

海外出張報告書

EBR-II/FFTF 運転訓練



1979年5月

技術資料コード	
開示区分	レポートNo.
	N960 79-02
この資料は 図書室保存資料です 閲覧には技術資料閲覧票が必要です	
動力炉・核燃料開発事業団大洗工学センター技術管理室	

動力炉・核燃料開発事業団

複製又はこの資料の入手については、下記にお問い合わせください。

〒311-13 茨城県東茨城郡大洗町成田町4002

動力炉・核燃料開発事業団

大洗工学センター システム開発推進部・技術管理室

Enquires about copyright and reproduction should be addressed to: Technology Management Section O-arai Engineering Center, Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation 4002 Narita-cho, O-arai-machi, Higashi-Ibaraki, Ibaraki-ken, 311-13, Japan

動力炉・核燃料開発事業団 (Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation)

海外出張報告

EBR-II/FFTF 運転訓練

高速実験炉部 堀 米 利 元^{*} 小 沢 健 二^{**}
福 原 英 夫^{**} 仲 村 喬^{*}

要 旨

本報告書は昭和53年秋に3ヶ月間米国のFBRにおいて、「常陽」の職員4人に対して実施された運動訓練について、その内容及びその間知り得た事項を報告するものである。

運転訓練はEBR-II及びFFTFにて行われた。EBR-IIにおける運転訓練は9月1日から11月22日の間行われ、9月中は講義・現場説明から成るものであった。10月以降は運転直に配属され、3交代勤務に入り実地の運転訓練を受けた。

FFTFには1週間弱滞在し、建設中のFFTF、HEDLの諸施設を見学し、シュミレータによる運転指導を受けた。

なお、今回の運転訓練は、米国DOE-PNC間におけるプラント経験ワーキンググループの協定に基づき実施されたものである。

* 高速実験炉部原子炉第1課

** 高速実験炉部原子炉第2課

目 次

1. EBR - II	1
1.1 概 要	1
1.2 位置と環境	5
1.3 組 織	8
1.4 運 転 体 制	9
1.5 保 守 体 制	12
1.6 運 転 状 況	13
1.7 開発試験の現状	15
1.8 運 転 訓 練	17
1.9 そ の 他	38
2. FFTF	40
2.1 概 要	40
2.2 教育・運転・保守の現状	47
3. あとがき	54

1. E B R - II

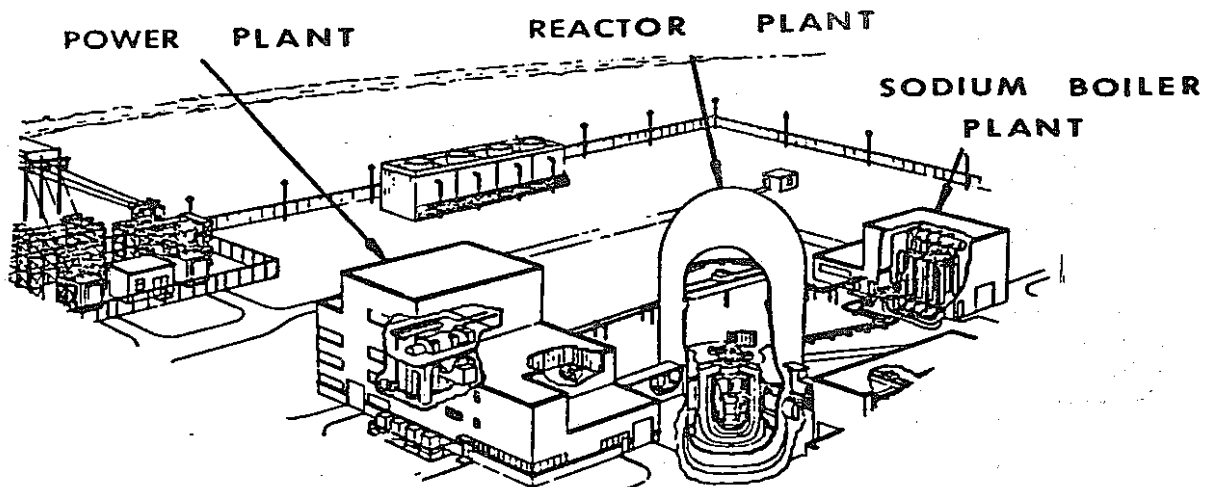
1.1 概 要

EBR-IIはナトリウムを冷却材に使用したプールタイプの高速増殖実験炉として1963年に完成され、その定格出力は熱出力で62.5 MW、電気出力で20 MWである。

完成後、再処理施設を有した核燃料サイクル炉として各種試験を実施し、その増殖性能を確認した後、1967年以來高速炉用燃料・材料照射炉として幅広く利用されてきた。稼働率も高く、定格出力に達して以來14年間顕著な事故も無く、1970年から1977年の平均利用率は58.4%、特に1976年においては76.9%に達している。これは14年間におよぶプラント運転・保守および管理技術の蓄積の結果と考えられる。

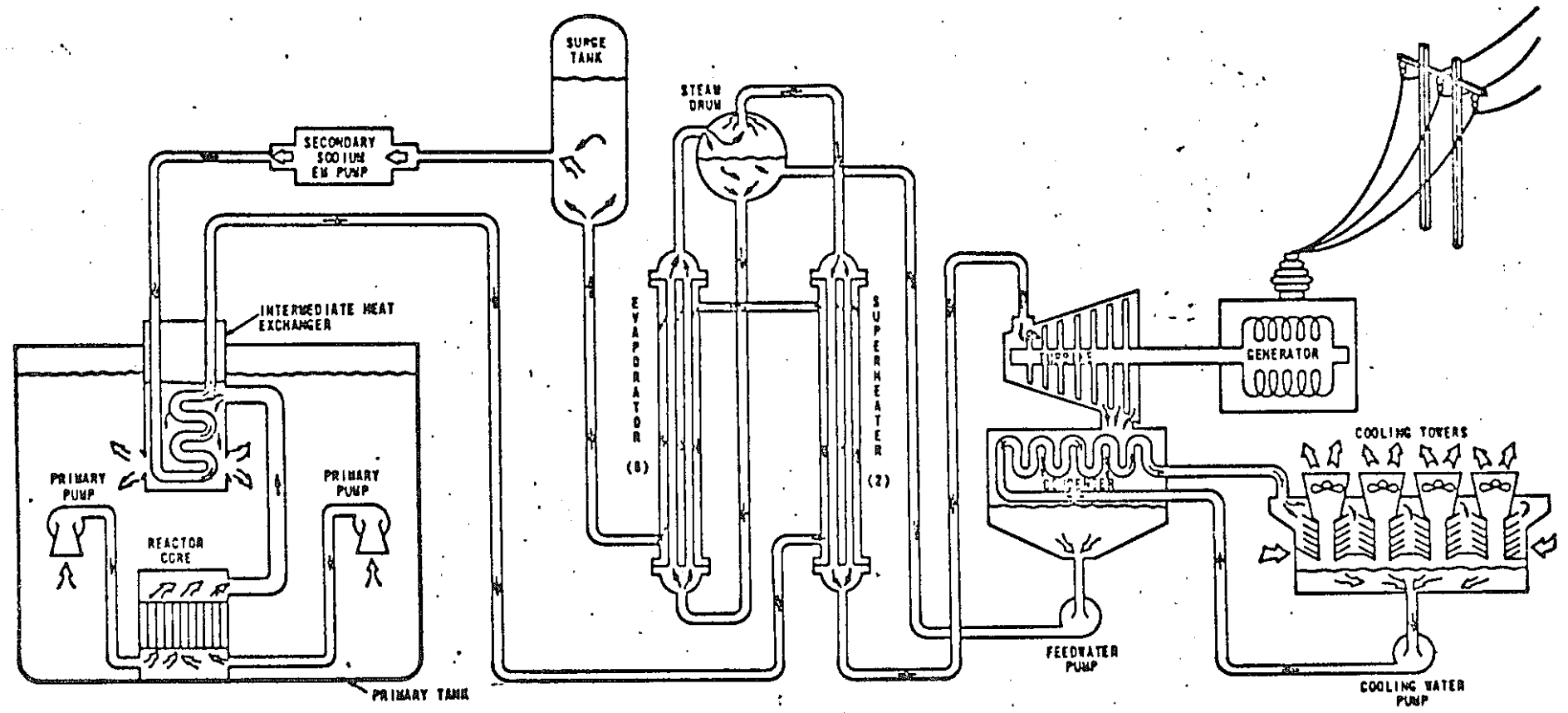
EBR-IIは現在、燃料・材料の照射実験に加えて、各種開発試験が積極的に実施されている。

