特集·沸騰水型原子炉

U.D.C. 621.039.524.44.034.44.077:621.039.536.2

原子炉圧力容器及び炉内構造物の改良 Improvement of BWR Pressure Vessel and Internal Structures

我が国でも、商業用軽水型原子力発電所の運転年数は10年を数えるようになり、 運転経験に基づく我が国独自の原子力発電所の改良標準化が進められている。この 改良標準化の3本柱とも言うべき目標は、信頼性向上、稼動率向上及び被曝低減で ある。国家的な規模での改良標準化が計画に従って進められているが、原子力プラ ントメーカーとして、日立製作所でも個々の機器について、その目標に沿った改良 を推進中である。

本論文では、それらの成果の中から、被曝低減に有効な原子炉圧力容器の一体鍛造下鏡の製作実績、及び新型GE・BWR-6型炉内構造物の製作経験と、これに基づく従来型BWR-5型の炉内構造物の耐震性向上のための改善設計に関する検討結果について報告する。

藤本弘次*	Hirotsugu Fujimoto
林 英策*	Eisaku Hayashi
岡崎朝彰**	Tomoaki Okazaki
三浦康公**	Yasuhiro Miura

1 緒 言

原子力発電用機器は,運転中の安全性を確認するために, JEAC(電気技術規定)-4205及びASME(American Society of Mechanical Engineers)Code Section XIの規定に基 づき,毎年行なわれる原子力プラントの定期検査で,ISI(供 用期間中検査)が実施されている。第1種容器であるRPV



(原子炉圧力容器)は、検査要求も一段と厳しく、耐圧溶接箇 所のすべてが超音波探傷検査の対象であり、毎年定められた 範囲の検査が行なわれる。これらの検査は、高放射能雰囲気 での作業であるため、従事する検査員の放射線被曝の低減対 策が、近年特に重要な課題となっている。

今回,国内向け1,100MWe級BWR用RPVの製造に当たり, 被曝低減対策のためにRPV下鏡構造を一体鍛造成形に改良 し、プラント寿命中にISIを受ける溶接線の累積長さを従来 のRPVに比較して大幅に減少させることができた。また, 一体鍛造化した下鏡ドームの材料特性を,実製品と同一材質, 寸法の試作品によって詳細に調査し,高品質であることを実 証した。

原子炉炉内構造物については、現在、米国で建設が進めら れているBWR(Boiling Water Reactor)-6型プラントと、 我が国で建設されているBWR-5型プラントでは、種々の相 違がある。BWR-5型で既に運転実績が出ていることから、 特に緊急を要する改良点はない。しかし、日立製作所で輸出 用BWR-6型炉内構造物の製作を経験したことから、ここで は、両者の相違点について述べるとともに、主に信頼性裕度 を高める点で、BWR-6型の炉内構造物設計を、将来BWR-5 型に取り入れることが望ましいと思われる点について、その 可能性を検討した。

以下,これらの状況について報告する。

2 原子炉圧力容器の改良

2.1 RPV構成素材の一体化の効果

従来, RPVを構成する部材は, フランジ, ノズルを除いて 成形鋼板を組み合わせて製造されてきた。鋼板の分割数は, 素材の製造能力及び成形能力を考慮して設計されていた。 RPVを上鏡, 胴体及び下鏡に区分して, それぞれ従来の素材 分割, 及び一体化の概念図を図1に, 一体化によるISIの対 置通して取り付くため, 高放射能雰囲気であることとあいま って運転開始後の溶接箇所への接近は非常に困難であった。 したがって, 下鏡ドームの制御棒ハウジングが貫通する範囲 を一体化すれば, 溶接箇所の減少とともにISI時の作業性が 大幅に改善されることになる。

