U.D.C. 621.039.524.46.034.44.077:621.039.536

# 新型転換炉原型炉「ふげん」 炉本体研究開発の概要

Outline of Research and Development on Pressure Vessel Structure for the Prototype Heavy Water Moderated Boiling Light Water Cooled Reactor "FUGEN"

The prototype heavy water moderated boiling light water-cooled reactor named Fugen is now undergoing development work as a national project by the Power Reactor and Nuclear Development Corporation. The structure of the pressure vessel of the Fugen consisting of pressure tube assemblies, a calandria and thermal shields is entirely different from that of light water reactors. This made it imperative to carry out numerous research and development programs prior to the design, fabrication, inspection and testing, and inservice inspection of the prototype. This report outlines research and development works relating to the prototype pressure vessel performed by Hitachi, Ltd.

柴 滕 英 造*	Eizô Shibatô
小口伊佐男*	Isao Oguchi
宇佐美三郎**	Saburô Usami
湊 昭**	Akira Minato

| 緒 言

-+

- 7

- W

1 7

· >

X

新型転換炉原型炉「ふげん」(以下,「ふげん」と略す)は, 我が国で初めて建設される重水減速,軽水冷却,圧力管型原 子炉で,現在国家プロジェクトとして動力炉・核燃料開発事 業団の手により,昭和51年臨界を目指して,福井県敦賀市に 建設が進められている。日立製作所は,「ふげん」プロジェク トの主務会社としてプラント全体の調整作業を行なうと同時 に,本原子炉の原子炉本体構造などの設計,製作及び据付を 担当している。

「ふげん」の原子炉本体構造は,従来型軽水炉のそれとは全く異なっており,軽水炉の原子炉圧力容器に相当する圧力管集合体及びその支持構造体としての機能を兼ね,減速材である重水を保有するカランドリアタンク及び熱(放射線)しゃへいの機能を有する鉄水しゃへい体とで構成されている。

本稿は、「ふげん」の設計に先立って行なわれた設計、製作、試験検査及び供用期間中検査などの工学的基礎を確立するための研究開発プログラムの概要について報告するものである<sup>(1)</sup>。

# 2 原子炉本体構造の概要

「ふげん」の原子炉本体は、図1に示すように、圧力管集合体、カランドリア及び鉄水しゃへい体とで構成されている。 圧力管集合体は、図2に示すように内部に燃料集合体及び一次冷却水を収納する軽水炉における原子炉圧力容器に相当す る容器で、ジルコニウムニオブ合金の炉心部圧力管に、オー ステナイト及びマルテンサイトステンレス鋼の結合体である 延長部が上下両方にロールドジョイントにより結合されてい る。各の圧力管集合体には、一次冷却水の入口及び出口ノズ



図 | 原子炉一次冷却系縦断面図 燃料を収納する圧力管集合体は, 炉心部に224本正方配列に置かれている。一次冷却水は下方より上方へ流れ気

- ルが接続されている。また圧力管集合体の下端には,燃料交換機により操作されるシール プラグが取り付けられる構造に なっている。カランドリアは,減速材である重水を収納して
- 化し、蒸気ドラムを経てタービンへ導かれる。

Fig. I Vertical Cross Section of Reactor Primary Cooling System

91

\* 日立製作所日立工場 \*\* 日立製作所日立研究所

新型転換炉原型炉「ふげん」炉本体研究開発の概要 日立評論 VOL.56 No.9(1974-9) 902



図2 圧力管集合体 圧力管集合体は炉心部 圧力管上部及び下部延長部より構成され、全長は約 9,500mmである。圧力管と延長部の継手部はロールド ジョイントにより結合されている。

