

JAERI-M
8 5 3 3

³He-BOCA 出力急昇試験設備の開発・1

(開発計画と設備概要)

1979年11月

中田宏勝・石井忠彦・伊藤治彦・阿部 弘
中崎長三郎・瀬崎勝二・永岡芳春

日本原子力研究所
Japan Atomic Energy Research Institute

この報告書は、日本原子力研究所が JAERI-M レポートとして、不定期に刊行している研究報告書です。入手、複製などのお問合せは、日本原子力研究所技術情報部（茨城県那珂郡東海村）あて、お申しこしください。

JAERI-M reports, issued irregularly, describe the results of research works carried out in JAERI. Inquiries about the availability of reports and their reproduction should be addressed to Division of Technical Information, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken, Japan.

³He-BOCA出力急昇試験設備の開発・1
(開発計画と設備概要)

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

(1979年10月9日受理)

材料試験炉部では、昭和44年以来各種燃材料の照射試験を行つて來たが、昭和53年度より5ヶ年計画で軽水炉燃料ピンの出力急昇試験に必要な「³He-3出力制御型沸騰水キャップセル（略称³He-BOCA）」の開発・整備を行うことになった。同キャップセルは、加圧静止水を熱媒体とする照射装置であり、簡単な装置で軽水炉と同等の圧力・温度条件が得られ、かつキャップセル周囲に設けるHe-3ガスのスクリーンにより燃料ピンの発熱量を容易に変えられるものである。完成後の設備は、新燃料のみならず照射済燃料ピンを大量に試験できる能力を有し、BWRおよびPWR条件下で出力急昇試験のほかパワーサイクルテストを行うことができる。

本報告では、³He-BOCAの原理や開発計画について説明するとともに、BOCAの基本的伝熱特性を調べるために行った炉外予備実験の結果、およびBWR条件下で短尺燃料ピンを25.0W/cmから50.0W/cmまで出力急昇できることを目標として概念設計した³He-BOCAの概要、などについて述べる。

Development of ^3He -BOCA power ramping facility, I
(Development program and outline of the facility)

Hirokatsu NAKATA, Tadahiko ISHII
Haruhiko ITOH, Hiroshi ABE
Chozaburo NAKAZAKI, Katsuji SEZAKI
and Yoshiharu NAGAOKA

Division of JMTR Project, Oarai Research Establishment, JAERI

(Received October 9, 1979)

Development of a He-3 power controlled boiling water capsule, ^3He -BOCA, for LWR fuels power ramping test in JMTR has been carried out since 1978 on a five-year program; in the reactor, irradiation tests of various fuels and structural materials have been made since 1969.

Using stagnant -pressurized water as a thermal medium, the capsule provides pressure and temperature conditions similar to those in LWRs. Heat generation of a fuel pin can be controlled by a He-3 gas screen surrounding the capsule.

The facility is capable of testing numbers of both fresh and irradiated fuel pins under LWR operating conditions for power ramping and cycling.

After explaining the operating principles of ^3He -BOCA and the development program, the following are described: the results of preliminary out-of-pile test on heat conductive characteristics of the capsule and a conceptual design of the ^3He -BOCA for power ramping of a short fuel pin from 250 W/cm to 500 W/cm under BWR conditions.

Keywords: Boiling Water Capsule, Fuel Pin, JMTR Reactor,
Irradiation Test, Helium-3 Gas, Power Ramping,
Power Cycling, BWR, PWR, Development Program

目 次

1	はじめに.....	1
2	J M T R の概要.....	1
3	^3He -BOCA の原理.....	2
4	開発計画.....	3
5	出力急昇試験計画.....	4
6	海外調査.....	5
7	BOCA 予備実験.....	6
8	^3He -BOCA の概要.....	7
8.1	主要性能.....	7
8.2	炉内部 ($\text{He}-3$ スクリーンおよび BOCA)	7
8.3	BOCA 制御装置.....	8
8.4	$\text{He}-3$ 制御装置.....	9
8.5	核特性.....	9
9	シュラウド照射装置の概要.....	10
10	カナル内 BOCA 組立.....	11
11	燃料ピン破損早期検出.....	12
12	まとめ.....	12
	謝 辞.....	13
	文 献.....	13

Contents

1. Introduction	1
2. General description of the JMTR	1
3. Operational principles of ^3He -BOCA	2
4. Development program	3
5. Power ramping test program	4
6. Investigation on European facilities	5
7. Preliminary out-of-pile test	6
8. Description of the ^3He -BOCA	7
8.1 Principal specifications	7
8.2 In-pile structure	7
8.3 BOCA control unit	8
8.4 He-3 control unit	9
8.5 Neutronic characteristics	9
9. Description of the SHROUD facility	10
10. BOCA assembling in the canal	11
11. Early stage detection of fuel pin failure	12
12. Conclusions	12
Acknowledgement	13
References	13

List of Tables

Table 1	Irradiation facilities in the JMTR	15
Table 2	Development program of ^3He -BOCA	16
Table 3	Principal specifications of ^3He -BOCA	17

List of Figures

Fig. 1	Cutaway view of internals of JMTR reactor vessel	18
Fig. 2	Irradiation facilities in the JMTR core	19
Fig. 3	Operational principle of ^3He -BOCA	20
Fig. 4	Overall view of the ^3He -BOCA power ramping facility	21
Fig. 5	Flow diagram of preliminary out-of-pile test apparatus for BOCA	22
Fig. 6	Schematic drawing of BOCA for preliminary out-of-pile test	23
Fig. 7	Surface temperature VS linear heat rating at various water pressures	24
Fig. 8	Temperatures inside the capsule	25
Fig. 9	Thermal expansion of capsule water.....	25
Fig.10	Surface temperature with and without flow separator at $73 \text{ kg}/\text{cm}^2\text{G}$	26
Fig.11	Pressure fluctuations of capsule water VS linear heat rating with various I.D. pressurizing tube	26
Fig.12	Schematic in-pile structure of ^3He -BOCA	27
Fig.13	Simplified BOCA control unit flow sheet	28
Fig.14	Simplified He-3 control unit flow sheet	29
Fig.15	Linear heat rating increase during power ramping experiment	30
Fig.16	Calculated linear heat rating VS He-3 pressure in the screen	31
Fig.17	Radial thermal neutron flux profile relative to He-3 pressure	31
Fig.18	Schematic drawing of SHROUD and BOCA	32
Fig.19	Flow diagram of the SHROUD facility	33
Fig.20	Schematic drawing of BOCA changer	34
Fig.21	Conceptual structure of capsule end	35

1. はじめに

軽水炉燃料ピンは発熱量がある値以上のとき急に発熱量が増大すると、被覆管とペレットの相互作用により被覆管が破損することがある。¹⁾発電施設としての現在の軽水炉は基底負荷だけを受けもっており大巾な出力変更が頻繁に行われることはないが、起動時および制御棒位置調整時には全体的もしくは局部的に燃料ピンの発熱量が変動する。軽水炉の運転をより合理的かつ安全に行うためには、出力急昇にともなう燃料ピンの挙動を調べるとともに破損の限界を明確にする必要がある。このことは、出力急昇に強い燃料ピンを作り出すため、あるいは軽水炉の負荷追従運転を行うためにも必要なことである。

諸外国では、すでに試験研究炉により新燃料あるいは照射済燃料ピンの出力急昇試験を行って来ており、そのための照射装置が開発整備されている。⁷⁾

我国では、ハルデンやスチュードヴック研究所で企画実施される国際的出力急昇計画に参加し、²⁾データの入手を図っているが、更に国産燃料による独自の出力急昇試験を行う必要があるとの指摘がなされ、日本原子力研究所を中心に国内で行われるべき出力急昇試験が検討されている。

材料試験炉（以下J MTRと称す）では、過去における軽水炉燃料ピン照射のための各種キャップセルの製作、OWL-1及びOWL-2などの高温高圧水ループの運転などの経験を活かし、軽水炉燃料ピンの出力急昇試験を行うための設備の開発・整備を早急に行うことを決定した。

軽水炉燃料ピンの出力急昇試験を行う場合、少くとも被覆管にかかる圧力及び被覆管の温度を実際と同じにする必要があるため、水ループもしくは沸騰水キャップセル（以下BOCAと略）が用いられる。この内、沸騰水キャップセルは水ループに比べ構造が簡単であり、破覆管破損が生じた場合FPをキャップセル内に閉めておくことができ、更に、燃料ピンの発熱量はキャップセル周囲に設けるHe-3スクリーンにより容易に変えることが出来るなどの利点をもつている。

本報告では昭和53年度に行つたHe-3出力制御型沸騰水キャップセル（以下³He-BOCAと略）の概念設計の結果を中心に、同キャップセルの開発計画と設備の概要について述べる。

2. J M T R の 概 要 ³⁾

J MTRは熱出力50MW、軽水減速・冷却のタンク型汎用材料試験炉であり、昭和43年3月臨界に達し、昭和44年12月から昭和46年9月まで30MWでの照射運転を行ったのち、炉心構成の一部変更を行って以後50MWでの照射運転を行っている。

炉心は直径1,560mm、実効高さ750mmの円柱状で、22本のウラン-アルミ合金板状燃料要素および燃料フォロアを有する5本の制御棒から成る燃料領域と、それらを取り囲む多数のベリリウムおよびアルミニウム反射体から成る反射体領域により構成され、Fig.1に示すように高さ9.5mで直径3mのステンレス鋼製圧力容器内に納められている。原子炉一次冷却

1. はじめに

軽水炉燃料ピンは発熱量がある値以上のとき急に発熱量が増大すると、被覆管とペレットの相互作用により被覆管が破損することがある。¹⁾発電施設としての現在の軽水炉は基底負荷だけを受けもっており大巾な出力変更が頻繁に行われることはないが、起動時および制御棒位置調整時には全体的もしくは局部的に燃料ピンの発熱量が変動する。軽水炉の運転をより合理的かつ安全に行うためには、出力急昇にともなう燃料ピンの挙動を調べるとともに破損の限界を明確にする必要がある。このことは、出力急昇に強い燃料ピンを作り出すため、あるいは軽水炉の負荷追従運転を行うためにも必要なことである。

諸外国では、すでに試験研究炉により新燃料あるいは照射済燃料ピンの出力急昇試験を行って来ており、そのための照射装置が開発整備されている。⁷⁾

我国では、ハルデンやスチュードブック研究所で企画実施される国際的出力急昇計画に参加し、²⁾データの入手を図っているが、更に国産燃料による独自の出力急昇試験を行う必要があるとの指摘がなされ、日本原子力研究所を中心に国内で行われるべき出力急昇試験が検討されている。

材料試験炉（以下J MTRと称す）では、過去における軽水炉燃料ピン照射のための各種キャップセルの製作、OWL-1及びOWL-2などの高温高圧水ループの運転などの経験を活かし、軽水炉燃料ピンの出力急昇試験を行うための設備の開発・整備を早急に行うことを決定した。

軽水炉燃料ピンの出力急昇試験を行う場合、少くとも被覆管にかかる圧力及び被覆管の温度を実際と同じにする必要があるため、水ループもしくは沸騰水キャップセル（以下BOCAと略）が用いられる。この内、沸騰水キャップセルは水ループに比べ構造が簡単であり、破覆管破損が生じた場合FPをキャップセル内に閉込めておくことができ、更に、燃料ピンの発熱量はキャップセル周囲に設けるHe-3スクリーンにより容易に変えることが出来るなどの利点をもつてている。

本報告では昭和53年度に行つたHe-3出力制御型沸騰水キャップセル（以下³He-BOCAと略）の概念設計の結果を中心に、同キャップセルの開発計画と設備の概要について述べる。

2. J M T R の 概 要 ³⁾

J MTRは熱出力50MW、軽水減速・冷却のタンク型汎用材料試験炉であり、昭和43年3月臨界に達し、昭和44年12月から昭和46年9月まで30MWでの照射運転を行ったのち、炉心構成の一部変更を行って以後50MWでの照射運転を行っている。

炉心は直径1,560mm、実効高さ750mmの円柱状で、22本のウランーアルミ合金板状燃料要素および燃料フォロアを有する5本の制御棒から成る燃料領域と、それらを取り囲む多数のベリリウムおよびアルミニウム反射体から成る反射体領域により構成され、Fig 1に示すように高さ9.5mで直径3mのステンレス鋼製圧力容器内に納められている。原子炉一次冷却

水は $14 \text{ kg/cm}^2 \text{ G}$ に加圧され炉心を下降しつつ燃料要素などの炉心構成要素を冷却する。原子炉圧力容器は更に深さ 13.8 m で直径 6 m の炉プールに沈められている。

照射設備としては、Table 1 に示すように試料の発熱を原子炉冷却水で除熱するキャップセル、試料を独立した冷却材により冷却するループのほか、原子炉運転中試料の挿入・取出の出来る水カラビットや試料の位置を変えることの出来る縦駆動装置などがある。無計測のキャップセルを除く全ての照射設備は、原子炉圧力容器上蓋のノズルから炉心の照射孔に挿入される。照射孔の大部分は Fig 2 に示すように反射体領域にあり、一部が燃料領域にある。50 MW 定格運転時に照射孔内で得られる速中性子束 (1 MeV 以上) および熱中性子束の最大値はそれぞれ、燃料領域で $2 \times 10^{14} \text{ nv}$ および $3 \times 10^{14} \text{ nv}$ 、反射体領域で $1 \times 10^{14} \text{ nv}$ および $3 \times 10^{14} \text{ nv}$ である。

キャップセルは核分裂反応やガンマ線により生ずる試料の発熱をアルミニウムや液体金属などの熱媒体により原子炉一次冷却水で直接冷却されるキャップセル外筒に伝えるもので、照射孔内に固定されるものである。試料の温度は熱媒体と外筒の間のギャップを調整することにより目標の値にすることができる。必要な場合には、熱媒体中に組込んだ電気ヒータにより全発熱量を調節したり、ガスキャップの真空度制御によりギャップにおける熱伝達率を調節することにより、より精密に試料の温度を目標とする値にすることが出来る。

ループは炉心を貫通する独立した冷却材回路を有し、軽水炉もしくは高温ガス炉と同等の照射条件を与えるもので、炉内管と炉外循環系から成る。炉内管は垂直構造をしており、圧力容器上方から試料の挿入・取出が可能なように炉プール内に蓋を有するとともに、2重管構造により高温を保持するようになっている。循環系はポンプのほか加圧器、加熱器、冷却器などから成る。

水カラビットおよび縦駆動装置も独立した冷却水回路を有しているが、温度は原子炉一次冷却水とほぼ等しく、圧力も $数 \text{ kg/cm}^2 \text{ G}$ である。これらの装置は構造上ホルダに入れた小型の試料の照射に適している。

尚、JMT-R は現在、燃料交換のための 2 日間の中間炉停止を含む 26 日間運転 (50 MW 定格運転正味日数 22 日) を 1 運転サイクルとして、年間 4 ~ 5 サイクルの照射運転を実施している。

一方、JMT-R には原子炉と水深 6 m のカナルによってつながったホットラボが附属しており、キャップセルやリグの解体による照射試料の取出および引続く一連の照射後試験を迅速に行うことができる。同ホットラボ内には燃料試料および材料試料の照射後試験のための各種装置が順序良く配置されているおり、数多くの照射試料の照射後試験を流れ作業的に処理している。

3 ^3He - BOCA の原理

今回開発しようとする BOCA は Fig 3 に示すように加圧静止水を熱媒体とするキャップセルであり、燃料ピンの発熱は水の自然対流により外筒に伝えられ外部の冷却水により除熱される。この場合、燃料ピンの表面温度は発熱が増すに従って高くなるが、水圧で決まる飽和

水は $14 \text{ kg/cm}^2 \text{ G}$ に加圧され炉心を下降しつつ燃料要素などの炉心構成要素を冷却する。原子炉圧力容器は更に深さ 13.8 m で直径 6 m の炉プールに沈められている。

照射設備としては、Table 1 に示すように試料の発熱を原子炉冷却水で除熱するキャップセル、試料を独立した冷却材により冷却するループのほか、原子炉運転中試料の挿入・取出の出来る水カラビットや試料の位置を変えることの出来る縦駆動装置などがある。無計測のキャップセルを除く全ての照射設備は、原子炉圧力容器上蓋のノズルから炉心の照射孔に挿入される。照射孔の大部分は Fig 2 に示すように反射体領域にあり、一部が燃料領域にある。50 MW 定格運転時に照射孔内で得られる速中性子束 (1 MeV 以上) および熱中性子束の最大値はそれぞれ、燃料領域で $2 \times 10^{14} \text{ nv}$ および $3 \times 10^{14} \text{ nv}$ 、反射体領域で $1 \times 10^{14} \text{ nv}$ および $3 \times 10^{14} \text{ nv}$ である。

キャップセルは核分裂反応やガンマ線により生ずる試料の発熱をアルミニウムや液体金属などの熱媒体により原子炉一次冷却水で直接冷却されるキャップセル外筒に伝えるもので、照射孔内に固定されるものである。試料の温度は熱媒体と外筒の間のギャップを調整することにより目標の値にすることができる。必要な場合には、熱媒体中に組込んだ電気ヒータにより全発熱量を調節したり、ガスキャップの真空度制御によりギャップにおける熱伝達率を調節することにより、より精密に試料の温度を目標とする値にすることが出来る。

ループは炉心を貫通する独立した冷却材回路を有し、軽水炉もしくは高温ガス炉と同等の照射条件を与えるもので、炉内管と炉外循環系から成る。炉内管は垂直構造をしており、圧力容器上方から試料の挿入・取出が可能なように炉プール内に蓋を有するとともに、2重管構造により高温を保持するようになっている。循環系はポンプのほか加圧器、加熱器、冷却器などから成る。

水カラビットおよび縦駆動装置も独立した冷却水回路を有しているが、温度は原子炉一次冷却水とほぼ等しく、圧力も $kg/cm^2 G$ である。これらの装置は構造上ホルダに入れた小型の試料の照射に適している。

尚、JMT-R は現在、燃料交換のための 2 日間の中間炉停止を含む 26 日間運転 (50 MW 定格運転正味日数 22 日) を 1 運転サイクルとして、年間 4 ~ 5 サイクルの照射運転を実施している。

一方、JMT-R には原子炉と水深 6 m のカナルによってつながったホットラボが附属しており、キャップセルやリグの解体による照射試料の取出および引続き一連の照射後試験を迅速に行うことができる。同ホットラボ内には燃料試料および材料試料の照射後試験のための各種装置が順序良く配置されているおり、数多くの照射試料の照射後試験を流れ作業的に処理している。

3 ^3He - BOCA の原理

今回開発しようとする BOCA は Fig 3 に示すように加圧静止水を熱媒体とするキャップセルであり、燃料ピンの発熱は水の自然対流により外筒に伝えられ外部の冷却水により除熱される。この場合、燃料ピンの表面温度は発熱が増すに従って高くなるが、水圧で決まる飽和

温度をこえると核沸騰を生じる。発熱量が更に増しても核沸騰が持続し表面温度は飽和温度よりわずかに高い温度に保たれる。キャプセルの寸法を適当にすることにより、例えば $7.3 \text{ kg/cm}^2 \text{ G}$ の場合、発熱量が 250 W/cm 程度になると核沸騰が始まり、少くとも 700 W/cm 程度まで表面温度はほぼ一定となる。しかし発熱量があまり過大になると燃料ピンの表面で膜沸騰を生じバーンアウトする可能性がある。