図1-1・図1-2および図1-3にEBR-IIのプラント配置図および1次タンク内の機器配置図を示す。表1-1にプラント稼働率の実績を示す。



The Primary Sodium System is located in the Reactor Building, the Secondary Sodium System in the Sodium Boiler Building, and the Steam Plant System in the Power Plant.

図1-1 EBR-IIのプラント配置



- | | | | |
|--|----------------|--|-------------------|
| | PRIMARY SODIUM | | SECONDARY SODIUM |
| | FEEDWATER | | ARGON BLANKET GAS |
| | STEAM | | COOLING WATER |

図 1 - 2 EBR-II の系統図

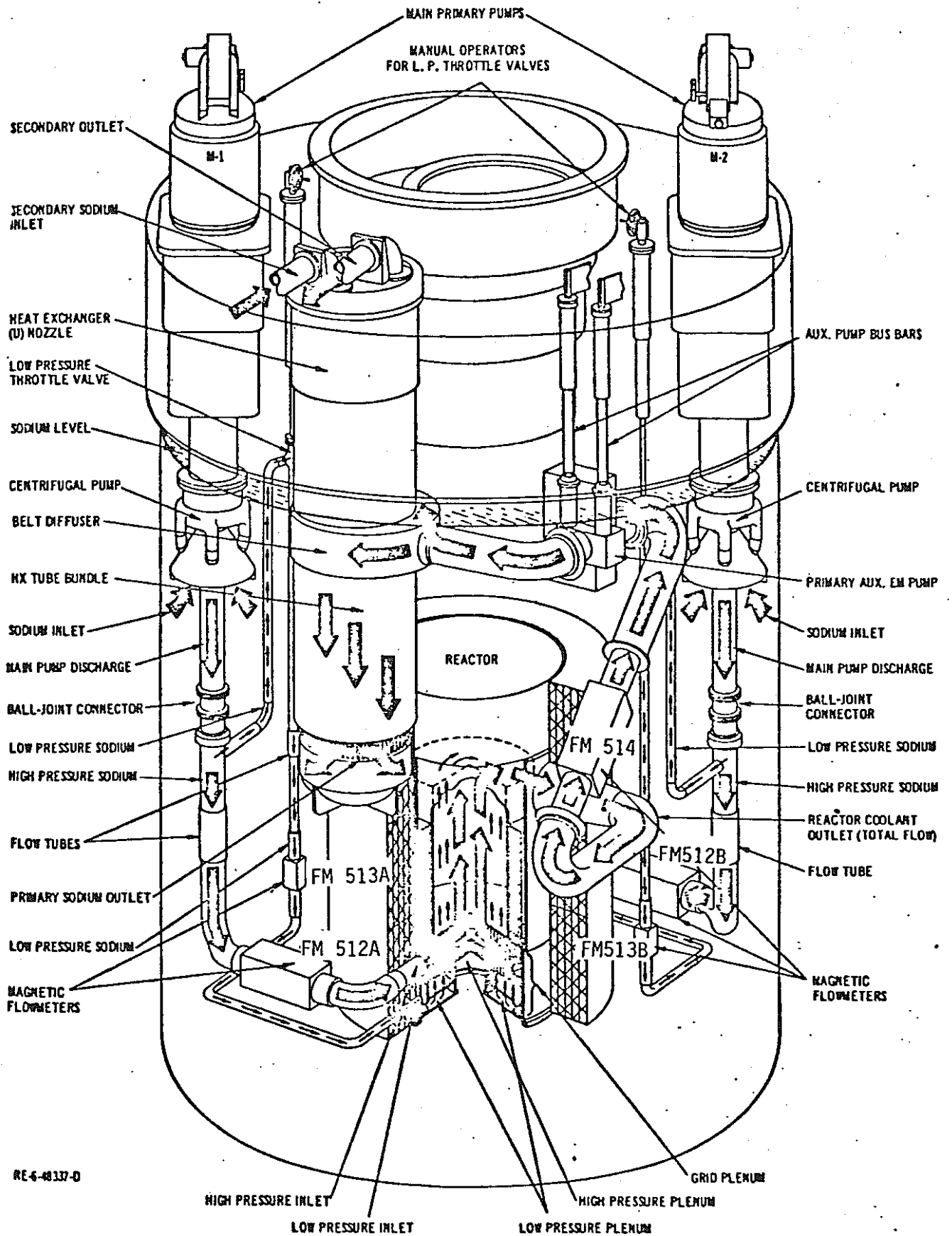


図 1 - 3 EBR-II の 1 次系機器配置図

The EBR-II plant capacity factors are listed below for the years from 1965 through 1977.

<u>YEAR</u>	<u>PLANT CAPACITY FACTOR, %</u>
1965	26.4
1966	43.0
1967	20.1
1968	41.8
1969	42.4
1970	57.9
1971	39.1
1972	46.9
1973	49.9
1974	58.7
1975	66.1
1976	76.9
1977	71.5

Plant Capacity Factor is defined by the following equation:

$$\text{Plant Capacity Factor} = \frac{\text{MWt Hours Produced}}{\text{Calendar Hours} \times 62.5 \text{ MWt}} \times 100$$

表1-1 EBR-IIのプラントファクター

1.2 EBR-IIの位置と環境

EBR-IIは米国アイダホ州のSnake River Plainsの中央部にあるINEL (Idaho National Engineering Laboratory) siteの東端, アルゴンヌ国立研究所(西)(以後ANL-Wと略す。)のサイトに位置している。Idaho Falls市からバスにて約50分(35 miles)のところにある。

INELサイトにはEBR-I(現在はnational monumentとなっている。), BORAX, SL-1といった歴史的な原子炉がある他, 化学処理プラント, 海軍訓練用原子炉, MTR等の原子力研究・実験用施設が集まっている。(図1-4参照)

