

JAERI-M
85-021

JMTR出力急昇試験設備の開発(その3)
(BOCA照射設備特性試験の結果)

1985年3月

中田 宏勝・瀬崎 勝二・中崎 長三郎
石井 忠彦・伊藤 治彦・阿部 弘

JAERI-M レポートは、日本原子力研究所が不定期に公刊している研究報告書です。

入手の間合わせは、日本原子力研究所技術情報部情報資料課（〒319-11 茨城県那珂郡東海村）あて、お申しこしてください。なお、このほかに財団法人原子力弘済会資料センター（〒319-11 茨城県那珂郡東海村日本原子力研究所内）で複写による実費頒布をおこなっております。

JAERI-M reports are issued irregularly.

Inquiries about availability of the reports should be addressed to Information Division, Department of Technical Information, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-11, Japan.

© Japan Atomic Energy Research Institute, 1985

編集兼発行 日本原子力研究所
印刷 山田軽印刷所

JMTR出力急昇試験設備の開発（その3）
（BOCA照射設備特性試験結果）

日本原子力研究所大洗研究所材料試験炉部
中田 宏勝・瀬崎 勝二・中崎長三郎
石井 忠彦・伊藤 治彦・阿部 弘

（1985年1月29日受理）

材料試験炉では、軽水炉燃料ピンの出力急昇試験を行うための設備（BOCA/OSF-1）の開発と整備を昭和53年度より行って来た。本報告は、前報（JAERI-M 8533及び同9343）に引続き、昭和56年の9月から12月にかけて実施したBOCA照射設備の特性試験の結果をまとめたものである。

特性試験では、まず装置の長期運転性能を確認したのち、BOCA照射設備を構成する沸騰水キャプセル、キャプセル制御装置及び³He出力可変装置について、原子炉運転中に各種測定を実施した。その結果、BOCA照射設備は軽水炉燃料ピンをBWR条件下において2倍以上の出力変化巾をもって最大50 kW/mまで出力急昇させると言う目標をほぼ満足していることを確認した。また、各装置も設計どおりの性能を有し、安定して作動することが確認された。

Development of the power ramping facility at JMTR
(Results of performance test on the boiling water capsule)

Hirokatsu NAKATA, Katsuji SEZAKI, Chosaburo NAKAZAKI,
Tadahiko ISHII, Haruhiko ITO and Hiroshi ABE

Department of JMTR Project, Oarai Research Establishment, JAERI

(Received January 29, 1985)

The LWR fuel power ramping facility have been being developed at JMTR since 1978. This report, following previous reports, JAERI-M 8533 and 9343, summarizes the results of performance test performed in 1981 on the ^3He power controlled boiling water capsule, which is a basic part of the facility.

Various measurements were carried out during reactor operation on each part of the capsule, i.e. capsule itself, capsule control unit and ^3He power control unit, after a long-time cold run test of the units.

Through the test, it was confirmed that the capsule satisfies the specifications which stated that LWR fuel pin should be power-ramped under BWR conditions up to 50kW/m with a change factor of more than 2, and that the control units operate in a good condition.

Keywords; Boiling Water Capsule, LWR Fuel, Power Ramp, JMTR, ^3He ,
BWR, Performance Test

目 次

1. まえがき	1
2. B O C A 照射設備の概要	2
2.1 構 成	2
2.2 沸騰水キャプセル	2
2.3 キャプセル制御装置	3
2.4 ^3He 出力可変装置	4
3. 特性試験計画	4
3.1 目 的	4
3.2 内 容	4
3.3 スケジュール	6
4. 特性試験結果	7
4.1 長期運転性能	7
4.2 沸騰水キャプセル特性	8
4.3 キャプセル制御装置特性	9
4.4 ^3He 出力可変装置特性	10
5. ま と め	12
謝 辞	13
文 献	13
付 録	33

Contents

1. Introduction -----	1
2. Description of the boiling water capsule -----	2
2.1. Configuration -----	2
2.2 Capsule itself -----	2
2.3 Capsule control unit -----	3
2.4 ³ He power control unit -----	4
3. Test program -----	4
3.1 Purpose -----	4
3.2 Detail -----	4
3.3 Schedule -----	6
4. Results -----	7
4.1 Long-time cold run test -----	7
4.2 Capsule itself -----	8
4.3 Capsule control unit -----	9
4.4 ³ He power control unit -----	10
5. Conclusions -----	12
Acknowledgement -----	13
References -----	13
Annex -----	33

1. ま え が き

JMTRでは、昭和53年から燃料ピンの出力急昇試験を行うために必要な「出力急昇試験設備」の整備を進めて来た。

出力急昇試験設備としては、新燃料ピンのみならず照射済の燃料ピンを軽水炉と同等の温度圧力の下で50 kW/mまで出力急昇できるものとするを目標としている。この目標を達成するため、当初に設置を計画した装置は大別して、1) BOCA照射設備、2) OSF-1照射設備、3) BOCA組立装置、及び4) 燃料棒照射挙動分析装置の4装置である。出力急昇試験設備を構成するこれら装置のJMTR建家内における配置をFig. 1に示す。

BOCA照射設備は、水を熱媒体とするキャプセル（以下沸騰水キャプセルと云う）に組込んだ燃料ピンを、同キャプセルの周囲に配置した ^3He ガススクリーン内のガス圧力を変更することにより、出力急昇させるもので、出力急昇試験設備の基本を成すものである。炉外装置は、沸騰水キャプセル内の水を加圧するためのキャプセル制御装置と、 ^3He ガスの圧力を変更するための ^3He 出力可変装置から成る。

OSF-1照射設備は、JMTRの運転中に沸騰水キャプセルの交換を行うためのもので、JMTR一次冷却水とは独立した冷却回路を有する低温低圧のインパイル水ループである。沸騰水キャプセルは、炉心部に ^3He ガススクリーンを有するOSF-1炉内管内へ、炉上から交換機により遠隔操作でそう入され、出力急昇試験終了後取り出される。

BOCA組立装置は、照射済の燃料ピンを沸騰水キャプセルに組込むためのもので、燃料ピンは同キャプセルの下端からそう入され固定される。また、燃料棒照射挙動分析装置は、沸騰水キャプセルに取りつけられた炉内計装をはじめ、各装置からの各種信号を収集分析し、被覆管の破損を含む出力急昇試験中における燃料ピンのふるまいを表示記録するためのデータ収集分析システムである。

BOCA照射設備は、53年の調査にもとづいて、54年4月から設計製作を行い、56年8月に完成した。その後、同年9月から12までの期間特性試験を行ったのち、現在までに合計11本の燃料ピンの出力急昇試験に使用されている。また、 ^3He 出力可変装置には、あらかじめ定められたプログラムに従って自動的に ^3He ガスの圧力を変更することのできる自動出力変更装置を58年9月に付加した。

OSF-1照射設備は、55年4月から設計製作を行い、58年12月に完成した。本設備では、59年1月から2月にかけて性能試験を行ったのち、BOCA照射設備と組合せて、6本の燃料ピンの出力急昇試験が実施されている。

BOCA組立装置は、当初カナル内に設置する計画であったが、燃料ピン組込作業の確実性と安全性について再検討した結果、ホットラボのセル内で組込む方式に変更した。同装置は54、55年に行った調査及び試験の結果を参考に57年4月から設計製作を行い、58年8月に完成した。現在までに、新燃料ピンを沸騰水キャプセルに組込んだほか、インパイルループOWL-2照射設備でベース照射した燃料ピン3本を組込んだ。

燃料棒照射挙動分析装置は57年4月から設計製作を行い、58年6月にハードウェアとシステムプログラムが完成し運用に入っている。現在のところ、データの収集、格納、表示、報告書作成などの基本動作に限られているが、プログラムを整備して解析や予測の機能を持たせる計画である。

本報告は、JMTR出力急昇試験設備の開発についての報告として、第1報（JAERI-M 8533、開発計画と設備概要）及び第2報（JAERI-M 9343、試験計画と ^3He -BOCAの設計）に引続き、56年の9月から12月にかけて実施したBOCA照射設備の特性試験の結果について述べるものである。

2. BOCA照射設備の概要

2.1 構成

BOCA照射設備は、Fig.2に示すように、沸騰水キャプセル、キャプセル制御装置及び ^3He 出力可変装置から構成されている。BOCA照射設備の特性試験を行った56年秋の時点ではまだOSF-1照射設備が完成しておらず、 ^3He ガススクリーンは原子炉冷却水通水型の炉内管に取り付けられている。この炉内管は、 ^3He 出力可変装置の一部として取扱われた。

2.2 沸騰水キャプセル

沸騰水キャプセルは、燃料ピンが組込まれ炉心にそう入されるもので、大別して外筒部と保護管部に分けられる。燃料ピンは熱媒体としての水とともに外筒部に組込まれる。外筒内の水はキャプセル制御装置により加圧、精製される。外筒の外表面は原子炉冷却水で冷却され、燃料ピンは外筒内の水の自然対流により除熱される。燃料ピンの表面温度は、表面での水の核沸騰によりほぼ一定に保たれる。保護管部には、燃料ピンから核分裂生成物が漏洩した場合に、精製水流によって核分裂生成物が大量に流出するのを防止するための稀釈管や水の圧力を下げることによって核分裂生成物を含む水を外筒内に封じ込めるための水圧動作弁などが組込まれている。

特性試験に用いた沸騰水キャプセル79F-2Jの基本構成をFig.3に、また構造をFig.4に示す。外筒部には燃料ピンのほか、被覆管伸び・破損検出器用差動トランス、中性子検出器、水温測定用熱電対が組込まれている。外筒は内径25mm、肉厚2.5mmのステンレス鋼精密引抜管で、上方にはレデューサを介して外径45mmの上部端栓が取り付けられている。上部端栓からは熱電対などの計測線のほか、水の加圧および精製を行うための給水管と排水管が引き出されている。燃料ピンは外筒下部端栓に取り付けられてから、外筒下部よりそう入され固定されている。燃料ピンの上方は被覆管伸び・破損検出用差動トランスで支持される。中性子検出器、水温測定用熱電対及び外筒内の下端までそう入される給水管は、燃料ピンと外筒の間における水の自然対流を防げないような構造となっているホルダによって固定されている。

燃料棒照射挙動分析装置は57年4月から設計製作を行い、58年6月にハードウェアとシステムプログラムが完成し運用に入っている。現在のところ、データの収集、格納、表示、報告書作成などの基本動作に限られているが、プログラムを整備して解析や予測の機能を持たせる計画である。

本報告は、JMTR出力急昇試験設備の開発についての報告として、第1報（JAERI-M 8533、開発計画と設備概要）及び第2報（JAERI-M 9343、試験計画と ^3He -BOCAの設計）に引続き、56年の9月から12月にかけて実施したBOCA照射設備の特性試験の結果について述べるものである。

2. BOCA照射設備の概要

2.1 構成

BOCA照射設備は、Fig.2に示すように、沸騰水キャプセル、キャプセル制御装置及び ^3He 出力可変装置から構成されている。BOCA照射設備の特性試験を行った56年秋の時点ではまだOSF-1照射設備が完成しておらず、 ^3He ガススクリーンは原子炉冷却水通水型の炉内管に取りつけられている。この炉内管は、 ^3He 出力可変装置の一部として取扱われた。

2.2 沸騰水キャプセル

沸騰水キャプセルは、燃料ピンが組込まれ炉心にそう入されるもので、大別して外筒部と保護管部に分けられる。燃料ピンは熱媒体としての水とともに外筒部に組込まれる。外筒内の水はキャプセル制御装置により加圧、精製される。外筒の外表面は原子炉冷却水で冷却され、燃料ピンは外筒内の水の自然対流により除熱される。燃料ピンの表面温度は、表面での水の核沸騰によりほぼ一定に保たれる。保護管部には、燃料ピンから核分裂生成物が漏洩した場合に、精製水流によって核分裂生成物が大量に流出するのを防止するための稀釈管や水の圧力を下げることによって核分裂生成物を含む水を外筒内に封じ込めるための水圧動作弁などが組込まれている。

特性試験に用いた沸騰水キャプセル79F-2Jの基本構成をFig.3に、また構造をFig.4に示す。外筒部には燃料ピンのほか、被覆管伸び・破損検出器用差動トランス、中性子検出器、水温測定用熱電対が組込まれている。外筒は内径25mm、肉厚2.5mmのステンレス鋼精密引抜管で、上方にはレデューサを介して外径45mmの上部端栓が取り付けられている。上部端栓からは熱電対などの計測線のほか、水の加圧および精製を行うための給水管と排水管が引き出されている。燃料ピンは外筒下部端栓に取りつけられてから、外筒下部よりそう入され固定されている。燃料ピンの上方は被覆管伸び・破損検出器用差動トランスで支持される。中性子検出器、水温測定用熱電対及び外筒内の下端までそう入される給水管は、燃料ピンと外筒の間における水の自然対流を防げないような構造となっているホルダによって固定されている。

79F-2Jに組込まれた燃料ピンは、濃縮度2.6%で被覆管の内外径及びペレットの形状寸法がJPDR-IIテストアセンブリのものと同一仕様のものであり、特性試験中に被覆管破損などの異常を生じる可能性がほとんどないと判断されたものである。Fig. 5に燃料ピンの構造と仕様を示す。燃料ピンは沸騰水キャプセルに組込まれて炉心にそう入されたとき、燃料スタックの中央がほぼ中性子束のピークに位置する。

沸騰水キャプセル内の水は、キャプセル制御装置により7.26 MPaに加圧される。燃料ピンの線出力密度が小さい場合、沸騰水キャプセル内の水の温度は飽和温度以下であり、線出力密度が増えれば水温と被覆管温度はともに上昇する。線出力密度が大きい場合には、被覆管表面で核沸騰が起り、被覆管の表面温度は飽和温度より若干高い温度に保たれる。79F-2Jの外筒部と全く同一の内部構造を有する炉外実験装置に、燃料ピンと同一の外形寸法を有する電気ヒータピンを組込んで行った実験では、ピンの表面で沸騰が起るのは25 kW/m以上の線出力密度のときであることが確かめられている。線出力密度を非常に大きくするとバーンアウト現象により被覆管温度が著しく上昇する。実験によると、バーンアウト現象が発生するのは80 kW/m以上の線出力密度のときである。Fig. 6に炉外実験で測定された線出力密度と被覆管の表面温度の関係を示す。

2.3 キャプセル制御装置

キャプセル制御装置は、沸騰水キャプセル内の水を加圧、精製するためのもので、高圧給水ポンプ、アキュムレータ、水モニタ、遮断弁、高圧水放出弁、イオン交換塔、貯留タンクなどから構成されている。沸騰水キャプセル内の水の精製は、連続的に少量の水を給排水する方式によって行われる。沸騰水キャプセルからの排水が流れる部分には放射線遮蔽が施されるとともに、主要機器は負圧に保たれる操作ボックス内に納められている。

Fig. 7に本装置の系統を示す。沸騰水キャプセル内の熱媒体として用いられる脱気純水はブランジャ式高圧給水ポンプにより供給される。アキュムレータは沸騰水キャプセル内の水を加圧するとともに、水の膨張収縮を吸収して一定の圧力(7.26 ± 0.2 MPa)に保つためのもので、ブラダ型で10ℓの容量のものを2基並列に使用している。沸騰水キャプセル内の水圧は3台の圧力計(PRCA)により監視され、給水ポンプの起動停止を行うほか、圧力が異常に高くなるか低くなるような場合には、2 out of 3 ロジックにより原子炉をスクラムさせるようになっている。沸騰水キャプセルからの排水は、シンチレーション計数管を用いたモニタを通ったのち、ニードル弁式高圧水放出弁と流量計を経て、通常はサイトグラスにより排水状態が監視されながら原子炉排水系へ排水される。排水速度は毎秒1 mlである。

出力急昇試験の結果、燃料ピンから核分裂生成物が漏洩した場合は、水モニタの指示が上昇し警報が発せられる。排水のサンプリング分析により、核分裂生成物が検出されると、遮断弁が手動で閉じられて排水が停止され、次いで照射が中止される。水モニタの指示が著しく上昇する場合には、遮断弁が自動的に閉じられるようになっている。なお、イオン交換塔と貯留タンクは照射後の沸騰水キャプセルからの排水を通水して放射能濃度を低下させるためにも使用される。

2.4 ^3He 出力可変装置

^3He 出力可変装置は、沸騰水キャプセル内の燃料ピンの出力を変更するためのもので、炉内管と炉外装置からなる。炉内管は炉心格子位置D-9に固定され、炉心部に ^3He ガススクリーンを有している。炉外装置は ^3He ガススクリーン内の ^3He ガスの圧力調節と精製を行うためのもので、アキュムレータ、ガス循環器、トリチウムトラップなどから構成されている。トリチウムトラップは ^3He の中性子吸収によって生ずるトリチウムを除去するための金属トラップである。本装置のうち ^3He ガスを内蔵する機器はグローブボックスに収納されている。

炉内管は、Fig. 8に示すように、原子炉圧力容器上蓋のノズルに固定される外管に ^3He ガススクリーンを有する内管を挿入した2重管構造をしている。 ^3He ガススクリーンと炉外装置を結ぶ細管(外径4mm)2本と沸騰水キャプセルの外面を冷却する原子炉冷却水の炉心の入口と出口における温度を計測するための熱電対各2本(合計4本)が内管と外管の間を立上がり外管の頭部から引出されている。原子炉冷却水は、炉心面の約1m上方の冷却水取入口から炉内管に入り、下端から流出する。沸騰水キャプセルを冷却する冷却水の流量は、所定の炉心差圧のとき、毎分36.4ℓであることが炉外モックアップによる流動試験により確認されている。