一方、BOCAの周囲に熱中性子吸収断面積の大きいHe-3ガスを封入したHe-3スクリーンを配置し、He-3ガスの圧力を調節することにより燃料ピンの発熱量を変えることが出来る。適当な形状寸法とすることにより、He-3ガス圧力を $40 \text{ kg/cm}^2 \text{ G}$ に加圧すると燃料ピンの発熱量を約半分にすることができる。

従って、あらかじめHe-3スクリーン内のHe-3ガスを加圧してBOCA内燃料ピンの発熱量を 250 W/cm 程度にしておき、適当時間照射したのちHe-3ガス圧を大気圧程度に減圧すれば、燃料ピンの外圧および表面温度を一定に保ったまゝ、発熱量を 500 W/cm 程度まで急昇することができる。

このような ^3He -BOCAを用いた出力急昇試験設備を実現するためには、特に、

- (1) 加圧水の核沸騰自然対流熱伝達特性、
- (2) キャプセル水の加圧および精製、
- (3) 燃料ピン破損時のFP漏出対策、

などについて、またHe-3ガス関係では、

- (1) He-3ガス圧力の調節、
 - (2) ^3He (n, p) 反応により生成するトリチウムの処理、
- などについて十分な検討を行う必要がある。

4. 開 発 計 画

^3He -BOCAを用いた出力急昇試験設備としては新燃料のみならず照射済燃料ピンを大量に試験できるものとすることを目標に開発を進める。主要項目としては、

- (1) 燃料ピンをBWRもしくはPWR条件下において、発熱量を 250 W/cm から 500 W/cm まで出力急昇させる ^3He -BOCAの開発、
 - (2) 原子炉運転中にBOCAの交換を可能とし、出力急昇試験回数を増大することの出来るシラウド照射装置の開発、
 - (3) カナル水中において照射済燃料ピンをBOCAに組込むに必要な装置の開発、
 - (4) 燃料ピンの照射中挙動を分析し、被覆管の破損を早期に検出する技術の開発、
- などがある。

これらの開発および整備は5ヶ年計画で実施するものとし、新燃料および照射済燃料ピンによる試験的出力急昇試験を行ったのち昭和58年度には照射済燃料ピンによる大量出力急昇試験が開始出来るようとする。Table 2に開発・整備のスケジュールを、またFig 4に完成後の ^3He -BOCA出力急昇試験設備の全体構成を示す。

BOCAとしては、外径 $9.5 \sim 12.5 \text{ mm}$ で発熱部長さ 400 mm の燃料ピンを組込むことが出

温度をこえると核沸騰を生じる。発熱量が更に増しても核沸騰が持続し表面温度は飽和温度よりわずかに高い温度に保たれる。キャプセルの寸法を適当にすることにより、例えば $7.3 \text{ kg/cm}^2 \text{ G}$ の場合、発熱量が 250 W/cm 程度になると核沸騰が始まり、少くとも 700 W/cm 程度まで表面温度はほぼ一定となる。しかし発熱量があまり過大になると燃料ピンの表面で膜沸騰を生じバーンアウトする可能性がある。

一方、BOCAの周囲に熱中性子吸収断面積の大きいHe-3ガスを封入したHe-3スクリーンを配置し、He-3ガスの圧力を調節することにより燃料ピンの発熱量を変えることが出来る。適当な形状寸法とすることにより、He-3ガス圧力を $40 \text{ kg/cm}^2 \text{ G}$ に加圧すると燃料ピンの発熱量を約半分にすることができる。

従って、あらかじめHe-3スクリーン内のHe-3ガスを加圧してBOCA内燃料ピンの発熱量を 250 W/cm 程度にしておき、適当時間照射したのちHe-3ガス圧を大気圧程度に減圧すれば、燃料ピンの外圧および表面温度を一定に保ったまゝ、発熱量を 500 W/cm 程度まで急昇することができる。

このような ^3He -BOCAを用いた出力急昇試験設備を実現するためには、特に、

- (1) 加圧水の核沸騰自然対流熱伝達特性、
- (2) キャプセル水の加圧および精製、
- (3) 燃料ピン破損時のFP漏出対策、

などについて、またHe-3ガス関係では、

- (1) He-3ガス圧力の調節、
 - (2) ^3He (n, p) 反応により生成するトリチウムの処理、
- などについて十分な検討を行う必要がある。

4. 開発計画

^3He -BOCAを用いた出力急昇試験設備としては新燃料のみならず照射済燃料ピンを大量に試験できるものとすることを目標に開発を進める。主要項目としては、

- (1) 燃料ピンをBWRもしくはPWR条件下において、発熱量を 250 W/cm から 500 W/cm まで出力急昇させる ^3He -BOCAの開発、
 - (2) 原子炉運転中にBOCAの交換を可能とし、出力急昇試験回数を増大することの出来るシラウド照射装置の開発、
 - (3) カナル水中において照射済燃料ピンをBOCAに組込むに必要な装置の開発、
 - (4) 燃料ピンの照射中挙動を分析し、被覆管の破損を早期に検出する技術の開発、
- などがある。

これらの開発および整備は5ヶ年計画で実施するものとし、新燃料および照射済燃料ピンによる試験的出力急昇試験を行ったのち昭和58年度には照射済燃料ピンによる大量出力急昇試験が開始出来るようとする。Table 2に開発・整備のスケジュールを、またFig 4に完成後の ^3He -BOCA出力急昇試験設備の全体構成を示す。

BOCAとしては、外径 $9.5 \sim 12.5 \text{ mm}$ で発熱部長さ 400 mm の燃料ピンを組むことが出

来、最大 750 W/cm の除熱能力を有し、かつ最高 170 kg/cm^2 の水圧に耐えるものを開発することとし、54・55年度に第1号BOCAを開発・製作し以後製作するBOCAの基本形とする。

BOCA制御装置は、BOCA内水を加圧するとともに水質維持と燃料ピンからのFP漏洩監視を行うためのものであり、54・55年度にはBOCA内水をBWRと同じ $73 \text{ kg/cm}^2 \text{ G}$ に加圧出来るものを開発・整備し、56年度にPWRと同じ $157 \text{ kg/cm}^2 \text{ G}$ に加圧出来るものを整備する。

He-3制御装置は、BOCA内燃料ピンの発熱量を約2倍の範囲で変えられるように炉内のHe-3スクリーン内He-3ガス圧力を調節し、同スクリーン内で発生するトリチウムをトップに吸着させるものであり、54・55年度に開発・整備を行い出力急昇試験が出来るようになる。更に56年にはパワーサイクリングテストが可能なように改造を行う。

シュラウド照射装置は、原子炉運転中にBOCAを交換できるように原子炉とは独立した冷却系を有するもので、冷却系のほか炉内部およびBOCA交換機などから成る。炉内部の流路仕切管の炉心部にHe-3スクリーンを取り付ける。本装置は55・56年度において開発・整備するものとし、54・55年度においては原子炉冷却水で直接冷却する案内管型式のものを開発・整備する。

カナル内BOCA取扱装置は、照射済燃料ピンをBOCAに組込んだり、試験後ホットラボへ引渡すための前処理を行うためのものであり、55年度においては引渡し前処理を行うための照射済BOCAハンドリング機器を整備し、55・56年度において燃料ピン組込みのためのカナル内BOCA組立装置を開発・整備する。

燃料棒照射中挙動分析装置は、出力急昇試験中の燃料ピンの状態を時々刻々分析表示し、被覆管破損を含む燃料ピンの異常をいち早く検出するための装置で、56年度に整備する。また、本装置への主要な情報源となるBOCA内計装の開発を、燃料ピン破損早期検出を主テーマとして55年度から開始する。

5 出力急昇試験計画

^3He -BOCAによる軽水炉燃料ピンの出力急昇試験については日本原子力研究所が中心となって計画が検討されている。それによれば昭和60年度以後に実炉で長期照射したセグメント型燃料ピンによる大量出力急昇試験を開始することとし、それまでの期間は新燃料ピンおよび水ループで照射した燃料ピンの出力急昇試験を行い、出力急昇技術の確立と実証を計ることとしている。これらの出力急昇試験は設備の開発・整備の状況を考慮して、段階的に試験内容を高度化するとともに、試験数を増大させるように計画されるものであり、内容と時期の詳細については今後順次確定される予定である。

最少限の設備が完成する昭和55年度末に第1号BOCAにより設備の性能確認を兼ねて最初の出力急昇試験を行う。以後、新燃料ピンを組込んだBOCAにより毎サイクル1回づつ出力急昇試験を行う。燃料交換のためのサイクル中間炉停止時にBOCAの交換を行えば、毎サイクル2回の出力急昇試験が可能であるが、原子炉運転への影響を少なくするためシュ

来、最大 750 W/cm^2 の除熱能力を有し、かつ最高 170 kg/cm^2 の水圧に耐えるものを開発することとし、54・55年度に第1号BOCAを開発・製作し以後製作するBOCAの基本形とする。

BOCA制御装置は、BOCA内水を加圧するとともに水質維持と燃料ピンからのFP漏洩監視を行うためのものであり、54・55年度にはBOCA内水をBWRと同じ $73 \text{ kg/cm}^2 \text{ G}$ に加圧出来るものを開発・整備し、56年度にPWRと同じ $157 \text{ kg/cm}^2 \text{ G}$ に加圧出来るものを整備する。

He-3制御装置は、BOCA内燃料ピンの発熱量を約2倍の範囲で変えられるように炉内のHe-3スクリーン内He-3ガス圧力を調節し、同スクリーン内で発生するトリチウムをトップに吸着させるものであり、54・55年度に開発・整備を行い出力急昇試験が出来るようになる。更に56年にはパワーサイクリングテストが可能なように改造を行う。

シュラウド照射装置は、原子炉運転中にBOCAを交換できるように原子炉とは独立した冷却系を有するもので、冷却系のはか炉内部およびBOCA交換機などから成る。炉内部の流路仕切管の炉心部にHe-3スクリーンを取りつける。本装置は55・56年度において開発・整備するものとし、54・55年度においては原子炉冷却水で直接冷却する案内管型式のものを開発・整備する。

カナル内BOCA取扱装置は、照射済燃料ピンをBOCAに組込んだり、試験後ホットラボへ引渡すための前処理を行うためのものであり、55年度においては引渡し前処理を行うための照射済BOCAハンドリング機器を整備し、55・56年度において燃料ピン組込みのためのカナル内BOCA組立装置を開発・整備する。

燃料棒照射中挙動分析装置は、出力急昇試験中の燃料ピンの状態を時々刻々分析表示し、被覆管破損を含む燃料ピンの異常をいち早く検出するための装置で、56年度に整備する。また、本装置への主要な情報源となるBOCA内計装の開発を、燃料ピン破損早期検出を主テーマとして55年度から開始する。

5 出力急昇試験計画

^3He -BOCAによる軽水炉燃料ピンの出力急昇試験については日本原子力研究所が中心となって計画が検討されている。それによれば昭和60年度以後に実炉で長期照射したセグメント型燃料ピンによる大量出力急昇試験を開始することとし、それまでの期間は新燃料ピンおよび水ループで照射した燃料ピンの出力急昇試験を行い、出力急昇技術の確立と実証を計ることとしている。これらの出力急昇試験は設備の開発・整備の状況を考慮して、段階的に試験内容を高度化するとともに、試験数を増大させるように計画されるものであり、内容と時期の詳細については今後順次確定される予定である。

最少限の設備が完成する昭和55年度末に第1号BOCAにより設備の性能確認を兼ねて最初の出力急昇試験を行う。以後、新燃料ピンを組込んだBOCAにより毎サイクル1回づつ出力急昇試験を行う。燃料交換のためのサイクル中間炉停止時にBOCAの交換を行えば、毎サイクル2回の出力急昇試験が可能であるが、原子炉運転への影響を少なくするためシュ

ラウド照射装置が完成してから毎サイクル2回試験とする。

照射済燃料ピンによる出力急昇試験を行うため、出来るだけ多数の燃料ピンをOWL-2で照射することとし、必要な設備の開発・整備が完了する昭和57年後半には照射済燃料ピンによる出力急昇試験を開始する。

昭和58年度からは、シュラウド照射装置を活用してサイクル最高4回の出力急昇試験を行い、昭和59年度中には出力急昇技術の確立と実証のための全ての試験を終了する。

出力急昇試験途中において燃料ピンが破損した場合には、直ちに発熱を止める必要がある。シュラウド照射装置を使用する場合は、破損検出後BOCAを炉心から引抜くことができるが、シュラウド照射装置が使用出来ない場合は、原子炉を停止する。このため、同装置が完成するまでの出力急昇試験はサイクル末期に行うこととし、原子炉停止による他の照射試料への影響を少なくする。

6. 海外調査

^3He -BOCAの設計に資するため、昭和53年6月17日から2週間にわたり、スチュードヴィック、ハルデン、リゾ、およびモルの各研究所を訪問し、He-3装置およびBOCAを実地に調査した。

これらの研究所ではHe-3装置およびBOCAをそれぞれ次に表すように呼び、単独もしくは他の照射設備と組合せて使用している。

研究 所	He-3 装置	BOCA
スチュードヴィック	^3He Absorbing System	Boiling Capsule
ハルデン	^3He Power Control	High Pressure Rig
リゾ	(該当するものはない)	High Pressure Irra. Rig
モル	Variable Neutron Screen	Pressurized Water Cap.

スチュードヴィック研究所のR-2では、Boiling Capsuleを使用して燃料ピンの長期照射を行い、 ^3He Absorbing Systemを装備した水ループ中で出力急昇試験を行っている。⁴⁾ ハルデン研究所のHBWRでは、直径測定器を装備したHigh Pressure Rigにより長期照射を行い、 ^3He Power Controlを装備したOverpower Experiment Rig^{5), 6)} で出力急昇試験を行っている。^{5), 6)} リゾ研究所ではHigh Pressure Irradiation Rigにより長期照射を行い、Rigごと炉心の高中性子束領域に移し、原子炉起動時に出力急昇試験を行っている。⁷⁾ また、モル研究所のBR-2では、Variable Neutron Screenを装備したPressurized Water Capsuleで長期照射を行うとともにパワーサイクリングテストを実施している。⁸⁾

BOCAはいずれの場合も原子炉圧力容器上蓋から炉心へ真直ぐ挿入する型式であり、トップクロージャーは炉プール内にあるので、燃料ピンの挿入・取出しを容易に行い得る。内部構造は仕切管有りの自然対流促進型と、仕切管無しの局所自然対流型とがあるが、ほぼ同等の除熱特性を有している。原子炉冷却水による直接冷却が大部分であるが、リゾ研究所のものは冷却ジャケット付の上、ガスギャップで原子炉冷却水と隔離されている。

ラウド照射装置が完成してから毎サイクル2回試験とする。

照射済燃料ピンによる出力急昇試験を行うため、出来るだけ多数の燃料ピンをOWL-2で照射することとし、必要な設備の開発・整備が完了する昭和57年後半には照射済燃料ピンによる出力急昇試験を開始する。

昭和58年度からは、シュラウド照射装置を活用してサイクル最高4回の出力急昇試験を行い、昭和59年度中には出力急昇技術の確立と実証のための全ての試験を終了する。

出力急昇試験途中において燃料ピンが破損した場合には、直ちに発熱を止める必要がある。シュラウド照射装置を使用する場合は、破損検出後BOCAを炉心から引抜くことができるが、シュラウド照射装置が使用出来ない場合は、原子炉を停止する。このため、同装置が完成するまでの出力急昇試験はサイクル末期に行うこととし、原子炉停止による他の照射試料への影響を少なくする。

6. 海外調査

³He-BOCAの設計に資するため、昭和53年6月17日から2週間にわたり、スチュードヴィック、ハルデン、リゾ、およびモルの各研究所を訪問し、He-3装置およびBOCAを実地に調査した。

これらの研究所ではHe-3装置およびBOCAをそれぞれ次に表すように呼び、単独もしくは他の照射設備と組合せて使用している。

研究 所	He-3 装置	BOCA
スチュードヴィック	³ He Absorbing System	Boiling Capsule
ハルデン	³ He Power Control	High Pressure Rig
リゾ	(該当するものはない)	High Pressure Irra. Rig
モル	Variable Neutron Screen	Pressurized Water Cap.

スチュードヴィック研究所のR-2では、Boiling Capsuleを使用して燃料ピンの長期照射を行い、³He Absorbing Systemを装備した水ループ中で出力急昇試験を行っている。⁴⁾ハルデン研究所のHBWRでは、直径測定器を装備したHigh Pressure Rigにより長期照射を行い、³He Power Controlを装備したOverpower Experiment Rig^{5) 6)}で出力急昇試験を行っている。⁷⁾リゾ研究所ではHigh Pressure Irradiation Rigにより長期照射を行い、Rigごと炉心の高中性子束領域に移し、原子炉起動時に出力急昇試験を行っている。また、モル研究所のBR-2では、Variable Neutron Screenを装備したPressurized Water Capsuleで長期照射を行うとともにパワーサイクリングテストを実施している。⁸⁾

BOCAはいずれの場合も原子炉圧力容器上蓋から炉心へ真直ぐ挿入する型式であり、トップクロージャーは炉プール内にあるので、燃料ピンの挿入・取出しを容易に行い得る。内部構造は仕切管有りの自然対流促進型と、仕切管無しの局所自然対流型とがあるが、ほぼ同等の除熱特性を有している。原子炉冷却水による直接冷却が大部分であるが、リゾ研究所のものは冷却ジャケット付の上、ガスギャップで原子炉冷却水と隔離されている。

BOCA 内水はハルデン研究所の場合封じ込めであるが、その他の場合は「連続流出」もしくは「循環」により微小流量で連続的に精製を行っている。加圧タンクの加圧ガスはヘリウムもしくは窒素が用いられている。燃料ピンの破損が検出された場合には直ちに照射を中止している。また、BOCA 内水の圧力が異常に低下する場合には、原子炉をスクラムさせている。

He-3スクリーンは円筒状もしくは細管をコイル状に巻いたものが用いられている。He-ガスを40~60気圧に加圧することにより燃料ピンの発熱量をほぼ半分にする能力を有している。

He-3ガスの圧力調節器にはゴム隔膜もしくは金属ベローズ式アキュムレータを用いている。アキュムレータの加圧ガスにはヘリウムもしくは窒素が用いられている。He-3スクリーン内でのトリチウムの生成は年間数千Ciと見積られているが、スチュードヴィック研究所およびハルデン研究所では使用雰囲気が高温のため、かなりの量のトリチウムが冷却水に漏出している。スチュードヴィックとモルでは、He-3ガスをサーモポンプにより循環させ、トリチウムを加熱したTiスパンデに吸着させている。いずれの場合もHe-3関係機器はグローブボックスに納められている。

調査の結果、³He-BOCAを構成する各機器について詳細な設計データ入手出来、JMRにおいて³He-BOCAを開発・整備することの見通しを得た。

7. BOCA 予備実験

BOCA の設計を行うにあたり、加圧静止水を熱媒体とするキャップセルの基本的伝熱特性を求めるため、燃料ピンの代りに同一形状寸法を有する電気ヒータピンを用いた予備実験装置を製作し、水圧に対するヒータピン発熱量とピン表面温度との関係などについて調べた。