図 I RPV構成素材の一体化 従来のRPV素材分割と一体化した場合の分割を示す。

表 | 従来型構造と新構造の溶接線長さの比較 下鏡は一体化すれば, ISI対象となる溶接線長さの低減効果が大きい。

部分	構造	従来型構造	新構造
F	鏡	44 m	29m (34)
胴	体	133 m	104m (22)
下	鏡	55 m	19m (65)
合	計	232 m	152m (34)

注:小括弧内は低減率を%で表示

象となる溶接線長さの変化を表1にそれぞれ示す。このよう な一体化の概念を実機に適用するに当たり,溶接線長さの低 減率が高く,かつ ISI の困難な下鏡の一体化を推進すること になった。なかでも下鏡のドームの部分は,従来は3ないし 4分割であったが,この箇所には制御棒ハウジングの管群が 貫通して取り付くため,高放射能雰囲気であることとあいま って運転開始後の溶接箇所への接近は非常に困難であった。

73

* 日立製作所日立工場 ** バブコック日立株式会社呉工場

692 日立評論 VOL. 62 No. 9(1980-9)



図2 下鏡一体ドームの製造方法 円板状の厚肉素材を半月状の上金型で圧下鍛造し、半球形のドームに仕上げる。



図3 一体鍛造ドームの製造状況 I,100 MWe級RPV用一体鍛造ドームの製造状況を示す。

2.2 一体鍛造ドームの製造方法

下鏡のうちペタルの部分は, RPV支持構造物の一部を含め て一体化しても, その素材は高さ1.8m, 直径6.8mのリング 状であり, 従来の主フランジの製造方法で可能である。

ドームは、直径6.65mの半球形であるため、これを従来の



ように鋼板で作るには、展開寸法8.25mの鋼板が必要であり、 材料製造可能範囲を越えるものである。

一体化による設計改良に応ずるため、材料メーカー(日本 鋳鍛鋼株式会社)では、下鏡ドームを鍛造で成形する新技術 を開発した。図2はその概念図を示す。この方法では、250t の大形鋼塊をあらかじめ厚肉の円板状に鍛造し、この素材を 半球形の下金型と半月状の上金型により圧下鍛造することに より、展開寸法8.25mのドームの製造が可能となった。1,100 MWe級RPV用ドームの製造状況を図3に示す。

2.3 一体鍛造ドームの材料特性

このような大形の一体鍛造ドームの製造は,世界でも初め ての試みであるため,品質要求の厳しいRPVへの適用に当た り,実製品と同一材質,寸法のドームを製造し,各種の材料 試験によりその品質を実証した。

ドームは図4に示すように、鋼塊の頂部から底部に相当す る方向に添って、また、ドームの円周方向に合計13個のブロ ックに切り出し規格の要求する試験を実施した。以下に、ド ームの均質性の観点から、試験結果を要約して述べる。

(1) 化学成分

ドームのレードル分析結果を表2に示す。RPV用材料は、 中性子照射脆化に悪影響を及ぼす不純物成分¹⁾(Cu及びP)の 低減が重要であるが、ドームのCu及びPは極めて低く、中性 子照射脆化への影響²⁾は無視できる程度である。

次に,ドーム全体の製品化学成分の分布を図5に示す。同 図(a)に示すように, C(炭素)及び合金元素の偏析度は20%以 図4 一体鍛造ドームの確性試験要領 ドームの均質性を実証するための試験片配置,及び試験項目を示す。

下であり、全体の分布形態をCについてみると同図(b)に示す ように、鋼塊の頂部から底部にかけての偏析は±0.02%であ り、大形鋼塊としてはばらつきは少ないことを確認した。 (2) 機械的性質

原子力発電用機器の脆性破壊防止に対する要求は,近年一 段と厳しくなっており, RPV用材料に対しては, 国内外の規 格で線形破壊力学に基づく靱性の要求が規定されつつある。 材料の靱性値は, 落重試験とシャルピー衝撃試験から求まる 関連温度*RT_{NDT}が規定されており*,これを線形破壊力学に基 づく解析値以下とする必要がある。ドームの*RT_{NDT}*は, 図6 に示すように, 板厚方向の分布は, 表層部が焼入効果がよい ことにより低温側(高靱性)にあるが, 鋼塊頂部から底部にか