^3He ガススクリーン内の ^3He ガス圧力の調節は、Fig. 9に示す炉外装置のペローズ型アキュムレータにより、 ^3He ガスを完全に密閉した状態で行われる。これは、 ^3He と中性子の反応により発生するトリチウムが外部へ放出されるのを防ぐためであって、圧力変更の速度は、アキュムレータの2次側へ接続されている窒素ガスの吸入あるいは排気ラインの流量調節弁の開度を調節することにより変えることができる。また、炉心部で発生するトリチウムを除去するため、 ^3He ガスは熱膨張型ガス循環器によりガススクリーンと炉外装置のトリチウムトラップの間を毎秒1mℓの割合で循環するようになっている。トリチウムトラップには約200gのチタンが充てんされ、運転中は400℃に加熱される。

Fig. 10に完成したBOCA照射設備の俯観を示す。また、Fig. 11に炉内管の炉心位置を示す。

3. 特性試験計画

3.1 目的

BOCA照射設備の原子炉運転中における諸特性を測定することにより、設備の性能が設計仕様を満足することを確認するとともに、設備の運転上必要なデータを得ることを目的とする。

3.2 内容

3.2.1 長期運転性能の確認

JMTRの1サイクルに相当する期間(約29日間)、設備が安定して運転できることをコー

2.4 ^3He 出力可変装置

^3He 出力可変装置は、沸騰水キャプセル内の燃料ピンの出力を変更するためのもので、炉内管と炉外装置からなる。炉内管は炉心格子位置D-9に固定され、炉心部に ^3He ガススクリーンを有している。炉外装置は ^3He ガススクリーン内の ^3He ガスの圧力調節と精製を行うためのもので、アキュムレータ、ガス循環器、トリチウムトラップなどから構成されている。トリチウムトラップは ^3He の中性子吸収によって生ずるトリチウムを除去するための金属トラップである。本装置のうち ^3He ガスを内蔵する機器はグローブボックスに収納されている。

炉内管は、Fig. 8に示すように、原子炉圧力容器上蓋のノズルに固定される外管に ^3He ガススクリーンを有する内管を挿入した2重管構造をしている。 ^3He ガススクリーンと炉外装置を結ぶ細管(外径4mm)2本と沸騰水キャプセルの外面を冷却する原子炉冷却水の炉心の入口と出口における温度を計測するための熱電対各2本(合計4本)が内管と外管の間を立上がり外管の頭部から引出されている。原子炉冷却水は、炉心面の約1m上方の冷却水取入口から炉内管に入り、下端から流出する。沸騰水キャプセルを冷却する冷却水の流量は、所定の炉心差圧のとき、毎分36.4ℓであることが炉外モックアップによる流動試験により確認されている。

^3He ガススクリーン内の ^3He ガス圧力の調節は、Fig. 9に示す炉外装置のペローズ型アキュムレータにより、 ^3He ガスを完全に密閉した状態で行われる。これは、 ^3He と中性子の反応により発生するトリチウムが外部へ放出されるのを防ぐためであって、圧力変更の速度は、アキュムレータの2次側へ接続されている窒素ガスの吸入あるいは排気ラインの流量調節弁の開度を調節することにより変えることができる。また、炉心部で発生するトリチウムを除去するため、 ^3He ガスは熱膨張型ガス循環器によりガススクリーンと炉外装置のトリチウムトラップの間を毎秒1mℓの割合で循環するようになっている。トリチウムトラップには約200gのチタンが充てんされ、運転中は400℃に加熱される。

Fig. 10に完成したBOCA照射設備の俯観を示す。また、Fig. 11に炉内管の炉心位置を示す。

3. 特性試験計画

3.1 目的

BOCA照射設備の原子炉運転中における諸特性を測定することにより、設備の性能が設計仕様を満足することを確認するとともに、設備の運転上必要なデータを得ることを目的とする。

3.2 内容

3.2.1 長期運転性能の確認

JMTRの1サイクルに相当する期間(約29日間)、設備が安定して運転できることをコー

ルドランにより確認する。

3.2.2 沸騰水キャプセル特性の測定

(1) 燃料ピン出力の測定

炉内管内を通過する原子炉冷却水（以下「炉内管冷却水」と云う）の温度上昇から燃料ピンの出力を測定し、 ^3He ガスの圧力変化による出力の変化巾を調べる。

(2) 燃料ピン被覆管伸び挙動の観察

沸騰水キャプセル内に組込まれた被覆管伸び・破損検出器の出力信号を測定し、燃料ピンの伸び挙動を観察するとともに、同検出器の作動状況を確認する。

(3) 中性子検出器性能の確認

沸騰水キャプセル内に組込まれたSPND（3本）とFC（1本）の小型中性子検出器の出力信号を測定し、照射中における中性子束の変化状況を調べるとともに、検出器の性能を確認する。

(4) 水温の測定

沸騰水キャプセル内に組込まれた熱電対（6本）により照射中におけるキャプセル内の水温を測定し、沸騰水キャプセルの熱的特性を確認する。

3.2.3 キャプセル制御装置特性の測定

(1) 制御特性の確認

沸騰水キャプセル照射中におけるキャプセル内の水圧と精製流量を監視し、圧力の制御状況を確認する。

(2) 排水中の放射性核種分析

照射中の沸騰水キャプセルからの排水をサンプリング分析し、放射性核種やその濃度を調べる。

(3) 水モニタ特性の測定

沸騰水キャプセル照射中における水モニタの出力信号を分析して排水の γ 線スペクトルを求めるとともに、水モニタの警報レベルを決定する。

(4) 装置周辺空間線量率の測定

沸騰水キャプセル照射中における装置周辺の空間線量率を測定し、許容値以下であることを確認する。

3.2.4 ^3He 出力可変装置特性の測定

(1) 反応度効果の測定

^3He ガスの圧力を0.15 MPaから4.0 MPaへ変化させたときの原子炉反応度効果を自動制御棒の動きから調べるとともに、最大速度で ^3He ガス圧力を変化させたときの原子炉出力制御系の応答についても調べる。

(2) 炉内管周辺への影響測定

^3He ガスの圧力を変更したときの炉内管周辺のキャプセルなどの他の照射設備の温度変化の

様子を調べ、中性子束変化にともなう周辺への影響の程度を測定する。また、原子炉熱出力の変化の様子を調べ、原子炉出力制御系中性子検出器への影響の程度も測定する。

(3) ^3He ガス圧力と燃料ピン出力の関係の測定

^3He ガスの圧力を段階的に変更して、 ^3He ガス圧力と燃料ピン出力の関係を求める。

(4) 出力急昇試験

^3He ガスの圧力を 3.0 MPa から 0.15 MPa まで連続的に低下させ、燃料ピン出力の変化やキャプセル制御装置の応答の様子を観測する。

(5) トリチウム濃度の測定

^3He ガスのサンプリング測定によりトリチウム濃度を測定し、トリチウム生成量やトリチウムトラップの性能を確認する。

(6) 装置周辺空間線量率などの測定

装置周辺の空間線量率を測定し、許容値以下であることを確認するとともに、装置周辺における空気中のトリチウム濃度を測定してトリチウムの漏洩のないことを確認する。

3.3 スケジュール

3.3.1 概要

JMTRの第55サイクル(原子炉運転期間;昭和56年9月24日から同年10月19日まで)に長期運転性能を確認したのち、第56サイクル(原子炉運転期間;昭和56年11月16日から同年12月10日まで)に、沸騰水キャプセル、キャプセル制御装置および ^3He 出力可変装置の特性を測定した。

3.3.2 第55サイクル

本サイクルでは、沸騰水キャプセル(79F-2J)は炉内へそう入せず、炉プール内に仮置した状態でキャプセル制御装置を運転した。炉内へはダミーのキャプセル(79M-31J)をそう入した。同キャプセルの構造をFig. 12に示す。また、 ^3He 出力可変装置は、 ^3He ガスの代りに通常のヘリウムガス(^4He)を充てんして運転した。

Fig. 13に第55サイクルにおけるBOCA照射設備の運転実績を示す。沸騰水キャプセルはサイクルの全期間にわたり7.26 MPaに加圧され、後半サイクルで実施した流量変更実験を除いて毎秒1 mlの割合で精製された。一方、 ^3He 出力可変装置では、ヘリウムガス圧力を0.6 MPaに保ったのち、後半サイクルで3回にわたって圧力変更操作を実施した。

3.3.3 第56サイクル

本サイクルでは、沸騰水キャプセル(79F-2J)を炉内にそう入し、キャプセル制御装置を正常に運転するとともに、 ^3He 出力可変装置についてもトリチウムトラップを取りつけ ^3He ガスを充てんして正常に運転した。

Fig. 14に第56サイクルにおけるBOCA照射設備の運転実績を示す。同図に示す如く、前半サイクルにおいては当初計画に従って ^3He ガス圧力の変更操作を行い各種測定を実施した。

しかし、前半サイクルの終了日に行った出力急昇試験の結果、沸騰水キャプセルの排水中に微量ではあるが核分裂生成物が検出され、燃料ピンの破損の疑いがあるとされたため、中間炉停止時にダミーキャプセル（79M-31J）と交換した。後半サイクルにおいては、 ^3He 出力可変装置についてのみ特性試験を実施した。

4. 特性試験結果

4.1 長期運転性能

4.1.1 キャプセル制御装置

キャプセル制御装置は、全期間中水圧を 7.26 ± 0.2 MPa に保つとともに、流量変更試験時を除いて毎秒 1 ml の割合で沸騰水キャプセルに給水した。水圧は 7.06 MPa まで低下すると高圧給水ポンプが起動し、7 分間で 7.46 MPa まで上昇した。7.46 MPa に達すると高圧給水ポンプは停止するが、8 分間で 7.06 MPa に低下すると再び起動した。この圧力の周期的変化にともなう沸騰水キャプセルへの給水流量の変化は約 0.05 ml/s であった。

給排水にともなう沸騰水キャプセルの差圧は運転の初期において約 1.08 MPa であったが、末期には 1.57 MPa に上昇した。これはキャプセル制御装置及び沸騰水キャプセル内に残留していた微粉末が、沸騰水キャプセルに取りつけた 60 ミクロンのフィルタに捕獲されたためと考えられ、運転半ばではほぼ飽和した。また、流量変化試験の結果、給水流量を 2 ml/s に増加させると差圧は 2.65 MPa に上昇し、0.5 ml/s に減少させると 0.69 MPa に低下することがわかった。

4.1.2 ^3He 出力可変装置

^3He 出力可変装置は、第 55 サイクルの前半はヘリウムガスの圧力を 0.6 MPa に保って運転された。ガス循環流量は 1.7 ml/s であった。ガス循環器はオン/オフ型（1 秒オン/2 秒オフ）であるため、ガス循環流量は時間平均値である。

同サイクルの後半では、ガス圧力を 4.0 MPa と 0.15 MPa との間で変更する操作を 3 回行った。その結果、圧力を 4.0 MPa から急速に低下させるときには断熱膨張効果により、圧力変更終了後に圧力が若干上昇することが判明した。この現象は圧力を 1.08 MPa 程度まで低下させるときに著しく、圧力の上昇は 0.1 ~ 0.2 MPa に及んだ。

なお、ガス循環流量は圧力が 1.08 MPa のとき約 1.7 ml/s であり、圧力を上昇あるいは低下させたとき多少減少する傾向にあるものの設計値である 1 ml/s 以上を十分満足した。

4.1.3 基礎データの測定

装置周辺、特に ^3He 出力可変装置周辺の空間線量率は最大 $3.6 \text{ PC}/(\text{kg} \cdot \text{s})$ であり、バックグラウンドと変わりなかった。また、50 MW 運転中における炉内管冷却水の温度上昇（3.1 °C）から、ステンレス鋼に対するガンマ発熱率は 2.0 W/g と求められた。

しかし、前半サイクルの終了日に行った出力急昇試験の結果、沸騰水キャプセルの排水中に微量ではあるが核分裂生成物が検出され、燃料ピンの破損の疑いがあるとされたため、中間炉停止時にダミーキャプセル（79M-31J）と交換した。後半サイクルにおいては、 ^3He 出力可変装置についてのみ特性試験を実施した。

4. 特性試験結果

4.1 長期運転性能

4.1.1 キャプセル制御装置

キャプセル制御装置は、全期間中水圧を 7.26 ± 0.2 MPa に保つとともに、流量変更試験時を除いて毎秒 1 ml の割合で沸騰水キャプセルに給水した。水圧は 7.06 MPa まで低下すると高圧給水ポンプが起動し、7 分間で 7.46 MPa まで上昇した。7.46 MPa に達すると高圧給水ポンプは停止するが、8 分間で 7.06 MPa に低下すると再び起動した。この圧力の周期的変化にともなう沸騰水キャプセルへの給水流量の変化は約 0.05 ml/s であった。

給排水にともなう沸騰水キャプセルの差圧は運転の初期において約 1.08 MPa であったが、末期には 1.57 MPa に上昇した。これはキャプセル制御装置及び沸騰水キャプセル内に残留していた微粉末が、沸騰水キャプセルに取りつけた 60 ミクロンのフィルタに捕獲されたためと考えられ、運転半ばではほぼ飽和した。また、流量変化試験の結果、給水流量を 2 ml/s に増加させると差圧は 2.65 MPa に上昇し、0.5 ml/s に減少させると 0.69 MPa に低下することがわかった。

4.1.2 ^3He 出力可変装置

^3He 出力可変装置は、第 55 サイクルの前半はヘリウムガスの圧力を 0.6 MPa に保って運転された。ガス循環流量は 1.7 ml/s であった。ガス循環器はオン/オフ型（1 秒オン/2 秒オフ）であるため、ガス循環流量は時間平均値である。

同サイクルの後半では、ガス圧力を 4.0 MPa と 0.15 MPa との間で変更する操作を 3 回行った。その結果、圧力を 4.0 MPa から急速に低下させるときには断熱膨張効果により、圧力変更終了後に圧力が若干上昇することが判明した。この現象は圧力を 1.08 MPa 程度まで低下させるときに著しく、圧力の上昇は 0.1 ~ 0.2 MPa に及んだ。

なお、ガス循環流量は圧力が 1.08 MPa のとき約 1.7 ml/s であり、圧力を上昇あるいは低下させたとき多少減少する傾向にあるものの設計値である 1 ml/s 以上を十分満足した。

4.1.3 基礎データの測定

装置周辺、特に ^3He 出力可変装置周辺の空間線量率は最大 $3.6 \text{ PC}/(\text{kg} \cdot \text{s})$ であり、バックグラウンドと変わりなかった。また、50 MW 運転中における炉内管冷却水の温度上昇（3.1 °C）から、ステンレス鋼に対するガンマ発熱率は 2.0 W/g と求められた。

4.2 沸騰水キャプセル特性

4.2.1 燃料ピン出力

燃料ピンの出力は、当初炉内管冷却水の温度上昇から求める計画であった。しかし、原子炉出力上昇段階における測定の結果、炉内管冷却水の温度上昇と原子炉出力との間に直線的関係が成立しないことが判明した。このため、燃料ピンの出力を炉内管冷却水の温度上昇から求めることを断念し、沸騰水キャプセルに組込まれた中性子検出器（SPND）の出力電流から次式により求めた。^(注)

$$\text{即ち、} \quad Q_p = \overline{\text{SPND}} \times C_o \times K(p) + \gamma$$

ここで、 Q_p はピーク位置での燃料ピンの線出力密度、 $\overline{\text{SPND}}$ は3本のSPNDの出力電流から求めたピーク位置換算のSPNDの出力電流、 C_o はSPNDの出力電流から燃料ピンの線出力密度を求める換算定数、 $K(p)$ は ^3He ガス圧力（ p ）に係わる補正係数、更に γ はガンマ線による線出力密度である。

^3He ガス圧力が0.15 MPaのとき本式により求めた燃料ピンの線出力密度は、核計算による推定値が53.0 kW/mあるのに対し、44.5 kW/mであった。また、 ^3He ガス圧力が4.0 MPaのときの線出力密度は18.6 kW/mであった。

なお、炉内管冷却水の温度上昇と原子炉出力との間に直線的関係が成立しなかったのは、炉内管の出口において冷却水の混合が十分に行われず冷却水温度計測用の熱電対が局所的な温度を計測するためであって、炉内管の構造に起因する問題であると考えられる。

4.2.2 燃料ピン被覆管伸び挙動

燃料ピン被覆管伸び・破損検出器は全照射期間中、断線や絶縁不良などの異常を生ずることなく作動した。差動トランスの出力信号（ e_1 及び e_2 ）は自己補償信号（ $e_1 - e_2 / e_1 + e_2$ ）に変換されたのち、事前に作成された校正曲線により被覆管の伸び量が求められた。

Fig. 15 に照射中の燃料ピン被覆管の伸び挙動を示す。原子炉出力上昇前を基準とした被覆管伸びの最大値は、最初の原子炉出力上昇途中の40 MW到達直後に観測された0.98 mmであった。また、原子炉停止後の基準点のはずれは0.03 mmであった。Fig. 16 に ^3He ガスの圧力を4.0 MPaから段階的に0.15 MPaへ低下させたのち再び3.0 MPaへ上昇させたときの燃料ピン被覆管の伸び挙動を、燃料ピンの線出力密度との関係で示す。

4.2.3 中性子検出器性能

合計4本の中性子検出器のうち、FC（1本）は照射の初期から絶縁劣化により出力信号が得られなかったが、RhタイプのSPND（3本）は全照射期間にわたり正常に作動した。3本のSPNDの出力信号の比率は、それぞれのSPNDが取り付けられている位置と沸騰水キャプセル内の中性子束分布を考慮すると十分妥当なものであり、SPNDの出力信号は十分信頼

(注) 詳細は付録参照のこと。

に足るものと判断された。なお、照射期間中における SPND 出力信号の最大値は 4.14×10^{-7} A (うち γ 補償分 8.5×10^{-8} A) であった。