Fig 5 に同装置のフローシートを、また Fig 6 に模擬 BOCA の構造図を示す。

BOCA 本体は外径 40 mm、内厚 3.5 mm のステンレス鋼製とし、1 mm の冷却水流路を保持して冷却ジャケットを取りつけた。上部端栓から加圧および排水管を引出し、それぞれ加圧タンクおよび排水ラインに接続した。加圧タンクは内容積約 2 ℥で半分まで水を満たし、窒素ガスで BOCA 内水を加圧出来るようにした。加圧管は長さ約 20 m とし実際を模擬した。BOCA 本体および加圧タンクの設計圧力は 100 kg/cm²G である。

ヒータピンは外径 12.5 mm、発熱部長さ 400 mm のインコネル被覆で最大出力 750 W/cm の均一発熱型のものであり、発熱部表面に表面温度測定用熱電対 5 本が埋込まれている。BOCA へは下方から挿入し、スウェージロックにより締付るようにした。

BOCA 内には、外径 0.5 φ の熱電対を 8 本挿入し、ヒータピンの発熱部を中心として、ヒータピン表面と外筒内面のほぼ中間位置の水温が測定できるようにした。この他、ヒータピンの上端位置には実際の場合を模擬して差動トランス式ピン伸び検出器（ダミー）を取りつけた。また、BOCA 本体および加圧タンクにはブルドン管式圧力計を取りつけ、それぞれの圧力が測れるようにした。

尚、ヒータピンと BOCA 外筒間の流路仕切管の長さはほぼヒータピンの発熱部長さに等しくし、取りはずし可能とした。

BOCA内水はハルデン研究所の場合封じ込めであるが、その他の場合は「連續流出」もしくは「循環」により微小流量で連続的に精製を行っている。加圧タンクの加圧ガスはヘリウムもしくは窒素が用いられている。燃料ピンの破損が検出された場合には直ちに照射を中止している。また、BOCA内水の圧力が異常に低下する場合には、原子炉をスクラムさせている。

He-3スクリーンは円筒状もしくは細管をコイル状に巻いたものが用いられている。He-ガスを40~60気圧に加圧することにより燃料ピンの発熱量をほぼ半分にする能力を有している。

He-3ガスの圧力調節器にはゴム隔膜もしくは金属ベローズ式アキュムレータを用いている。アキュムレータの加圧ガスにはヘリウムもしくは窒素が用いられている。He-3スクリーン内でのトリチウムの生成は年間数千Ciと見積られているが、スチュードヴィック研究所およびハルデン研究所では使用雰囲気が高温のため、かなりの量のトリチウムが冷却水に漏出している。スチュードヴィックとモルでは、He-3ガスをサーモポンプにより循環させ、トリチウムを加熱したTiスパンチに吸着させている。いずれの場合もHe-3関係機器はグローブボックスに納められている。

調査の結果、³He-BOCAを構成する各機器について詳細な設計データ入手出来、JMT-Rにおいて³He-BOCAを開発・整備することの見通しを得た。

7. BOCA 予備実験

BOCAの設計を行うにあたり、加圧静止水を熱媒体とするキャップセルの基本的伝熱特性を求めるため、燃料ピンの代りに同一形状寸法を有する電気ヒータピンを用いた予備実験装置を作成し、水圧に対するヒータピン発熱量とピン表面温度との関係などについて調べた。

Fig 5に同装置のフローシートを、またFig 6に模擬BOCAの構造図を示す。

BOCA本体は外径40mm、内厚3.5mmのステンレス鋼製とし、1mmの冷却水流路を保持して冷却ジャケットを取りつけた。上部端栓から加圧および排水管を引出し、それぞれ加圧タンクおよび排水ラインに接続した。加圧タンクは内容積約2ℓで半分まで水を満たし、窒素ガスでBOCA内水を加圧出来るようにした。加圧管は長さ約20mとし実際を模擬した。BOCA本体および加圧タンクの設計圧力は100kg/cm²Gである。

ヒータピンは外径12.5mm、発熱部長さ400mmのインコネル被覆で最大出力750W/cmの均一発熱型のものであり、発熱部表面に表面温度測定用熱電対5本が埋込まれている。BOCAへは下方から挿入し、スウェージロックにより締付るようにした。

BOCA内には、外径0.5φの熱電対を8本挿入し、ヒータピンの発熱部を中心として、ヒータピン表面と外筒内面のほぼ中間位置の水温が測定できるようにした。この他、ヒータピンの上端位置には実際の場合を模擬して差動トランジット式ピン伸び検出器（ダミー）を取りつけた。また、BOCA本体および加圧タンクにはブルドン管式圧力計を取りつけ、それぞれの圧力が測れるようにした。

尚、ヒータピンとBOCA外筒間の流路仕切管の長さはほぼヒータピンの発熱部長さに等しくし、取りはずし可能とした。

Fig 7に仕切管なしの場合の、水圧をパラメータとした時のヒータピン表面温度と発熱量の関係を示す。全ての表面温度測定用熱電対はほぼ同一の温度を示した。BWRと同じ水圧 $7.3 \text{ kg/cm}^2 \text{ G}$ のとき、約 250 W/cm で核沸騰が始まり、ヒータピンの最大出力まで表面温度はほぼ一定であった。圧力が低い時は、ヒータピンのバーンアウトを避けるため、ユーリッヒ研究所のFRJ-2で測定された限界発熱量⁹⁾を参考にして適当発熱量で打切りた。いずれの水圧のときも、ピンの表面温度はJens-Lottesの式¹⁰⁾で求められる温度より数°C低めである。¹¹⁾また、非沸騰時の表面温度はNiemannの式で求められる温度より高めである。

Fig 8に水圧 $7.3 \text{ kg/cm}^2 \text{ G}$ のとき測定された表面温度と水温、更に計算で求められたBOCA外筒の内面温度を示す。水温は、ヒータピンの表面温度と外筒内面温度の算術平均にはほぼ等しい。また、Fig 9に加圧タンクの水位上昇から求められたBOCA内水の膨脹量と発熱量の関係を示す。膨脹量はピンの発熱部周囲の水温上昇分にはほぼ等しい。

Fig 10に仕切管ありの場合のヒータピン表面温度と発熱量の関係を仕切管なしの場合と比較して示す。仕切管有効長はヒータピンの発熱長に等しく、肉厚 1 mm で内外流路断面積が等しくなるような内外径寸法である。ヒータピン中央の表面温度は、仕切管の有無にかかわらず同一の値を示した。一方、BOCA内水の回流による上下の水温差は 7.2 W/cm のとき 8.0°C に達したが、ヒータピンの表面温度差は、非沸騰時でさえ 3.5°C 程度であり、沸騰開始後はほとんどなかった。

Fig 11に加圧管の内径をパラメータとした時のBOCA本体の圧力変動巾と発熱量の関係を示す。圧力の変動は沸騰開始とともに発生し発熱量に比例して大きくなるが、加圧管の内径が大きい程小さくなる。ヒータピンの発熱量を 7.3 W/cm から瞬時に零にしたとき、内径 2 mm の加圧管の場合は 1.6 kg/cm^2 程度の過渡的圧力低下が生じたが、内径 4 mm 以上の場合はほとんど過渡的圧力低下は生じなかった。また、ヒータピンの発熱量を30秒間で零から 7.3 W/cm に上昇させたときは、内径 2 mm の加圧管でも過渡的な圧力の上昇はなかった。

8. ${}^3\text{He-BOCA}$ の概要

8.1 主要性能

本装置は、BWR条件下において燃料ピンを最高線出力 500 W/cm で照射でき、かつ約2倍の出力変動巾で出力急昇させることのできるものであり、54年度から2ヶ年を要して開発・整備するものである。Table 3に本装置の主要性能を示す。なお、本装置の場合BOCAを原子炉一次冷却水で冷却する型式であるので原子炉を停止してBOCAの交換を行う必要がある。以下、炉内部(He-3スクリーンおよびBOCA)、BOCA制御装置、He-3制御装置、および核特性に分けて概要を述べる。なお炉内のHe-3スクリーンとHe-3制御装置の組合せたものをHe-3出力可変装置と呼ぶ。

8.2 炉内部(He-3スクリーンおよびBOCA)

Fig 7に仕切管なしの場合の、水圧をパラメータとした時のヒータピン表面温度と発熱量の関係を示す。全ての表面温度測定用熱電対はほぼ同一の温度を示した。BWRと同じ水圧 $7.3 \text{ kg/cm}^2 \text{ G}$ のとき、約 250 W/cm で核沸騰が始まり、ヒータピンの最大出力まで表面温度はほぼ一定であった。圧力が低い時は、ヒータピンのバーンアウトを避けるため、ユーリッヒ研究所のFRJ-2で測定された限界発熱量⁹⁾を参考にして適當発熱量で打切った。いずれの水圧のときも、ピンの表面温度はJens-Lottesの式¹⁰⁾で求められる温度より数℃低めである。¹¹⁾また、非沸騰時の表面温度はNiemannの式で求められる温度より高めである。

Fig 8に水圧 $7.3 \text{ kg/cm}^2 \text{ G}$ のとき測定された表面温度と水温、更に計算で求められたBOCA外筒の内面温度を示す。水温は、ヒータピンの表面温度と外筒内面温度の算術平均にはほぼ等しい。また、Fig 9に加圧タンクの水位上昇から求められたBOCA内水の膨脹量と発熱量の関係を示す。膨脹量はピンの発熱部周囲の水温上昇分にはほぼ等しい。

Fig 10に仕切管ありの場合のヒータピン表面温度と発熱量の関係を仕切管なしの場合と比較して示す。仕切管有効長はヒータピンの発熱長に等しく、肉厚 1 mm で内外流路断面積が等しくなるような内外径寸法である。ヒータピン中央の表面温度は、仕切管の有無にかかわらず同一の値を示した。一方、BOCA内水の回流による上下の水温差は 720 W/cm のとき 80°C に達したが、ヒータピンの表面温度差は、非沸騰時でさえ 35°C 程度であり、沸騰開始後はほとんどなかった。

Fig 11に加圧管の内径をパラメータとした時のBOCA本体の圧力変動巾と発熱量の関係を示す。圧力の変動は沸騰開始とともに発生し発熱量に比例して大きくなるが、加圧管の内径が大きい程小さくなる。ヒータピンの発熱量を 730 W/cm から瞬時に零にしたとき、内径 2 mm の加圧管の場合は 1.6 kg/cm^2 程度の過渡的圧力低下が生じたが、内径 4 mm 以上の場合はほとんど過渡的圧力低下は生じなかつた。また、ヒータピンの発熱量を30秒間で零から 730 W/cm に上昇させたときは、内径 2 mm の加圧管でも過渡的な圧力の上昇はなかつた。

8. ${}^3\text{He}-\text{BOCA}$ の概要

8.1 主要性能

本装置は、BWR条件下において燃料ピンを最高線出力 500 W/cm で照射でき、かつ約2倍の出力変化巾で出力急昇させることのできるものであり、5.4年度から2ヶ年を要して開発・整備するものである。Table 3に本装置の主要性能を示す。なお、本装置の場合BOCAを原子炉一次冷却水で冷却する型式であるので原子炉を停止してBOCAの交換を行う必要がある。以下、炉内部(He-3スクリーンおよびBOCA)、BOCA制御装置、He-3制御装置、および核特性に分けて概要を述べる。なお炉内のHe-3スクリーンとHe-3制御装置の組合せたものをHe-3出力可変装置と呼ぶ。

8.2 炉内部(He-3スクリーンおよびBOCA)

炉内部は Fig 1 2 の基本構成図に示すように、原子炉圧力容器に固定して設置する炉内管部と、実験のたびに挿入・取出しを行うBOCAに分け、炉内管に He - 3 スクリーンを取りつけることにより、実験のたびにトリチウムを含む He - 3 配管の脱着を行う必要のない構成とする。

炉内管は原子炉圧力容器上蓋のノズルから直に炉心に挿入し、ノズル部で原子炉一次冷却水のシールを行うとともに炉内に吊り下げるようとする。炉心部に設ける He - 3 スクリーンのガス層は円筒状とし、核特性を考慮して厚さ 5 mm、長さ 540 mm とする。また、BOCA の冷却は炉内管の途中から原子炉一次冷却水を取り入れて行うようにし、冷却水の温度上昇から BOCA 内の発熱量が推定できるよう冷却水温測定用の熱電対を取りつける。これらの熱電対および He - 3 配管は炉内管に沿って立ち上げたのち、炉内管上端部で炉プールへ引出し炉プールまわりに設置する He - 3 制御装置に接続する。

BOCA は炉内管内に直に挿入し、上端部でフランジにより吊り下げるようとする。BOCA の外筒は圧力および発熱量を考慮して内径 25 mm、外径 30 mm のステンレス鋼製とし、内部にスタック長さ 400 mm、外径 9.5 ~ 12.5 mm の被試験燃料ピンが 1 本装着できるようとする。BOCA 内の水は水質維持等のため、給水管および排水管により連続的に新しい水と置換する。給水管の途中には炉心からの放射線ストリーミングを防止するための遮蔽タンクと、降圧時に外筒内の放射性物質を含んだ水が炉外へ流出するのを防止するための貯留コイルを設ける。また、排水管の途中には燃料ピンが破損した場合に大量の FP を含んだ水が外部へ流出するのを防止するため、これを一時的に稀釈する稀釈管を設ける。稀釈管は内部をいくつかの部屋に区切った構造とし、高濃度水流入直後の数十秒間は極めて大きな稀釈果を有するようとする。更に、給水および排水管の途中には水圧が十分低くなると閉となる水圧動作弁を設け、燃料ピンが破損した場合大部分の FP を BOCA の外筒内に閉じ込めるようとする。

BOCA 内の計装としては、燃料ピンの伸び・破損検出器のほか、水温測定用熱電対、中性子束モニタ用 SPDなどを装着する。これらの計装線や配管は保護管上部で炉プール内へ引出し、炉プールまわりの BOCA 制御装置に接続する。

8.3 BOCA 制御装置

BOCA 制御装置は、BOCA 内水の加圧、水質維持および FP 处理の機能を有するもので、Fig 1 3 に示すような機器から成る。

BOCA 内水の加圧は構造が簡単で運転操作の容易なプラダ型アキュムレータにより行い、水質維持は装置構成が簡単になる連続給排水方式とする。アキュムレータ内の水は給水管を通して BOCA に入り、BOCA からは鉛遮蔽を施した排水管を通りニードル型の高圧水放出弁により大気圧まで減圧されたのちイオン交換塔などを経て原子炉の排水系へ排出される。アキュムレータ内の水量即ち圧力の保持は圧力信号による高圧給水ポンプの自動起動・停止により行う。運転圧力は 7.3 kg/cm²G とし、各種要因による圧力の変動幅は ±3 kg/cm² になるようとする。給水管の内径は、圧力制御性を良くするため 4 mm とする。圧力が異常に上昇あるいは低下する場合には安全弁を動作させる、原子炉を緊急停止するなどの安全動作を行わせるようにす

る。

一方、水質維持のため給排水する流量は、水の放射線分解量や燃料ピン破損時のFP流出量などを考慮して1cc／秒とする。燃料ピンが破損し排水中のFP濃度の上昇を排水管途中に設けるFPモニタが検知した場合は、遮断弁を閉としてFPの大量流出を防止する。排水管の内径はFP検出遅れを小さくするとともに、FP流出量を少くするため1mmとする。BOCA内に設ける稀釀管とFPモニタの使用により排水管中へ流出するFP量は60mCi以下にすることが可能となる。排水管内のFPを含んだ水は、BOCA内の圧力を下げ水圧動作弁を閉としたのち、バイパス弁を通して低圧窒素ガスにより追い出し、イオン交換塔を経て貯留タンクに送る。貯留タンクでは時間減衰のほか、気水分離により水中FP濃度を外部放出の管理目標値以下になるようにする。

なお、高圧給水ポンプをのぞく全ての機器はグローブボックス内に納め、万一漏洩が生じても放射性物質を含んだ水が作業雰囲気に放出されないようにする。

8.4 He - 3 制御装置

He - 3 制御装置は、He - 3 ガススクリーン内のガス圧力を調節するとともに、同スクリーン内で発生するトリチウムを処理するためのものでFig 14に示すような機器から成る。

圧力調節は金属ベローズ型アクチュエータを使用し、2次側のガス圧をベローズを介して1次側に伝える方法によりHe - 3 ガスを閉じ込めたままで行う。圧力調節の範囲は、BOCA内燃料ピンの発熱量が約2倍変化するように $0.5 \text{ kg/cm}^2 \text{ G} \sim 40 \text{ kg/cm}^2 \text{ G}$ とする。また、圧力調節の速度は、降圧の場合で1分～100時間、昇圧の場合で10分～1時間の範囲で自由に調整できるようにする。圧力変化様式は降圧および昇圧とも、機構が簡単になる自然放出方式とし、速度の調整は弁の開度調節により行う。降圧の場合、He - 3 ガススクリーン内ガス圧と発熱量の関係を考慮すると、Fig 15に示すように発熱量はほぼ直線的に上昇する。なお、パワーサイクリングを含む任意のパターンで発熱量を変化させることでできる圧力のプログラム制御化も可能なようになる。

一方、He - 3 ガス中のトリチウム濃度を低下させ漏洩や透過による系外へのトリチウム放出量を低減するためポンプによりHe - 3 ガスを循環させ、トラップに吸収させる。ポンプは完全密封型の熱膨張型のものを、¹³トラップには構造が簡単でOGL - 1で使用実績のあるチタンスポンジを400℃程度に加熱するものを使用する。

本装置の機器は全てグローブボックス内に収納し、漏洩が生じても作業環境にトリチウムが直接放出されないようにする。グローブボックスからの排気はトリチウムモニタを経て原子炉排気系に排出される。He - 3 スクリーン内では最大60Ci／日のトリチウムが発生するが、He - 3 ガス系の漏洩を小さくすることにより、原子炉排気系スタックから外部環境へ放出される空気中のトリチウム濃度を周辺監視区域外における空气中許容濃度（ $2 \times 10^{-7} \mu\text{Ci}/\text{cc}$ ）に比べ十分低くなるようにする。

8.5 核特性

計算によれば 2.7% 濃縮の BWR (8 × 8) 標準燃料ピンを装着した BOCA を炉心位置 D-9 に設置した He-3 スクリーン内に挿入すると、50MW 定格出力運転中、最高 500 W/cm (He-3 ガス圧力 $0.5 \text{ kg/cm}^2 \text{ G}$) の発熱量が得られる。PWR 燃料ピンの場合は細径のため、同一条件で同一の発熱量を得るには濃縮度を 4.2% とする必要がある。Fig 1-6 に He-3 ガス圧力を増大させた場合の発熱量減少の様子を示す。圧力が $40 \text{ kg/cm}^2 \text{ G}$ 以上になると、He-3 スクリーンで遮断される外部からの熱中性子よりも BOCA 内の水により熱外および速中性子が減速して生ずる熱中性子の寄与が大きくなるため、発熱量はあまり減少しなくなる。Fig 1-7 に He-3 ガス圧力 $0.5 \text{ kg/cm}^2 \text{ G}$ と $40 \text{ kg/cm}^2 \text{ G}$ の場合の中央部での径方向熱中性子束分布を示す。He-3 ガス圧力を $40 \text{ kg/cm}^2 \text{ G}$ から $0.5 \text{ kg/cm}^2 \text{ G}$ に下げるとき発熱量は 2.24 倍になる。He-3 ガス圧力 $40 \text{ kg/cm}^2 \text{ G}$ で照射する場合、He-3 スクリーンの上下開口部から熱中性子が漏れ込み、燃料ペレットスタックの上下端部に発熱のピーキングを生じるが、実験によれば、He-3 スクリーンの長さがスタック長さより上下にそれぞれ 70 mm 余分であればこのピーキングは十分抑えられる。