Fig. 2 Pressure Tube Assembly

いる容器で、オーステナイト ステンレス鋼製のカランドリア タンクと、ジルカロイ-2製のカランドリア管とにより構成さ れている。カランドリア管は、上下両端をカランドリア タン クの上下管板にロールド ジョイントにより結合されている。 またカランドリアは、 減速材を正常レベルに保つための内部 領域と,原子炉の緊急停止を行なうために減速材をダンプす るための外部領域とに分かれており、両者はヘリウム均圧管 を介して連絡されている。鉄水しゃへい体は, 層状の炭素鋼 スラブ及び内部を流れる冷却水とから構成され、 カランドリ アを上部,下部及び側部より取りまいて一つの容器を構成し ている。鉄水しゃへい体の上下管板と、カランドリア タンク の上下管板は、炭素鋼のスリーブで溶接結合されており、こ れらの連成構造が原子炉本体の支持構造としての機能を果た している。



#### 圧力管集合体に対する研究開発 3

# 3.1 材料に関する研究開発

# 3.1.1 圧力管材料

92

圧力管の材料は、 炉心構成材料として核特性及び強度に優 れている材料であり、先行同型炉を所有しているカナダある いはイギリスからの多くの情報をもとに、ジルコニウム-2.5 %ニオブ合金の熱処理材が選ばれた。本材料の使用条件下に おける健全性を確認するために,線型破壊力学に基づく不安 定破壊の挙動を確認すべく多くの研究開発が実施された。本 材料の特徴の一つとして,材料が運転環境下において表面の 酸化に伴い発生する水素を吸収してしだいに靱性が低下して いく傾向があることがあげられる。従って、研究開発の実施 に当たっては、その計画段階から、 脆性特性の評価において は欠陥の大きさ、応力あるいは温度などのほかに、吸収水素 の量をパラメータとして選んでいる。また評価研究は、材料 中に存在する欠陥が,荷重の繰返しによって疲れき裂として 進展し、やがて不安定破壊に至るという、いわゆる疲れ脆性 特性の評価として行なわれた(2)-(4)。

管内圧繰返し試験用試験片及び荷重装置 ⊠ 3 欠陥部を内部から シールし、繰り返し内圧を加える。サイクル荷重に耐えること、試験途中で取 外しが可能であることのため、両端のシール部にくふうが凝らされている。

Fig. 3 Pressure Fatigue Test Specimen



確認試験は、管状試験片、リング状試験片及び曲げ試験片 の3種により行なわれた。また、試験片はその加工により材 料の性質を変化させないという配慮から,実機用材料と同一 条件にて製作された管材を,あらかじめ所定の濃度に水素富 化した後、材料に塑性ひずみを加えることなく製作された。 図3は管状試験片の例として管内圧繰返し試験片の形状を

新型転換炉原型炉「ふげん」炉本体研究開発の概要 日立評論 VOL.56 No.9(1974-9) 903

示すものである。本試験は実機を最も模擬した試験で,貫通 又は未貫通表面欠陥を有する試験片に繰り返し内圧を加え, 疲れき裂の進展及び不安定破壊の発生に関する挙動を調べる ために行なわれた。

図4は、リング状試験片であるリング引張試験片及び荷重 装置を示すものである。長さ100mmの管の中央部に長手方向 の貫通欠陥を付加した試験片に、引張荷重を繰り返して加え ることにより、疲れき裂の進展及び不安定破壊の発生に関す る挙動を調べるために行なわれた。試験片の取付けに際して は、管のたが張り応力が模擬できるよう、欠陥位置を45度方 向にセットすることにより面外曲げ応力の発生を防いでいる。 図5は、曲げ試験片である切欠き曲げ試験片及び荷重装置 を示すものである。本試験片は、実機の照射監視試験用試験 片としても使用できるように、小形の試験片として開発され たもので、長さ50mm、幅30mmの中央部に欠陥を付加した3点 曲げ試験片である。試験片の取付けに際しては、面外曲げ応

以上の各種試験により得られた結果の一例は,図6及び図7 に示すとおりである。図6は,水素の吸収量と破壊靱性(K<sub>c</sub>) の関係を,図7は,疲れき裂の進展速度と応力拡大係数の関 係を示している。