4.2.4 沸騰水キャプセル内の水温

沸騰水キャプセルに組込まれた 6 本の熱電対は全照射期間において正常に水温を測定した。

水温の分布は炉外の実験で得られたものとほぼ同じであり、燃料ピンの中央部分における水温と燃料ピンの発熱量との関係も Fig. 17 に示すとうり炉外実験と同一の傾向を示しており、沸騰水キャプセルの熱的特性は設計どおりであることが確認された。

4.3 キャプセル制御装置特性

4.3.1 制御特性

キャプセル制御装置は沸騰水キャプセル 79F-2J の全照射期間において水圧を 7.26 ± 0.2 MPa に保った。圧力の変動としては高圧給水ポンプの起動停止によるもののほか、燃料ピンの出力が大きいときに、キャプセル内の水の沸騰によると考えられる約 0.1 MPa の巾をもつ不規則な変動が現われたが、装置の運転上支障となることはなかった。

沸騰水キャプセルからの排水流量は全期間にわたり約 1 ml/s に保たれた。原子炉冷却水の温度は沸騰水キャプセルの給排水管（主として内径の小さい排水管）の流動低抗に影響を与えるため、同流量はこれらの温度により多少変動したが、装置の運転に支障を来す程度ではなかった。給排水にともなう沸騰水キャプセルの差圧は 1.0～1.1 MPa の間でほとんど変化はなかった。

4.3.2 沸騰水キャプセル排水の分析

沸騰水キャプセルからの排水は照射期間中において、原子炉あるいは BOCA 照射設備の状態変更時を重点に合計 17 回サンプリングされ、放射性核種などについて分析した。

分析の結果、照射の末期に微量の核分裂生成物が検出された以外は、 ^{56}Mn 、 ^{13}N 、 ^{58}Co 、 ^{24}Na 、 ^{51}Cr 、 $^{99\text{m}}\text{Te}$ 、 ^{64}Cu 、 ^{60}Co などが常時検出された。これらのうち ^{56}Mn と ^{13}N が支配的であり、他は微量であった。 ^{13}N を除く他の核種は沸騰水キャプセルの構造材の腐食生成物であり、 ^{13}N は水中に溶解した空気により生じたものと考えられる。排水のグロス γ 濃度は 7～10 GBq/m³ であり、当初予想よりかなり高かった。

排水中の水素濃度は沸騰水キャプセル内での水の分解量を知るうえで重要であるが、分析の結果は 40 ppb 以下と予想よりかなり低く BOCA 照射設備を運転するうえで水の分解はほとんど考慮する必要のないことが判明した。

4.3.3 沸騰水キャプセル排水の γ 線強度

排水モニタの指示は原子炉出力にはほぼ比例して増大し、 ^3He ガスの圧力にはほとんど影響を受けなかった。原子炉出力が 50 MW のときの指示値は 3×10^4 cps であり、検出器（シンチレーションカウンタ）の使用限界を考慮すると感度を低下させて計数率を下げる必要のあるこ

とがわかった。排水のバックグラウンドレベルは $10\text{GBq}/\text{m}^3$ 程度であるのに対し、設計上定めた排水の自動停止レベルは ^{131}I で $37\text{GBq}/\text{m}^3$ 濃度相当であるから、感度を下げることにより自動停止インタロックを設定することは十分可能となる。

なお、水モニタの検出器（シンチレーションカウンタ）の出力信号の波高分析では、 ^{13}N と ^{56}Mn のピークが識別することが出来た。

4.3.4 装置周辺空間線量率

全照射期間を通じて装置周辺の空間線量率は $7.2\text{pC}/(\text{kg}\cdot\text{s})$ 以下であり、原子炉建家内の基準を満していることがわかった。

4.3.5 燃料ピン破損検知能力

燃料ピンの破損により放出される核分裂生成物を検出する際にバックグラウンドとなる腐食生成物の濃度がかかなり高いため、燃料ピンの破損により少量の核分裂生成物しか放出されない場合には破損の検知が不可能であることが懸念される。大量の核分裂生成物が放出される場合には十分に検知可能と考えられるが、沸騰水キャプセル内に取りつけた稀釈管などにより数分の検知遅れがある。この遅れは、Fig. 18 に示すように原子炉スクラムにともなう沸騰水キャプセル内での一時的な腐食生成物の放出に対する排水モニタ指示値の時間的変化から、5分であると確認した。

前半サイクルの最終日（昭和56年11月27日）において燃料ピンを $21.9\text{kW}/\text{m}$ から $43.4\text{kW}/\text{m}$ へ出力急昇させた際、沸騰水キャプセル排水のサンプリング分析で I や Xe などの核分裂生成核種が検出されたが、その濃度はいずれも $37\text{MBq}/\text{m}^3$ 程度であり排水モニタによる検知は不可能であった。しかし、沸騰水キャプセルからキャプセル制御装置へ至る排水管の近傍に設置したシンチレーションカウンタの波高分析の結果を解析したところ、通常は判別されない ^{89}Rb や $^{138\text{m}}\text{Cs}$ のピークが出力急昇終了後の6分後から顕著になっていることがわかった。Fig. 19 に、 ^{89}Rb の波高分析におけるピーク部面積の変化の様子を、通常検出される ^{56}Mn のピーク部面積との比率で示す。

これらのことから、排水モニタによる全 γ 線の監視だけでは、微量の核分裂生成物しか放出しない燃料ピンの破損の検知は不可能であって、沸騰水キャプセルになるべく近い位置での排水管からの γ 線のスペクトル分析を連続的に行うなどの方法を検討する必要があることがわかった。更に、微量な核分裂生成物の検出が遅れる場合に備えて、原子炉排水系へ排出する核分裂生成物の量を最小限度に抑えるため沸騰水キャプセルからの排水をイオン交換塔に連続的に通水する必要のあることもわかった。

なお、沸騰水キャプセル（79F-2J）は排水中に核分裂生成物が検出され燃料ピン破損の疑いがあると判断されたため、前半サイクル終了後炉心から取り出された。後日実施された照射後試験の結果、この核分裂生成物は沸騰水キャプセル内に組込まれたFC（ ^{235}U 含有量 1.3mg ）が破損して放出されたものであることが判明している。

4.4 ^3He 出力可変装置特性

4.4.1 反応度効果

原子炉低出力運転中に実施した試験の結果、 ^3He ガスの圧力を4.0 MPaから0.15 MPaまで低下させたときの原子炉反応度の変化は+0.044%であり、計算による予想値(0.05%)とはほぼ一致した。また、最も短い時間(1分間)で ^3He ガス圧力を変化させた場合でも、原子炉出力制御系は十分に応答し、原子炉出力の過渡的変動を生ずることはなかった。

4.4.2 炉内管周辺への影響

^3He ガスの圧力を4.0 MPaから0.15 MPaへ低下させ、3つのインパイルループ照射設備(OWL-1, OWL-2, 及びOGL-1)と9本のキャプセルの試料温度および試料発熱量の変化の様子を調べた。その結果、炉内管に最も近いOWL-1を除いてほとんど影響を受けないことが判明した。OWL-1では試料の発熱量が約2%増加した。

また、 ^3He ガスの圧力を低下させる場合、原子炉出力制御系の中性子検出器へ到達する中性子が増加する結果、相対的に熱出力が約1%減少することもわかった。

4.4.3 ^3He ガス圧力と燃料ピン出力の関係

^3He ガスの圧力を段階的に変えるとともに、沸騰水キャプセルに組込んだSPNDにより燃料ピンの出力を測定し、 ^3He ガス圧力と燃料ピン出力の関係を求めた。その結果、Fig. 20に示すように、 ^3He ガスの圧力を0.15 MPaから4.0 MPaに加圧することにより、燃料ピンの線出力密度は相対的に0.42に低下する。即ち ^3He ガスの圧力を4.0 MPaから0.15 MPaに減圧すると線出力密度が約2.4倍になることがわかった。また、同図から今回測定された発熱量の変化率は計算結果より臨界実験装置(JMTRC)での測定結果に近いことがわかる。

4.4.4 出力急昇試験

^3He ガスの圧力を3.0 MPaから0.15 MPaまで1時間で減圧して出力急昇試験を行い、SPND出力、沸騰キャプセル内の水温、被覆管伸び・破損検出器出力信号などを調べた結果、アキュムレータの窒素ガスを自然放出することによりほぼ直線的に出力を上昇させ得ることがわかった。

4.4.3で示した ^3He ガス圧力と燃料ピン出力の関係と窒素ガスの自然放出による ^3He ガス圧力の時間変化特性から推定した出力急昇中における線出力密度の時間変化の様子をFig. 21に示す。

なお、当初計画した最短時間(1分)での出力急昇試験や ^3He ガス圧力を急速加圧したときの応答を調べる出力降下試験は、沸騰水キャプセル(79F-2J)を前半サイクル終了後に炉心から取り出したため実施出来なかった。しかし、反応度効果測定や1時間出力急昇試験などの結果から、これらの試験においてもBOCA照射設備のみならず原子炉及び他の照射設備の運転上何らの問題も生ずることはないであろうことが推測された。

4.4.5 トリチウム濃度

第56サイクル運転中に、トリチウムトラップの前後から合計12ケの ^3He ガスサンプルを採

取し、燃焼法によりトリチウム濃度を測定した。その結果、最大濃度を示したのは、後半サイクルに³Heガス圧力が3.0 MPaのときのサンプルであって、約18.5 TBq/m³であった。トリチウムトラップ前後におけるサンプルの同時採取は前後4回実施、トラップのトリチウム吸収効率を求めた。実測されたトリチウム吸収効率は87～99%（平均95%）であり、トラップは³Heガスの圧力によらず設計どりのトリチウム吸収性能を有することが確認された。

実測されたトリチウム濃度と³Heガスの流量から求めた³Heガススクリーン内におけるトリチウム生成率は、³Heガス圧力が3.0 MPaのとき27 MBq/sであって、予測された値（3.0 MPaのとき25 MBq/s）とほぼ等しい。圧力が低い場合は、予測値より低かったが、これは³Heガススクリーンを構成する2重管や配管の内面に吸着されるトリチウムの割合が、³Heガスの圧力が高い場合に比べて、大きいためであると考えられる。

4.4.6 装置周辺空間線量率など

装置周辺での空間線量率は、全期間を通じて、高々7.2 pC/(kg・s)であり、放射線管理上問題となることはないことがわかった。装置の内部では、ガス循環器の表面で72 pC/(kg・s)アキュムレータの表面で100 pC/(kg・s)オーダーの空間線量率があった。アキュムレータ表面の空間線量率が高くなるのは、³Heガス中の空気の放射化により生成した⁴¹Arが、³Heガスの減圧によりアキュムレータ内へ吸入されるためであって、一時的なものである。

一方、グローブボックス内のトリチウム濃度は、測定の結果37 kBq/m³の程度であり、³He系からのトリチウムの漏洩は極めて少なく、排気スタックからの環境への放出量も問題とならないことがわかった。

5. ま と め

昭和53年に開発を開始した「JMTR出力急昇試験設備」のうち、まず完成したBOCA照射設備について実施した特性試験の結果について述べた。

特性試験は、設備の性能が設計仕様を満足することを確認するとともに、運転上必要なデータを得ることを目的として行い、次のような結果を得た。

燃料ピン線出力密度（最大）	44.5 kW/m（2.6%ε BWRサイズ）
線出力密度測定誤差	±20%（SPND法）
出力急昇巾	2.4
最短出力急昇時間	1分
水圧制御範囲	7.26 ± 0.2 MPa
排水濃度（バックグラウンド）	7～10 GBq/m ³
破損検出遅れ	5分（大破損時）
炉内計装作動状況	良好（SPND、被覆管伸び・破損検出器、T/C）
³ Heガス反応度効果	0.044%
周辺炉心への影響	2%

取し、燃焼法によりトリチウム濃度を測定した。その結果、最大濃度を示したのは、後半サイクルに ^3He ガス圧力が3.0 MPaのときのサンプルであって、約18.5 TBq/m³であった。トリチウムトラップ前後におけるサンプルの同時採取は前後4回実施、トラップのトリチウム吸収効率を求めた。実測されたトリチウム吸収効率は87～99%（平均95%）であり、トラップは ^3He ガスの圧力によらず設計どおりのトリチウム吸収性能を有することが確認された。

実測されたトリチウム濃度と ^3He ガスの流量から求めた ^3He ガススクリーン内におけるトリチウム生成率は、 ^3He ガス圧力が3.0 MPaのとき27 MBq/sであって、予測された値（3.0 MPaのとき25 MBq/s）とほぼ等しい。圧力が低い場合は、予測値より低かったが、これは ^3He ガススクリーンを構成する2重管や配管の内面に吸着されるトリチウムの割合が、 ^3He ガスの圧力が高い場合に比べて、大きいためであると考えられる。

4.4.6 装置周辺空間線量率など

装置周辺での空間線量率は、全期間を通じて、高々7.2 pC/(kg・s)であり、放射線管理上問題となることはないことがわかった。装置の内部では、ガス循環器の表面で72 pC/(kg・s)アキュムレータの表面で100 pC/(kg・s)オーダーの空間線量率があった。アキュムレータ表面の空間線量率が高くなるのは、 ^3He ガス中の空気の放射化により生成した ^{41}Ar が、 ^3He ガスの減圧によりアキュムレータ内へ吸入されるためであって、一時的なものである。

一方、グローブボックス内のトリチウム濃度は、測定の結果37 kBq/m³の程度であり、 ^3He 系からのトリチウムの漏洩は極めて少なく、排気スタックからの環境への放出量も問題とならないことがわかった。

5. ま と め

昭和53年に開発を開始した「JMTR出力急昇試験設備」のうち、まず完成したBOCA照射設備について実施した特性試験の結果について述べた。

特性試験は、設備の性能が設計仕様を満足することを確認するとともに、運転上必要なデータを得ることを目的として行い、次のような結果を得た。

燃料ピン線出力密度（最大）	44.5 kW/m (2.6% ε BWR サイズ)
線出力密度測定誤差	± 20% (SPND法)
出力急昇巾	2.4
最短出力急昇時間	1分
水圧制御範囲	7.26 ± 0.2 MPa
排水濃度（バックグラウンド）	7～10 GBq/m ³
破損検出遅れ	5分（大破損時）
炉内計装作動状況	良好（SPND, 被覆管伸び・破損検出器, T/C）
^3He ガス反応度効果	0.044%
周辺炉心への影響	2%

トリチウム生成率	27 MBq/s (3.0 MPa時)
トリチウムトラップ吸収率	95% (平均)
装置周辺空間線量率	7.2 pC/(kg・s) (最大)

これらの結果から、BOCA照射設備は軽水炉燃料ピンをBWR条件下において2倍以上の出力変化巾をもって最大50 kW/mまで出力急昇させると言う目標をほぼ満足していると判断され、特性試験以後10本の燃料ピンについて出力急昇試験が実施されている。

しかしながら、出力急昇試験を行ううえで重要な出力の測定や破損の検出については十分とは云えない状況にあるので、今後の技術開発や出力急昇試験を通して、測定精度の向上と早期検出技術の確立を図る計画である。

謝 辞

BOCA照射設備の完成に当っては研究所内外の関係者の絶大なる協力があつた。特に、同設備の特性試験の実施に当っては、当研究所材料試験炉部の照射第2課、照射第3課、原子炉第1課更には管理部放射線管理課の協力が不可欠であつた。記して感謝の意を表したい。

最後に、本特性試験の実施について直接御指導いただいた伊丹照射第1課長と伊藤照射第2課長（現東海研究所放射性汚染処理第1課長）に対し、また激励と御支援をいただいた日高材料試験炉部長（現原子力船研究開発事業団安全管理室長）と神原材料試験部次長（現同部長）に対し深く感謝の意を表します。

参 考 文 献

- 1) 中田宏勝, 他, "³He-BOCA出力急昇試験設備の開発・1 (開発計画と設備概要)", JAERI-M 8533, 1979年11月
- 2) 中田宏勝, 他, "³He-BOCA出力急昇試験設備の開発・2 (試験計画と³He-BOCAの設計)", JAERI-M 9343, 1981年3月
- 3) H. Nakata, et al., "Power Ramping Test in the JMTR for PCI Study of Water Reactor Fuel", Proceedings of IAEA's Specialist's Meeting on Pellet Cladding Interaction in Water Reactor Fuel, p.17~p.26. IWGFPT/18, 1984
- 4) 小向文作, 他, "BOCAによる燃料ふるまい実験", 原子学会「昭59年会」予稿集, H-31

トリチウム生成率	27 MBq/s (3.0 MPa時)
トリチウムトラップ吸収率	95 % (平均)
装置周辺空間線量率	7.2 pC/(kg・s) (最大)

これらの結果から、BOCA照射設備は軽水炉燃料ピンをBWR条件下において2倍以上の出力変化巾をもって最大50 kW/mまで出力急昇させると云う目標をほぼ満足していると判断され、特性試験以後10本の燃料ピンについて出力急昇試験が実施されている。

しかしながら、出力急昇試験を行ううえで重要な出力の測定や破損の検出については十分とは云えない状況にあるので、今後の技術開発や出力急昇試験を通して、測定精度の向上と早期検出技術の確立を図る計画である。

謝 辞

BOCA照射設備の完成に当っては研究所内外の関係者の絶大なる協力があつた。特に、同設備の特性試験の実施に当っては、当研究所材料試験炉部の照射第2課、照射第3課、原子炉第1課更には管理部放射線管理課の協力が不可欠であつた。記して感謝の意を表したい。

最後に、本特性試験の実施について直接御指導いただいた伊丹照射第1課長と伊藤照射第2課長（現東海研究所放射性汚染処理第1課長）に対し、また激励と御支援をいただいた日高材料試験炉部長（現原子力船研究開発事業団安全管理室長）と神原材料試験部次長（現同部長）に対し深く感謝の意を表します。