一方、実験によればスクリーン内の He-3 ガス圧力を $40 \text{ kg/cm}^2 \text{ G}$ から $0.5 \text{ kg/cm}^2 \text{ G}$ に下げることにより原子炉へ +0.08% ΔK/K の反応度印加がある。これは原子炉出力自動制御棒のストロークで $50 \sim 60 \text{ mm}$ に相当するが、印加速度は最大でも 0.08% ΔK/分であるので、出力の制御に与える影響は小さい。また、原子炉出力自動制御用の中性子検出器は炉心に対し D-9 と同一側面に設置されているが、その出力電流は He-3 圧力変更により 2% しか変化しない。

9. シュラウド照射装置の概要

本装置は、原子炉冷却系とは独立した冷却系を有し、かつ炉内管上部より BOCA を交換出来ることを特徴とするもので、炉内管の流路仕切管の炉心部に He-3 スクリーンを組込み、³He-BOCA の制御装置と組合せることにより、原子炉運転中に出力急昇試験と BOCA の交換を可能とする。装置は、炉内部、冷却系および BOCA 交換機から成る。

Fig 1-8 に炉内部の構造を示す。炉内部は BOCA 冷却水を原子炉冷却水から独立させる垂直な圧力管と流路仕切管から成り、大上蓋の N012-08 ノズルから D-9 照射孔に挿入される。BOCA は圧力管の上部開口部から仕切管内に挿入する。また、仕切管の炉心部に He-3 スクリーンを取りつける。冷却水は仕切管内を下降し、BOCA を除熱したのち仕切管と圧力管の間を上昇して外部の冷却系に到る。万一 BOCA および He-3 スクリーンが漏洩する場合に備え、圧力管頂部は BOCA 交換時を除いて、冷却水と炉プール水が混合しないような構造とする。

Fig 1-9 に冷却系フローシートを示す。冷却系は圧力管内の水を循環させ、BOCA の冷却を行うとともに、水質維持を行うもので、¹⁶N ディケイタンク、サージタンク、循環ポンプ、樹脂塔などから成る。冷却水は、BOCA が照射位置にあるときは数 $\text{kg/cm}^2 \text{ G}$ に加圧しておくが、取り出すときは圧力を下げ圧力管が炉プールに開放された時の水の急激な出入を防止するようにする。この場合、BOCA 外表面での冷却水の沸騰を防止するため炉プール

計算によれば 2.7% 濃縮の BWR (8×8) 標準燃料ピンを装着した BOCA を炉心位置 D - 9 に設置した He - 3 スクリーン内に挿入すると、50MW 定格出力運転中、最高 500W/cm (He - 3 ガス圧力 $0.5\text{kg/cm}^2\text{G}$) の発熱量が得られる。PWR 燃料ピンの場合は細径のため、同一条件で同一の発熱量を得るには濃縮度を 4.2% とする必要がある。Fig 1 6 に He - 3 ガス圧力を増大させた場合の発熱量減少の様子を示す。圧力が $40\text{kg/cm}^2\text{G}$ 以上になると、He - 3 スクリーンで遮断される外部からの熱中性子よりも BOCA 内の水により熱外および速中性子が減速して生ずる熱中性子の寄与が大きくなるため、発熱量はあまり減少しなくなる。Fig 1 7 に He - 3 ガス圧力 $0.5\text{kg/cm}^2\text{G}$ と $40\text{kg/cm}^2\text{G}$ の場合の中央部での径方向熱中性子束分布を示す。He - 3 ガス圧力を $40\text{kg/cm}^2\text{G}$ から $0.5\text{kg/cm}^2\text{G}$ に下げると発熱量は 2.24 倍になる。He - 3 ガス圧力 $40\text{kg/cm}^2\text{G}$ で照射する場合、He - 3 スクリーンの上下開口部から熱中性子が漏れ込み、燃料ペレットスタックの上下端部に発熱のピーキングを生じるが、実験によれば、He - 3 スクリーンの長さがスタック長さより上下にそれぞれ 70 mm 余分であればこのピーキングは十分抑えられる。

一方、実験によればスクリーン内の He - 3 ガス圧力を $40\text{kg/cm}^2\text{G}$ から $0.5\text{kg/cm}^2\text{G}$ に下げることにより原子炉へ +0.08% $\Delta K/K$ の反応度印加がある。これは原子炉出力自動制御棒のストロークで 50 ~ 60 mm に相当するが、印加速度は最大でも 0.08% $\Delta K/\text{分}$ であるので、出力の制御に与える影響は小さい。また、原子炉出力自動制御用の中性子検出器は炉心に対し D - 9 と同一側面に設置されているが、その出力電流は He - 3 圧力変更により 2% しか変化しない。

9. シュラウド照射装置の概要

本装置は、原子炉冷却系とは独立した冷却系を有し、かつ炉内管上部より BOCA を交換出来ることを特徴とするもので、炉内管の流路仕切管の炉心部に He - 3 スクリーンを組込み、 ^3He - BOCA の制御装置と組合せることにより、原子炉運転中に出力急昇試験と BOCA の交換を可能とする。装置は、炉内部、冷却系および BOCA 交換機から成る。

Fig 1 8 に炉内部の構造を示す。炉内部は BOCA 冷却水を原子炉冷却水から独立させる垂直な圧力管と流路仕切管から成り、大上蓋の N 012 - 08 ノズルから D - 9 照射孔に挿入される。BOCA は圧力管の上部開口部から仕切管内に挿入する。また、仕切管の炉心部に He - 3 スクリーンを取りつける。冷却水は仕切管内を下降し、BOCA を除熱したのち仕切管と圧力管の間を上昇して外部の冷却系に到る。万一 BOCA および He - 3 スクリーンが漏洩する場合に備え、圧力管頂部は BOCA 交換時を除いて、冷却水と炉プール水が混合しないような構造とする。

Fig 1 9 に冷却系フローシートを示す。冷却系は圧力管内の水を循環させ、BOCA の冷却を行うとともに、水質維持を行うもので、 ^{16}N ディケイタンク、サージタンク、循環ポンプ、樹脂塔などから成る。冷却水は、BOCA が照射位置にあるときは数 $\text{kg/cm}^2\text{G}$ に加圧しておくが、取り出すときは圧力を下げ圧力管が炉プールに開放された時の水の急激な出入を防止するようとする。この場合、BOCA 外表面での冷却水の沸騰を防止するため炉プール

とのシールを保ったままBOCAを約1m引抜き発熱量を十分低下させたのち圧力を下げるようとする。冷却水の流量は自動調節弁により常時約2m³/Hに保つ。BOCAを引抜くときは、サージタンクを切離し、炉プール水面が系統唯一の自由水面となるようにする。この間のBOCA容積分の水量変化は緩衝器により吸収し、冷却系と炉プール間の水の出入りを最少限にする。

Fig 20にBOCA交換機の概要を示す。本交換機は、原子炉運転中にBOCAを炉心から取り出し炉プール内の所定の場所へ保管するとともに、炉プール内に保管されている未照射のBOCAを炉心へ挿入するためのもので、原子炉運転中炉プール上方に設置して使用する。交換機の台車部はブリッヂ構造で、走行およびBOCA移送のための機構を有する。アーム部は水中でBOCAを搬取り、約7.5m吊上げるための機構を有する。BOCA吊上げ時における交換機自体の安定性はレールクランプなどにより保つようとする。

BOCA交換に係る全ての操作は遠隔で行うようとするため、冷却系を含むシュラウド照射装置全体の操作が一ヶ所で出来るような集中操作盤を炉プールまわりに設置する。

10. カナル内BOCA組立

新燃料ピンの場合は、工場においてBOCAへの組込みを行うことができるが、照射済燃料ピンの場合は、遮蔽を必要とするためホットセル中もしくは水中に於いて遠隔で行う必要がある。JMT-Rのホットセルでは全長約7.5mのBOCAを搬入し組込み作業を行うことは不可能であるので、カナル水中で行うこととする。

Fig 21に示すようにBOCAの下部端栓は燃料ピンを組込む前に耐圧試験が可能なようネジ込み構造とするので、カナル内においては燃料ピンを組んだのち下部端栓を遠隔で締付けることにより組立を行うことができる。この場合、照射済燃料ピンの上下端にはあらかじめホットセル内においてBOCA組込み用アダプターを取りつけておく必要がある。

新燃料ピンの場合は、下部端栓ネジ込み後は溶接によりシールを行うこととするが、照射済燃料ピンの場合は金属Oリングによりシールを行うようとする。Oリングとしては特殊断面形状を有する高圧用金属Oリングが最も適当である。

Oリングによりシールを行う場合、シール面からの塵埃や異物の完全な除去と均一で確実な締付が必要であり、更にBOCAでの使用条件下における熱サイクル、内圧サイクルおよび外部振動に対するOリングシールの性能保持ならびにネジ込み端栓の締付保持を保証する必要がある。

このため、Oリングの選択および締付構造の決定を注意深く行うとともに、燃料ピンを正規位置に保持しつつOリングにねじりなどの力を加えることなく確実な締付を行うためのカナル内BOCA組立装置を開発・整備する。

この他、Oリングの締付状態および燃料ピンの組込状態を確認するための検査用器具類も整備する必要がある。

とのシールを保ったままBOCAを約1m引抜き発熱量を十分低下させたのち圧力を下げるようとする。冷却水の流量は自動調節弁により常時約2m³/Hに保つ。BOCAを引抜くときは、サージタンクを切離し、炉プール水面が系統唯一の自由水面となるようにする。この間のBOCA容積分の水量変化は緩衝器により吸収し、冷却系と炉プール間の水の出入りを最少限にする。

Fig 20にBOCA交換機の概要を示す。本交換機は、原子炉運転中にBOCAを炉心から取り出し炉プール内の所定の場所へ保管するとともに、炉プール内に保管されている未照射のBOCAを炉心へ挿入するためのもので、原子炉運転中炉プール上方に設置して使用する。交換機の台車部はブリッヂ構造で、走行およびBOCA移送のための機構を有する。アーム部は水中でBOCAを搬取り、約7.5m吊上げるための機構を有する。BOCA吊上げ時における交換機自体の安定性はレールクランプなどにより保つようとする。

BOCA交換に係る全ての操作は遠隔で行うようとするため、冷却系を含むシェラウド照射装置全体の操作が一ヶ所で出来るような集中操作盤を炉プールまわりに設置する。

10. カナル内BOCA組立

新燃料ピンの場合は、工場においてBOCAへの組込みを行うことができるが、照射済燃料ピンの場合は、遮蔽を必要とするためホットセル中もしくは水中に於いて遠隔で行う必要がある。JMT-Rのホットセルでは全長約7.5mのBOCAを搬入し組込み作業を行うことは不可能であるので、カナル水中で行うこととする。

Fig 21に示すようにBOCAの下部端栓は燃料ピンを組込む前に耐圧試験が可能なようネジ込み構造とするので、カナル内においては燃料ピンを組んだのち下部端栓を遠隔で締付けることにより組立を行うことができる。この場合、照射済燃料ピンの上下端にはあらかじめホットセル内においてBOCA組込み用アダプターを取りつけておく必要がある。

新燃料ピンの場合は、下部端栓ネジ込み後は溶接によりシールを行うこととするが、照射済燃料ピンの場合は金属Oリングによりシールを行うようとする。Oリングとしては特殊断面形状を有する高圧用金属Oリングが最も適当である。

Oリングによりシールを行う場合、シール面からの塵埃や異物の完全な除去と均一で確実な締付が必要であり、更にBOCAでの使用条件下における熱サイクル、内圧サイクルおよび外部振動に対するOリングシールの性能保持ならびにネジ込み端栓の締付保持を保証する必要がある。

このため、Oリングの選択および締付構造の決定を注意深く行うとともに、燃料ピンを正規位置に保持しつつOリングにねじりなどの力を加えることなく確実な締付を行うためのカナル内BOCA組立装置を開発・整備する。

この他、Oリングの締付状態および燃料ピンの組込状態を確認するための検査用器具類も整備する必要がある。

1.1. 燃料ピン破損早期検出

BOCAを用いて燃料ピンの出力急昇試験を行う場合、燃料ピンが破損したときもしくはほぼ破損したと見做せる状態に到ったときには、原子炉を停止させるかBOCAを炉心から引抜くかして燃料ピンの発熱を止め、その状況を保存するとともにBOCAを密閉してFPの漏出を最少限に止める必要がある。

当面はすでに開発済の差動トランジスタ式伸び破損検出器を用いることとするが、あらかじめ燃料ピンの一端に特殊な加工を施す必要があるので、出力急昇試験前に燃料ピンをセグメント型にして実炉で長期照射する場合には、照射による性能劣化と空間的制約のため本検出器を使用することができない。従って、照射済燃料ピンを用いた出力急昇試験の開始をめどに他の早期検出技術の確立をはかるものとする。¹⁵

検出法としては、

- (1) BOCA内圧の急変を検出する方法，¹⁶
- (2) 燃料ピン伸びの急変を検出する方法，¹⁶
- (3) 燃料ピン外径の急変を検出する方法，
- (4) 燃料ピンの固有振動数の急変を検出する方法，

などが考えられるので、種々の方法について調査・検討し、炉外実験を行うとともにBOCAに組込み作動状況について既存の検出器と比較することとする。

1.2. まとめ

JMTRにおいて軽水炉燃料ピンの出力急昇試験を行うに必要な「ヘリウム3出力制御型沸騰水キャップセル(³He-BOCA)」の開発・整備を5ヶ年計画で行うこととなり、昭和55年度末第1回出力急昇試験実施を当面の目標として作業を進めている。本報告では、主に昭和53年度中に行った「開発・整備計画の策定」「³He-BOCAの概念設計」などについて述べ、今後における開発・整備の方向づけを行った。

「³He-BOCA」の概念設計は、海外調査結果やBOCA予備実験結果などを参考にして行い、出力急昇試験を行うに必要な性能を有するものを実現出来る見通しを得たが、照射済燃料ピンを大量に出力急昇試験するには、更に「シラウド照射装置」の整備、「カナル内で燃料ピンをBOCAへ組込む技術」および「燃料ピンの破損を早期に検出する技術」の確立が必要であることがわかった。³He-BOCAに引き続き、これらの装置および技術について開発・整備を行い、「³He-BOCA出力急昇試験設備」を完成させる予定である。

1.1. 燃料ピン破損早期検出

BOCAを用いて燃料ピンの出力急昇試験を行う場合、燃料ピンが破損したときもしくはほぼ破損したと見做せる状態に到ったときには、原子炉を停止させるかBOCAを炉心から引抜くかして燃料ピンの発熱を止め、その状況を保存するとともにBOCAを密閉してF.P.の漏出を最少限に止める必要がある。

当面はすでに開発済の差動トランジスタ式伸び破損検出器¹⁵を用いることとするが、あらかじめ燃料ピンの一端に特殊な加工を施す必要があるので、出力急昇試験前に燃料ピンをセグメント型にして実炉で長期照射する場合には、照射による性能劣化と空間的制約のため本検出器を使用することができない。従って、照射済燃料ピンを用いた出力急昇試験の開始をめどに他の早期検出技術の確立をはかるものとする。

検出法としては、

- (1) BOCA内圧の急変を検出する方法，¹⁶
- (2) 燃料ピン伸びの急変を検出する方法，¹⁶
- (3) 燃料ピン外径の急変を検出する方法，
- (4) 燃料ピンの固有振動数の急変を検出する方法，

などが考えられるので、種々の方法について調査・検討し、炉外実験を行うとともにBOCAに組込み作動状況について既存の検出器と比較することとする。

1.2. まとめ

JMTRにおいて軽水炉燃料ピンの出力急昇試験を行うに必要な「ヘリウム3出力制御型沸騰水キャップセル（³He-BOCA）」の開発・整備を5ヶ年計画で行うこととなり、昭和55年度末第1回出力急昇試験実施を当面の目標として作業を進めている。本報告では、主に昭和53年度中に行つた「開発・整備計画の策定」、「³He-BOCAの概念設計」などについて述べ、今後における開発・整備の方向づけを行つた。

「³He-BOCA」の概念設計は、海外調査結果やBOCA予備実験結果などを参考にして行い、出力急昇試験を行うに必要な性能を有するものを実現出来る見通しを得たが、照射済燃料ピンを大量に出力急昇試験するには、更に「シラウド照射装置」の整備、「カナル内で燃料ピンをBOCAへ組込む技術」および「燃料ピンの破損を早期に検出する技術」の確立が必要であることがわかった。³He-BOCAに引き続き、これらの装置および技術について開発・整備を行い、「³He-BOCA出力急昇試験設備」を完成させる予定である。

謝 辞

おわりに、出力急昇試験の進め方について御指導いただいた（財）原子力安全協会燃料安全特別専門委員会出力急昇分科会の大久保主査（上智大学教授）をはじめとする各委員の方々、JMT-Rにおける出力急昇試験の実現に御尽力いただいた東海研究所安全性試験研究センター安全工学部燃料安全第一研究室の市川室長、出力急昇試験設備の開発・整備について御指導いただいた大洗研究所材料試験炉部の高田元部長および大内部長、³He-BOCAについて有役な御意見を下さった同部燃料実験・整備計画委員会ランプグループの瑞穂元リーダおよび佐藤リーダをはじめとする各メンバーの方々、各種の調査・検討に便宜を計っていたいたいた同部照射第一課の八巻課長ならびに同照射第二課の伊丹課長、更に有役な助言をいたいたいた研究所内外の関係各位に深く感謝します。

文 献

- 1) 「核燃料挙動」研究専門委員会，“酸化物燃料の照射挙動”，日本原子力学会誌，1977, vol. 19, № 5
- 2) 市川達生，“ハルデン・プロジェクトにおける燃料研究”，同上，1978, vol. 20, № 9
- 3) 日本原子力研究所大洗研究所材料試験炉部，“JMT-R照射ハンドブック”，1976年9月
- 4) S. Sandklef and H. Tomani, "Irradiation Facilities for LWR Fuel Testing in the Studsvik R2 Reactor", AE-478, 1973
- 5) E. Kolstad, et al., "The High Pressure PWR Rig IFA-414 (N), A Short Description on the Design and the Performance Characteristics", Paper presented at the Enlarged Halden Programme Group Meeting, Geilo, Norway, March 16-21, 1975
- 6) E. Rolstad and K. Svanholm, "Overpower-to-Failure Experiment on a High Burnup Fuel Rod", Paper presented at BNES Nuclear Fuel Performance Conference, London, Oct. 15-19, 1973
- 7) K. Hansen and J. A. Leth, "Danish High Pressure Irradiation Facilities Used for Overpower Testing of Experimental UO₂-Zr Fuel Pins", RISO-M-1862, 1976
- 8) Centre d'étude de l'énergie nucléaire (Belgique), "Annual Scientific Report 1975", BLG 515
- 9) K. Reichardt and M. Nenmann, "Irradiation of water-cooled fuel rods in boiling water loops", Kerntechnik 10. Jahrgang (1968) № 6