また, ANL-WサイトにはEBR-IIの他, HFEF*, ZPPR*, TREAT*といった施設がある。(図1-5参照)

緯度は日本の旭川市(北海道)とほぼ同じ高さであるが, 標高は平均1,482mと高い。

周辺は見渡す限りの荒地で, 土地は多孔質の火山岩(熔岩)で井戸により多量の地下水が得られる。植物はセイジブラッシュ, 野生小麦, 動物は野ウサギ, ガラガラヘビ, 小型のサソリ, コヨーテ, アンティロープが見られる。

降雨量は平均年間178mmで湿度は48%前後で非常に乾燥している。我々の滞在中には9月中旬に1度雷を伴う寒波が訪ずれ雨が降ったが, その後は11月初旬に雪が降るまで1度も降雨はなかった。

* HFEF……Hot Fuel Examination Facility

ZPPR……Zero Power Plutonium Reactor

TREAT…Transient Reactor Test Facility

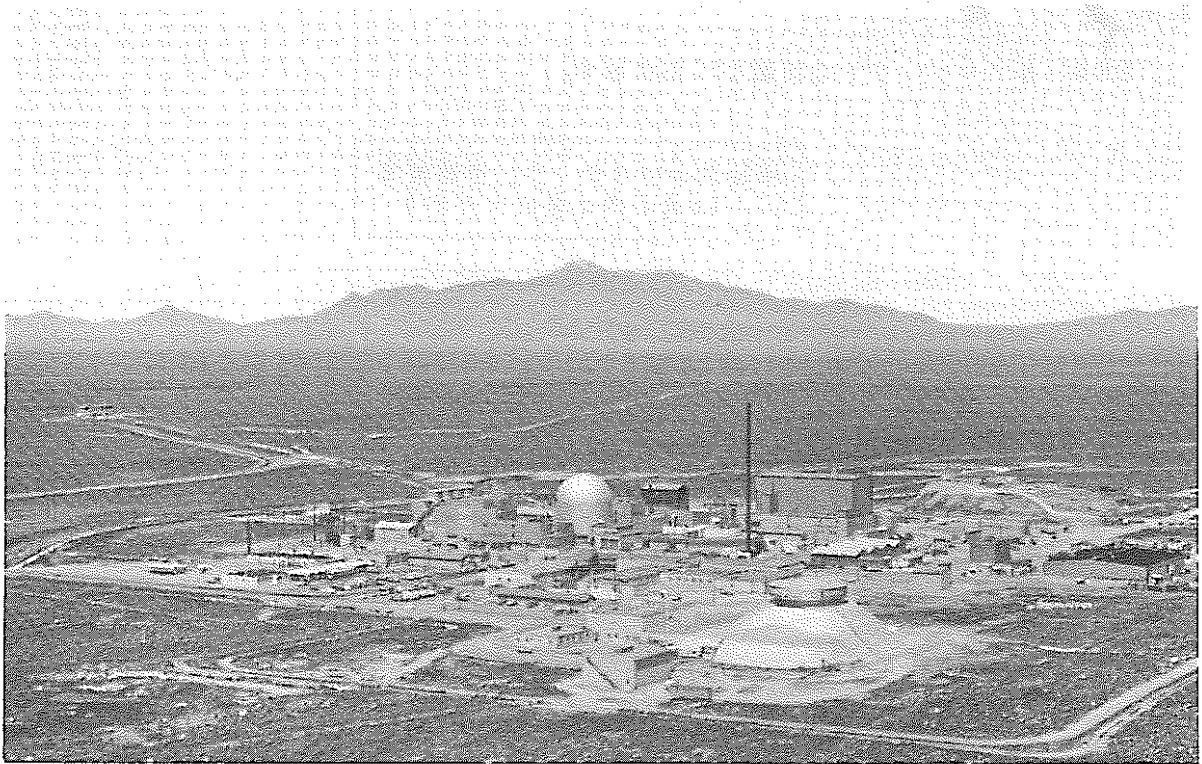


图 1 - 5 ANL - W 全景

1.3 組織

EBR-IIプロジェクトの組織を下表に示す。

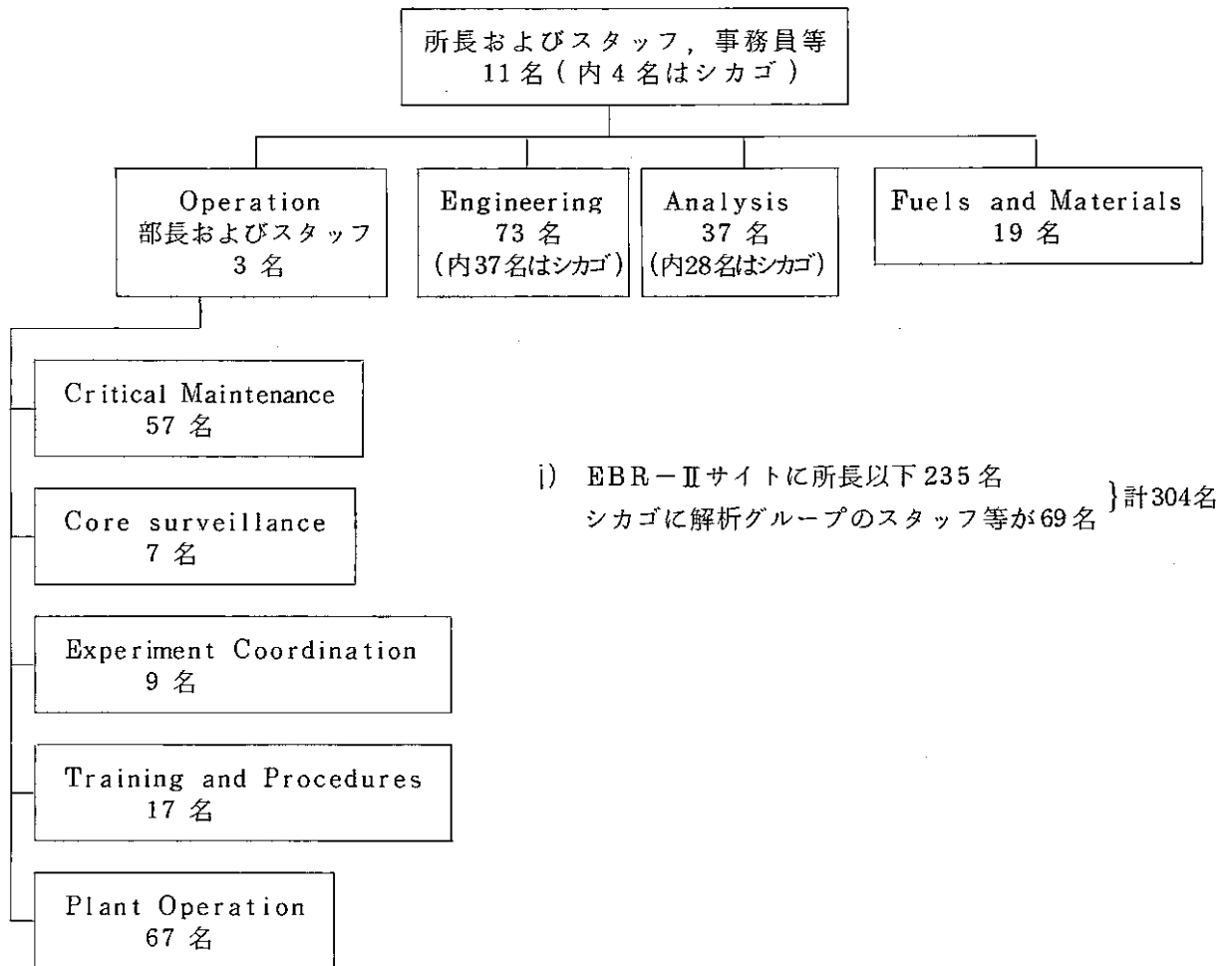


表1-2 EBR-IIプロジェクトの組織

1.4 運転体制

運転体制は、運転課長の下に運転直が4班設けられ、3交代勤務を実施している。各班は16名～17名で構成されており、次の通りである。

名 称	人 数	
直 長	1 名	総 括
直長代理	1 名	教育担当
班 長	1 名	現場担当
運 転 員	10～11名	直 員
保 守 員	2 名	
放 管 員	1 名	