参 考 文 献

- 1) 中田宏勝, 他, "³He-BOCA出力急昇試験設備の開発・1 (開発計画と設備概要)", JAERI-M 8533, 1979年11月
- 2) 中田宏勝, 他, "³He-BOCA出力急昇試験設備の開発・2 (試験計画と³He-BOCAの設計)", JAERI-M 9343, 1981年3月
- 3) H. Nakata, et al., "Power Ramping Test in the JMTR for PCI Study of Water Reactor Fuel", Proceedings of IAEA's Specialist's Meeting on Pellet Cladding Interaction in Water Reactor Fuel, p. 17~p. 26. IWGFPT/18, 1984
- 4) 小向文作, 他, "BOCAによる燃料ふるまい実験", 原子学会「昭59年会」予稿集, H-31

トリチウム生成率	27 MBq/s (3.0 MPa時)
トリチウムトラップ吸収率	95 % (平均)
装置周辺空間線量率	7.2 pC/(kg・s) (最大)

これらの結果から、BOCA照射設備は軽水炉燃料ピンをBWR条件下において2倍以上の出力変化巾をもって最大50 kW/mまで出力急昇させると云う目標をほぼ満足していると判断され、特性試験以後10本の燃料ピンについて出力急昇試験が実施されている。

しかしながら、出力急昇試験を行ううえで重要な出力の測定や破損の検出については十分とは云えない状況にあるので、今後の技術開発や出力急昇試験を通して、測定精度の向上と早期検出技術の確立を図る計画である。

謝 辞

BOCA照射設備の完成に当っては研究所内外の関係者の絶大なる協力があつた。特に、同設備の特性試験の実施に当っては、当研究所材料試験炉部の照射第2課、照射第3課、原子炉第1課更には管理部放射線管理課の協力が不可欠であつた。記して感謝の意を表したい。

最後に、本特性試験の実施について直接御指導いただいた伊丹照射第1課長と伊藤照射第2課長（現東海研究所放射性汚染処理第1課長）に対し、また激励と御支援をいただいた日高材料試験炉部長（現原子力船研究開発事業団安全管理室長）と神原材料試験部次長（現同部長）に対し深く感謝の意を表します。

参 考 文 献

- 1) 中田宏勝, 他, “ ^3He -BOCA出力急昇試験設備の開発・1 (開発計画と設備概要)”, JAERI-M 8533, 1979年11月
- 2) 中田宏勝, 他, “ ^3He -BOCA出力急昇試験設備の開発・2 (試験計画と ^3He -BOCAの設計)”, JAERI-M 9343, 1981年3月
- 3) H. Nakata, et al., “Power Ramping Test in the JMTR for PCI Study of Water Reactor Fuel”, Proceedings of IAEA's Specialist's Meeting on Pellet Cladding Interaction in Water Reactor Fuel, p.17~p.26. IWGFPT/18, 1984
- 4) 小向文作, 他, “BOCAによる燃料ふるまい実験”, 原子学会「昭59年会」予稿集, H-31

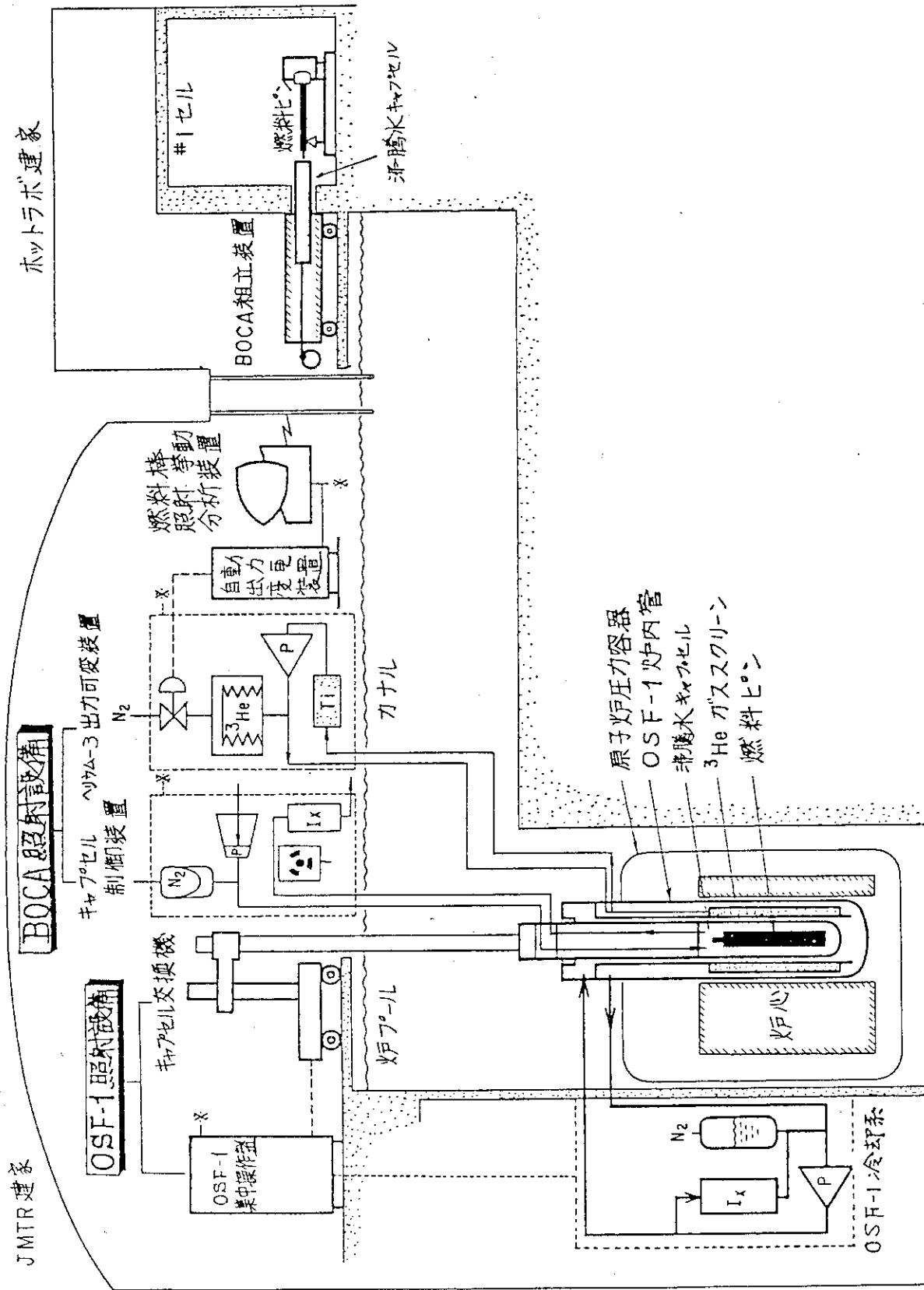


Fig. 1 JMTR 出力急昇試験設備の全体構成

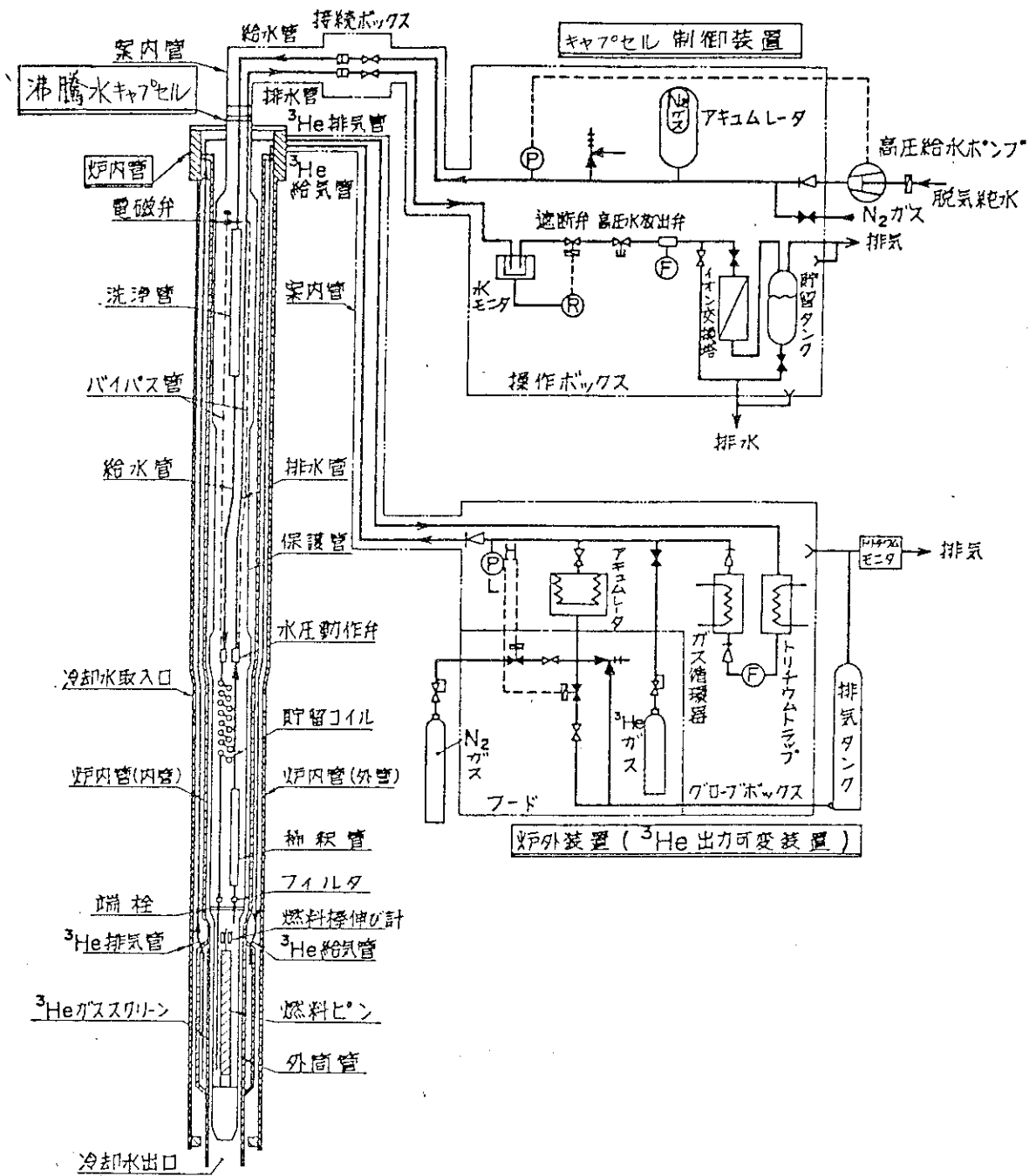


Fig. 2 BOCA 照射設備の構成

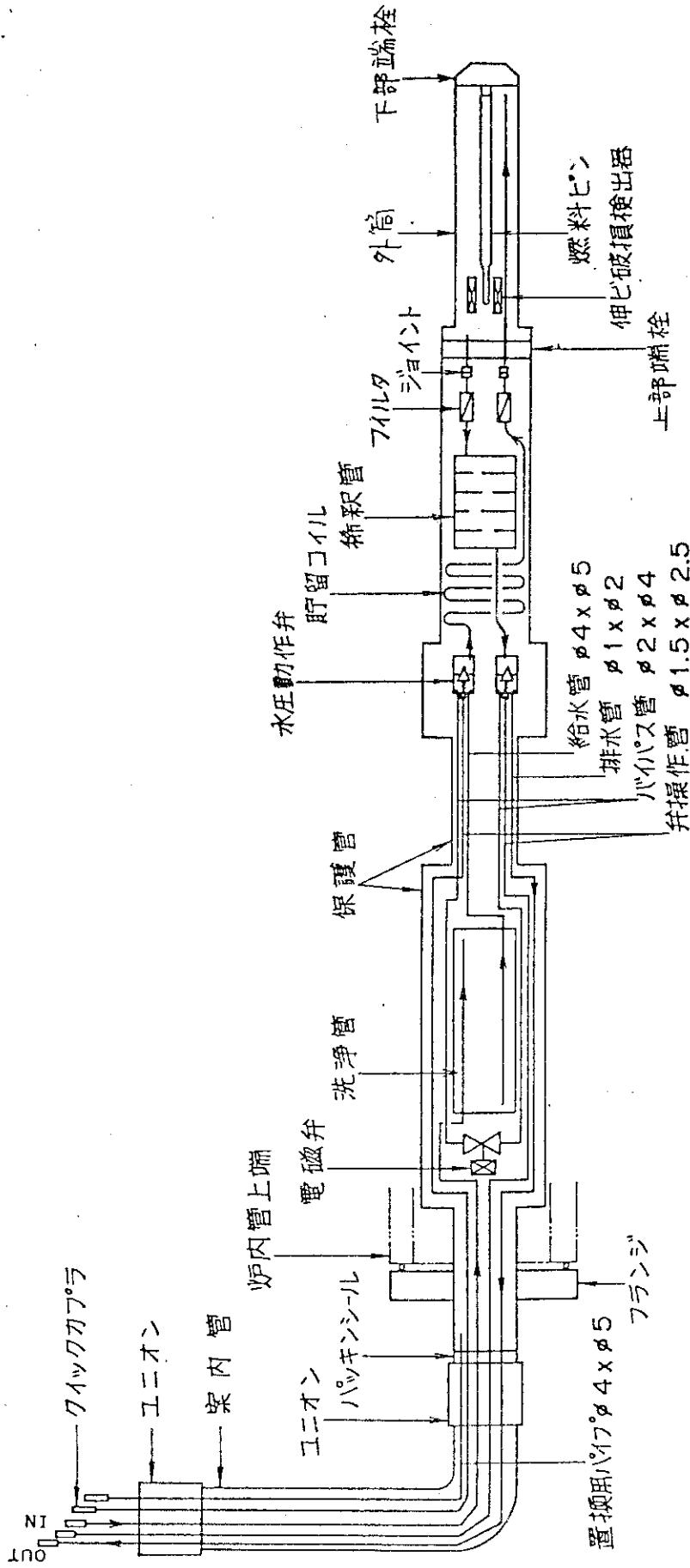


Fig. 3 79F-2J の構成

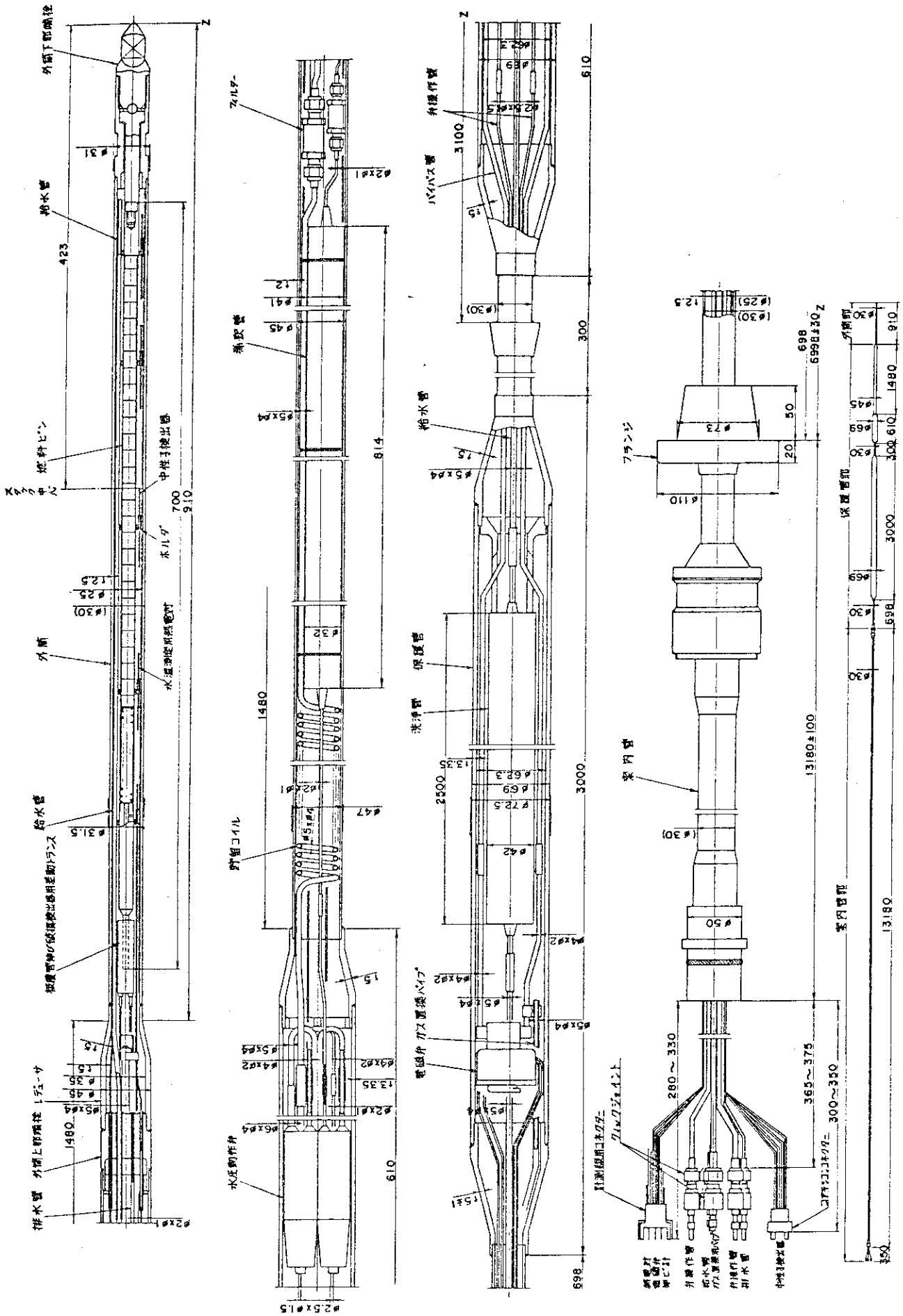
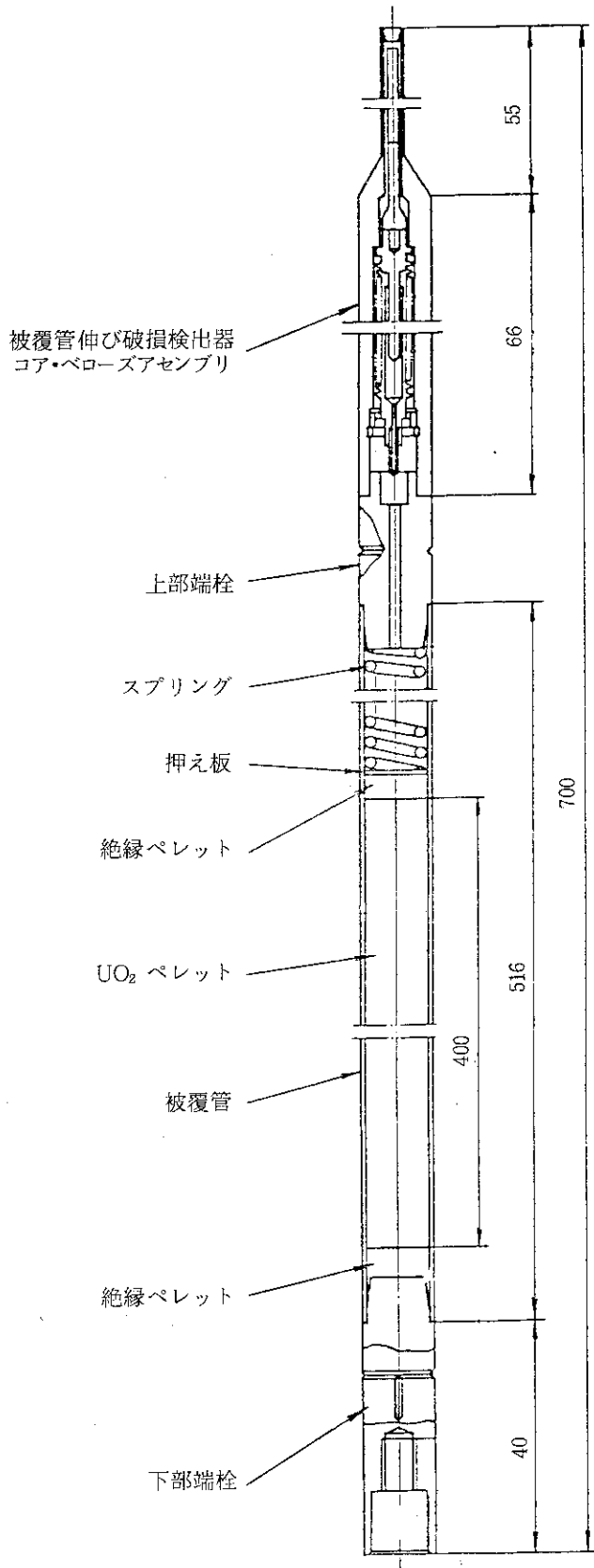