謝 辞

おわりに、出力急昇試験の進め方について御指導いただいた（財）原子力安全協会燃料安全特別専門委員会出力急昇分科会の大久保主査（上智大学教授）をはじめとする各委員の方々、JMT-Rにおける出力急昇試験の実現に御尽力いただいた東海研究所安全性試験研究センター安全工学部燃料安全第一研究室の市川室長、出力急昇試験設備の開発・整備について御指導いただいた大洗研究所材料試験炉部の高田元部長および大内部長、³He-BOCAについて有役な御意見を下さった同部燃料実験・整備計画委員会ランプグループの瑞穂元リーダおよび佐藤リーダをはじめとする各メンバーの方々、各種の調査・検討に便宜を計っていたいた同部照射第一課の八巻課長ならびに同照射第二課の伊丹課長、更に有役な助言をいただいた研究所内外の関係各位に深く感謝します。

文 献

- 1) 「核燃料挙動」研究専門委員会，“酸化物燃料の照射挙動”，日本原子力学会誌，1977，vol. 19, № 5
- 2) 市川達生，“ハルデン・プロジェクトにおける燃料研究”，同上，1978，vol. 20, № 9
- 3) 日本原子力研究所大洗研究所材料試験炉部，“JMT-R照射ハンドブック”，1976年9月
- 4) S. Sandklef and H. Tomani, "Irradiation Facilities for LWR Fuel Testing in the Studsvik R2 Reactor", AE-478, 1973
- 5) E. Kolstad, et al., "The High Pressure PWR Rig IFA-414 (N), A Short Description on the Design and the Performance Characteristics", Paper presented at the Enlarged Halden Programme Group Meeting, Geilo, Norway, March 16-21, 1975
- 6) E. Rolstad and K. Svanholm, "Overpower-to-Failure Experiment on a High Burnup Fuel Rod", Paper presented at BNES Nuclear Fuel Performance Conference, London, Oct. 15-19, 1973
- 7) K. Hansen and J. A. Leth, "Danish High Pressure Irradiation Facilities Used for Overpower Testing of Experimental UO₂-Zr Fuel Pins", RISO-M-1862, 1976
- 8) Centre d'étude de l'énergie nucléaire (Belgique), "Annual Scientific Report 1975", BLG 515
- 9) K. Reichardt and M. Nenmann, "Irradiation of water-cooled fuel rods in boiling water loops", Kerntechnik 10. Jahrgang (1968) № 6

- 10) W. H. Jens and P. A. Lottes, "Analysis of Heat Transfer, Burnout, Pressure drop and Density data for High-pressure water", ANL-4627, 1951
- 11) VDI-Wärmeatlas (1957) Fe 1 ~ Fe 4
- 12) 河野俊助, "新油圧技術読本", 日刊工業新聞社
- 13) J. C. Bowen, "Thermal Compressors", Chemical Engineering Progress, Symposium Series, vol. 63, No 76, 1967
- 14) 戸根弘人, "OGL-1ヘリウム精製系トラップの容量計算", JAERI-M 6505, 1976年4月
- 15) 石井忠彦, 他, "差動トランス式燃料棒伸び破損検出の試作", 昭和53年日本原子力学会年会, 要旨集D-67
- 16) T. Onchi, "Possible Cracking Processes in Fuel Rods failed during Overpower Ramps", Paper presented at the Enlarged Halden Programme Group Meeting, Loen, Norway, 1978
- 17) 飛岡利明, "軽水炉安全性研究のための照射実験", JAERI-M 6925, 1977年2月

Table 1 Irradiation Facilities in the JMT-R

Facility	Hydraulic Rabbit	Capsule	Loop	Neutron Control
Irradiation time	>1min	>1cycle	>1cycle	>1cycle
Thermal Neutron Flux	$0.1 \sim 1 \times 10^{14}$ $n/cm^2 \cdot sec$	$0.1 \sim 3 \times 10^{14}$ $n/cm^2 \cdot sec$	$0.3 \sim 1 \times 10^{14}$ $n/cm^2 \cdot sec$	$0.3 \sim 3 \times 10^{14}$ $n/cm^2 \cdot sec$
Fast Neutron Flux (>1MeV)	$0.8 \sim 2 \times 10^{13}$ $n/cm^2 \cdot sec$	$0.1 \sim 20 \times 10^{13}$ $n/cm^2 \cdot sec$	$1 \sim 2 \times 10^{13}$ $n/cm^2 \cdot sec$	$0.1 \sim 1 \times 10^{14}$ $n/cm^2 \cdot sec$
Gamma Heating Rate	$2 \sim 5 W/g$	$0.5 \sim 1.3 W/g$	$0.5 \sim 1.5 W/g$	$0.6 \sim 6 W/g$
Specimen Environment	water, air, He gas	water, He gas NaK	light water He gas	light water, He gas, NaK
Specimen Temperature	$50 \sim 1000^\circ C$	$50 \sim 1600^\circ C$	$130 \sim 1000^\circ C$	$50 \sim 1600^\circ C$
pressure	$0 \sim 10 Kg/cm^2 G$	$-1 \sim 15 Kg/cm^2 G$	$35 \sim 150 Kg/cm^2 G$	$-1 \sim 15 Kg/cm^2 G$
max. heat generation in Facility	2 kW	100 kW	850 kW	100 kW
max. Dimension of Specimen	$26\phi \times 120\ell$	$36\phi \times 750\ell$	$118\phi \times 750\ell$	$32\phi \times 270\ell$
name of type	H R - 1 H R - 1	leaky, non-instrumented, instrumented, temperature meas- ured, creep rate measured, specimen rotated, Fp gas swept, heat generation meas- ured, thermal neutron cut off	O W L - 1 O W L - 2 O G L - 1	NCF

Table 2 Development Program of ^3He -BOCA

Items	FY	1978	1979	1980	1981	1982
BOCA Out-of-pile Test	Test					
① Preliminary						
② Safety	Test					
No.1 BOCA	Design	Fabrication				
BOCA Control Unit	① BWR Pressure	Design	Fabrication			
	② PWR Pressure					
^3He Power Control Facility		Fabrication		Irradiation		
Modification for Power Cycling				Modification		
Shroud Facility	Design	Fabrication		Irradiation		
BOCA Handling Facility	① irradiated BOCA in the Channel		Installation			
② BOCA Assembly		Development				
Early Stage Detection of Fuel Pin Failure	Development					
On-line Analyzer of Fuel Pin	Design	Fabrication				

Table 3 Principal Specifications of ^3He -BOCA

1. BOCA

Fuel Pin O.D.	9.5~12.5 mm
Pellet Stuck length	400 mm
Max. heat generation	500 W/cm
Operating Pressure	7.3 kg/cm ² G
Instrumentation	Clad elongation and failure detector, T/C for water temperature, SPD/FC

2. BOCA Control Unit

Operating Pressure	7.3 kg/cm ² G
Flow rate through BOCA	1 cc/sec.
FP release when fuel	less than control value
Failure	
Max. connectable BOCA NO.	3 (one under irr., two for stand by)

3. He-3 Power Control Facility

Core Position	D-9
Range of Power Control	~2
Rate of Power ramp	250 W/cm ² ·min ~25 W/cm ² ·hr
Tritium Production Rate	Max. 60C/day
Tritium Release	extremely less than regulated value.

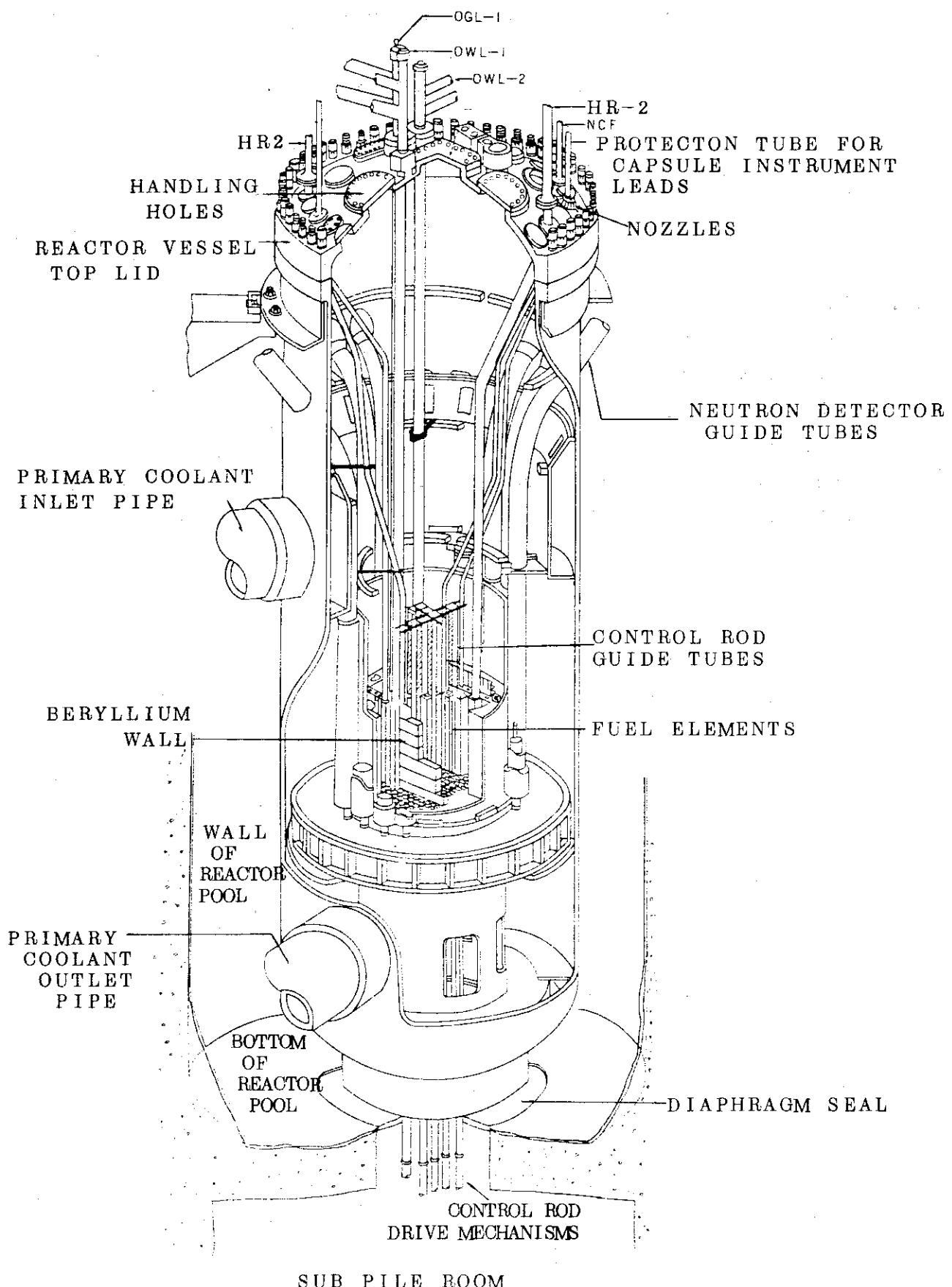


Fig. 1 Cutaway View of Internals of JMTR Reactor

Vessel

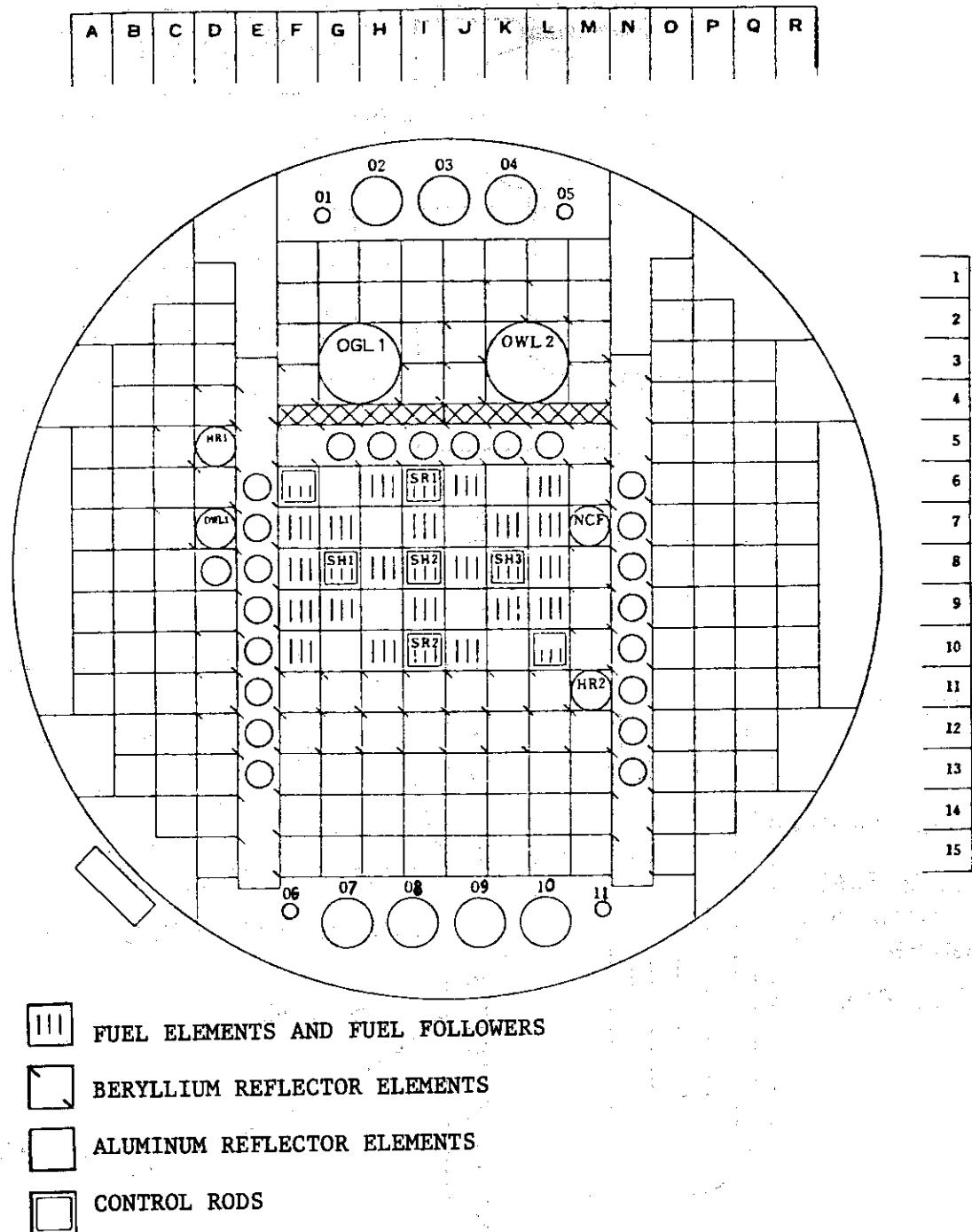
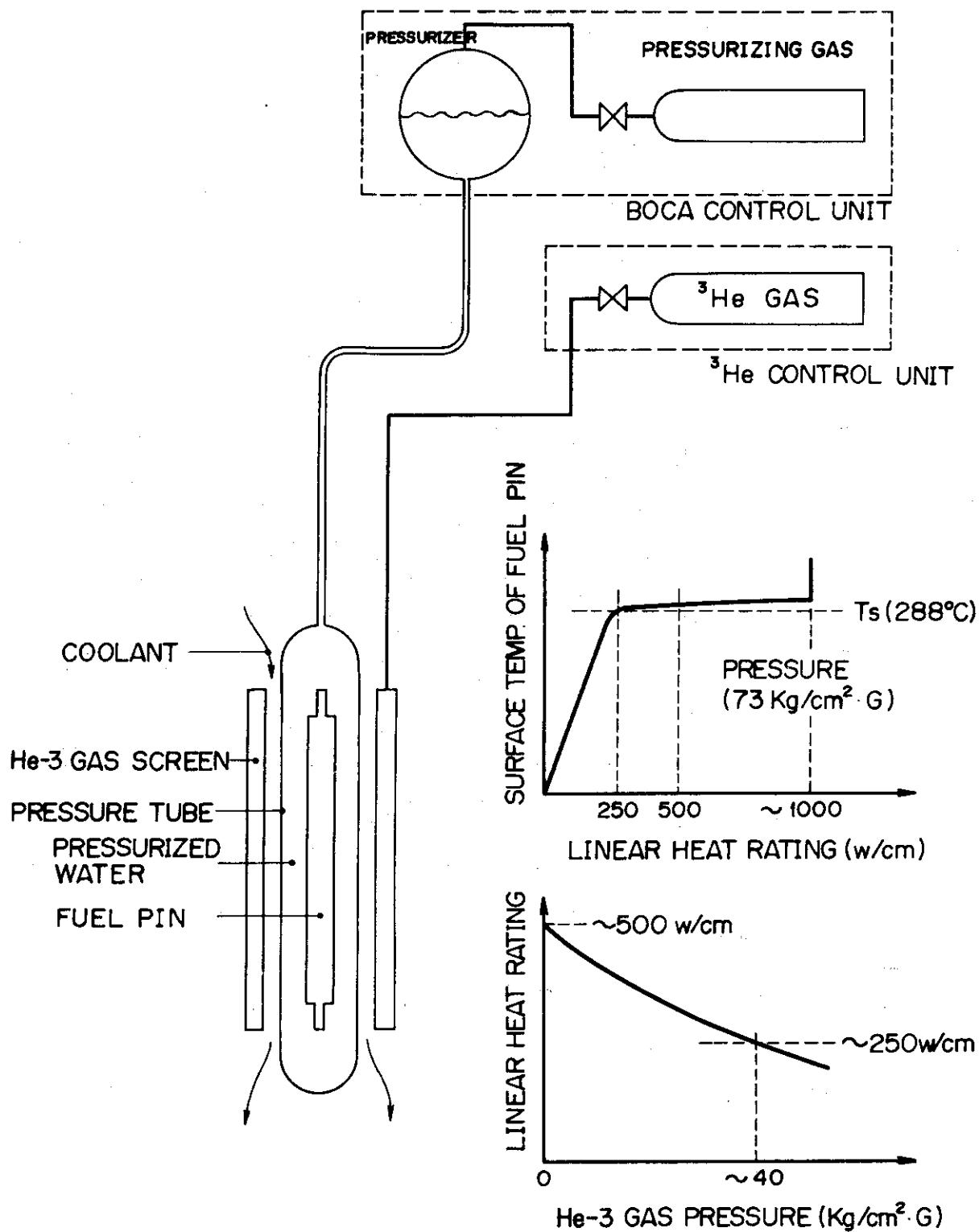