力の発生を防ぐために13.5度の傾斜が設けられる。

圧力管が不安定破壊を生じないための条件は、例えば、製作時の検査における最大許容欠陥の大きさを長さ2 $C_0$ 、深さ $a_0$ とすると、この欠陥が荷重の繰返しにより進展しても限界き裂長さ(CCL)に到達しないことである。ここで、進展き裂の大きさは、図7に示されるき裂の進展速度(da/dN)を用いて次のように計算される。



図 6 脆性破壊靱性に及ぼす水素吸収量の影響(室温) 水素吸収 量が約30ppmより多くなると、材料の靱性が急激に低下してゆくことが分かる。 Fig. 6 Effect of Hydrogen Content on Fracture Toughness

10<sup>-1</sup> F

長さ  $2C=2(C_0+da/dN\times N)$ 深さ  $a=(a_0+da/dN\times N)$  } .....(1)

ここに, Nは荷重の繰返し回数

また, き裂の進展速度は, 貫通欠陥の軸方向の進展速度と表 面未貫通欠陥が軸方向及び板厚方向に進展する場合の大きい ほうの進展速度にほぼ等しくなることを確認した。なお本材 料の照射下における脆性及びクリープ挙動を調べるための研 究が計画され, 一部が材料試験炉 (JMTR) において実施中 である。

3.1.2 圧力管延長部材料

p18. 19

~ m

175

K b

-4

14

- 7

~ ~

- 14

1 3

E 34

5

of m

~ "he

~ }

X

圧力管の上端及び下端のロール ジョイントを行なう部分並 びに下部延長部の下端になるシール プラグを取り付ける部分





図7 疲れき裂進展速度と応力拡大係数の関係(室温における値) 応力拡大係数が比較的小さい範囲では,水素吸収量による差は見られない。貫 通欠陥の場合も未貫通欠陥の場合もき裂の進展速度はほぼ同じである。

Fig. 7 Effect of Hydrogen Content on Fatigue Crack Growth Rate (Tested at Room Temperature)

図5 切欠き曲げ試験用試験片及び荷重装置 最も小形の試験片で 実機の照射監視試験片としても利用される。面外曲げ荷重の発生を防ぐために 13.5度の傾斜をもってセットする。

Fig. 5 A Specimen and the Loading Fixture for Bending Test

の材料は、高強度、高硬度及び比較的高い延性を有し、且つ 高い靱性を持つと同時に、溶接性、耐食性が優れていること が要求される。これらの諸特性を満足する材料として、今回 13クローム系ステンレス鋼に約3.5%程度のニッケルを添加 したマルテンサイト系ステンレス鋼を開発した。SUS 50 Mod.

93

# 新型転換炉原型炉「ふげん」炉本体研究開発の概要 日立評論 VOL.56 No.9(1974-9) 904



図8 ニッケル添加13クロム ステンレス鋼の衝撃試験結果 ニッケルの添加量及び熱処理条件 により靱性が著しく変化する。採 用した鋼種は、NDT 温度が-155 ℃であり最も優れた靱性を有して いる。

Fig. 8 Transition Curves for 13% Cr Stainless Steel Containing 2.5 and 3.5%Ni

\*

4

5

7\*\*

材と命名された本材料は, ASME Boiler and Pressure Vessel Codeに規定されているSA-336-F6のような一般の マルテンサイト系ステンレス鋼に比べて, 表1及び図8に示 すように非常に優れた機械的性質を有している。

また本材料については、SUS 304材との溶接施行法の確立、 溶接部の強度及び腐食特性、あるいは高速中性子を受けた場 合の照射脆化などについて、原子炉の一次冷却材圧力バウン ダリを構成する材料として必要な要求を満足することを確認 するため各種試験も併せて実施された。なお、溶接部を含め た材料の照射下での挙動を調べるための研究開発がJMTRに おいて実施中である。 (1) 接合部形状寸法及び拡管率などを含む最適拡管条件の確認