直勤務は8時間/直で、次の時間帯で7日連続28日サイクルである。

直 名 称	勤務時間帯
I 直	0～8
II 直	8～16
III 直	16～24

EBR-IIに運転員として入社するのは、ほとんどが海軍で原子炉の運転を経験した者である。したがって講義は2日～1週間位の極く短期間で、ただちに直に入る。

直に入った後5つの領域(Power Plant, Electrical, Fuel Handling, Coolant および Reactor)に分けられた1つ1つの領域毎に約6ヶ月のOJTが行なわれる。なお各OJT終了の都度資格試験が行なわれる。各領域の資格を得るためには最低半年を要する。運転直員の資格取得況を表1-3に示す。

EBR-IIではパトロールのことをTourと呼称しており、1回当りの所要時間は1～1.5 hr、頻度は次の通りである。

- (i) 直長又は直長代理 1回/直(プラント全体)
- (ii) 班 長 " (")
- (iii) 運 転 員 2回/直(担当エリアのみ)

運転記録は1回/1hrと2回/直の2種類がある。

一方、運転および開発試験研究のためにコンピュータが採用され、中制のみならず現場十数箇所に情報網がはりめぐらされ、全て専門のスタッフにより管理がなされている。

DASシステムと呼ばれているコンピュータシステムは1970年頃EBR-IIに設置された電子計算機によるデータ処理システムである。649種のプラントデータが処理され、7日間蓄積できる他、臨界計算他の計算機能を有する。アウトプットは中央制御室や施設内主要ステーション及び研究オフィスにディスプレイされる。そのうち、中央制御室及び研究オフィスではデータの時間的変化がグラフ表示で得られる。これらのディスプレイは即時にコピーが得られ、オペレーター・研究者に非常に便利に利用されている。

表 1 - 3 EBR-II OPERATIONS
SUPERVISORS, FOREMEN, AND CREWS 資格表

1978. 10. 21 現在

CREW A	CREW B	CREW C	CREW D
☆(SS) I. E. JONES ☆(AS) M. O. BISHOP ☆(F) K. A. WILCOX	☆(SS) G. F. COCKERILL ☆(AS) R. R. BONE ☆(F) C. E. BILLIG	☆(SS) G. W. DAWLEY ☆(AS) W. E. KIMBLE ☆(AST) N. L. GRAVES ☆(F) R. L. KRAFT	☆(SS) E. A. CLIFTON ☆(AS) R. A. EVANS ☆(F) G. L. BATTE
☆A. N. BRADSHAW ⒸR. N. BRYAN Ⓒ⒫C. G. BUSHNELL ☆T. J. KEHOE ⒻⒺⒸC. E. LAHM ☆T. W. MARTIN ☆D. D. O'CONNELL ⒸD. T. SCOTT ⒺⒻⒺⒸG. G. STREIER ☆A. J. TUGGLE * C. G. CAMPBELL	☆M. R. BAKER K. D. BROWN ⒺⒸA. R. BURNS ☆D. W. KNOWLES ☆J. J. KRILL Ⓔ⒫ⒺⒸM. F. O'BRIEN ☆G. A. ODELL ☆C. S. SHEEHY ⒸM. L. WHITE *R. L. BATTEN *E. LAFUENTE	ⒺⒺⒸW. F. SMITH ⒺⒸM. E. BALDAIA A. J. CORDOVA Ⓔ⒫ⒸD. R. ELLIS H. A. HOUSER ⒸJ. R. PRICE ☆C. H. STENZEL ⒸG. J. SUMMERS ☆R. J. THOMAS ⒺⒸN. E. WIBEL *D. R. NEBLETT	V. L. BALEDGE ⒺⒸR. R. CHACE ☆J. T. CLANTON ☆D. A. CLAYDEN ☆D. L. DOLE ⒺⒸC. B. GROVES ☆S. I. JENKINS ⒸJ. R. LEE ⒻⒺⒸD. F. PFANNENSTIEL ⒸT. E. WRIGHT *D. R. THOMAS

(SS) Shift Supervisor
 (AS) Alternate Shift Supervisor
 (AST) Alternate Shift Supervisor Trainee
 (F) Foreman
 * Plant Chemistry Technician

☆ …… 5 エリア資格者
 Ⓒ …… Coolant system エリア資格者
 Ⓔ …… Reactor system “
 Ⓕ …… Fuel Handling system “
 ⒫ …… Power Plant system “
 Ⓔ …… Electrical system “

1.5 保守体制

保守体制は保守課長の下に、機械グループと電気計装グループが設けられ、予防メンテナンスおよびブレークダウンメンテナンスが実施されている。又、メンテナンスの対象となる機器の運転経歴は全てコンピュータにより管理され、これによりメンテナンススケジュールが組み立てられ年次点検が実施されている。EBR-IIでは運転初期における年次点検に3ヶ月を要したが、現在は短縮され、メンテナンスのための原子炉停止期間は1ヶ月で、EBR-IIの利用率を高めている。

原子炉通常運転時は、電気計装グループのうち2名が運転員と同様3交代勤務に入り、保守・点検作業を行なっているが、年次点検時には一部2交代勤務が行なわれ、工程の短縮が行なわれている。

なお、同保守部門には本格的なメンテナンスショップが附属しており、かなり高度な機器の製作・修理が可能である。

1.6 運転状況

10月2日、EBR-IIは運転サイクルRun-97が開始された。この原子炉起動・出力上昇中、約20MWtで燃料破損検出装置が通常値の2倍の指示値となり、手動スクラムにて原子炉は停止された。（「常陽」と同じプレシユピテータ法検出計においては、指示値がバックグランド値60CPSの2倍120CPSに達した。）炉内には照射燃料材料試験のために、次の49体の燃料集合体が装荷されていた。

名 称	数 量
Fueled	15 体
Non-Fueled	25 体
炭化物・窯化物燃料	5 体
Boron Absorber	4 体

又、照射済燃料として原子炉容器内のストレージ・バスケット内には9体の使用済燃料と2体の実験用燃料（炭化物燃料・窯化物燃料）が収納されていて、冷却中であった。

原子炉はその後、燃料破損を起していると思われる5本の燃料を交換した後、再起動が行われた。しかし結果は同様で、再び原子炉停止・燃料交換・原子炉起動が繰返され、10月6日、破損燃料の取出しに成功し、以後11月6日まで62.5MWtの定格出力運転が順調に続けられて来た。