Fig. 2 Irradiation Facilities in the JMTR Core

Fig. 3 OPERATIONAL PRINCIPLE OF ${}^3\text{He}$ -BOCA

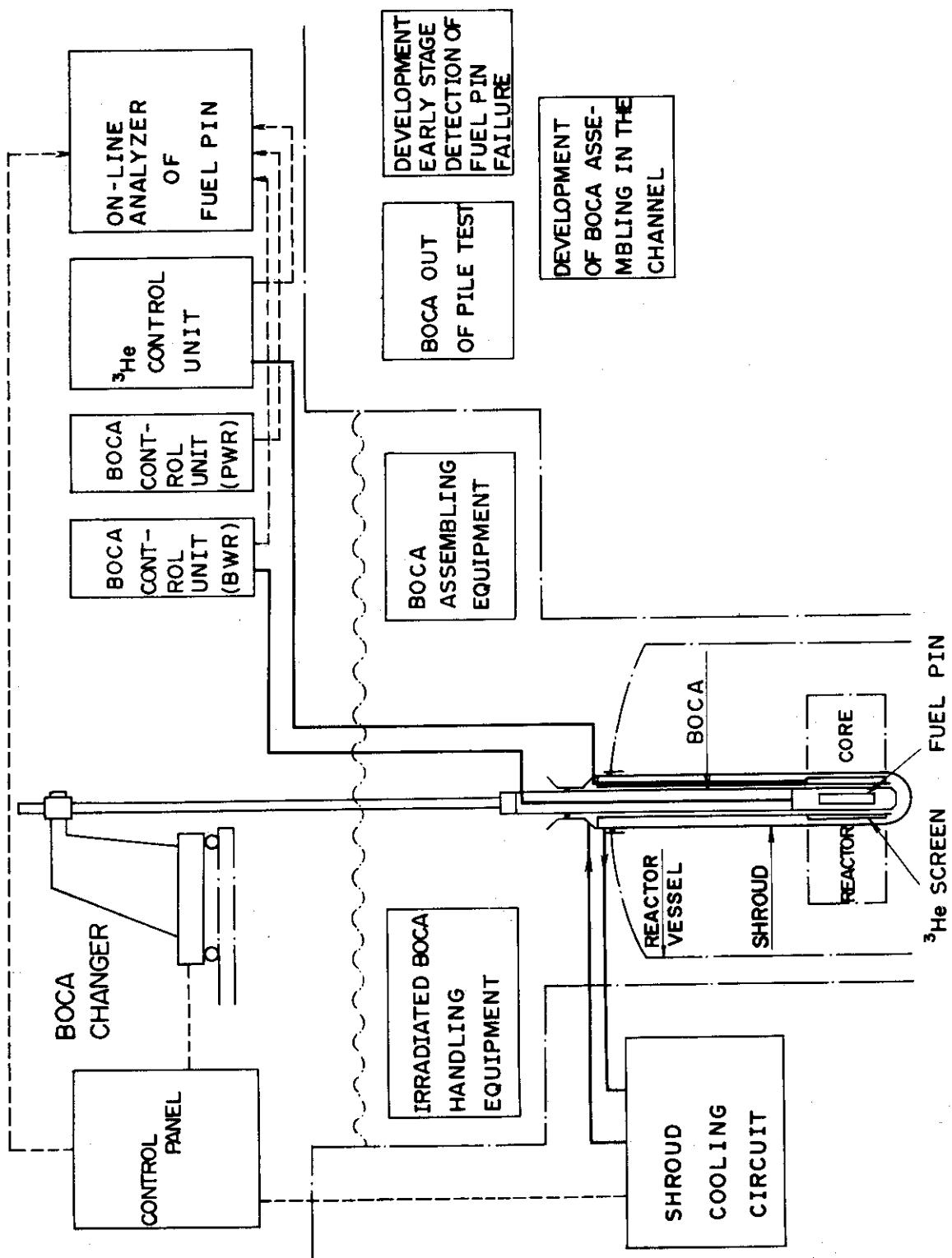


Fig. 4 OVERALL VIEW OF THE ^3He -BOCA POWER RAMPING FACILITY

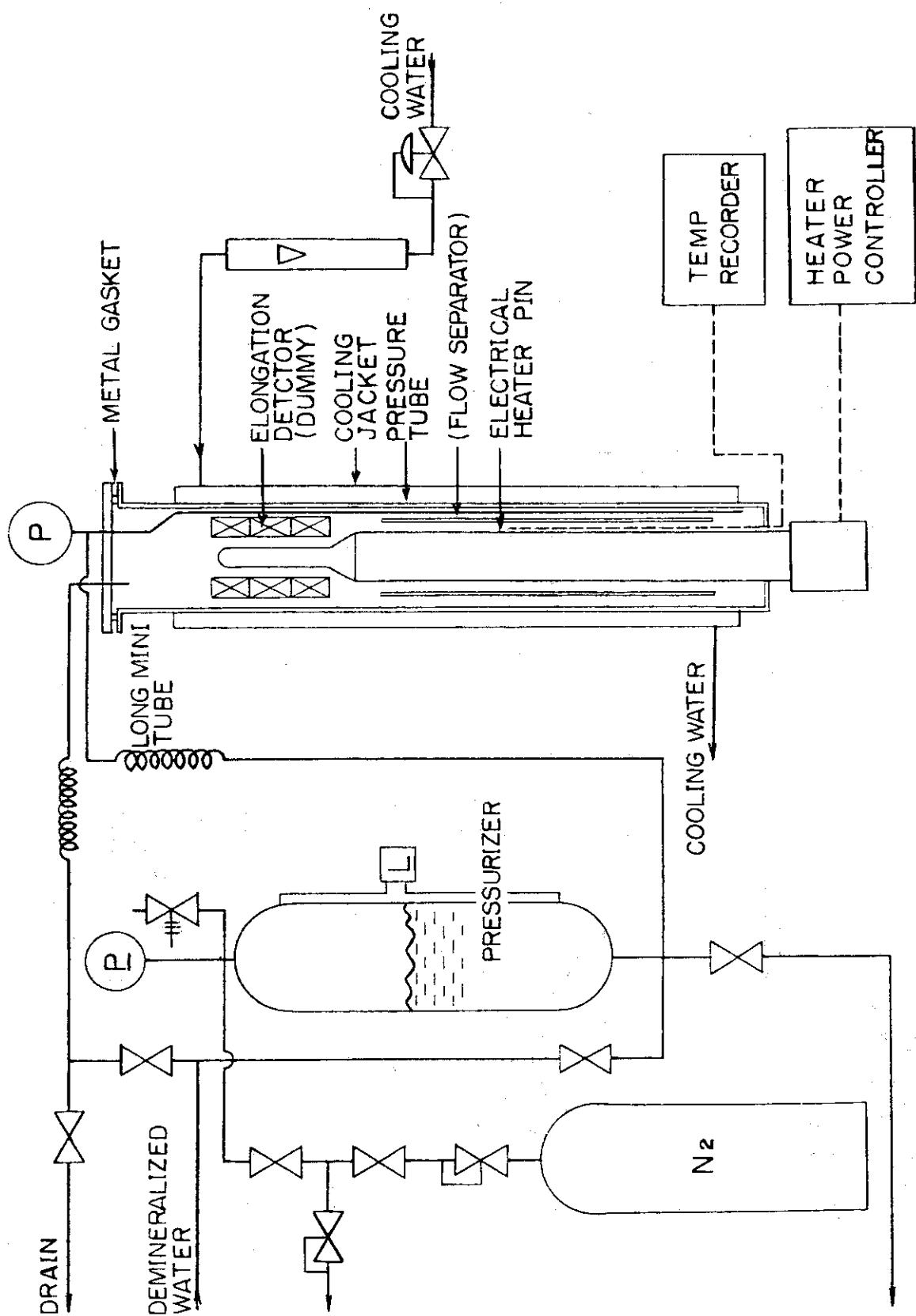


Fig. 5 FLOW DIAGRAM OF PRELIMINARY OUT-OF-PILE TEST APPARATUS FOR BOCA

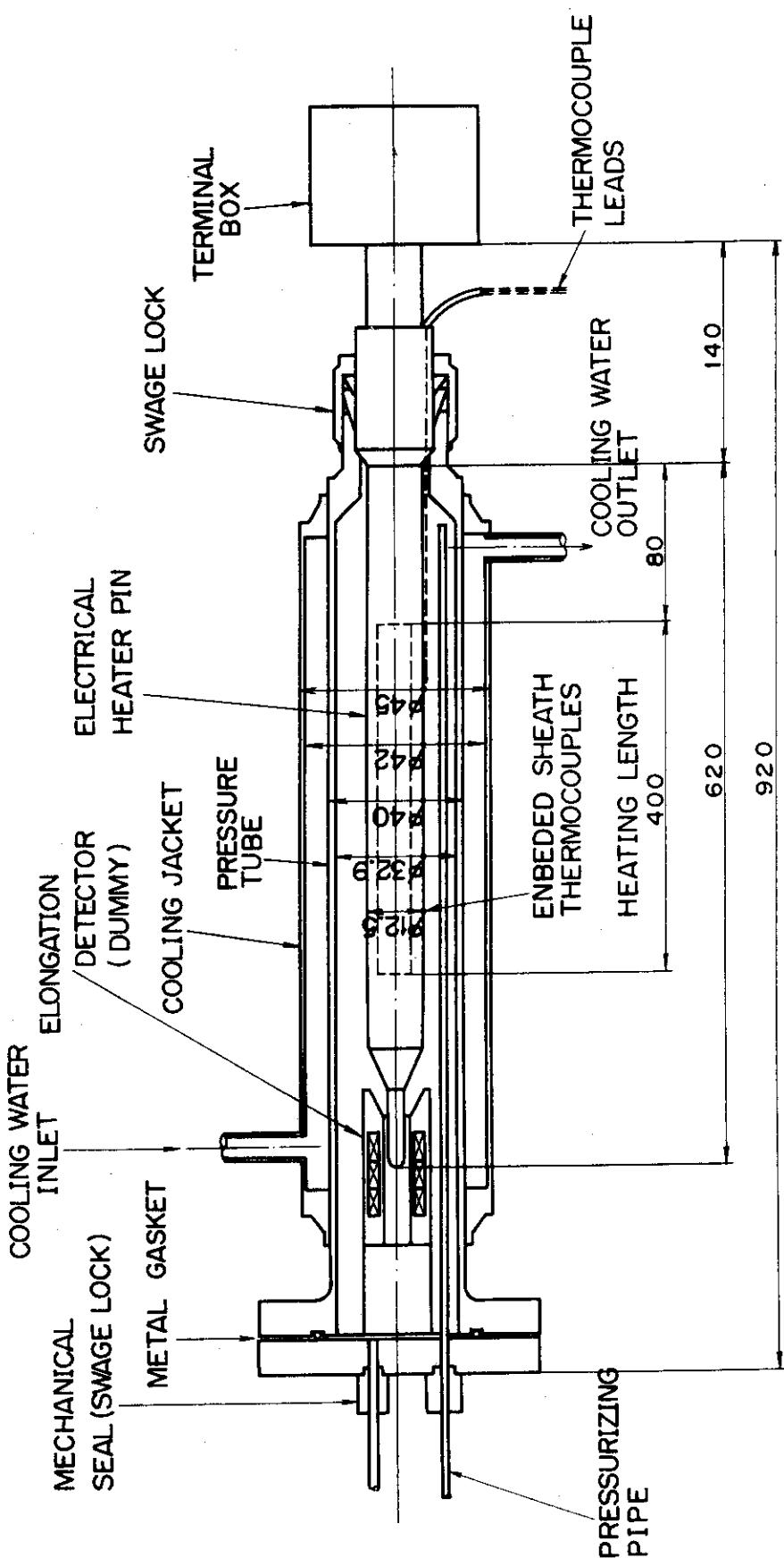


Fig. 6 SCHEMATIC DRAWING OF BOCA FOR PRELIMINARY OUT-OF-PILE TEST

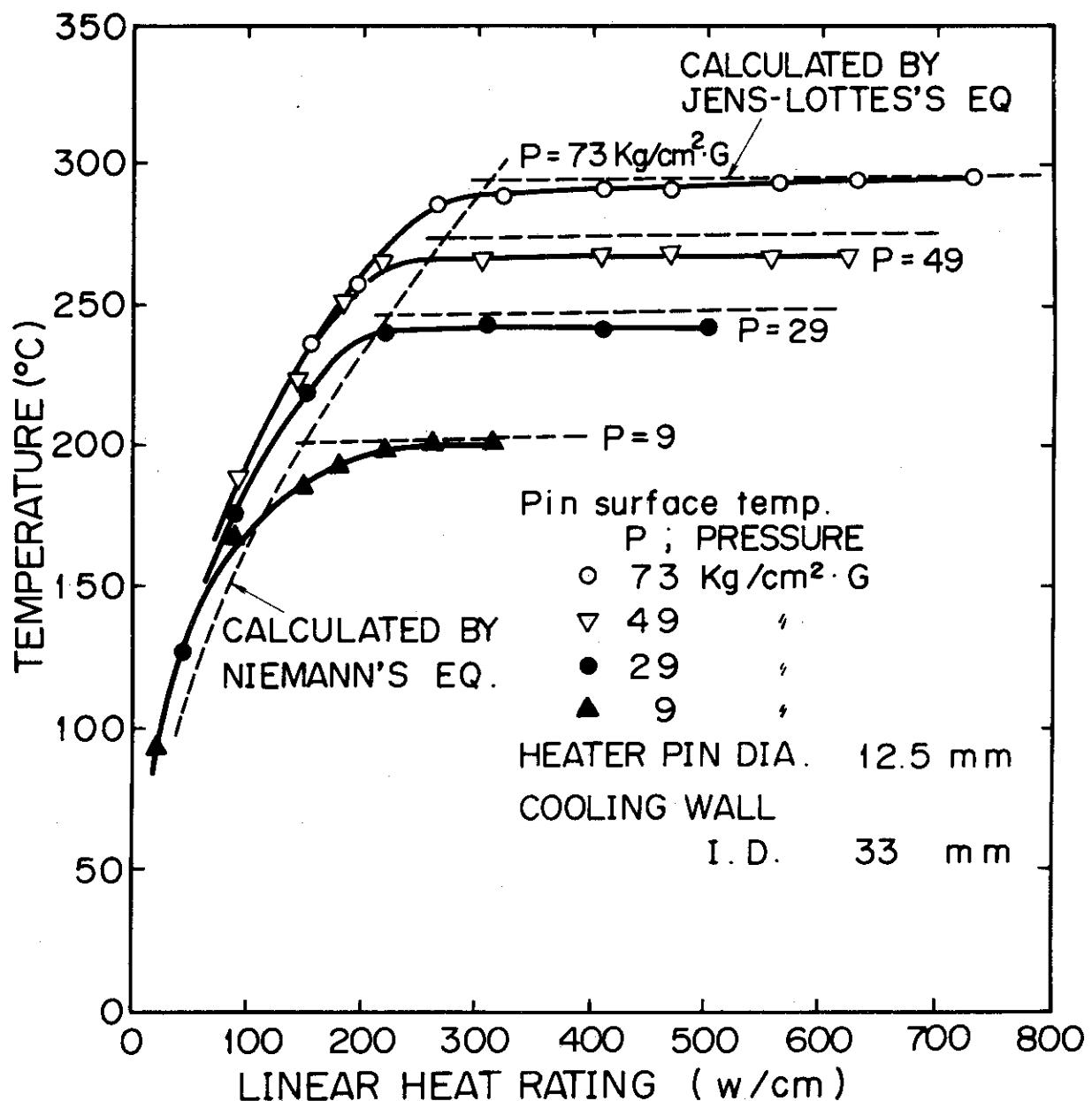


Fig. 7 SURFACE TEMPERATURE VS LINEAR HEAT
RATING AT VARIOUS WATER PRESSURES

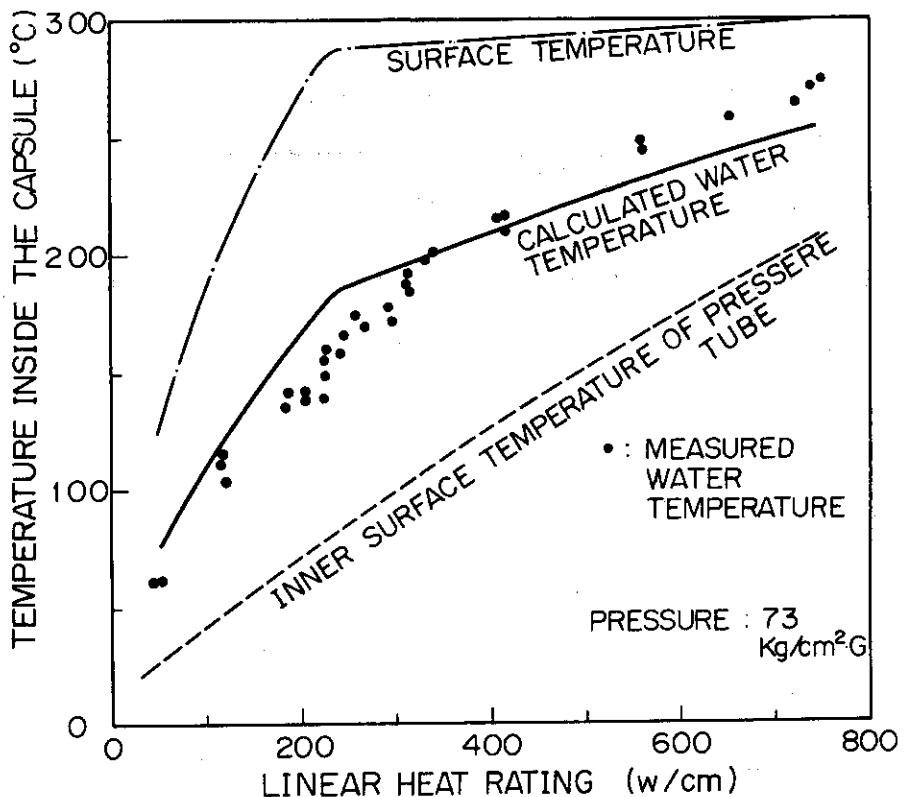


Fig. 8 TEMPERATURES INSIDE THE CAPSULE

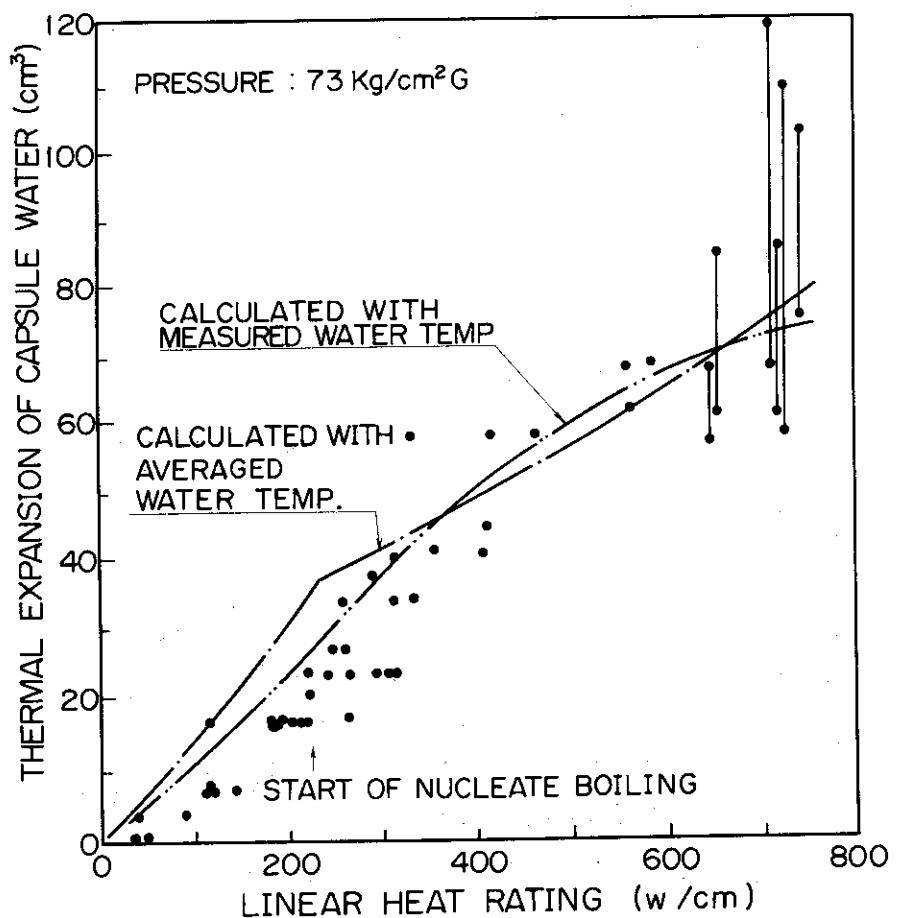


Fig. 9 THERMAL EXPANSION OF CAPSULE WATER

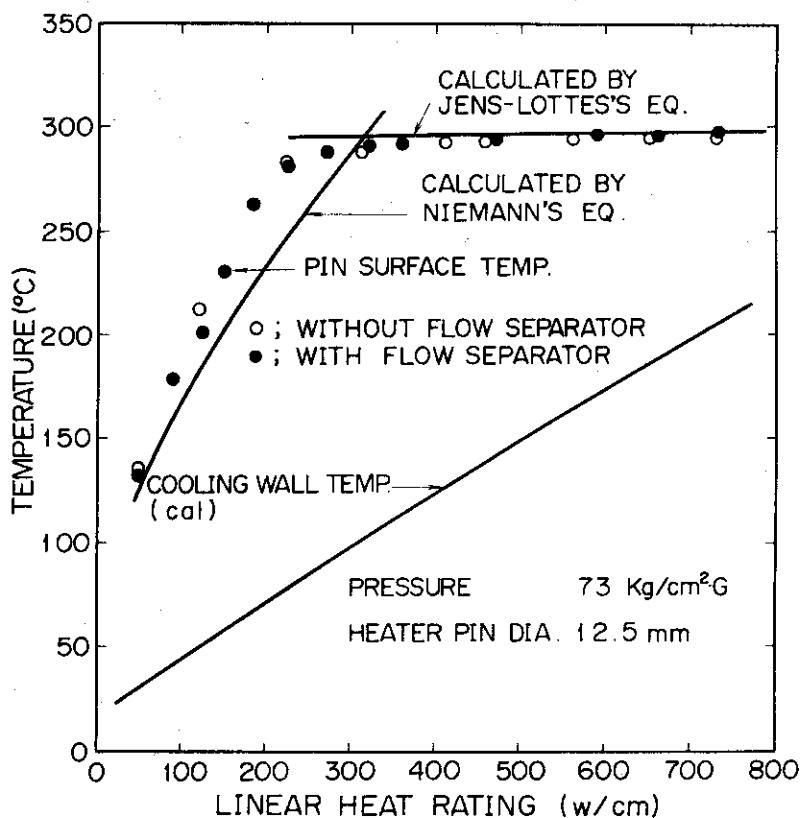


Fig. 10 SURFACE TEMPERATURE WITH AND WITHOUT
FLOW SEPARATOR AT 73 kg/cm²G

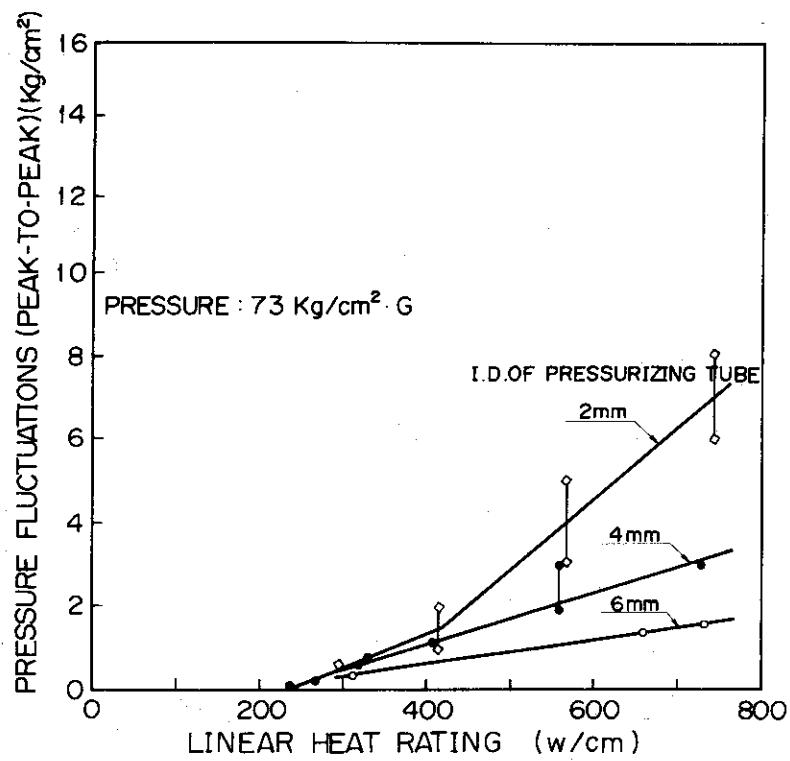
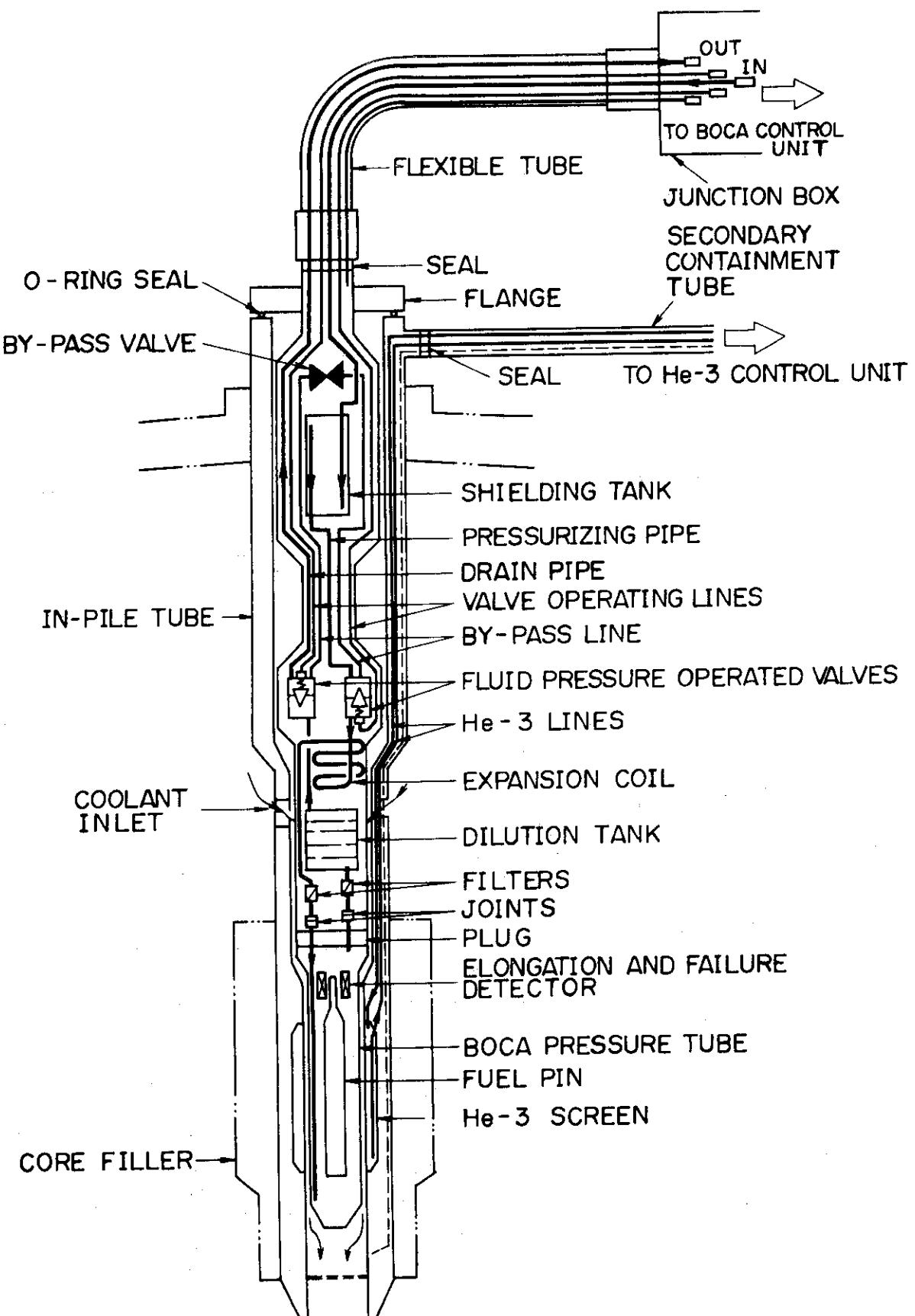


