最終的に受け入れるかどうかを判断すべきである。また、「原発の安全審査や安全性の確保は国の一元的责任だ」と逃げてきたこれまでの福井県の姿勢は何だったのか。県報告は、「政府・原子力安全委員会だけでなく福井県も原発の安全審査・安全性の確保に責任をとる」方針への一大転換を行ったものと見なされる歴史的文書になった。

(2) 改良標準化炉のできそこない --- 建設費が高すぎ、基本設計を根本から変更

「敦賀発電所3・4号機は、軽水炉の第3次改良標準化計画の成果を基にして、その後の技術進歩や国内外の運転保守経験等を取り入れて開発された加圧水型軽水炉であるということから、これまでの軽水炉開発の延長線上に位置し、その基本構造は既設の加圧水型軽水炉と同じと考えられる」(県報告 p.1)との県の主張は、改良標準化路線の基本設計の失敗を隠蔽し、その設計思想を引きずった敦賀3・4号炉の危険性を隠蔽している。

1982～86年度第3次改良標準化 APWR135万 kW の基本設計思想は、WH 社のアイデアによるスペクトルシフト・大容量炉心、フルMOX、負荷追従運転であった。1992年8月の地元区長への打診時はこの炉型であったが、スペクトルシフト方式のため建設費が高く、基本設計の根本的な修正を進めていた。1993年12月の県議会説明時には「スペクトルシフト方式」を放棄した APWR142万 kW に変わっていた。さらに、環境事前調査(1995.1～1999.8.31)終盤の1998年には、確証試験を経て153.8万 kW に出力が増えていた。県報告では、「ウラン価格が下がったこと、炉心構造が複雑で保守上の負担が増えることを考慮して」(県報告 p.7)としているが、基本的には建設費が高く使い物にならないものを使えるようにするための根本的な設計変更であった。設計変更で建設費を下げ、出力を増やし、出力当り建設単価を下げた。

出力増大の原因は、スペクトルシフト方式を放棄し、炉内構造簡素化で、一次冷却材流量が増えたためである。それは結果として炉心熱出力の増大となっている。仏ショーB1号が151.5万 kW で最大(同規模のNシリーズが仏に4基ある)だが、これを抜く世界最大規模になった。

スペクトルシフト炉心放棄による簡素化→一次冷却材流量増大→電気出力+7.0万 kW(142万 kW)

燃料グリッド・炉内構造設計改良で原子炉容器内圧力損失減少→一次冷却材流量増大

一次冷却水ポンプ設計改善で水力特性向上→一次冷却材流量増大

低圧タービン翼長の52in から54in への長尺化→タービン効率向上

→電気出力+11.8万 kW(153.8万 kW)

タービン効率の向上は炉心の炉心熱出力の有効利用(熱出力は不変)だが、炉内圧力損失の減少で一次冷却材ポンプのトルクを変えなければ、一次冷却材流量が増大し、炉心熱出力が増大する。

APWR135万kWでは原子炉熱出力(一次冷却材ポンプによる入熱を含む)は383.9万kWだったが、APWR153.8万kWでは446.6万kWへ62.7万kW、16%も増えている。しかし、保有水量の減少で保温効果が落ちたせいか、熱効率は35.2%から34.4%へ下がっている。

参考：ショー B 1 号は1984年着工、1996年 7 月に臨界に達したが、11月に一次冷却材流量が既定値以上へ上昇し停止、1998年 5 月にはシボ-1号機(151.5万 kW、フラマトム社製 PWR)で余熱除去系に熱疲労と思われる漏えいが発生し、同じ N4シリーズのショー B1号も停止、余熱除去系の再設計および補修を実施し、1999年3月20日に運転再開、2000年 5 月15日にやっと営業運転を開始した。

(3) 炉内放射エネルギーが多く、崩壊熱も高い

153.8万 kW の世界最大規模であり、15～17ヶ月の連続運転を想定した高燃焼度燃料を用いるため、炉内の放射エネルギーは常に大量であり、崩壊熱も高い。重大事故が起これば、その影響は極めて甚大である。

(4) 高燃焼度燃料棒のため破損事故の危険が高い

敦賀 3・4 号では燃料集合体最高燃焼度5.5万 MWD/t の高燃焼度燃料が使われる(大飯 4 号で先行照射中で2002年終了予定。現在の PWR では4.8万 MWD/t を使用しているが、5.5万 MWD/t を今後標準的な燃料とする計画)。高燃焼度化のため、ピーキング係数(出力密度の最大値と平均との比)がやや高まり、ペレットの微細化が進み、燃料棒被覆管破損の危険が増す。