表2 一体鍛造ドームのレードル分析値 中性子照射脆化に悪影響を及ぼすCu, Pは極めて低く, また, その他の微量不純分元素も少なく清浄な材料といえる。

	C	Si	Mn	Р	S	Ni	Cr	Mo	V	Cu	Co	AI	Sn	As	Sb
SFVV3 規格値	0.15 5 0.25	0.15 5 0.35	۱.20 ۶ ۱.50	0.025 以下	0.025 以下	0.40 5 0.80		0.45 \ 0.60	0.05 以下				-		
レードル分析値	0.18	0.26	1.43	0.005	0.004	0.74	0.17	0.50	0.005	0.03	0.007	0.014	0.001	0.002	0.0011

注:単位(%)

74



図5 一体鍛造ドームの各種元素の製品分析値 C(炭素)の偏析 は鋼塊頂部から底部にかけて±0.02%であり,250tの大形鋼塊から製造した材 料としては,偏析は少ない。 けてはほぼ一定しており、いずれも低温(高靱性)で、設計仕様を満足する十分な低温靱性をもっている。

次に、ドームの子午線方向と円周方向の材料特性の比較を 図7に示す。引張強さ及び靱性ともに異方性は全くなく、球 形ドームとしては理想的な特性である。

以上, ドームの実証試験結果の一部について紹介したが, 一体鍛造ドームの材料特性は, いずれもドーム全体にわたり 均一で,最近のRPV材料に対する要求を十分満足しており, 実機への適用性は実証された。

3 炉内構造物の改良

3.1 BWR-6型用炉内構造物の製作実績

日立製作所は、米国GE(ゼネラルエレクトリック)社が受注したスイス国ケルンクラフトベルクライプシュタットAG 原子力発電所納めのBWR-6型用炉内構造物の製作を引き受け、このたび完成の上GE社に納入した。その主な仕様を表3 に、また、完成品の外観を図8~11に示す。

このBWR-6型用炉内構造物は、従来型に比べて、構造強度及び性能上、種々の改良がなされており、特に精度の高い

表3 スイス国ライプシュタット原子力発電所納め炉内構造物の 主な仕様 今回,輸出したスイス国ライプシュタット原子力発電所納め

o 十試作ドーム



図6 一体鍛造ドームの機械的性質の分布 引張特性及び靱性は全体に均一である。表層部は焼入効果が良く、高靱性を示している。



BWR-6型用炉内構造物の主な仕様を示す。

項			目	仕	様
 炉			型	沸騰水型軽水炉(B	WR-6型)
定格	電	気出	コカ	960 MWe	
原子	炉压	こ力を	容器内径	238 in	
納	入	製	B	シュラウドヘッド 炉心シュラウド 上部格子板 炉心支持板	各丨基
È	要	材	料	ASME SA-240 TY	PE 304L

注:略語説明

ASME (American Society of Mechanical Engineers)



図7 一体鍛造ドームの機械的性質の方向性 一体鍛造ドームは, 円周方向と子午線方向に同等に鍛錬が加えられ,機械的性質に方向性は見られない。 図 8 シュ ラウド ヘッド スイス国ライプシュタット原子力発電所納 め BWR-6型用シュラウドヘッドの完成品を示す。

75

694 日立評論 VOL. 62 No. 9(1980-9)



図 9 炉心シュラウド スイス国ライプシュタット原子力発電所納め BWR-6型用炉心シュラウドの完成品を示す。

のである。

(1) シュラウドヘッド

シュラウドヘッドは炉心上部プレナムを形成し、その上に 汽水分離器が設置される。炉心流量増大のため、汽水分離器 は従来の2段式から新たにAS-2B型(3段式)と呼ばれる汽 水分離器が開発された。これは従来と同じ軸流遠心方式であ るが、外径を小さくして同じ取付面積に対して、より多くの 汽水分離器を取り付けられるようにし、汽水分離器1基当た りの流量を減らして圧力損失を減少させている。