Fig. 4 79F-2J の構造

水冷却キャパセリ 全体外形図



項目	仕様	
ペレット	濃縮度	2.6%
	材質	UO ₂ (95%TD)
	形状	フラット
	外径	10.70 mm
	高さ	15.0 mm
被覆管	材質	ジルカロイ-2
	内径	10.83 mm
	肉厚	0.7 mm
	熱処理	再結晶化
	表面処理	なし
ギャップ	直径寸法	0.13 mm
	充てんガス	ヘリウム
	圧力	大気圧

Fig. 5 79F-2J用燃料ピンの構造と仕様

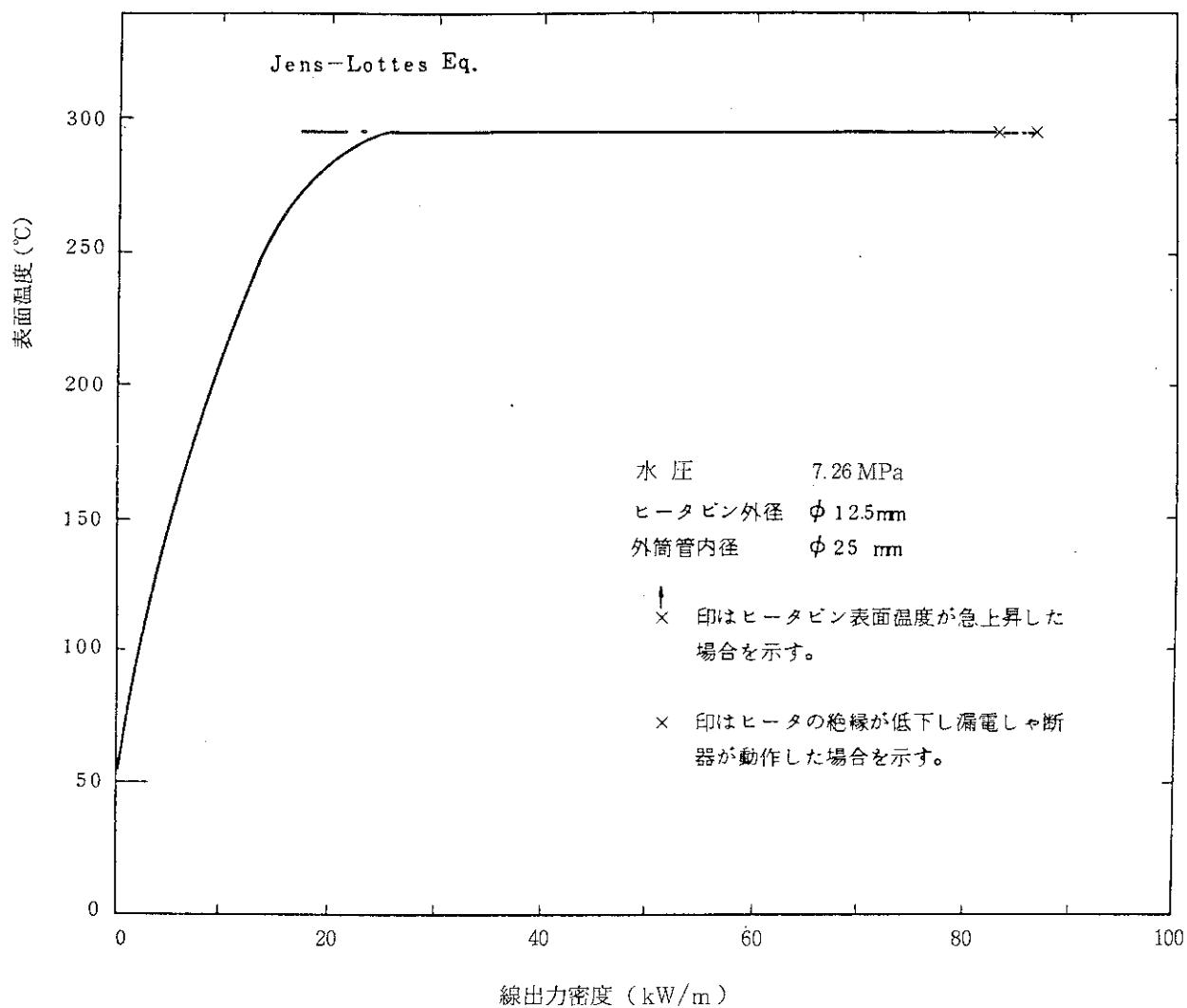


Fig. 6 沸騰水キャプセルにおける燃料ピン表面温度
 (炉外実験結果)

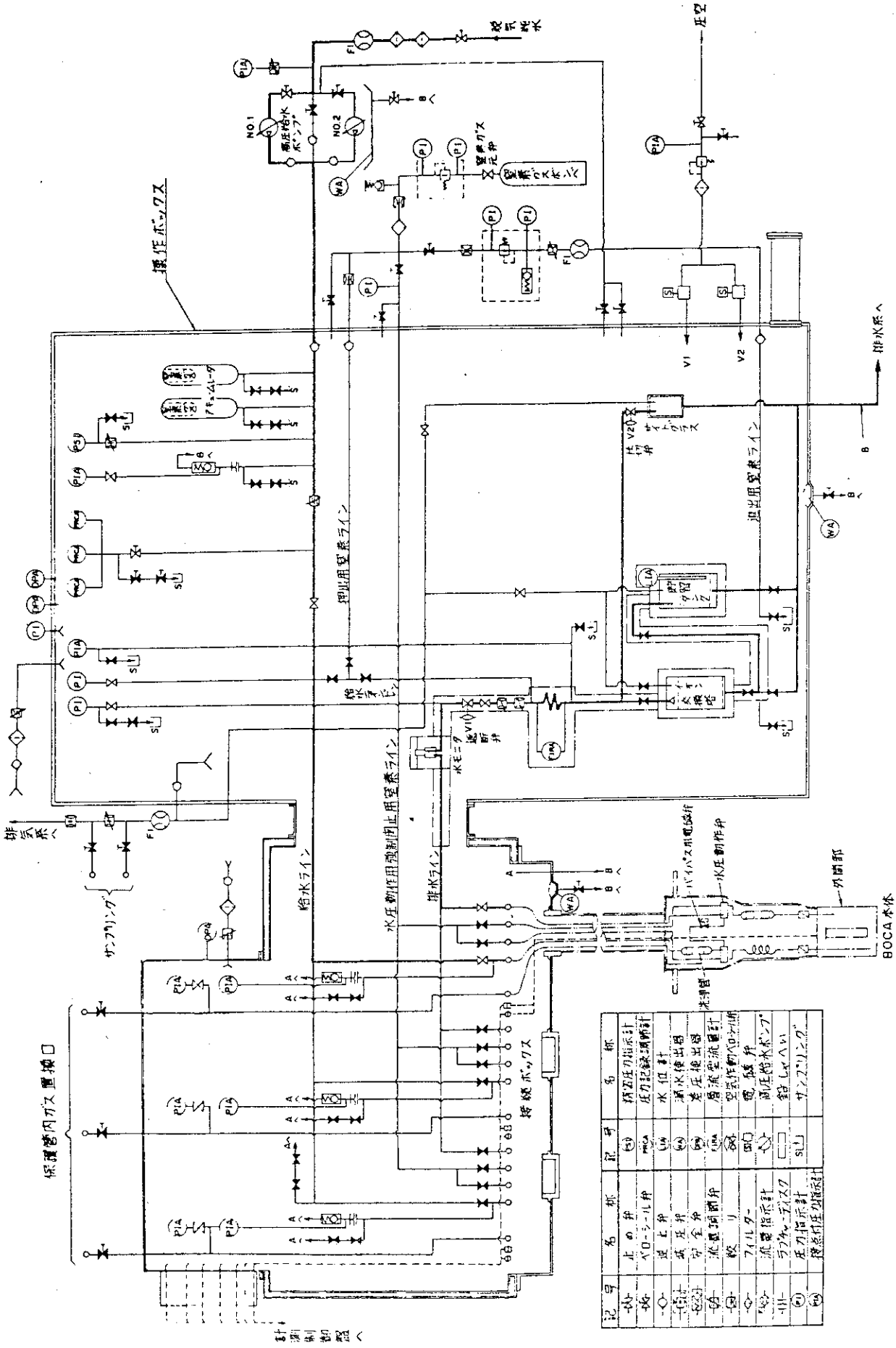


Fig. 7 キャブセル制御装置系統

記号	名称	記号	名称
止	止の弁	PIA	測定圧力指示計
○	40-リトル弁	PIB	圧力記録頭計
△	逆止弁	PIW	水位計
◇	減圧弁	PIV	排水使用器
◇	安全弁	PIU	左圧検出器
◇	流量頭弁	PIH	流量指示計
◇	絞リ	PIG	空気検出器
◇	7リトル	PIF	電磁弁
◇	流量指示計	PIE	高圧給水ポンプ
◇	7リトル	PID	鉛シールド
◇	圧力指示計	PIA	サンプリング
◇	標準ボガス	PIA	標準ボガス

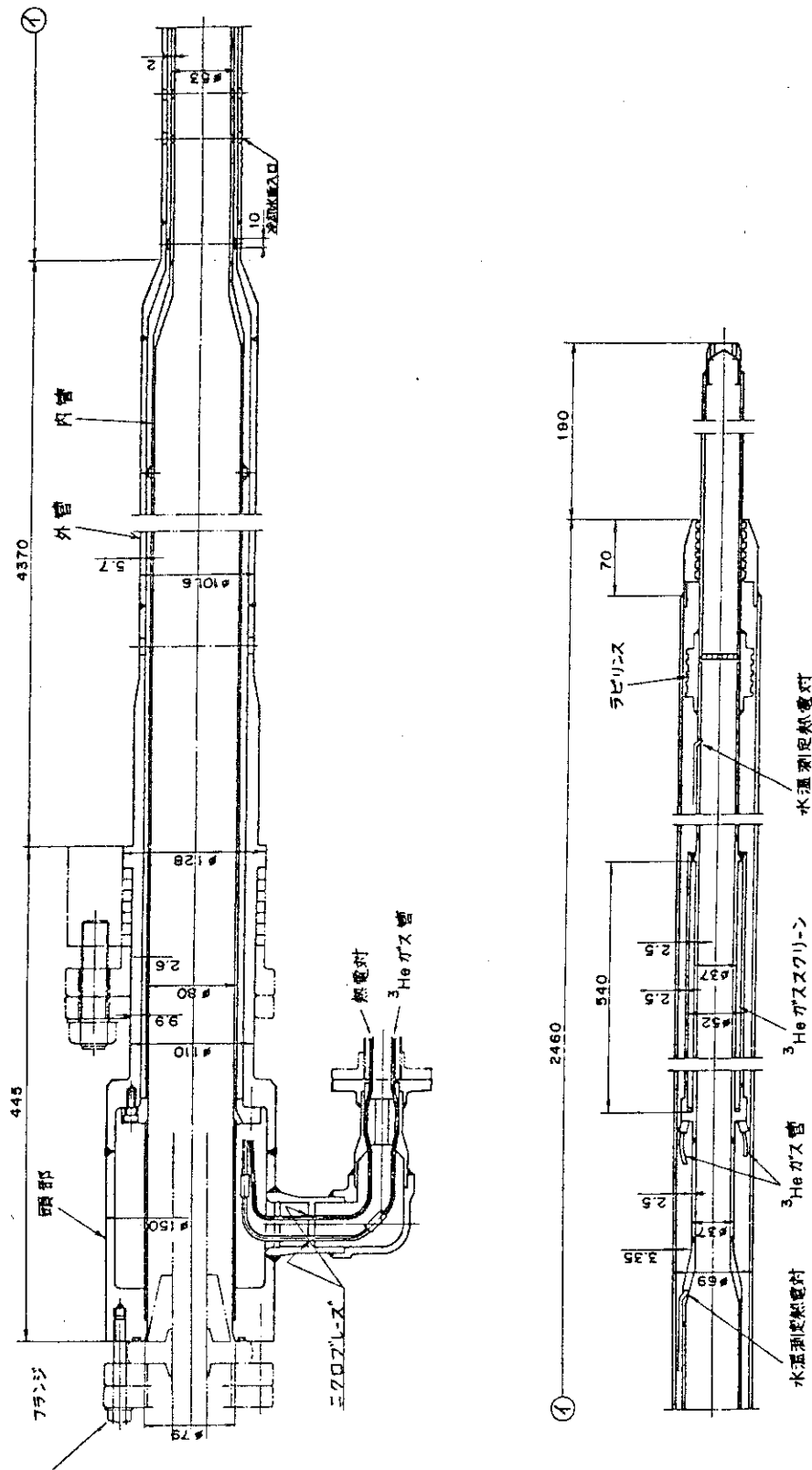
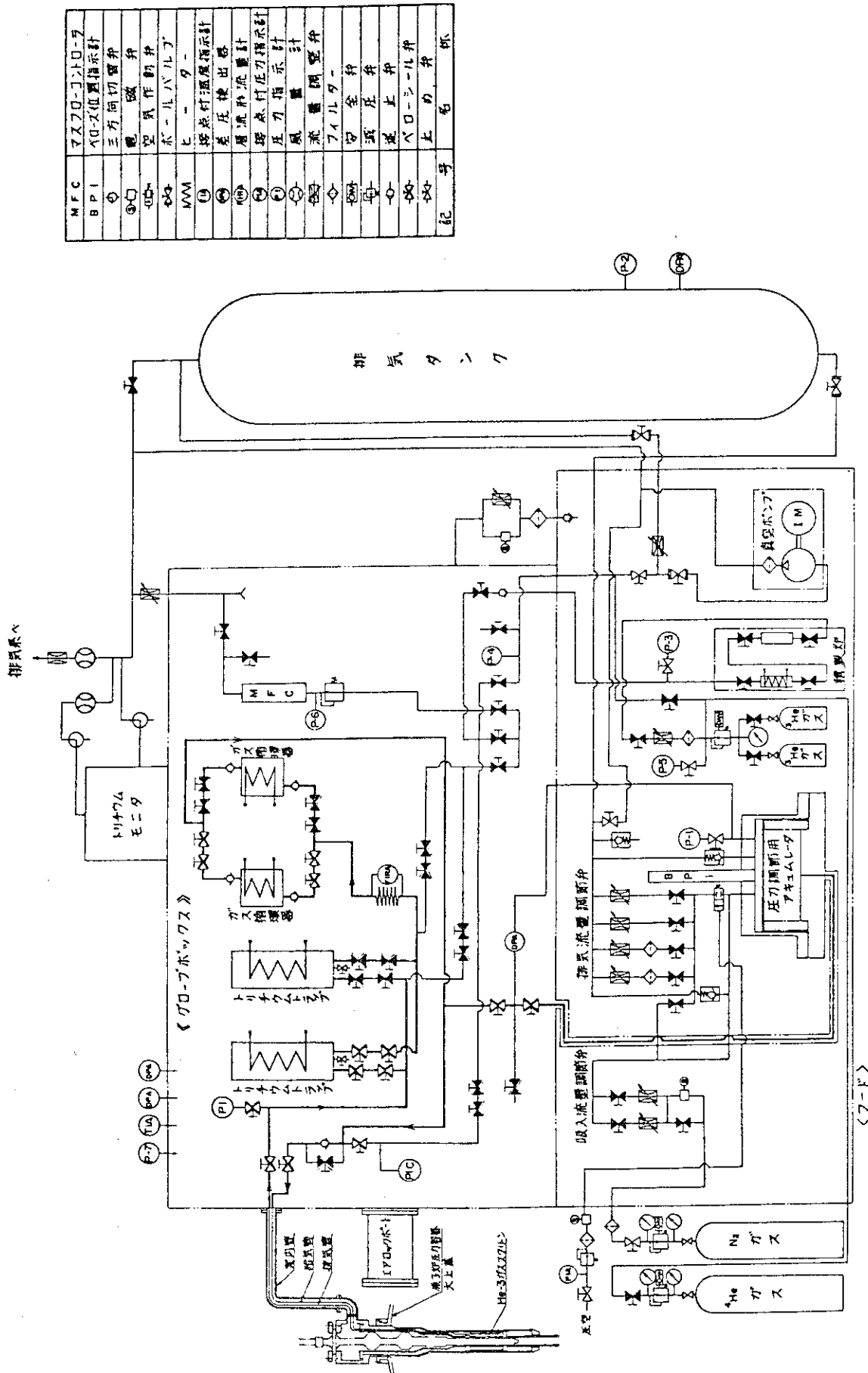