PWR では、米国で5.6MWD/t(燃料棒燃焼度では6.2MWD/t)まで、仏で5.2万 MWD/t まで認可。

BWR ではすでに5.5MWD/t 燃料が実用化され、敦賀 1 号で今年度装荷の予定。

(5) 反応度事故や核暴走事故が起こりやすくなる

スペクトルシフト方式は放棄したが、リングブロック構造の中性子反射体はそのまま採用している。中性子反射体により、炉外への漏えい中性子量が減るため反応度事故や核暴走を起こしやすくなる。

スペクトル方式を放棄して中性子反射板を設置するため、原子炉容器への中性子照射量(正確には中性子線束)は APWR135万 kW よりさらに減り、最も厳しい45度方向で従来比1/3、その他の方向では1/3以下へ低減する。中性子線束が下がることが原子炉容器の照射脆化を加速するか遅くするかは一概に言えない。日本原電は1/3炉心までのMOX燃料装荷を想定しており、プルサーマルを行えば反応度事故の危険が高まる。

(6) 濃縮ホウ素の利用

濃縮ホウ素(反応度制御能力のある B10を天然18%から90%へ濃縮)を採用し、主蒸気管破断時に充填ポンプ 3 台中 2 台を高濃度ホウ酸(4,400ppm 以上、化学体積制御系)注入に用い、高圧注入ポンプ 4 台で燃料取替用水ピットから低濃度ホウ酸(560ppm 以上)を注入する。濃縮ホウ素の反応度制御能力は天然の 5 倍あり、ボロン濃度は敦賀 2 号と同等の反応度制御能力になるよう設計してある。これは**反応度事故が起こりやすい炉心設計になっていることの裏返し**である。高濃度ホウ素の炉内への一挙注入に失敗すれば、厳しい反応度事故が起こるのは避けられない。

敦賀 2 号では、天然18%ホウ素を採用し、燃料取替用水タンクから中濃度ホウ酸(2,500ppm 以上)を高圧注入ポンプ 2 台と充填高圧注入ポンプ 2 台で注入し、後者の充填高圧注入ポンプ 2 台は途中のホウ酸注入タンクから高濃度ホウ酸(21,000ppm 以上)を注入している。

濃縮ホウ素採用により、一次冷却水中和用のリチウム添加量を抑さえ、腐食生成物の発生を抑制、作業員の被曝を低減できるという補助的効果はある。

(7) 蒸気発生器細管は細く薄くなる

敦賀 3・4 号炉では一次冷却材流量が25800m³/h/ループへ17%増えたため、蒸気発生器細管内の流速が速くなりすぎないように、細管の本数を増やす必要が生じた。単純に本数を増やすと大型化して建設費がかさむため、細管の肉厚/外径比を一定に保ったまま外径と肉厚を約14%小さくしている。その結果、外径は22.23mm から19.05mm へと細くなり、肉厚は1.27mm から1.09mm へと薄くなった。細管の本数は、3382本基から5830本基へと1.7倍になったが、蒸気発生器の高さは変わらず胴径が約12%増えたに留まる。これらにより、細管内の流速は約20km/h と同程度で、内圧に対する細管の強度も同程度だが、外側からの荷重に弱くなり、座屈しやすく、振動による疲労破断や応力腐食割れ等で破断しやすくなる。細管の間隔も14%減ったため、管支持板管板の強度に影響はないが、腐食生成物(サビ)がたまりやすくなっている。

(8) 小LOCA時のループシール問題への解決を放棄、制御棒への横流れの影響緩和も放棄

上部カランドリア構造の放棄により、原子炉容器は高さが16.2mから13.6mへ2.6mも低くなり、炉心上部の保有水量が減り、APWR135万 kW で期待された小 LOCA 時のループシール問題解決は放棄され、制御棒への一次冷却水の横流れによる影響を軽減する効果もなくなった。