(2) 炉心シュラウド

炉心シュラウドは、上部シュラウドと下部シュラウドに分離され、上部シュラウドには、後述する上部格子板が溶接により取り付けられて一体構造となっており、下部シュラウド との間は機械的結合としている。

(3) 上部格子板

炉内構造物のうちで最も変更の大きいのは上部格子板である。

上部格子板は,正方形開口部を形成するビームの組合せ構造物で,各開口部は制御棒を含み,4体の燃料集合体の上部を支持する。図13に示すように,BWR-5型では,格子板が障子のさん状に組み合わせた格子板組立形式であるのに対し,BWR-6型では格子板開口部の角穴を厚板から一体に削り出した構造とし,従来構造に比べて耐震強度を増加させている。(4) 炉心支持板

製作技術が要求された。これに対処するため,機械加工の新 技術を開発して製作を進めた。特に,上部格子板の角穴加工 装置の開発,及び試作品による最適切削条件の新技術の開発 を行ない,所定の厳しい寸法精度内で製品を完成させること ができた。

3.2 BWR-6型用炉内構造物の特長

BWR-6型用炉内構造物は、従来型BWR-5型用のそれと 比較して、以下に述べるような改良を行なっている。図12は、 BWR-5型とBWR-6型の炉内構造物の構造比較を示したも 燃料集合体下部の横方向の支持をする炉心支持板は,BWR-6型では,炉心差圧による座屈強度を増すために,従来,補 強ビームに直交する補強材がロッドであったものを,いずれ も直交する補強ビーム構造としている。

(5) 低圧注水(LPCI)ライン

原子炉圧力容器のISIの被曝低減対策のため、LPCI/ズ ル位置を、炉心領域を避けて上方に移動し、スリップジョイ





図10 上部格子板 スイス国ライプシュタット原子力発電所納めBWR-6型用上部格子板の完成品を示す。

図|| 炉心支持板 スイス国ライプシュタット原子力発電所納めBWR-6型用炉心支持板の完成品を示す。

 $\mathbf{76}$



(1) 一体型(一体削り出し形式)上部格子板

耐震強度を高めるために、一体型上部格子板をBWR-5型 用炉心シュラウドに取り付ける構造とした場合の耐震強度に ついて以下に述べる。

図14は、従来型と一体型の格子板の有限要素法による応力 解析モデルを示したものである。従来型では、格子板に切欠 き溝があるため、地震時の燃料集合体反力により格子板にね じりモーメントが作用する。一方、一体型では切欠き溝がな いためねじりモーメントの影響は小さく、また、開口部の角 穴のコーナに丸みを設けているため、応力が緩和される。



図12 BWR-5型とBWR-6型との炉内構造物の構造比較 図の左半 分はBWR-5型の,右半分はBWR-6型の炉内構造物の構造を示す。

ント方式の炉内配管を用いて、上部格子板の下のシュラウド に注入する構造としている。

3.3 改良型炉内構造物

日立製作所では,前述したようなBWR-6型用炉内構造物の製作実績を踏まえて,特に高耐震地区プラントなどに対して,強度上の裕度を増加させるために,以下に述べるようなBWR-6型用炉内構造物の改良点を採り入れた,BWR-5型用改良型炉内構造物の設計について検討した。









(a)格子板組立形式(b)格子板一体削り出し形式
(BWR-5型)(BWR-5型)(BWR-6型)

図13 上部格子板の構造比較 上部格子板構造は, BWR-5型では格子 板組立形式であるが, BWR-6型では格子板一体削り出し形式である。

図14 上部格子板の有限要素法による応力解析モデル図 従来型 格子板は,燃料集合体反力より格子板にねじりモーメントが作用する。図はこ のときの変形図を示している。