しかし、11月6日に1次タンクのカバーガス中のFPガス濃度が上昇して来たため、燃料破損が生じたと考えられ、カバーガスからTag-Gasのサンプリングが行われた。分析により、3本の燃料集合体が破損燃料の候補に上げられた。

11月7日炉を停止して、この3本の燃料集合体を取り出し、同日起動され62.5MWt運転が11月12日まで続行された。この運転中にもカバーガス中のFPガス濃度が上昇して行ったが、その原因ははっきりしなかった。（まだ炉内は破損燃料が残在しているか、新しく燃料破損が生じたか、等が推定されるが）

11月12日スケジュール通り、今回の運転サイクル（Run 97）を終了し、炉を停止して燃料交換モードに入った。11月15日まで約60本の燃料集合体を交換した。

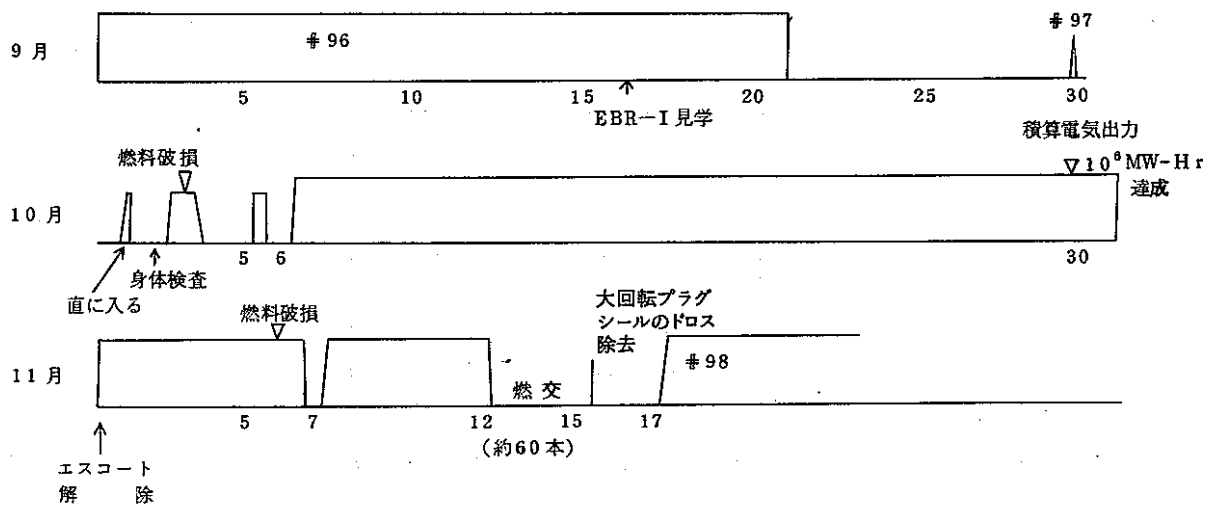
11月16日から、大回転プラグのフリーズドメタルシールの固着物（dross と呼ばれている。）の除去作業が行われた。取り出されたdrossは1ガロン以下であった。

また、この燃料交換モードの時期に、中性子源のthimbleの曲りが大きくなったので新しいものと交換された。

11月17日から出力上昇を開始し、新しい運転サイクル(run 98A)に入った。今度はカバーガス中のFPガス濃度の上昇は見られていない。

次の年次点検は1979年4月17日より5月16日の1ヶ月間が予定されている。

なお、以下に我々が滞在中のプラントの運転状況を示す。



1.7 開発試験の現状

現在(1978. 10. 20)炉心領域および内側ブランケット領域に、49体の照射燃料材料が装荷され照射試験が実施されている。49体の内訳は、Fueled…15体、Non-Fueled…25体、Experiments with Carbon & Nitrogen…5体、Boron &/or Absorber…4体である。

EBR-IIは、燃料・材料の照射試験に加えて各種開発試験を積極的に実施しているので、以下に開発試験項目および概要について述べる。

(1) RBCB Test (Run Beyond Cladding Breaches)

燃料被覆管にキズ(Slot or Notch)をつけて、照射中に燃料破損を起こさせて燃料ピン等の挙動をしらべる。(EBR-IIの試験燃料は、すべてTag Gasが封入されている)

(2) VDS Test (Vacuum Distillation Sampling)

一定量のSampling Naを加熱沸騰させ、Naを除去したのち残った不純物(F・P……(Cs)…, Pu, U, etc.)を分析する。

この方式を用いると ^{24}Na のdecayをまたずに分析することができる。

(3) AM Test (Acoustic Monitor)

Primary Tank内に設置されている1次系ポンプおよびIHX等の異常監視のために開発された。現在、故障が発生し、ANL-eastにもちかえり修理中。設計温度700F, Sensor…(Lithium-Niobate)。

(4) NITF (Nuclear Instrumentation Testing Facility)

高温用核分裂計数管(F.C)およびガンマ線補償型電離箱(CIC)の開発試験。

Fission Chamber……試験温度1025F(約546℃)

Compensated ion Chamber……試験温度700F(約367℃)

EBR-IIのF.CおよびCICは、強制冷却方式を用いて110F(65℃)に冷却している。

LMFBRを開発するためには、高温用検出器の開発が必要である。

(5) INCOT (In-core Instrument Test Facilities)

(a) INCOT-1 (YY06)

これは、LMFBRの改良型制御要素を設計するために必要なデータをえる試験である。現在、Boron Carbide (B_4C), Capsul Gas-vent Device, およびEuropia Oxide (Eu_2O_3)について試験を実施している。

(i) B_4C …試験温度2000F(一般のもの1600F程度)

(ii) Gas-vent Device…これは、 B_4C から放出されるHeを排出し、ピン被覆管内の圧力を減じるための試験。

(b) Experiment YY07

これは、FFTFおよびCRBRの燃料被覆材および構造材料のクリープおよびクリープ破損挙動試験である。

(6) Ultrasonic Flowmeter

現在2次冷却系主ループに設置され、耐久試験中、2次系主EMFとほぼ一致した値が得られた。

(7) INSAT (Instrumented Subassembly)

EBR-IIのMK-II燃料は、現在ドライバー燃料として使用されている。MK-II燃料は、EBR-IIサイトおよびメーカの2ヶ所で作られている。EBR-IIサイトで製作された燃料のバーナップは、8%までOKであるが、メーカ製作分について現在試験中である。この試験燃料には、温度計と流量計がとりつけられている。

(8) ANL/HEDL Ge(Li) Cover Gas Monitoring System

この開発試験の主な目的は、Ge(Li)検出を用いた燃料破損系のカバーガス中におけるFPの検出能力に関する試験である。現在EBR-IIでは、本設としてGe(Li)Cover Gas Monitoring Systemが2系統設けられている。

(9) CGCS (Cover Gas Clean-up System)

CGCSは、Primary Tank Cover Gas中のガス状のfission productを寒剤蒸留法により捕獲するもので、良好な結果を得た。

(10) Tag Gas System

EBR-IIのTag-Gas検出方法として、Off-line Tag-Gas Sampling方式と、On-line Tag-Gas Sampling方式の2系統がある。