(9) 低圧注入系を付けず、蓄圧タンクで兼用

スペクトルシフト炉心と上部カランドリア構造の放棄により、低圧注入機能を代行する必要が生じ、新たに高性能蓄圧タンクが開発された。ショーB1では蓄圧タンクと低圧注入系が両方ともついており、他の最新 PWR でも蓄圧注入系33%×4基と低圧注入系100%×2系列がついているが、敦賀3・4号には低圧注入系がない。その代わり、蓄圧タンクと低圧注入系を兼用する高性能蓄圧タンクが開発された。高性能蓄圧タンクは33%×4基で、窒素ガス圧は初期45kg/cm²、小流量注入時7kg/cm²である。この高性能蓄圧タンクにより、大 LOCA 時に低圧注入系の作動が不要となりシステム信頼度(作動確率)は高まっているが、高性能蓄圧タンクが低圧注入系の機能をカバーできるかどうかが問題になる。

緊急炉心冷却装置の独立・多重化によるシステム信頼度の評価

個別機器 の信頼度	100%×2系列				50%×4系列					
	200%	100%	0%	100%	200%	150%	100%	50%	0%	100%
0.80	0.6400	0.3200	0.0400	0.9600	0.4096	0.4096	0.1536	0.0256	0.0016	0.9728
0.90	0.8100	0.1800	0.0100	0.9900	0.6561	0.2916	0.0486	0.0036	0.0001	0.9963
1.00	1.0000	0.0000	0.0000	1.0000	1.0000	0.0000	0.0000	0.0000	0.0000	1.0000

- 1) システム信頼度を99%にしようとするれば、100%×2系列では個別機器信頼度は90%が必要だが、50%×4系列では86%で済む。したがって、理論的には各系列で安価な低信頼度の機器でも良いという可能性が生まれる。
- 2) 当然のことだが、200%能力の発揮を期待する場合には、4系列化のほうが2系列より信頼度は低くなる。

(10) 一次冷却材配管をステンレス製から低合金鋼へ変更

一次冷却材配管をステンレス鋼から低合金鋼へ変更、セーフエンドをなくし溶接線を低減。ステンレス鋼製の場合には低合金鋼製の原子炉容器や蒸気発生器と異材継ぎ手となりセーフエンドが必要だった。異種継ぎ手なくなるため、共用期間中検査も液体浸透検査PT+超音波検査UTからUTのみになり、頻度も100%/10年から25%/10年に軽減される。WH 社設計はすべてステンレス鋼製で、日本の全 PWR でこれを採用している。独シーメンス社の原発では低合金鋼製で、30年の運転実績があり、コンバッション・エンジニアリング社の原発では炭素鋼を採用している。

(11) 負荷追従運転は断念

敦賀3・4号では、減速材調整用制御棒88体も負荷追従用制御棒28体も配置されておらず、APWR135万kW と同数の出力制御用制御棒69体だけがある。負荷追従運転は設備利用率を下げ固定資本の回収を難しくするため、今回は放棄したと推定される。

(12) 地震に弱く、近くに活断層が走る

敦賀1号のすぐ近くに浦底断層が走っており、敦賀3・4号の直下に活断層がないという保証はない。まさに直下地震の危険がある。敦賀半島付近は縦横無尽に活断層が走りながら、地震の空白域になっており、近未来の地震発生が予測されている。

原発が直下地震に弱いことは言うまでもない。加えて、敦賀3・4号では原子炉建屋とタービン建屋が異なる地盤の上に建つ。このため、建屋で地震動が異なり、その継ぎ目が容易に破断し、重大事故に至る危険がある。

(13) 高燃焼度燃料は再処理できず、敷地内プールに長期貯蔵

5.5万MWD/tの高燃焼度燃料を再処理できる施設は世界のどこにもない。現在 PWR 原発へ搬入されている核燃料は最高4.8万 MWD/t(大飯原発へは試験用に5.5万 MWD/t 燃料集合体を搬入)だが、搬出先は搬出時点で特定すればよいことになっている。つまり、サイト外への搬出が約束されていないのである。5.5万MWD/tともなれば一層、原発サイト内での貯蔵は避けられない。そのため、敦賀3・4号では、40年の想定運転期間中に発生する使用済核燃料が貯蔵可能な容量のプールを併設することになる。

(14) 15～17ヶ月長期連続運転と定期点検45日を追及

敦賀3・4号では、15～17ヶ月連続運転と定期検査45日を想定し、稼働率90%以上を目指している。原発の経済性喪失による建設費削減圧力、電力自由化の下での政府の原発安全規制緩和により、一層の設計変更と建設工事発注の削減(浜岡5号での実態)が避けられない。JCO事故がその結果生じた悲劇であったことを忘れてはならない。