(2) (1)に基づいて製作された試作接合部特性の把握

(3) 実機圧力管の接合方法の確立

まず,上記(1)の段階で図9に示すような短尺圧力管接合部 を試作し,気密試験,耐圧試験,断面試験及び引張試験によ

# 3.2 製作方法に関する研究開発

圧力管集合体の製作に関して最も重要なことは,圧力管材 料とその延長部材料の結合方法である。圧力管材料であるジ ルコニウムーニオブ合金は,その延長部材であるオーステナイ ト系ステンレス鋼との健全な溶接が不可能なため,機械的接 合方法であるロールドジョイントによる接合方法を採用する ことが必要である。原子炉一次冷却材圧力バウンダリを構成 する重要な部分に対してロールドジョイントを採用するに先 立ち,カナダ資料などに基づき下記の目的の研究開発を実施 した<sup>(5)</sup>。 り要求を満足できる最適拡管条件を決定した。図10は、一例 として、上部ロールドジョイント部の断面試験の結果を示す ものである。次に、(2)の段階において、図9に示す短尺圧力 管接合部に対し、熱サイクル試験、熱ソーク試験、熱ショッ ク試験、引張試験(熱サイクル試験後)、内圧破裂試験、曲げ 試験、ねじり試験及び残留応力測定試験を行ない、接合部特 性を把握し、要求される条件を満足することを確認した。こ れら試験結果の一例は、許容基準と合わせて表2に示すとお りである。更に(3)の段階において、実機と同じ実物大圧力管 集合体を試作し、気密試験、耐圧試験及び耐久試験を実施し、 その健全性の確認を行なった。図11は、実物大圧力管集合体 のロールドジョイント装置を示すものである。なお、動力炉・ 核燃料開発事業団大洗工学センタ部品機器試験室において耐 久試験を継続実施中である。

## マルテンサイト ステンレス鋼の仕様 今回開発した SUS 50 Mod. 材は強度及び硬さにおいて

優れた性質をもち、最も使用条件に適している。

表丨

94

Table I Specification of Martensite Stainless Steels

	化学成分(%)							機械的					性	性質			
鋼種	С	Mn	Ρ	S	Si	Cr	Ni	引 張 強 さ (kg/mm²)	降伏点 (kg/mm²)	伸 び (%)	絞 り (%)	硬 さ (HB)	熱処理	用途	製	法	
SA-336-F6	0.12 (max)	<b>1.00</b> (max)	0.040 (max)	<b>0.030</b> (max)	I.00 (max)	11.50~ 13.50		59.8分	38.7分	18分	35分	-	焼なまし, 又は 焼ならし プラス 焼もどし	ドラム, ヘッダ	鍛	造	

SUS 51 HP	0.15	"	"	"	"	"		45	21	22		183	焼なまし	板	熱間圧延
SUS 50 Mod.	0.12	"	"	"	"	"	2.5~ 3.8	75	55	18	50	230~ 290	焼入れ プラス 焼もどし	管(棒)	鍛造後穴あけ



(a) 上部ロールド ジョイント

+++

- 4

2. 4

Y.

pt the

in he

1. 4

Mr.

W. K

-A

-7

3

10-

(b) 下部ロールド ジョイント

図9 ロールド ジョイント試作開発用短尺試験体 上部及び下部 の試験体は各左右対称である。ジョイント部の内スリーブ、外スリーブの形状 強度,硬さなどがジョイント性能に最も影響する。