On-line方式は、連続サンプリングが出来るように設計されているが現在は、燃料破損がDN法で検出されたあと使用している。

(11) 解析用コールドトラップ

格納容器内のナトリウム化学試験セル中に設置中の小型のコールドトラップで、実原子炉におけるコールドトラップの特性を研究・解析するために用いられる。

開発試験が完了し、現在使用中の主な装置は、トリチウムメータ、水素検出器、酸素計、イオン式Na漏洩検出器等である。

1.8 運転訓練

(1) 概要

運転訓練は、EBR-IIにおいて実施されたFFTFの運転員教育に採用したスケジュールに基本的に従って行なわれ、EBR-IIトレーニングセンタ専任講師による1ヶ月間のClass Room Studyと、2ヶ月間の直勤務下における運転訓練であった。表1-4に訓練内容、表1-5にClass Roomスケジュール、表1-6に直勤務表、表1-7にEBR-II運転訓練体制を示す。

(a) Class Room Study (53年9月1日～53年9月30日)

直勤務下における実際の運転訓練に入る前のEBR-II全般に対する教育であり、4人に対して特別教室が設けられ、専任講師による授業がスケジュール表に従って実施された。

(b) 運転訓練 (53年10月1日～53年11月22日)

直勤務下における運転訓練は、2人1組で運転直A班およびD班に配属し、運転直長の指示のもとに、直長代理および有資格運転員が教育にあたり、慎重にトレーニングカードに従って実施された。

(2) 訓練内容

(a) Class Room Study

Class Room Studyは、EBR-IIの組織、安全管理、異常時の処理、原子炉制御系、冷却系、パワープラント(蒸気発生器+タービン系)、燃取系等広範囲にわたってTraining Textを用いて行なわれた。講義内容をより一層理解するために、スライド、映画、写真等が多用され、また各講義終了の都度現場において、説明が行なわれた。これらの教育方法は、EBR-IIプラントを理解するうえで非常に有効であった。

(b) 運転訓練

運転訓練は、10月1日から始まり、運転直A班に堀米、仲村、D班に福原、小沢が配属された。EBR-IIの直勤務は、4班3交で、I直(0～8時)、II直(8～16時)、III直(16時～24時)で構成され、直は“II直7日勤務→1日休み→I直7日勤務→4日休み→III直7日勤務→2日休み”の28日サイクルである。

運転訓練は、実地訓練と質疑応答方式による訓練に大別され、直長の責任下で、前者はEBR-II運転資格試験に合格した運転員が、後者は直長および直長代理によって主に実施された。

実地訓練前には、必ず機械に関する詳細説明および操作に関する注意がなされ、ス

ムーズに訓練は進められた。

運転直体制下に入った最初は、原子炉制御系、1次冷却系、2次冷却系およびパワープラントのパトロールに参加し、その後原子炉の起動・停止・定常運転操作等の各種訓練を受けたが、EBR-IIは蒸気発生器および電気出力20MWeのタービン発電機を有し、EBR-IIにおいて発電設備を含めた高速炉発電プラントにおける運転訓練を受けたことは、貴重な経験であった。

運転訓練と並行してメンテナンスに関する訓練が実施された。主な実地訓練は回転プラグ部の清掃作業であった。ナトリウム洗浄作業は、訓練計画に入っており、屋外で実施されることになっていたが天候不順で中止された。今後はすべて室内において実施される。また回転プラグシール部の清掃は、EBR-II最大の問題であり、約2サイクルに1回実施されるが、1次のカバーガス雰囲気隣接しているため、非常に大変な作業であった。

また、コンピューターを用いての定期点検、予備品等の管理に関する説明を受けた。原子炉として1963年稼動以来、大きな故障もなく高プラント利用率で運転されている際には、積極的なメンテナンスが実施されていることがわかった。メンテナンスを詳細に検討することによって、完全な原子炉停止を必要とする期間が当初の3ヶ月から1ヶ月に短縮できたことは、プラントの利用率を上げるうえでの大きな要素であった。

(3) 訓練機関の内容

EBR-IIで我々が受け入れられた部所は、EBR-IIプロジェクトの運転部門の中の1つで、Training and Proceduresという課であった。この課は元来EBR-IIの運転・保守技術の確立・維持・レベルアップを目的とした教育・訓練機関であり、EBR-IIの建設当時から存在している。

これまで専らEBR-IIの職員を対象として活動していたが、数年前からFFTFの運転員の訓練も依頼されて行っている。我々もこのFFTF用の訓練スケジュールに従って訓練を受けた。なお、米国人以外の人を受け入れたのは我々が最初だとの話であった。

この課は、Training係とProcedures係の2つの係から成っている。各係の職務は、

Training 係……職員教育・訓練・試験計画の作成	}	職員試験の実施
Procedures 係…プラント運転・保守・試験の要領書の作成		

その他、訪問者のプラント案内も専門に行う。

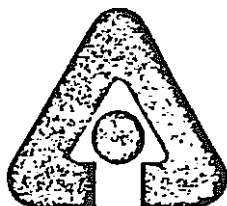
課は17名程度で構成されており、構成員は多年のプラント経験者で、運転員又は保守員としての必要な資格を全て取得している foreman 又は assistant supervisor クラスの人々である。これらの人々が主として我々の class room study の教官となった。

表 1 - 4 訓練内容

EBR - II

JAPANESE TRAINING

EBR - II



U of C-AEA-USAEC

EBR - II PROJECT
ARGONNE NATIONAL LABORATORY

TRAINING & PROCEDURES
SECTION

Spike M. Carmichael

JAPANESE TRAINING - ERR II
EBR-II ORIENTATION TRAINING CARD

Name _____	Instructor Signature	Date
0-1 Introduction to EBR-II	<i>HA Shum</i>	9/1/78
0-2 EBR-II Organization	<i>HA Shum</i>	9/1/78
0-3 Safe-Work Procedures	<i>HA Shum</i>	9/5/78
0-4 Safety Equipment	<i>HA Shum</i>	9/5/78
0-5 Radiation Orientation	<i>HA Shum</i>	9/5/78
0-6 Plant Manuals and Training Materials	<i>HA Shum</i>	9/6/78
0-7 Emergency Evacuation Procedures	<i>HA Shum</i>	9/6/78
Tours	<i>HA Shum</i>	9/6/78
Training Supervisor	<i>A. J. McLaughlin</i>	

JAPANESE TRAINING - EBR II
 COOLANT SYSTEMS TRAINING CARD

Name _____

INSTRUCTOR
 Signature Date

C-1 EM Pumps & Flowmeters H. J. McInery

C-2 Reactor Building Containment H. A. Shum 9/8/78

C-3 Primary Tank Structure & Shielding H. A. Shum 9/8/78

C-4 Primary Coolant Systems & Components D. M. ... 9-11-78

C-5 Thimble & Shield Cooling,
 Reactor Air Supply & Purge Systems H. A. Shum 9/12/78

C-6 Cooling Water & Instrument Air Systems ~~H. A. Shum 9/12/78~~

C-7 Primary-Tank Cover-Gas & Primary-
 Tank Annulus Argon Systems P. W. Schuelker 9/12/78

C-8 Primary Purification, Plugging Loop
 & Sampling Systems H. K. McInery 9/12/78