Fig. 8 炉内管構造



MFC	マスフローコントローラ
BPI	プロセス位置指示計
①	三方向切換弁
②	電磁式切換弁
③	空気作動弁
④	ホーパルバルブ
MM	ヒーター
⑤	接点付温度指示計
⑥	差圧検出器
⑦	層流種流量計
⑧	接点付圧力指示計
⑨	圧力指示計
⑩	流量調整弁
⑪	フィルタ
⑫	安全弁
⑬	減圧弁
⑭	逆止弁
⑮	上ベロシール弁
⑯	上ベロシール弁
記号	名称

Fig. 9 ³He出力可変装置系統

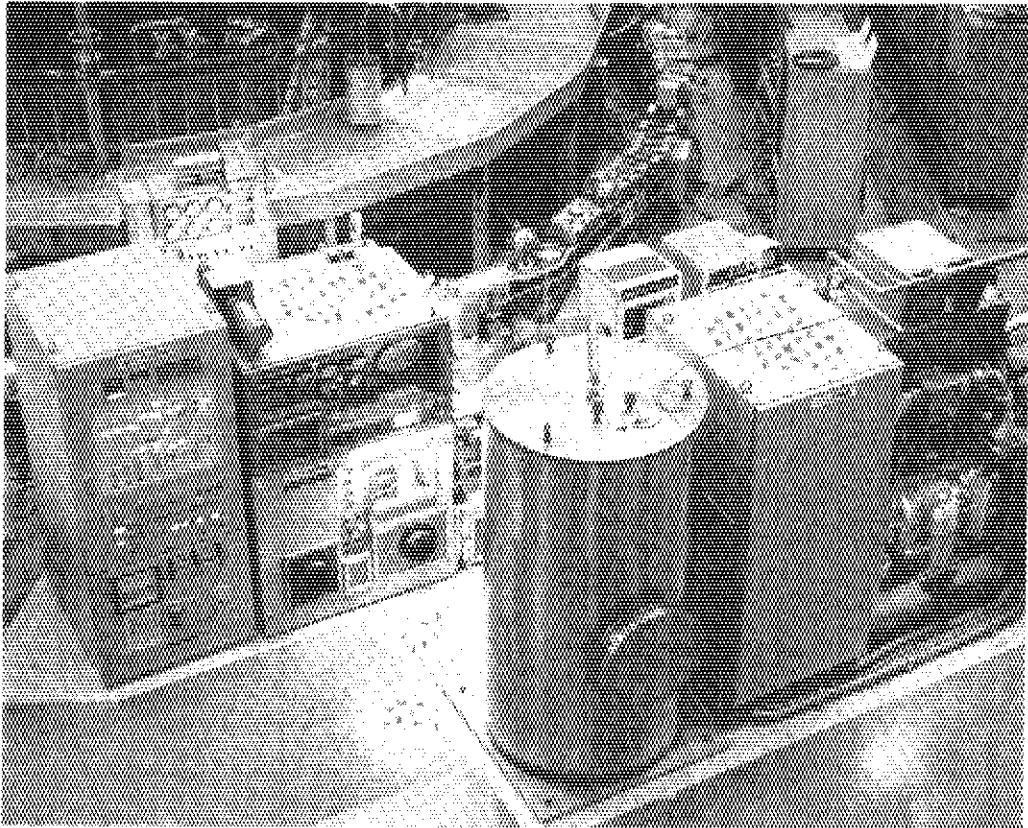


Fig. 10 BOCA照射設備俯観

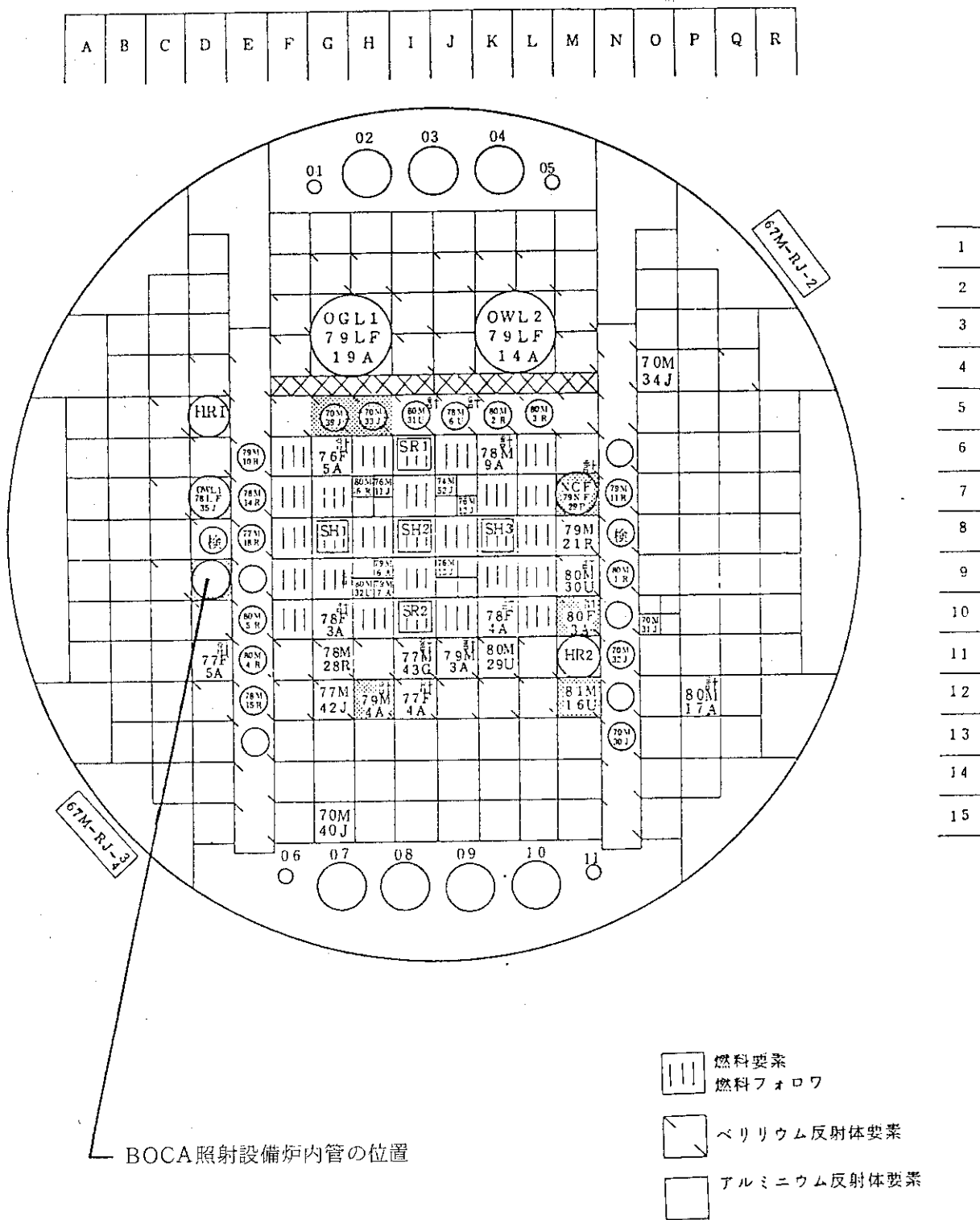


Fig. 11 BOCA照射設備特性試験時の炉心配置

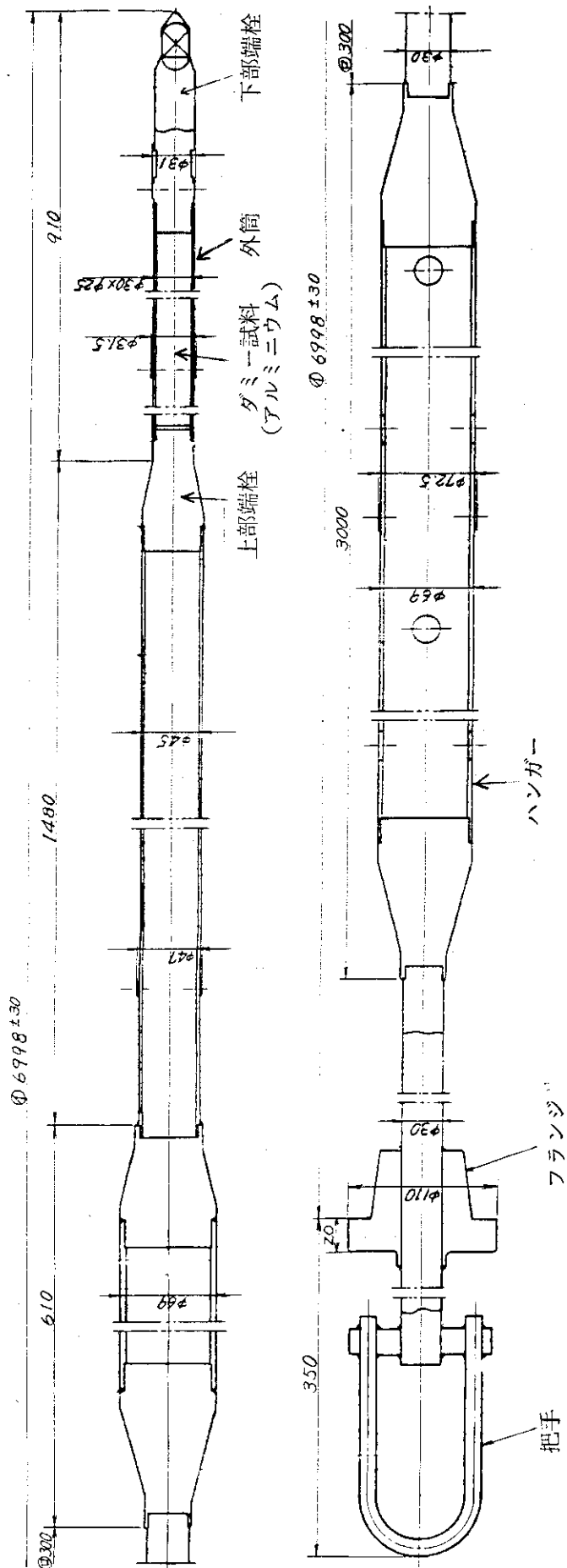
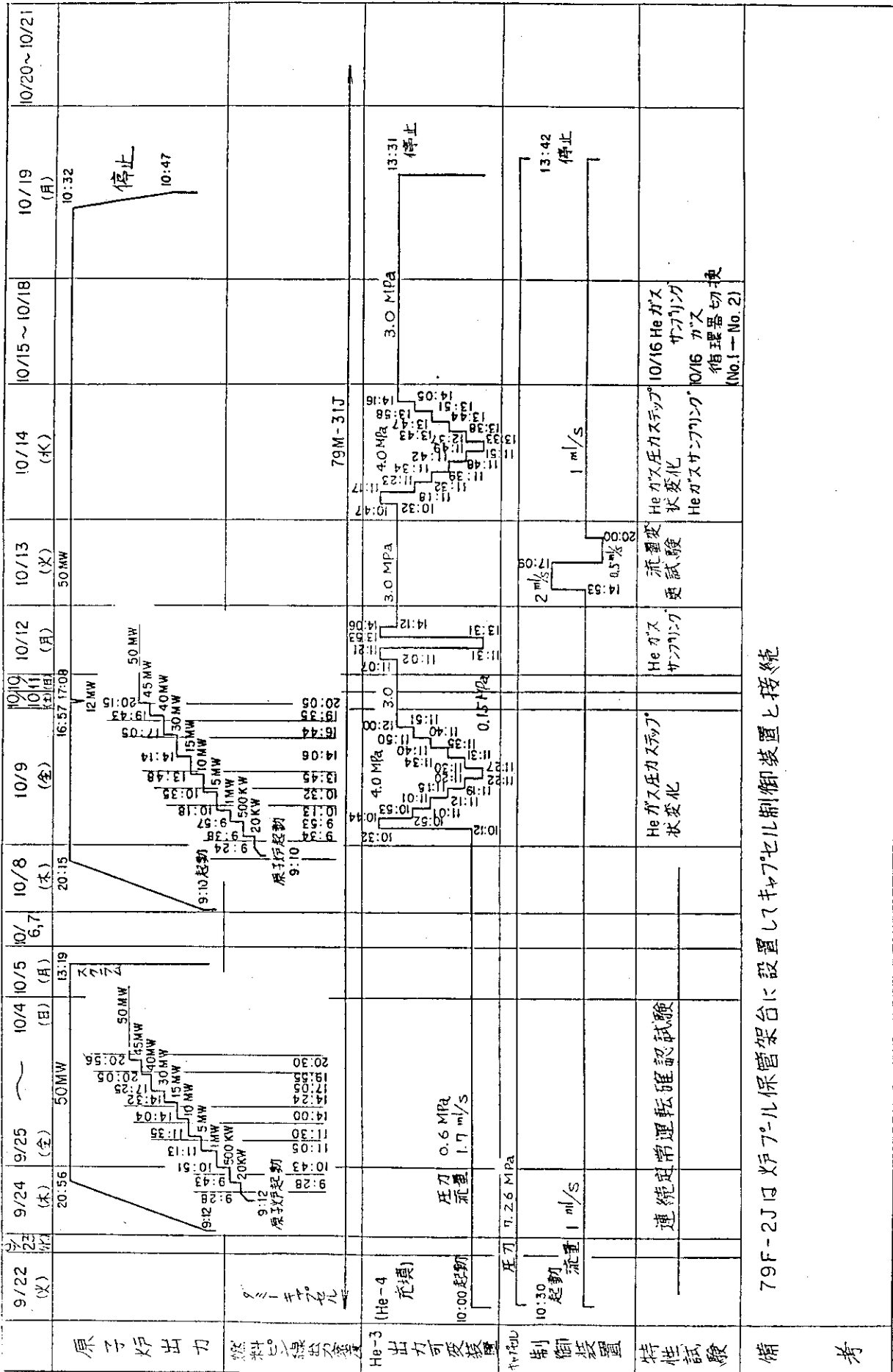


