改良型 PWR 炉内構造物の設計

Design of Core Internals of Japanese Advanced Pressurized Water Reactor

| 神戸造船所 | 栗 | 村 | | 力*1 | 筒 | 井 | 武 | 彦*2 |
|---------|---|---|---|-----|---|---|---|-----|
| | 南 | 部 | | 清*3 | | | | |
| 原子力事業本部 | 巿 | Л | 利 | 郎*4 | | | | |
| 技術本部 | 中 | 村 | 友 | 道*5 | 沢 | 田 | | 由*" |

炉内構造物は燃料集合体を支持するとともに、一次冷却水の流路形成、制御棒及び炉内計装の案内・支持及び原子炉容器への 照射量抑制を行う重要な機器である.改良型 PWR(APWR)では従来型 4 ループプラント(193 体の燃料集合体を支持)に比べ 電気出力の増加を図るため、257 体の17×17 型燃料集合体を支持する大型化構造と炉心周辺の構造物は、中性子経済性向上並び に原子炉容器への中性子照射量の低減を図るため、従来構造のバッフルフォーマ構造に代えてリングブロック型中性子反射体を 採用している。また、運転中のプラントの経験を反映するとともに、長期的な信頼性向上を図るために、構造・材料に関する最 新知見を反映し、これらの新設計構造に対しては、炉内流動・振動に対する機械的健全性を確認する流動試験を行い、安全性・ 信頼性を確認している。

Core internals are important structures which have the function of fuel assembly support, in core instrumentation guides and supports, and reduce the neutron effect on the reactor vessel. The advanced pressurized water reactor (APWR) has 257 fuel assemblies for increased electrical power output. This core internals are larger than those of current 4 loop plants and have a ring-block type neutron reflector instead of a baffle-former structure to increase neutron economy and to decrease the neutron effect on the reactor vessel. In addition, the APWR core internals employ some new designs for higher reliability. These new designe have been verified by scale model flow tests.

1.まえがき

改良型 PWR (APWR) は電気出力 153 万 kWe の大容量 4 ル ープ型発電プラントであり,その炉心は改良型 17×17 型燃料 257 体により炉心熱出力 445 万 kWt を生み出す大型炉心である。この 炉心を支持する炉内構造物は既設炉から得られた知見を反映し、 信頼性向上対策構造を取入れるとともに、中性子経済性向上を目 的として、リングブロック型中性子反射体を従来のバッフルフォ ーマ構造の代わりに炉心周り構造として採用していることを特徴 としている.以下にこの炉内構造物の設計について述べる.

2. 炉内構造物の開発

2.1 従来型プラントとの構造比較

従来型4ループPWR(以下、従来型と称す)とAPWRの炉内 構造物比較を図1に示す。APWR の特徴は① 燃料集合体が従来 型の193体から257体に増加したことに伴う炉内構造物の大型化, ②従来型のバッフルフォーマ構造に代わるリングブロック型中性 子反射体の採用により中性子経済性向上(Fuel Cycle Cost:FCC 性の向上)を図るとともに、高照射領域のボルトの大幅削減及び 原子炉容器への照射影響を低減する熱遮へい体の削除, ③ 炉心領 域の溶接線を削除する下部炉心槽一体鍛造化、である。以下にこ れら改良構造について述べる.

2.2 新規構造物の開発

2.2.1 炉内構造物大型化

従来型4ループプラントは193体の燃料集合体を使用していた のに対し、APWR では炉心出力増加のために 257 体の燃料集合体 で炉心を構成し、中性子反射体の最適化設計を行い図1に示すよ うに全高13.6m(従来型全高12.9m),内径5.2m(従来型内径

4.4m)と主に半径方向への大型化を図った。炉心の大型化に伴 い、原子炉出力を制御する制御棒の数も従来型(炉心運用により 54) より増加しており、炉心運用(MOX 燃料適用条件、日負荷 追従運転の考慮、等の条件)に合せて制御棒クラスタ案内管数を 設定可能な設計としている.