Fig. 11 PRESSURE FLUCTUATIONS OF CAPSULE WATER
VS LINEAR HEAT RATING WITH VARIOUS I. D.
PRESSURIZING TUBE

Fig. 12 SCHEMATIC IN-PILE STRUCTURE OF ${}^3\text{He}$ -BOCA

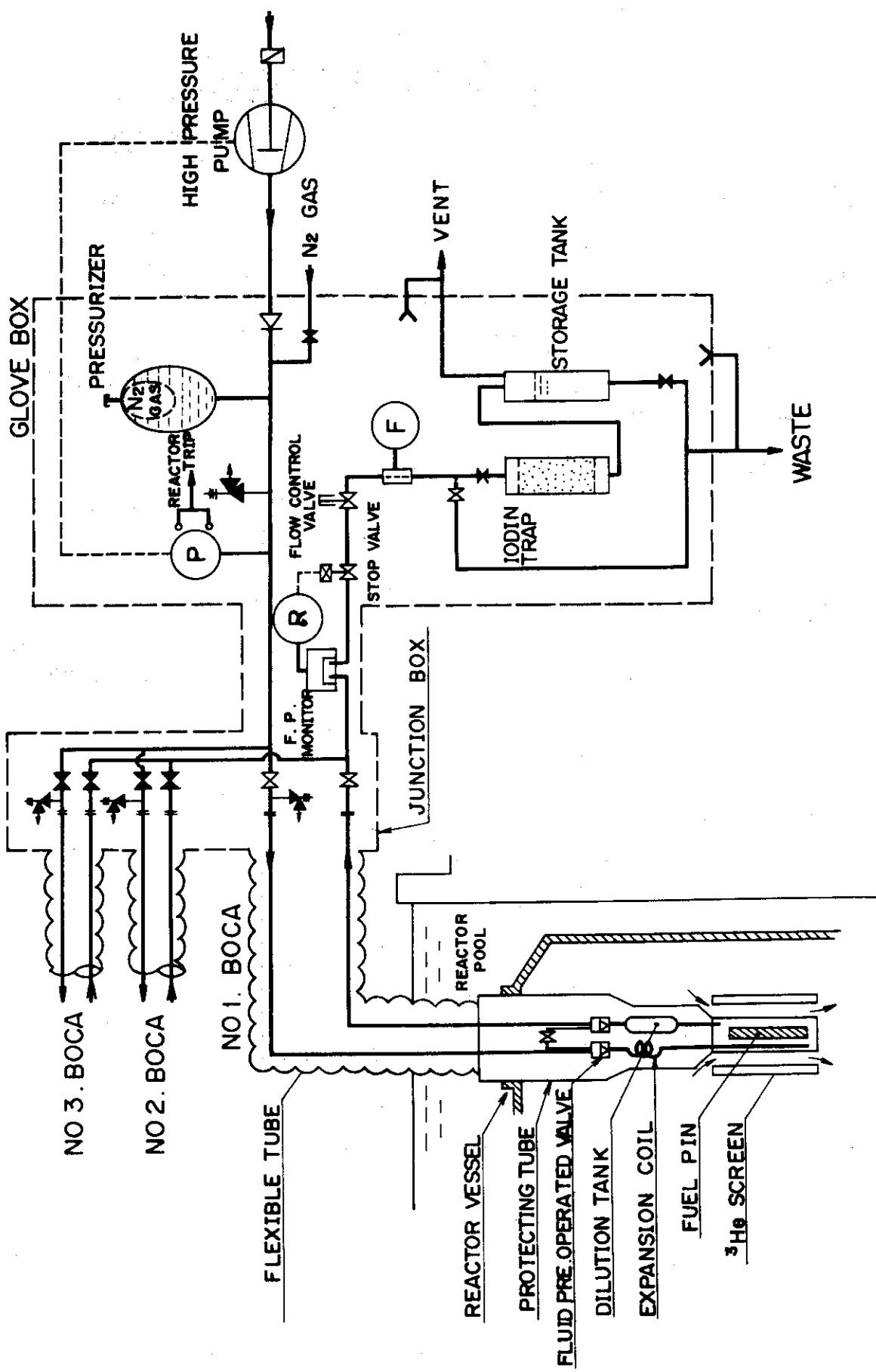


Fig. 13 SIMPLIFIED BOCA CONTROL UNIT FLOW SHEET

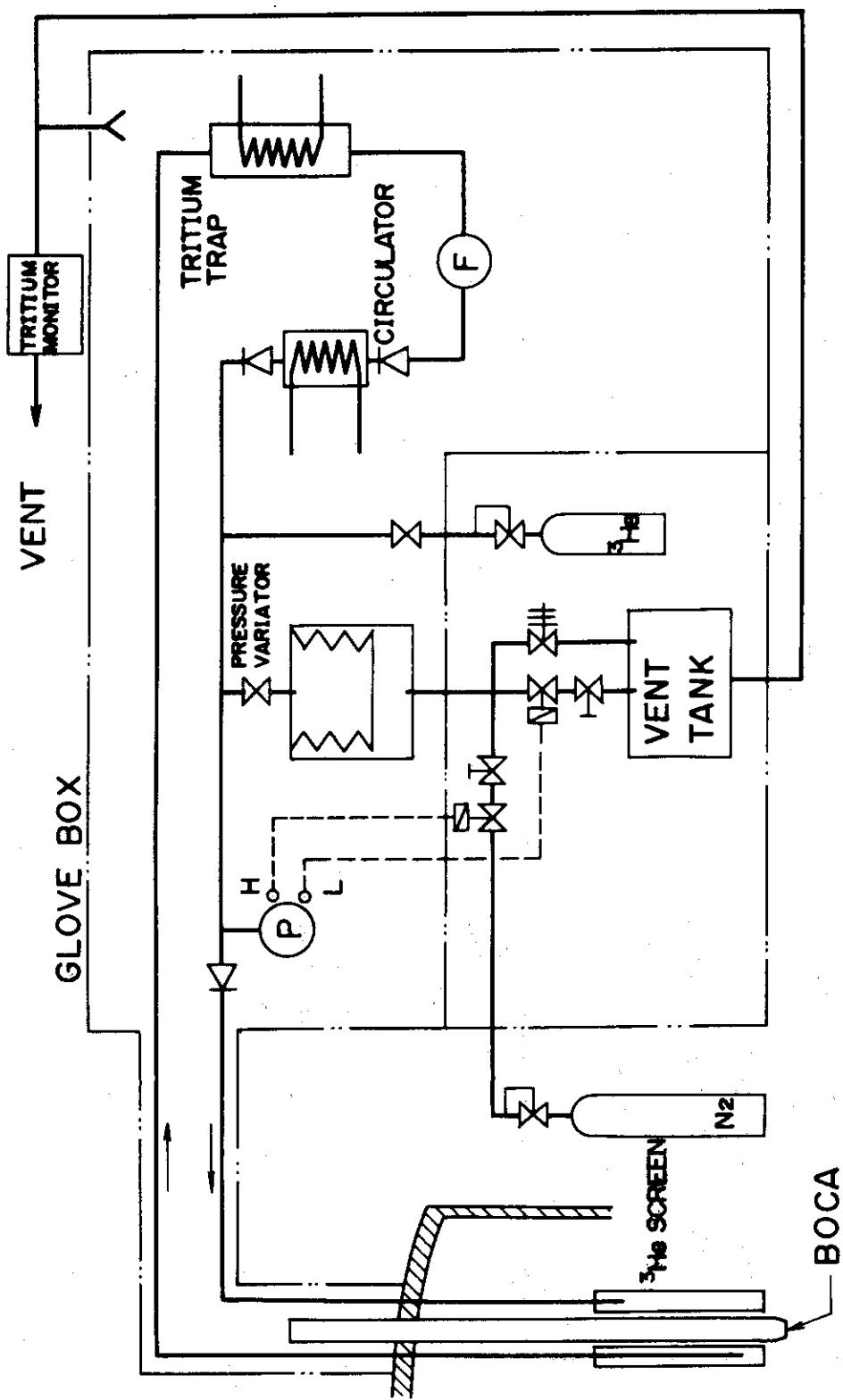


Fig. 14 SUMPLIFIED He-3 CONTROL UNIT FLOW SHEET

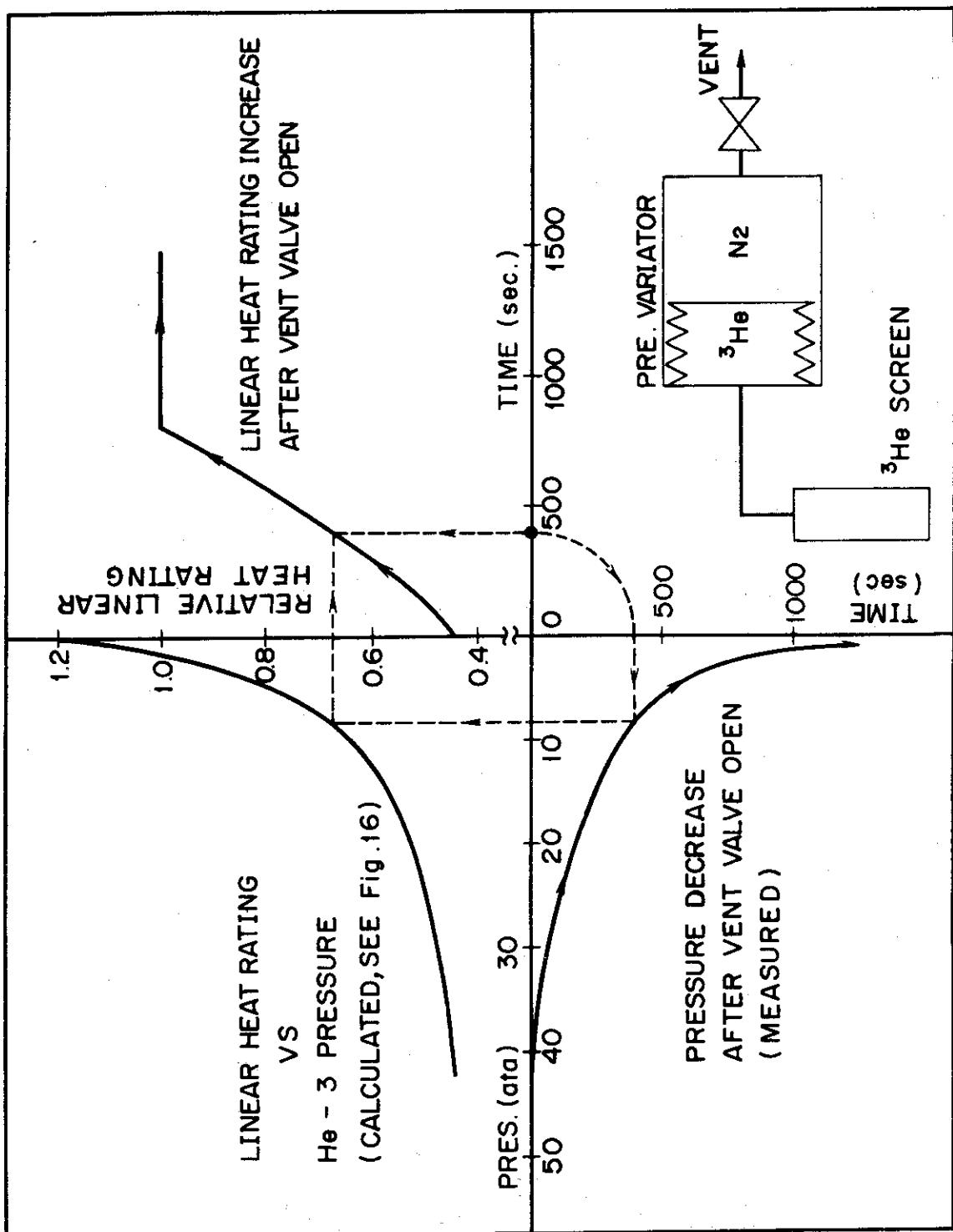


Fig. 15 LINEAR HEAT RATING INCREASE DURING POWER RAMPING EXPERIMENT

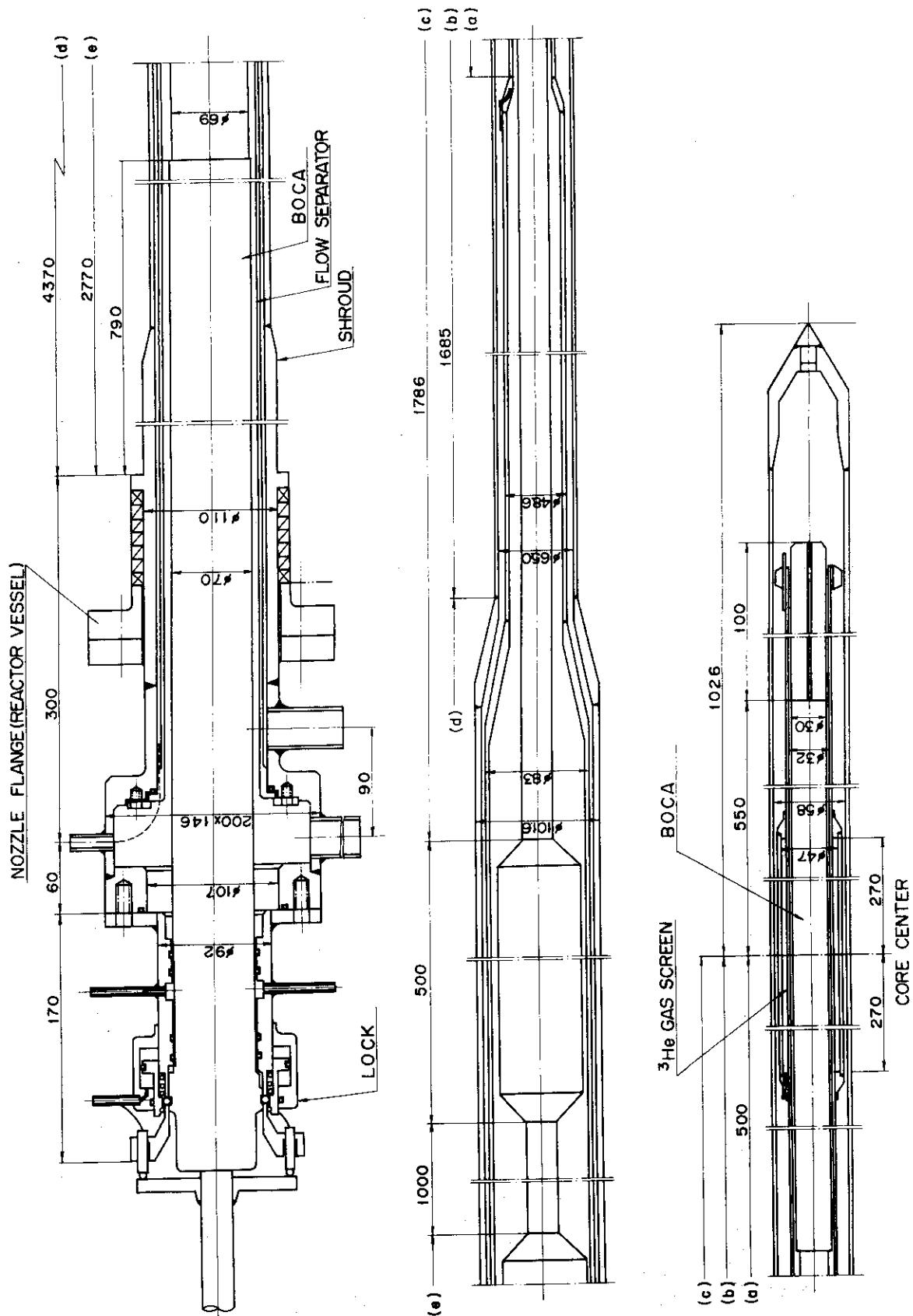