77

696 日立評論 VOL. 62 No. 9(1980-9)



表4に、図14の応力解析モデルによる応力の計算結果を示 す。表4から、一体型格子板では基盤加速度750Galの地震時 にあっても健全性を保持することができ、極めて耐震強度が 高いことが分かる。また、一体型格子板モデルによる静荷重 試験を実施したが、応力の測定値と計算値とは良く一致した。 (2) 直交補強ビーム方式炉心支持板

に設計差圧が作用したときの変形図を示したものである。計 算は有限要素法によった。同図から分かるように、補強ビー ムは弓なりに湾曲して面内曲げを受けるので、座屈強度の評 価が必要である。有限要素法による座屈応力の計算結果を表5 に示す。表5から、直交補強ビーム方式は低炭素系オーステ ナイトステンレス鋼を使用した場合でも座屈強度は十分であ ることが分かる。

直交補強ビーム方式炉心支持板を,従来型BWR-5型用炉 心シュラウドに取り付ける構造とした場合の座屈強度につい て,以下に述べる。

図15は、従来型炉心支持板(補強ビームとロッドの組合せ)

表 4 上部格子板の一次応力の評価 一体型格子板は,基盤加速度 750 Gal の地震時でも健全性を保持できる。

項	目				地震	時の応力	S1(500Gal)地震時 (kg/mm ²)	S2(750Gal)地震時 (kg/mm ²)
	従	来	型	格	子	板	31.8	48.9
	3 <u></u> 3	体	型	格	子	板	20.6	31.8
4	在空古	*		2	sus	316∟	21.8	34.9
r	可合心	;)]		Ş	SUS	316	27.2	43.5

注:* 通商産業省新技術基準による。

 $\mathbf{78}$

(S₁地震に対して, 2.25Sm)

(S₂地震に対して, 3.6 Sm/

表5 炉心支持板の座屈強度の評価 (1) 直交補強ビーム方式によれば、低炭素系オーステナイトステンレス鋼を使用しても、座屈強度は十分である。(2) 設計差圧: <u>AP=1.74kg/cm²d</u>

4 結 言

原子力発電所の信頼性向上,稼動率向上及び放射線被曝低 減の観点からの改良に関し,原子炉圧力容器については,下 鏡の一体鍛造化を実規模試作により確性試験を経て実機に適 用した。また,炉内構造物については,輸出用BWR-6型炉 内構造物の実機製作の経験を経て,BWR-5型への適用可能 性について検討した結果BWR-5型でも上部格子板及び炉心 支持板については,強度余裕向上の観点から,将来BWR-6 型設計を採り入れていくことを検討するのが望ましいと考え られる。

今回の原子炉圧力容器下鏡の一体化については,世界初の 試みであることから,東京電力株式会社の指導を仰ぐととも に,製作については,日本鋳鍛鋼株式会社の協力を得た。

また、輸出向けBWR-6型用炉内構造物の製作については、 GETSCO(ゼネラルエレクトリックテクニカルサービスカン パニー)の指導を得た。

終わりに,原子炉圧力容器及び炉内構造物の改良に当たり, 終始御指導と御援助をいただいた上記の関係各位に対し,深 く謝意を表わす次第である。

項	目	補強ビームの座屈応力 (kg/mm ²)
従来型炉心	支 持 板	3.4
直交補強ビーム	方式炉心支持板	2.4
許容応力*	SUS 316L	3.1
	SUS 316	4.3

参考文献

 L. S. Steele : Standard and Specification for Selecting Optimum Nuclear Reactor Pressure Boundary Metals-A Review of US Approaches and Needs, Nuclear Engineering and Design 27, 121~137 (1974)
US Regulatory Guide 1.99 : Effects of Residual Elements on Predicted Radiation Damage to Reactor Vessel Material