C-9 RSCL & NITF H. K. McInery 9/13/78

C-10 Fission Product Monitoring Systems H. K. McInery 9/13/78

C-11 Secondary Sodium System H. A. Shum 9/13/78

C-12 Secondary Purif., Recirculation,
 Plugging & Argon Gas Systems H. K. McInery 9/14/78

C-13 Coolant Operator Procedures David A. Clayton 9-14-78

TRAINING SUPERVISOR H. J. McInery

JAPANESE TRAINING - EBR II
COOLANT SYSTEMS OPERATIONAL EXPERIENCE

Name _____

	*P, D, or S	Operator Signature	Date
1. Demonstrate proper usage of Personnel Air Lock (Normal entry)	P	<i>Barrett</i>	10/3/78
2. Exit or enter Emergency Air Lock	P	<i>J. Lee</i>	10/16/78
3. Primary Pumps - startup or shut-down, proper operation, switch strainers on M-G sets, startup of M-G sets.	P	<i>Barrett</i>	10/3/78
4. Switch running equipment.	P	<i>BA Crow</i>	11-1-78
5. Stand watch under normal operating conditions.	P	<i>Self</i>	10/6/78
6. Plant heatup or cooldown.	D	<i>A. Clayton</i>	9-14-78
7. Manual control of primary tank pressure.	D	<i>John F. Clark</i>	11/16/78
8. Startup of primary purification system.	P	<i>J. Lee</i>	
9. Startup of PSCL.	S	<i>J. Lee</i>	
10. Take and analyze a gas sample	P	<i>Barrett</i>	10/5/78
SECONDARY COOLANT SYSTEMS			
1. Startup of secondary purification system.	S	<i>Self</i>	10-7-78
2. Plant heatup and/or cooldown.	D	<i>A. Clayton</i>	9-14-78

Coolant Systems Cont'd.

	*P, D, or S	Operator Signature	Date
3. Startup of secondary M-G set	D	John V. Clark	10/10/78
4. Switchover Dowtherm pumps.	P	John R. ...	10/9/78
5. Secondary argon cover gas pressure reduction.	S	John R. ...	10-7-78
6. Perform a plugging run	PD	John V. Clark	10/10/78
7. Stand watch under normal operating conditions	P	John R. ...	10-7-78

EMERGENCY SITUATIONS

1. Secondary EM Pump Leak.	D	Paul ...	10/8/78
2. Sodium Leak & Fire.	D	Paul ...	10/8/78
3. Water-to-sodium Leak.	D	Paul ...	10/8/78
4. Loss of Shield Cooling.	D	Paul ...	10/8/78
5. Loss of Secondary EM Pump During Reactor Operation.	D	Paul ...	10/8/78

Shift Supervisor
or Foreman

RA Evans 11-16-78
Date

*Performed, Discussed, or Simulated

JAPANESE TRAINING - EBR II
 REACTOR CONSOLE TRAINING CARD

Name _____	Instructor	
	Signature	Date
R-1 Reactor Vessel Assembly	<i>R. W. Lindsey</i>	9/15/78
R-2 Subassemblies	<i>R. W. Fries Sr.</i>	9/18/78
R-3 Reactor Kinetics	<i>A. A. Shum</i>	9/18/78
R-4 Nuclear Instrumentation	<i>L. J. Christensen</i>	
R-5 Reactor Control	<i>R. W. Lindsey</i>	
R-6 Console Operator Procedures	<i>A. A. Shum</i>	9/14/78
R-7 Digital Data Acquisition System (DAS)	<i>A. A. Shum</i>	9/21/78
R-8 Overall Plant Operation and Performance	<i>A. A. Shum</i>	9/21/78
	<i>A. A. Shum</i>	
	<i>A. A. Shum</i>	

TRAINING SUPERVISOR

JAPANESE TRAINING - EBR II

REACTOR CONSOLE OPERATIONAL EXPERIENCE

Name _____

	*P, D, or S	Operator Signature	Date
1. Start up the reactor.	P	<i>A. Chyden</i>	10-4-78
2. Change power level.	P	<i>A. Chyden</i>	10/3/78
3. Shutdown of the reactor.	observed	<i>A. Chyden</i>	10/5/78
4. <u>Take data as required by the following logs:</u>			
a. (Log No. 7-A) Core SA Outlet Temperatures	P	<i>A. Chyden</i>	10/5/78
b. (Log No. 7-B) Calorimetric Determination of Power	P	<i>A. Chyden</i>	10/5/78
c. (Log No. 4-E) Reactivity Plot	P	<i>A. Chyden</i>	10/5/78
d. (Log No. 7-G) Power Reactivity Decrement	P	<i>A. Chyden</i>	10/5/78
e. (Log No. 7-I) Control Rod Calibration-Period	D	<i>RA Emond</i>	10-22-78
f. (Log No. 7-J) Control Rod Calibration-Intercomparison (MAN. or DAS)	D	<i>RA Emond</i>	10-22-78
g. (Log No. 7-M) Systems Parameters	P	<i>A. Chyden</i>	10/5/78
h. (Log No. 7-O) Reactivity Measurement Data Sheet	P	<i>A. Chyden</i>	10/5/78

*Performed, Discussed, or Simulated

Reactor Console - Cont'd.

	*P, D, or S	Operator Signature	Date
1. (Log No. 7-P) FERD, FGM, & RCGM Systems	P	<i>[Signature]</i>	10/5/78
j. (Log No. 7-S) SA Outlet Temperature	P	<i>[Signature]</i>	10/5/78
k. (Log No. 7-U) Safety Rod Worth Measurement	P	<i>[Signature]</i>	11/16/78
5. <u>Completion of:</u>			
a. Startup Checksheets	D	<i>[Signature]</i>	10/3/78
b. Startup Interlocks	D	<i>[Signature]</i>	10/8/78
c. Inverse count plot	D	<i>[Signature]</i>	10/3/78
<u>EMERGENCY SITUATIONS</u>			
1. Loss of Instrument Air	D	<i>[Signature]</i>	10/24/78
2. Loss of Electrical Power	D	<i>[Signature]</i>	10/24/78
3. Steamline Rupture	D	<i>[Signature]</i>	10/29/78
4. Reactor Outlet Piping Failure	D	<i>[Signature]</i>	10/8/78
5. Fission Product Release	D	<i>[Signature]</i>	10/8/78
6. Intermediate Heat Exchanger Leak	D	<i>[Signature]</i>	11/16/78
7. Alert and Evacuation	D	<i>[Signature]</i>	11/16/78