Fig. 12 ダミーキャプセル (79M-31J) の構造



79F-2Jは炉アール保管架台に設置してキャセル制御装置と接続

Fig. 13 BOCA照射設備第55サイクル運転実績

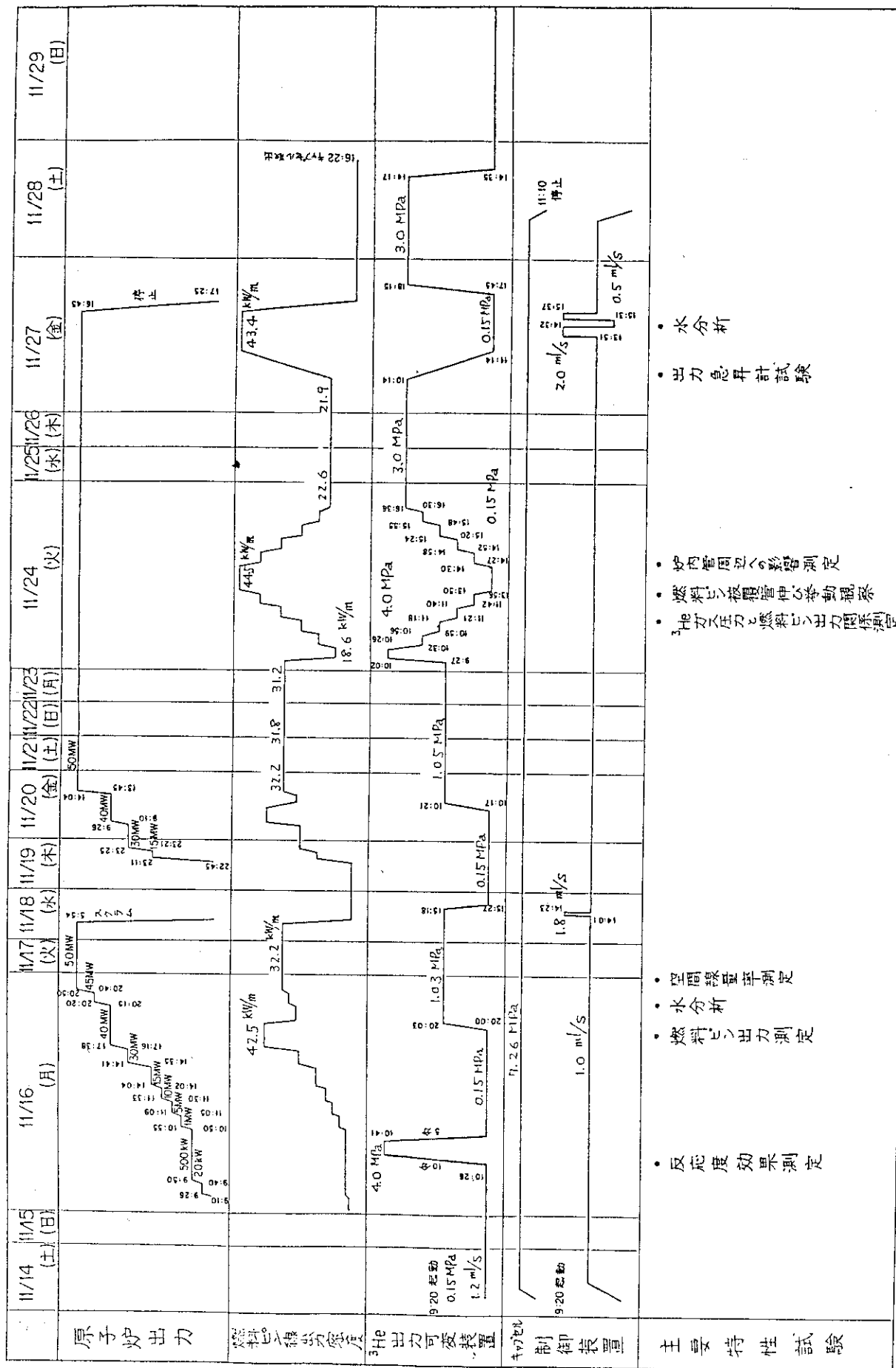


Fig. 14 (a) BOCA照射設備第56サイクル(前半)運転実績

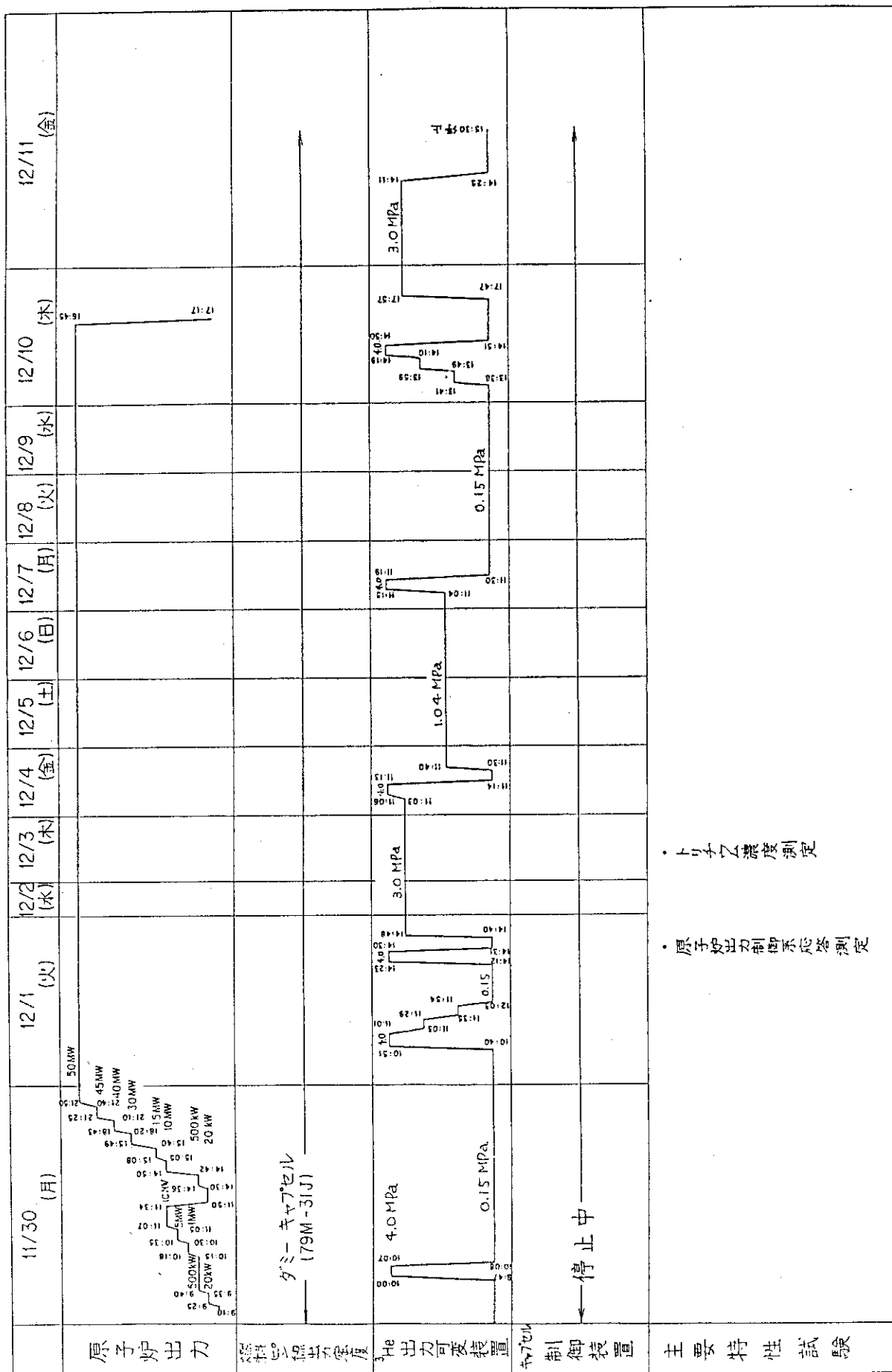


Fig. 14 (b) BOCA 照射設備第 56 サイクル (後半) 運転実績

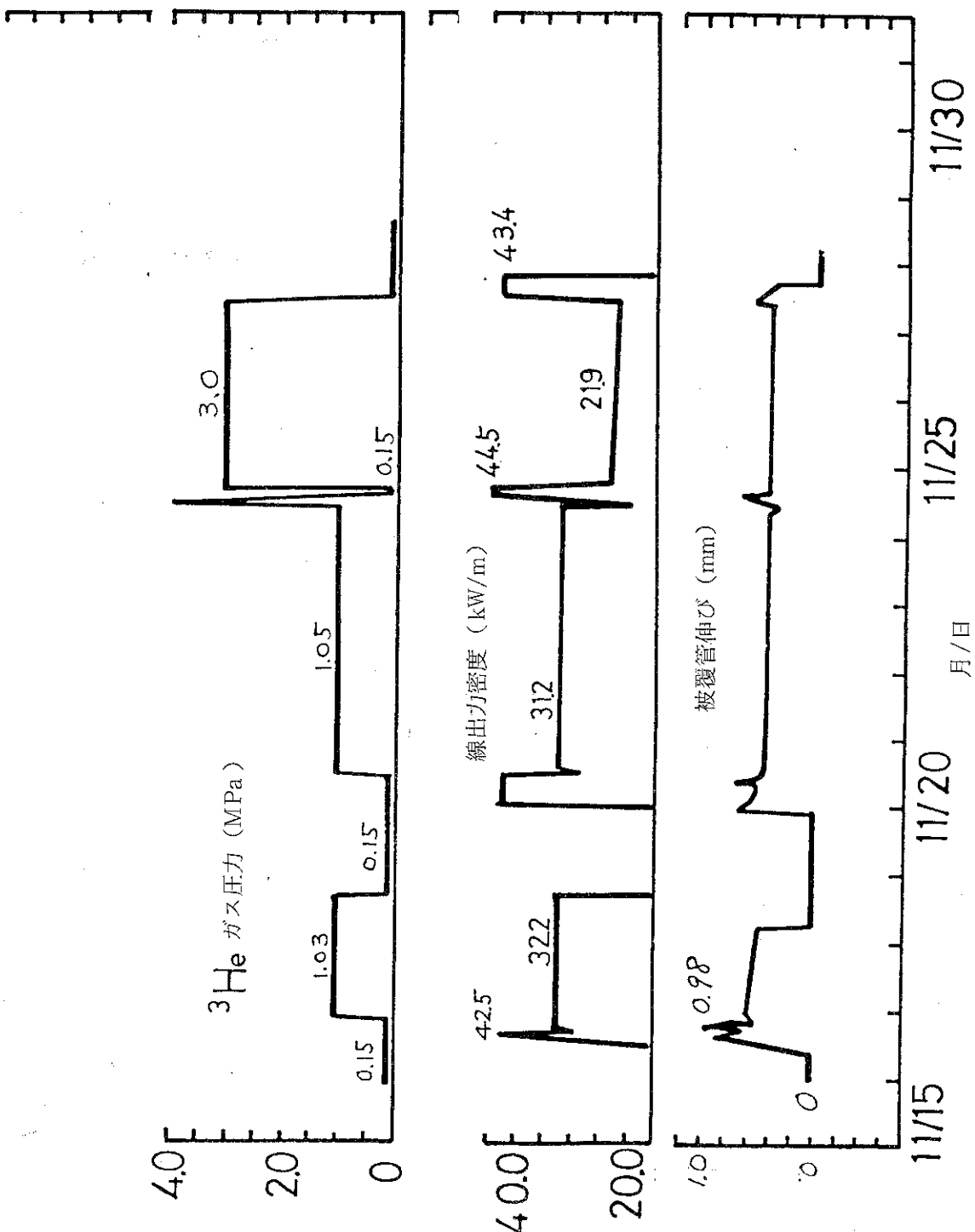


Fig. 15 79F-2J 燃料ピンの伸び挙動

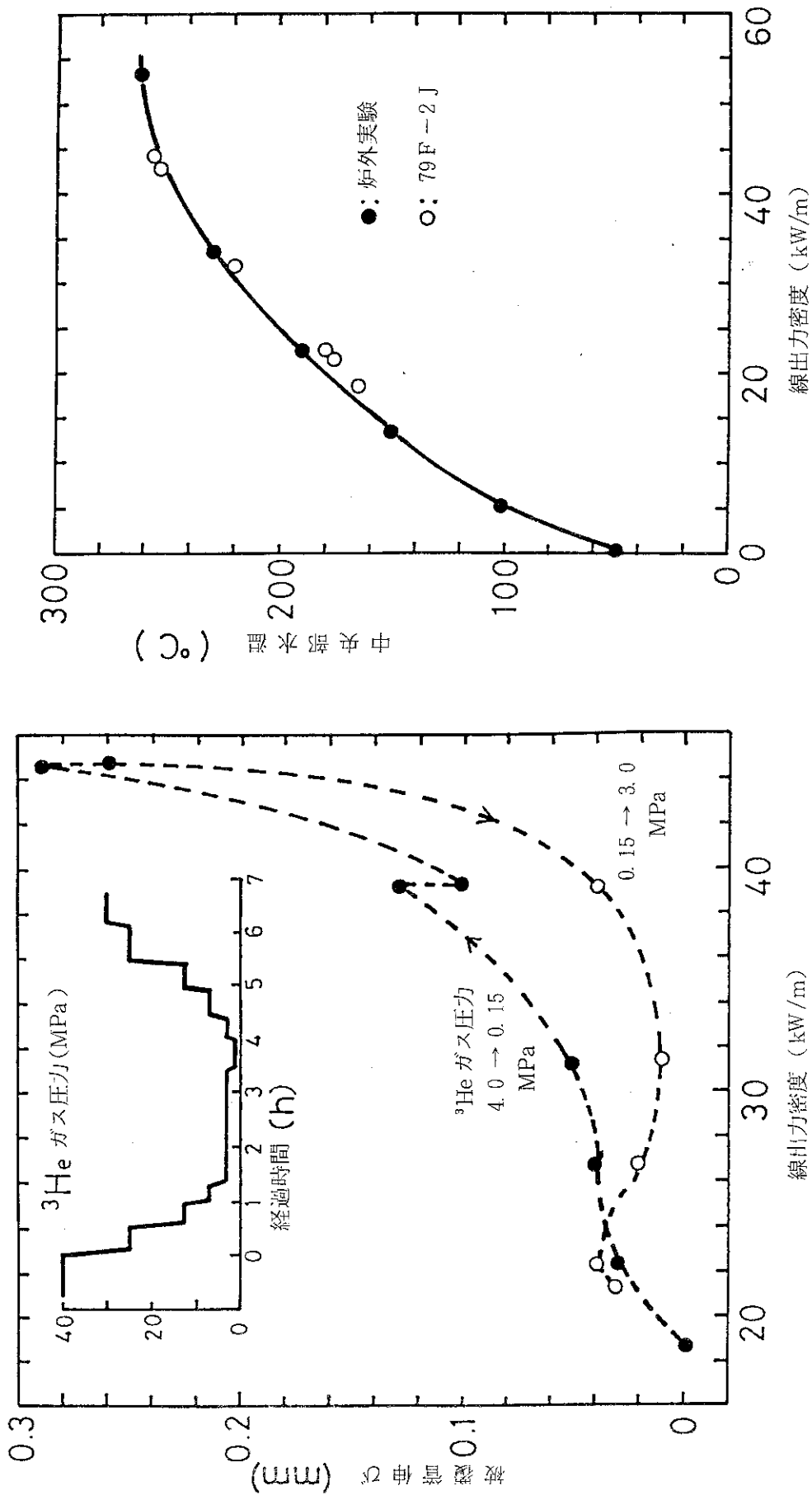


Fig. 17 沸騰水キヤプセルの水温特性

Fig. 16 ³He ガス圧力変更時の燃料ピン伸び挙動

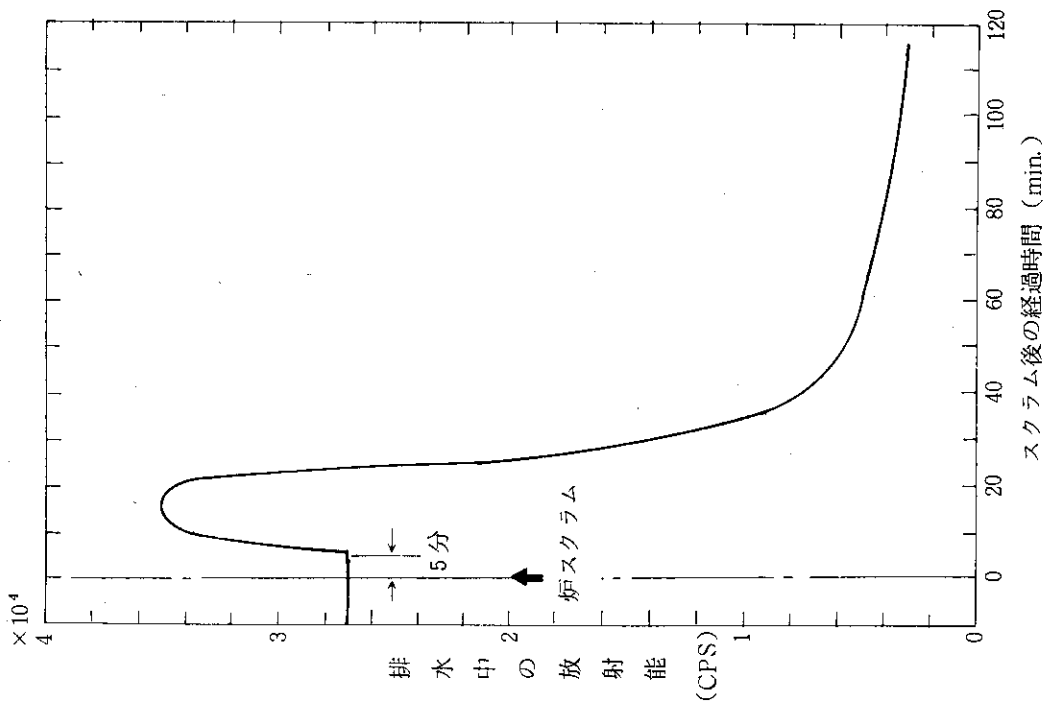


Fig. 18 原子炉スクラム後の排水モニタ指示値の変化

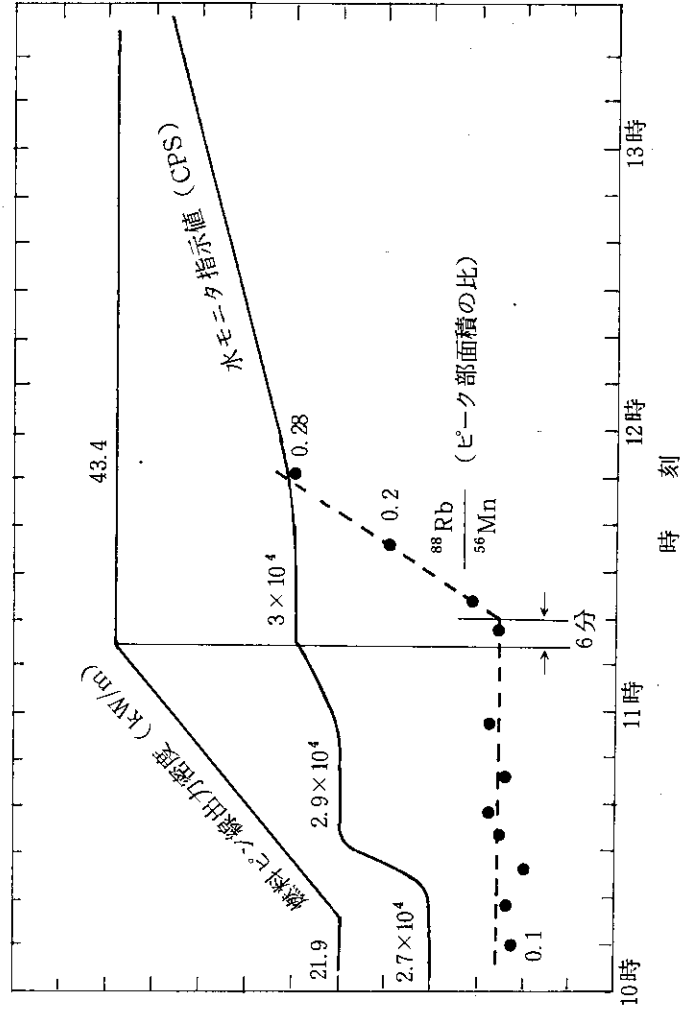


Fig. 19 出力急昇試験時の排水中の放射能の変化

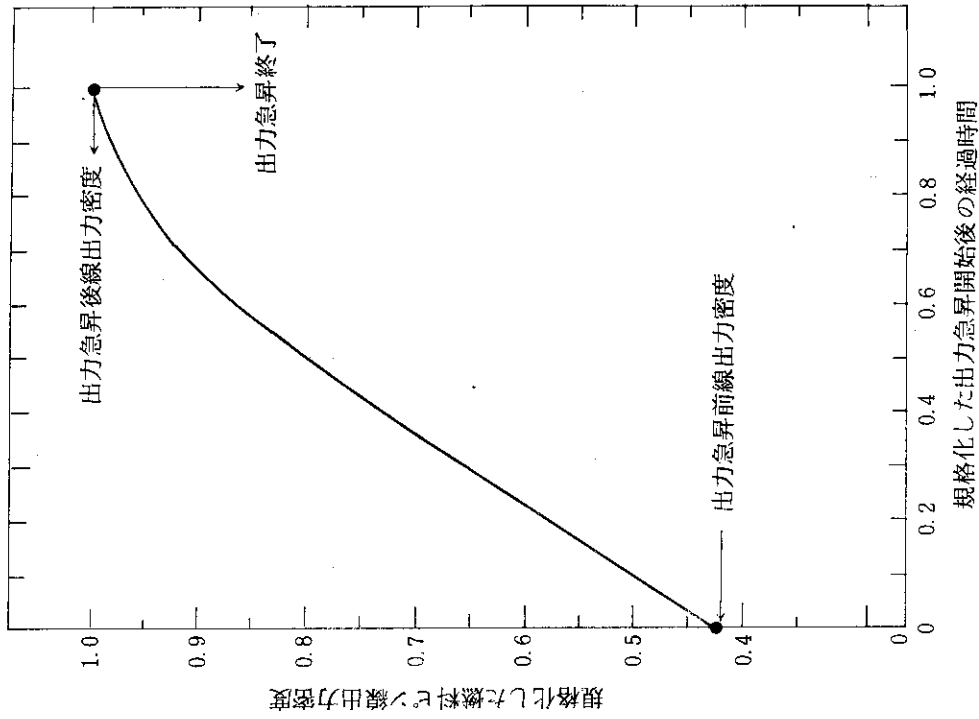


Fig. 21 出力急昇中の燃料ピン線出力密度変化

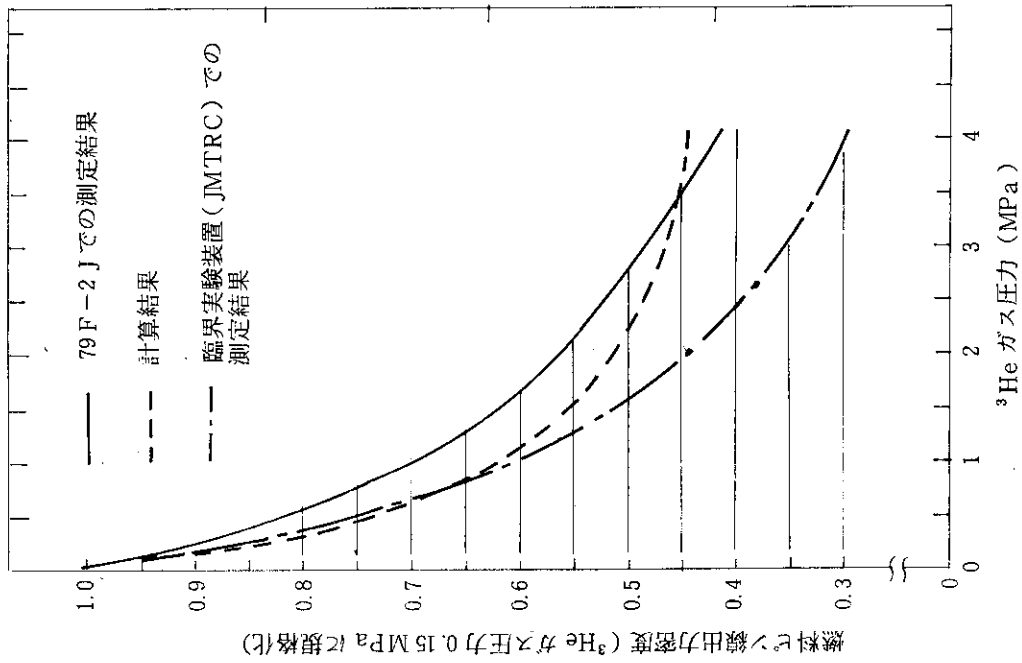


Fig. 20 ^3He ガス圧力と燃料ピン出力の関係

付 録 SPNDによる燃料ピンの出力測定

燃料ピンの出力は、沸騰水キャプセルに組込まれている3本のSPNDの出力信号から次式により求めた。即ち、

$$Q_p = \overline{SPND} \times C_o \times K(p) + \gamma \quad (A-1)$$

ここで、 Q_p はピーク位置での燃料ピンの線出力密度、 \overline{SPND} は3本のSPNDの出力電流から求めたピーク位置換算のSPNDの出力電流、 C_o はSPNDの出力電流から燃料ピンの線出力密度を求める換算定数、 $K(p)$ は ^3He ガス圧力(p)に係わる補正係数、更に γ はガンマ線による線出力密度である。

SPNDはFig.A1に示すように燃料スタックの中央付近に1本(No.2)とその上下に1本づつ(No.1及びNo.3)の合計3本が組込まれており、上方と中央付近の2本(No.1及びNo.2)は炉心に対して燃料ピンの裏側に、また下方の1本(No.3)は燃料ピンの表側に配置されている。このため、中性子束の軸方向及び径方向の分布を考慮して、次式により3本のSPNDの出力電流からピーク位置でのSPND電流値を求めた。即ち、

$$\overline{SPND} = \left[\left\{ \frac{S_1 - r_1}{A_1} + \frac{S_2 - r_2}{A_2} \right\} \frac{1}{2} + \frac{S_3 - r_3}{A_3} \right] \frac{1}{2} \quad (A-2)$$