Fig. 9 Short Length Test Structure for Rolled Joint Parts



表2 圧力管ロールド ジョイント部の各試験に対する許容基準 及び結果のまとめ 各種試験において得られた結果は、いずれも要求仕 様を十分満足している。

Table 2 Summary of Test on Pressure Tube Rolled Joint

試験検査項目	許容基準	試験結果まとめ
<ol> <li>気密試験         <ul> <li>(1)空気漏れ試験</li> <li>(2)ヘリウムリーク試験</li> </ul> </li> </ol>	漏れ皆無 許容漏れ率 <10 <sup>-3</sup> ACC/s He	すべて合格 上部 1.69×10 <sup>-4</sup> ~5.66×10 <sup>-9</sup> 以下ACC/s He 下部 5.67×10 <sup>-5</sup> ~5.69×10 <sup>-9</sup> 以下ACC/s He
2. 耐圧試験 (1)水圧試験 (2)ヘリウムリーク試験 (水圧試験後)	漏れ皆無 許容漏れ率 <10 <sup>-3</sup> ACC/s He	すべて合格 上部:4.27×10 <sup>-5</sup> ~1.01×10 <sup>-8</sup> ACC/s He 下部:3.42×10 <sup>-5</sup> ~1.38×10 <sup>-8</sup> ACC/s He
3. 引張試験 (含熱サイクル試験後)	設計温度において設計 軸力 (9.6t)の3.5倍以上の 強度	下部   組のみ接合部よりスリッ プ他はすべて圧力管より破断 最大荷重 下部:97.3~105.8t 下部:92.6~98t
4. 熱サイクル試験	熱サイクル試験に耐え, 且つ試験後のヘリウム リークの許容漏れ率が <10 <sup>-3</sup> ACC/s Heのこと	試験後のヘリウムリーク 上部:すべて1.81×10 <sup>-8</sup> ACC/s He以下 下部:すべて4.3×10 <sup>-7</sup> ACC/s He以下
5. 破裂試験		すべて圧力管より破裂 破裂圧力 下部:394~480kg/cm <sup>2</sup>
6. 曲げ試験	設計温度において設計 曲げモーメント(上部 150kg-m,下部140kg- m)以上の強度	上部:すべて>2,170kg-m 下部:すべて>2,240kg-m
7.ねじり試験	設計温度において設計 ねじりモーメント(上・ 下部110 <sup>kg</sup> -m)以上の 強度	上部:すべて>697kg-m 下部:すべて>710kg-m

図10 ロールド ジョイント部の断面(上部) 開発された最適拡管条 件を満たすジョイント部の断面で、ボルトは固定のための治具で実機にはない。 ジョイント部はすきまなく拡管されている。

Fig. 10 Cross Section of Upper Rolled Joint



# 3.3 供用期間中検査に関する研究開発

圧力管はその重要性にかんがみ,供用期間中検査を実施す ることが必要な機器である。圧力管に欠陥が存在するかどう かを超音波探傷試験により検出するための試験装置の開発が 行なわれ,試験装置として備えるべき機能,特に駆動機構及 び欠陥検出精度を確認するための各種試験が実施された(6)。

開発した超音波探傷装置(サブサイズ)は, 2個の探触子 及び円周方向防水駆動機構が装備された検出ヘッド,防水機 構, 軸方向送り機構並びにこれらの制御盤より構成されてい る。人工欠陥を付加したモックアップ圧力管による試験の結 果, 欠陥の位置及びその大きさを正確に検出できることが確 認された。図12は開発した超音波探傷装置の外観を示すもの である。なお、実機スケールのモックアップ装置の開発が、 現在引き続いて行なわれている。

### 4 カランドリア及び鉄水しゃへい体に対する研究開発

# 4.1 強度評価の方法に関する研究開発

先に図1に示したように、「ふげん」の原子炉本体構造は、 極めて特殊な形をしているため, 一般の強度解析用プログラ ムでは解析が不可能である。そこで、カランドリア及び鉄水 しゃへい体が、 減速材あるいはしゃへい冷却水を保有する容 器として,また原子炉本体支持構造として十分な強度を有し

図11 圧力管ロールド ジョイント装置 手前側から圧力管,延長部, ジョイント用ローラ シャフトの順に並んでいる。ジョイントは手前の圧力管の 端部で行なわれている。

Fig. II Rolled Joint Equipment for Pressure Tube

ていることを確認するための, カランドリア連成構造の解析 をする専用プログラム (CALPIS) を開発した(7)。 本プログラムは、カランドリア タンクの上下管板、鉄水し ゃへい体の上下管板, カランドリア管群及び上下部のスリー ブ群という4種の管板とそれらを相互に連結する3種のスリ ーブ群とから成る連成構造の応力並びに変位を求めるもので