2.2.2 中性子反射体の採用

従来型 PWR のバッフルフォーマ構造と APWR の中性子反射体 構造の比較を図2に示す.

(1) 中性子反射体の形状

原子炉は U235 又は Pu に適切な速度の中性子を衝突させること により核反応を起させ、これにより発生する熱で一次冷却水を 加熱するとともに、核反応で新たに飛出した高速中性子を冷却 水で減速し、熱中性子として核反応を連続して起させて出力を 得ている。炉心外周部の燃料における核反応により飛出した中 性子の中には、次の核反応に寄与せずに炉外に出て行くものも 少なくない.

APWR では、従来核反応に寄与していなかった中性子をステ ンレスブロック(反射体)により炉心へ反射させ、炉心の反応 度向上による FCC 性向上を図ることとした。図3は金属ブロッ ク厚みが増すとある時点で反応度変化率が飽和する傾向がある ことを示している. 中性子反射体の径方向最低板厚は, この傾 向を基に設定した。実機の詳細検討においては中性子反射体の 冷却に必要な流路孔を設けた状態の水/鉄比率を考慮して、約 0.7%のFCC性向上を図っている.

(2) 金属ブロック冷却に関する設計

中性子反射体では、中性子が衝突した部分が y 線を放出する ときの崩壊熱(γ発熱)が生じる.軽水炉の原子炉施設の構造設 計に使用される金属材料の強度は、昭和 55 年通商産業省令告示

*1 原子力設計部炉内構造物設計課 *2 原子力設計部炉内構造物設計課主查

*3 原子力設計部主管

*5 高砂研究所振動音響研究室主查 工博

*6 高砂研究所流体研究室主務

*4 原子力技術センター原子炉・安全技術部原子炉技術課主査



Compare structures of surround core region between APWR and current 4-loop plant

501 号(平成6年改訂)にて規定されており,使用環境を想定さ れている温度範囲とする必要がある.これにより炉内構造物材 料であるオーステナイト系ステンレスについて規定されている 最高温度425℃以下となるように設計した.一方,一次冷却材温 度は通常運転時圧力 15.4 MPa で冷却水が沸騰しないように最 高温度を 343℃以下にする必要がある。しかしながら、中性子反 射体部を冷却する炉心バイパス流量は原子炉の出力効率を考え ると必要最低限に抑える必要がある。



図3 バッフル厚さを変えた場合の反応度変化 Vary of nuclear reaction by baffle thickness (neutron reflector thickness)

中性子反射体の冷却孔の設計では、炉心バイパスを最小化す ること、反射体機能に影響する水/鉄比を最小化すること及び製 作性を考慮の上で小口径孔を多数設置することとした。炉心側 の孔配置を密な冷却孔パターンとして温度分布解析を行った結 果、図4に示すような平たんな温度分布となり、金属温度、水 温共に設計条件を満足することを確認した。なお、冷却孔を流 れる冷却水の量及び分布は、実物大の部分モデル試験にて確認 している.

(3) リングブロック高さの設定

中性子反射体は、炉心出力分布による複雑な温度分布・熱変 形を伴う構造でありその機能と構造健全性を高い次元で両立さ せるために多数の小口径の冷却孔を有する構造となっている. このため、ブロック1段の高さは流路孔の加工性等を考慮した 設計としている.

(4) 点検・保守性

点検・保守が必要になった場合を想定し、中性子反射体は炉 心槽から取外し可能な構造となっている。また、リングブロッ ク型中性子反射体にすることにより、炉心領域ボルトの数を大 幅に削減し、部品点数の少なさによる点検保守性向上が図られ ている。(従来型プラントのバッフルフォーマ構造では約2000 のボルト・ねじが使用されているが、中性子反射体では約50 で ある。)

2.2.3 下部炉心槽一体鍛造化

従来の炉心槽は複数の板を溶接することで形成しているが,近年,高照射材料の SCC 感受性増加の可能性が報告されているため,炉内構造物のうち高照射領域(炉心領域)に当る下部炉心槽

については、溶接による残留応力を回避するために、一体鍛造構 造へと変更することを計画している.