ここで、 S_1 、 S_2 及び S_3 は各SPNDの出力電流、 r_1 、 r_2 及び r_3 は各SPNDのガンマ線出力電流、更に A_1 、 A_2 及び A_3 は中性子束の軸方向分布係数(Fig.A1)である。(A-2)式では、まず3本のSPNDのガンマ線補償出力電流を軸方向分布係数で除してピーク位置換算値を求めたあと、裏側の2本(No.1及びNo.2)の平均値と表側の1本(No.3)の値との平均から精度良くピーク位置でのSPND出力電流値を計算している。

一方、核計算によればFig.A2に示すように周辺の中性子束に対し、燃料ピン位置の中性子束はかなり低下するとともに中性子のエネルギーも変化する。更に、この中性子束の低下率とエネルギー補正率は、 ^3He ガスの圧力とともに変化する。このため、 ^3He ガスの圧力が0.15 MPaのときを基準として、電流/線出力密度換算定数(C_o)を求め、 ^3He ガスの圧力ともなう中性子束低下率とエネルギー補正率の変化は補正係数、 $K(p)$ 、として考慮した。即ち、

$$C_o = k \Sigma_f \frac{1}{B} D_f \frac{1}{R_v} \quad (A-3)$$

ここで、 k は核分裂当りの放出エネルギーで $3.2 \times 10^{-11} \text{ W} \cdot \text{s} / \text{fission}$ 。 Σ_f は燃料ピン単位長さ当りの核分裂断面積で、79F-2Jの燃料ピンの仕様(本文Fig.5参照)に対し2200m核分裂断面積(570バーン)を用いると $0.32 \times 10^{-2} \text{ m}^2 / \text{m}$ 。 B はSPNDの中性子束感度で、79F-2Jに組込まれたSPNDに対する値は $6.0 \times 10^{-25} \text{ A} / (\text{s}^{-1} \cdot \text{m}^{-2})$ 、更に、 D_f と R_v はそれぞれ ^3He ガス圧力が0.15 MPaのときの中性子束低下率とエネルギー補正率で、0.85と1.064。これらの値を用いて計算すると $C_o = 1.33 \times 10^8 \text{ (kW} / (\text{m} \cdot \text{A}))$

C_o の ^3He ガスの加圧に対する補正係数 $K(p)$ は、 D_f と R_v の計算からは $K(p) \geq 1$ となる

が、ANISNJRを用いた核反応率の直接計算からは $K(p) \leq 1$ となるので、ここでは $K(p) = 1.0$ とした。

最後にガンマ線による線出力密度は、長期運転性能確認試験（本文 4.1）の結果から 50 MW において 2.2 kW/m と算出した。

なお、沸騰水キャプセル内の構造が複雑であるため、中性子束低下率、中性子エネルギー補正率、 ^3He ガス圧力に対する補正係数などを正確に求めるのは困難であり、この方法により求めた線出力密度は最大± 20 %程度の誤差を有すると推定される。

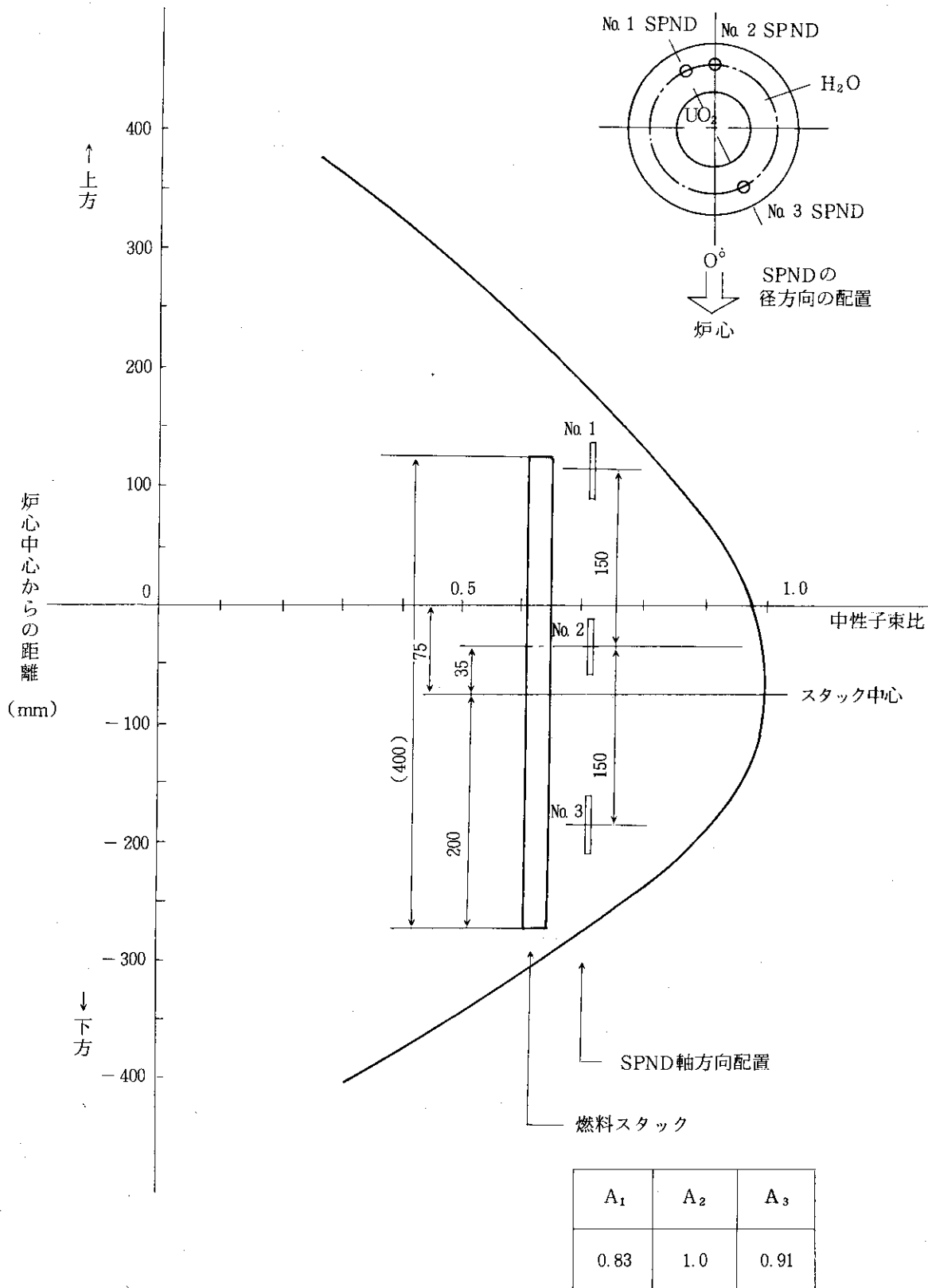


Fig. A 1 沸騰水キャプセル内のSPNDの配置

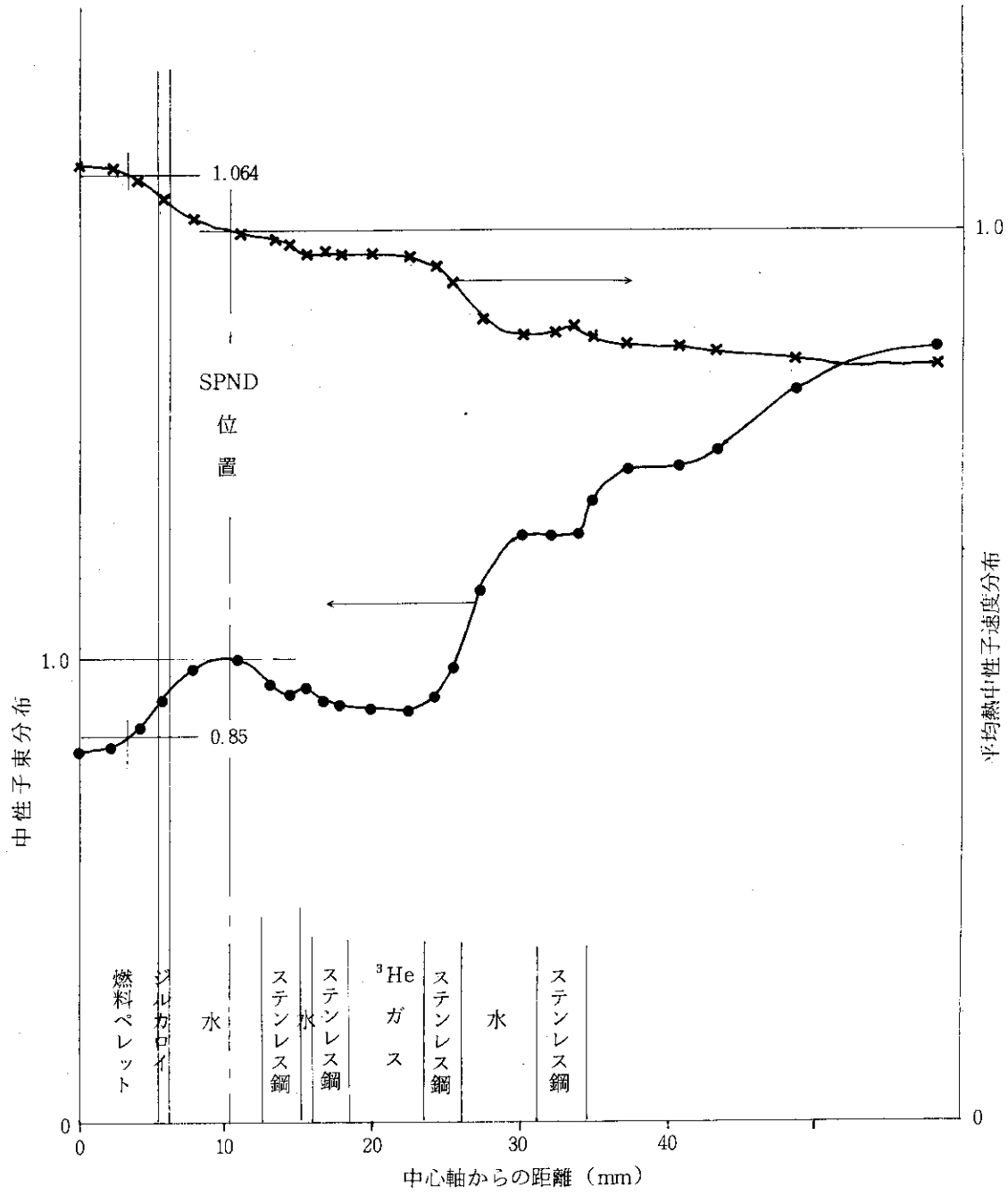


Fig. A 2 沸騰水キャプセル内の中性子束及び熱中性子速度分布