1

95

新型転換炉原型炉「ふげん」炉本体研究開発の概要 日立評論 VOL. 56 No. 9(1974-9) 906



図12 圧力管超音波探傷装置 ほぼ中央部に見える細い部分が探傷へ ッド下部が駆動部,上部がモデル圧力管である。探傷ヘッドが圧力管の内部に 回転しつつ上昇する。

Fig. 12 Ultrasonic Test Equipment for Pressure Tube

図13 原子炉本体構造モックアップ 上部のタンク部がモックアップ 本体で、直径約3m高さ約7mである。下部の架台内に見える装置が、カラン ドリア管ロールド ジョイント装置である。

Fig. 13 Mock-up of Calandria and Thermal Shields

# ある。

# 4.2 製作方法に関する研究開発

カランドリア,及び鉄水しゃへい体の製作に関しては,カ ランドリア管,制御棒案内管のカランドリア タンク管板への ロールド ジョイント結合方法,カランドリア及び鉄水しゃへ い体のモックアップによる製作方法の確認研究が行なわれた。

ロールド ジョイント方法に関しては,基本的には3.2で述 べた圧力管の場合と同様,短尺接合部試作により最適拡管条 件を決定した後,各種の確認試験を行なった。カランドリア, 及び鉄水しゃへい体のモックアップは,直径が実機の約1/3, 高さが実機と同じ直径約3m,高さ約7mの構造体で,実機 ベースの製作加工,溶接作業,組立作業,カランドリア管の ロールド ジョイント結合及び各種試験検査を実施したもので ある。図13は本モックアップの外観を示すものである。架台 上に設置されているのがモックアップ,架台の中に見えるの が,カランドリア管のロールド ジョイント装置である。

# 5 結 言

96

以上述べたように、「ふげん」の原子炉本体の設計、製作な どに関し、下記事項を確認することができた。 なお、「ふげん」の原子炉本体構造は、これら研究開発の成 果を十分反映した形で設計を完了し、現在工場において鋭意 製作中で、一部機器については完成の段階にある。

15

1

16

最後に,ここに述べた研究開発プログラムは,すべて動力 炉・核燃料開発事業団の「ふげん」建設のための研究開発プ ログラムの一環として行なわれたものであることを付記し, 研究開発の実施に当たり終始御指導,御協力をいただいた動 力炉・核燃料開発事業団新型転換炉開発本部の明比課長及び 林主任研究員はじめ関係各位,並びにこれの計画から実施ま で終始御協力をいただいた日立製作所日立工場,同日立研究 所の関係各位に対し厚く謝意を表わす次第である。

# 参考文献

- E. Shibato et al : Second International Conference on Pressure Vessel Technology, Part 1, 1-23, Oct. (1973)
- (2) 宇佐美ほか:「Zr合金管の疲れ・脆性特性に及ぼす水素濃度の影響」,機学会講演論文集730-1,177(昭48-4)
- (3) 宇佐美ほか:「Zr合金の疲れ脆性特性(第2報)」,機学会講 演論文集730-12,13(昭48-10)
- (4) S. Kusumoto et al : Second International Conference on
   Structural Mechanics in Reactor Technology, Session

(1) 使用する材料は、原子炉本体材料として十分健全なものである。

(2) 各部分の製作についてその方法の確立を図るとともに、
使用条件下において製品は十分健全であることを確認した。
(3) 圧力管の特殊性を考慮した供用期間中検査に用いる超音
波探傷装置を開発した。

F2, Sept. (1973)
(5) 柴藤ほか:「圧力管ロールドジョイント部の試作開発および試験(1)」, 機学会講演論文集740-4, 217 (昭49-4)
(6) 柴藤ほか:「新型転換炉圧力管インサービス・インスペクション装置の開発」, 機学会講演論文集730-3, 47 (昭48-4)
(7) 小口ほか:「ATR原型炉カランドリア連成構造の応力解析」, 機学会講演論文集730-2, 191 (昭48-4)