2.3 設計検証

APWR 炉内構造物の設計検証として,水力特性及び流動振動の 試験を国内 PWR 5 電力会社との共同研究として実施した. 試験 は目的別に以下の3種類実施した.

① ダウンカマ・下部プレナム流動試験

中性子反射体入口流量配分の確認及び炉心入口流量配分の確認. ② 中性子反射体流動試験

中性子反射体部の冷却性能が問題ないことの確認。

③ 炉内構造物総合流動試験

炉内構造物の流動振動特性が通常のランダム振動であることの 確認及び炉内圧力損失が設計値どおりであることの確認.

(1) ダウンカマ・下部プレナム流動試験

図5に示す1/5 縮尺モデルにより、中性子反射体及び炉心の 入口流量配分を確認した.試験は常温常圧で実機流速で行い、 炉心及び中性子反射体の入口流量を下部炉心板部に取付けたノ ズル型ベンチュリ管により計測した.なお、中性子反射体入口 流量配分は1/8 セクタごとのブロックに流入する流量を計測し た.試験の結果、炉心入口流量配分、中性子反射体流量配分が 設計目標値を満足することを確認した.

(2) 中性子反射体流動試験

中性子反射体の冷却孔は小さく、レイノルズ数も低いため、 図6に示す実寸大1/8セクタモデルにより、各流路孔への流量 配分を計測した。

なお,この試験は中性子反射体部での流量配分に対する試験 であり,下部プレナムから当該部への流入流量はダウンカマ・ 下部プレナム流動試験により評価されている.

本試験の結果,各流路孔への流量配分は設計上考慮したばら つき範囲内にあることを確認した.

(3) 炉内構造物総合流動試験

図1に示した炉内構造物全体の1/5 縮尺モデルにより,炉内 構造物の流動振動特性と流体荷重の把握及び炉内圧力損失の把 握を目的とした常温・常圧水流動試験を行った.試験供試体は, 個々の振動特性・圧力損失及び全体の振動特性にかかわる重量 ・剛性を実機の縮尺比模擬となるように設計している.

流動試験においては流速を実機に合せており,以下の関係を考 慮して評価した.

① 振動特性:実機の5倍

② 流体荷重:実機と等価ひずみとなる他の応力値より逆算 ③ 圧力損失:実機と等価(形状圧力損失が支配的なため)



図4 中性子反射体温度分布(例) 中性子反射体冷却性解析結果を示す. Temperature distribution of neutron reflector



験設備を示す. Test loop of down comer lower plenum flow test

さらに温度の影響として材料の縦弾性係数・流体密度の補正を 行った.

流動振動特性試験の結果,振動応答は流量(流速)の2乗に比例しており,通常のランダム振動であることを確認した.さらに 流体荷重値は設計値よりも小さく,設計条件が安全側に設定され ていることを確認した.水力特性としては炉内圧力損失が設計の 範囲内であることを確認し,系統設計のための条件が妥当である ことを確認した.

3. む す び

中性子反射体を採用し、過去の不具合への対策を反映した改良型 PWR の炉内構造物の開発を行い、その妥当性を試験により検証した.

今後は,詳細設計・製作設計を行い実機へつなげていくととも にその間に入手される最新情報の反映に努めて行く.



図 6 中性子反射体流動試験設備 中性子反射体冷却孔流量分布試験 設備を示す. Test loop of flow distribution of neutron reflector flow holes

本構造物の開発に協力を頂いている国内 PWR 5 電力会社 [日本原子力発電(株),北海道電力(株),関西電力(株),四国電力(株),九州電力(株)] 各社に謝意を表します.