Fig. 18 SCHEMATIC DRAWING OF SHROUD AND BOCA

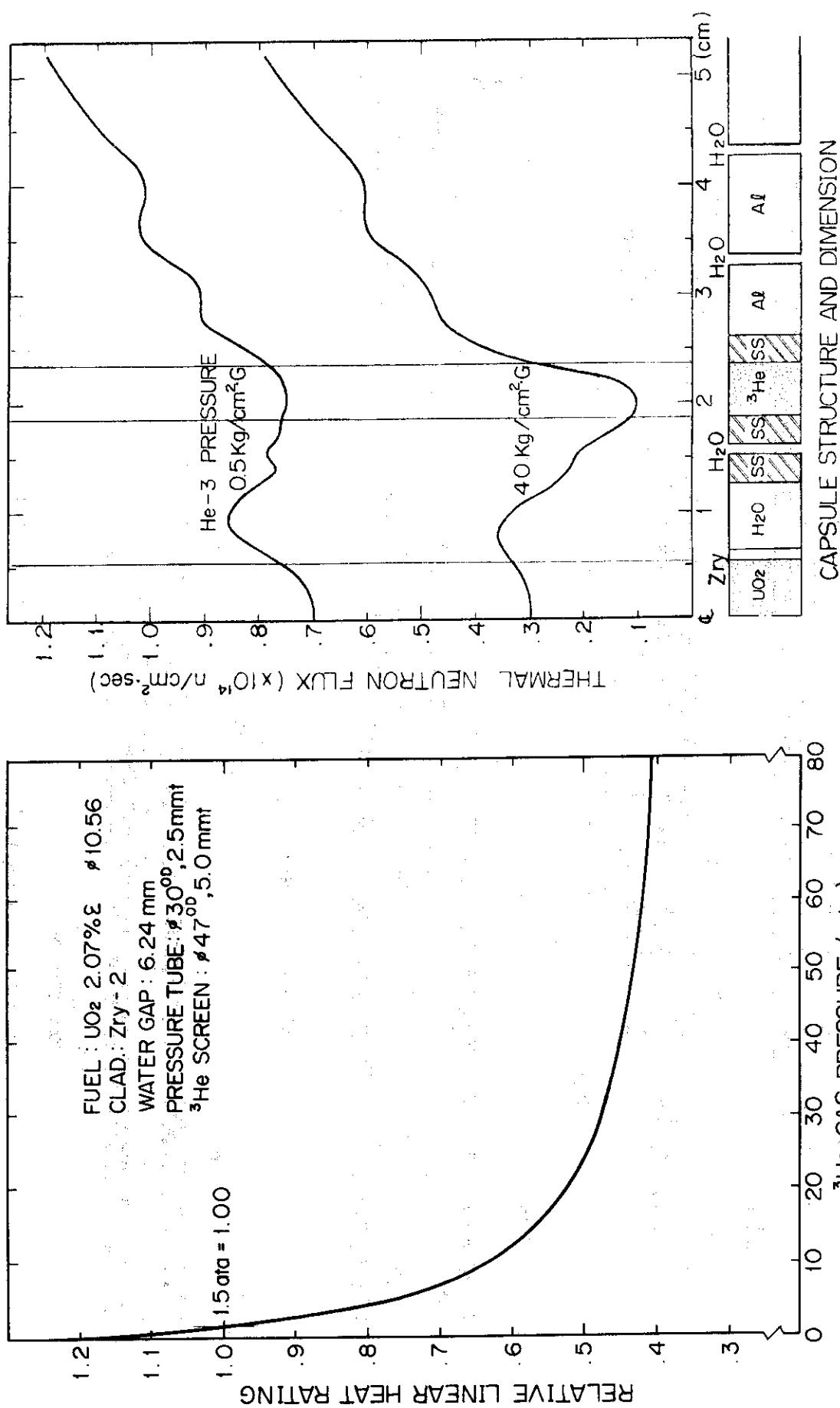


Fig. 16 CALCULATED LINEAR HEAT RATING
VS He-3 PRESSURE IN THE SCREEN

Fig. 17 RADIAL THERMAL NEUTRON FLUX
PROFILE RELATIVE TO He-3 PRESSURE

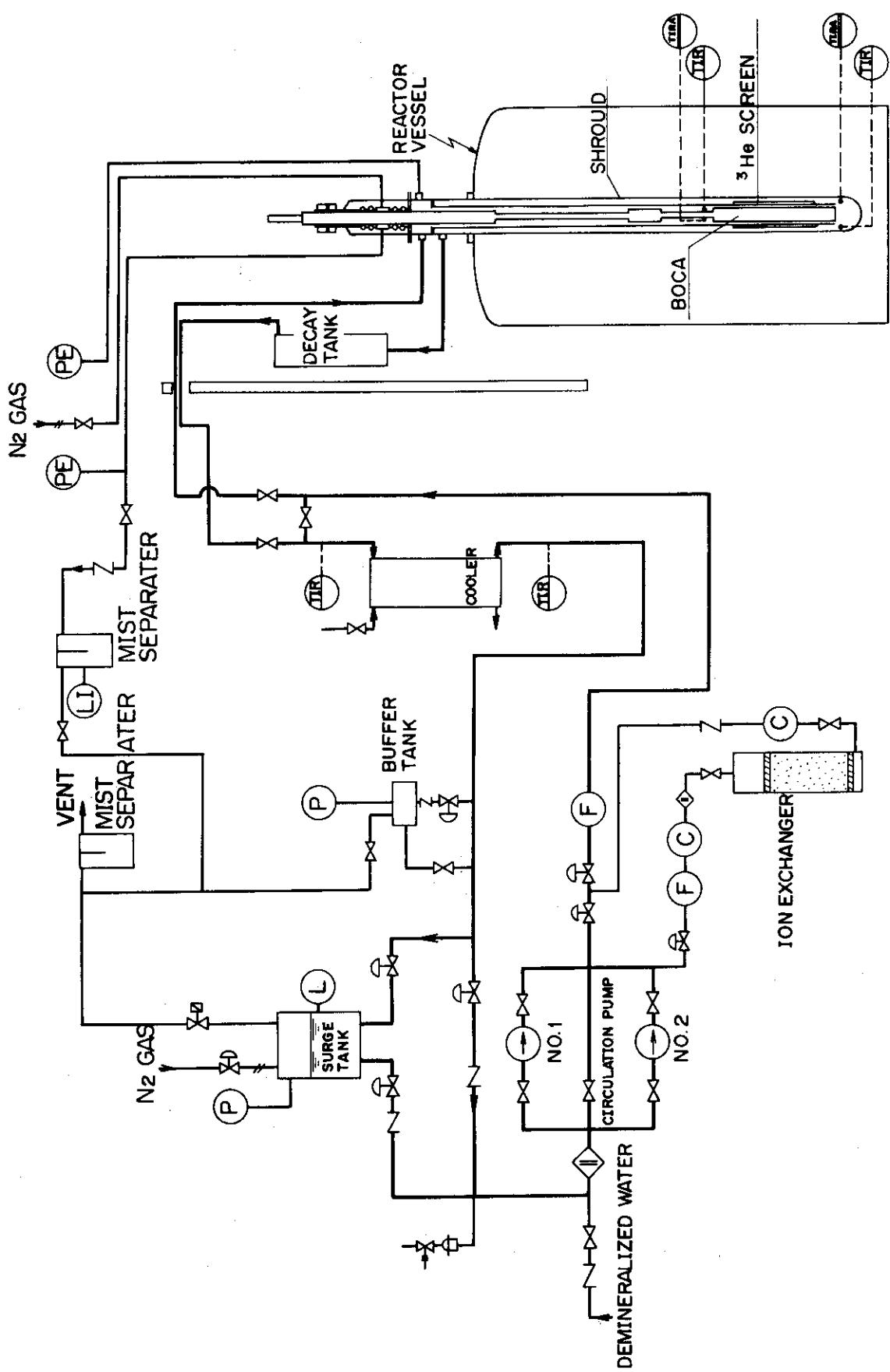


Fig. 19 FLOW DIAGRAM OF THE SHROUD FACILITY

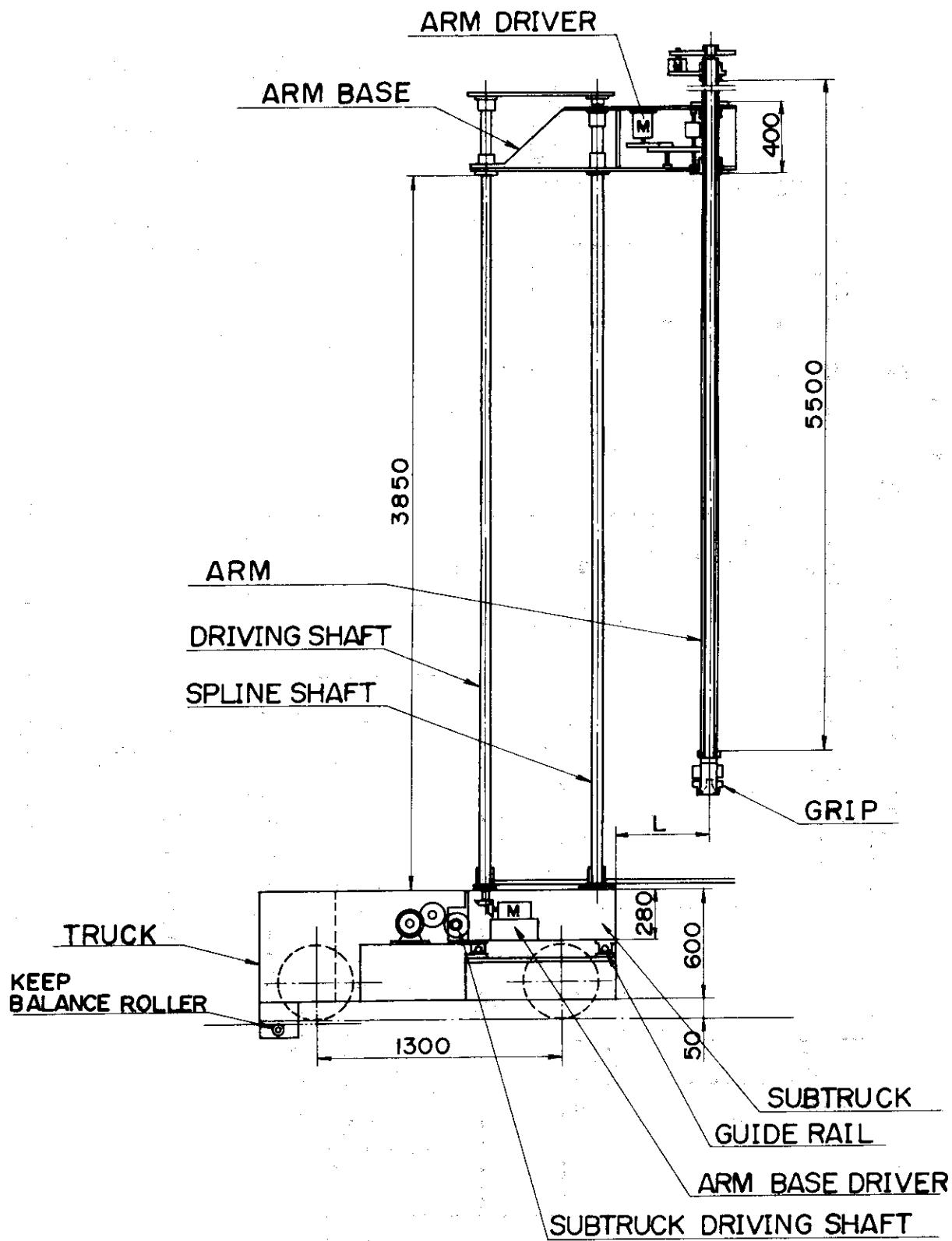
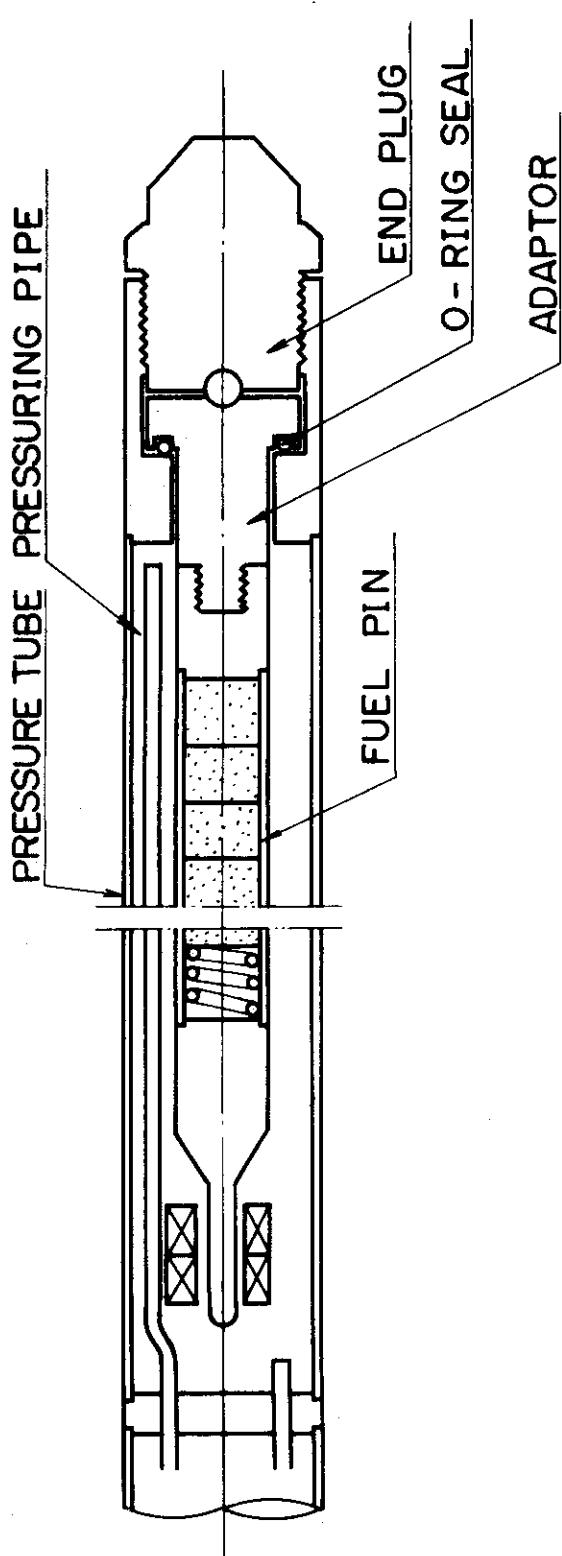


Fig. 20 SCHEMATIC DRAWING OF BOCA CHANGER



F i g. 2 1 CONCEPTUAL STRUCTURE OF CAPSULE END