Shift Supervisor
Or Foreman

RA Evans 11-16-78
Date

*Performed, Discussed, or Simulated

JAPANESE TRAINING - EBR II
 FUEL HANDLING TRAINING CARD

Name _____

	Instructor Signature	Date
FH-1 Reactor Loading Control	<i>H. Shuman</i>	9/24/78
FH-2 Rotating Plugs & Freeze Seals	<i>H. Shuman</i>	9/26/78
FH-3 Gripper & Holddown	<i>R. W. Lindberg</i>	9/25/78
FH-4 Transfer Arm & Rotating Port	<i>P. W. Schuelke</i>	9/26/78
FH-5 Fuel Unloading Machine	<i>R. W. Lindberg</i>	9/26/78
FH-6 Argon Cooling System & IBC	<i>P. W. Schuelke</i>	9/26/78
FH-7 Storage Basket	<i>P. W. Schuelke</i>	9/27/78
FH-8 Fuel Handling Console & Procedures	<i>H. A. Shuman</i>	9/28/78
FH-9 Reactor Vessel Cover Drive & Holddowns	<i>P. W. Schuelke</i>	9/27/78
FH-10 Control Rod Lifting Platform	<i>N. K. McNamee</i>	9/27/78
FH-11 Special Operations	<i>R. W. Lindberg</i>	9/26/78
FH-12 Fuel Handling Emergency & Evacuation Procedures	<i>P. W. Schuelke</i>	9/28/78

TRAINING SUPERVISOR

H. A. Shuman

JAPANESE TRAINING - EBR II
FUEL HANDLING OPERATIONAL EXPERIENCE

Name _____

	*P, D, or S	Operator Signature	Date
1. ACS startup and shutdown.	D	John F. Clayton	11/16/78
2. Preparation of IBC for use.	S	A. J. Jenkins	10-21-78
3. Subassembly transfer to the IBC from the basket.	P	A. J. Jenkins	10/14/78
4. Preparation of a subassembly for the primary tank and placing it in the IBC or temporary coffin and then in the basket.	D	J. Clayton	10-3-78
5. Use of the transfer arm: core to the basket, or basket to the core.	P	A. J. Jenkins	10/14/78
6. Performance of fuel handling Sequences "A" and "H".	P	A. J. Jenkins	10/15/78
7. At the FHC, completion of a "Round Trip" (Subassembly from core to basket and basket to core).	P	A. J. Jenkins	10/15/78
8. Operation of the FUM control panel restricted fuel handling.	P	A. J. Jenkins	10/18/78

*Performed, Discussed, or Simulated

Fuel Handling - Cont'd.

	*P, D, or S	Operator Signature	Date
9. Performance of fuel handling special operations.	D	<i>A. Clayton</i>	10-3-78
10. Do a 1/C plot during fuel handling	P	<i>John T. Clayton</i>	
11. Stand Reactor Control Console Watch during unrestricted fuel handling.	P	<i>John T. Clayton</i>	11/16/78

EMERGENCY SITUATIONS

1. High Radiation Level in Reactor Building	D	<i>John T. Clayton</i>	11/16/78
2. Safety Rod Trip	D	<i>John T. Clayton</i>	11/16/78
3. FUM Cooling Emergency	D	<i>John T. Clayton</i>	11/16/78
4. IBC Cooling Emergency	D	<i>John T. Clayton</i>	11/16/78

Shift Supervisor
or Foreman

RA Loman 11-16-78
Date

*Performed, Discussed, or Simulated

7/25/78

表 1-5 CLASS SCHEDULE - JAPANESE - SEPTEMBER 1978

LP NUMBER	SUBJECT	INSTRUCTOR	TIME	DATE
--	Central for Badging and Medical	Shrum	0830-1130	9/1/78
*	Lunch	---	1130-1200	
01	Introduction to ANL-W and EBR-II	Shrum	1200-1400	
--	Tour EBR-II	Shrum	1400-1600	
--	Security Briefing	McBride	0830-0930	9/5/78
02	EBR-II Organization	Shrum	0930-1030	
03	Safe Work Procedures	Shrum	1030-1130	
*	Lunch	---	1130-1200	
04	Safety Equipment	Shrum	1200-1300	
05	Radiation Orientation	Madison	1300-1600	
06	Plant Manuals and Training Materials	Shrum	0830-0930	9/6/78
07	Emergency and Evacuation Procedures	Shrum	0930-1030	
*	Study	---	1030-1130	
*	Lunch	---	1130-1200	
M2	Preventive Maintenance System	Muma	1200-1315	
M3	Maintenance Techniques	Muma	1315-1530	
*	Study	---	1530-1600	
M4	Primary Tank Maintenance Techniques and Problems	Muma	0830-1030	9/7/78
*	Study	---	1030-1130	

LP NUMBER	SUBJECT	INSTRUCTOR	TIME	DATE
*	Lunch	---	1130-1200	
M5	Sodium Cleanup Techniques	Leman	1200-1500	
*	Study	---	1500-1600	
C1	Emergency Pumps and Flowmeters	McCreery	0830-1000	9/8/78
C2	Rx. Building Containment	Okamura	1000-1130	
*	Lunch	---	1130-1200	
C3	Primary Tank Structure and Shielding	Okamura	1200-1345	
*	Study	---	1345-1600	
C4	Primary Coolant System and Components	Muma	0830-1130	9/11/78
*	Lunch	---	1130-1200	
C4	Primary Coolant System and Components (Cont.)	Muma	1200-1400	
*	Study	---	1400-1600	
C5	Thimble and Shield Cooling, Rx Air Supply and Purge Systems	O'Connell	0830-0945	9/12/78
C6	Cooling Water and Instrument Air Systems	Crose	0945-1130	
*	Lunch	---	1130-1200	
C7	Primary Tank Cover Gas and Annulus Argon Systems	Schuelke	1200-1330	
C8	Primary Purification Plugging Loop and Sampling Systems	McUne	1330-1500	
*	Study	---	1500-1600	

LP NUMBER	SUBJECT	INSTRUCTOR	TIME	DATE
C9	RSCL and NITF	McUne	0830-0930	9/13/78
C10	Fission Product Monitoring Systems	Keeton	0930-1130	
*	Lunch	---	1130-1200	
C11	Secondary Sodium System	O'Connell	1200-1600	
C12	Secondary Purification, Recirculation, Plugging Loop and Argon Systems	McUne	0830-1030	9/14/78
*	Study	---	1030-1130	
*	Lunch	---	1130-1200	
C13	Coolant Operator Procedures	(to be assigned)	1200-1400	
*	Study	---	1400-1600	
*	Study	---	0830-1130	9/15/78
*	Lunch	---	1130-1200	
*	Exam No. 1	McCreery	1200-1500	
*	Exam Review	McCreery	1500-1600	
R1	Reactor Vessel	Lindsay	0830-1000	9/18/78
R2	Subassemblies	Fires	1000-1130	
*	Lunch	---	1130-1200	
R3	Reactor Kinetics	Kirn	1200-1500	
*	Study	---	1500-1600	

LP NUMBER	SUBJECT	INSTRUCTOR	TIME	DATE
R4	Nuclear Instrumentation	Christensen	0830-1130	9/19/78
*	Lunch	---	1130-1200	
R5	Reactor Control (Part I)	Lindsay	1200-1430	
*	Study	---	1430-1600	
R5	Reactor Control (Part II)	Driscoll	0830-1130	9/20/78
*	Lunch	---	1130-1200	
R6	Console Operator Procedures (to be assigned)		1200-1400	
*	Study	---	1400-1600	
R7	Data Acquisition System	Cröse	0830-1130	9/21/78
*	Lunch	---	1130-1200	
R8	EBR-II Technical Specifications	McCormick	1200-1400	
*	Study	---	1400-1600	
R9	Overall Plant Operations (to be assigned)		0830-1030	9/22/78
*	Study	---	1030-1130	
*	Lunch	---	1130-1200	
*	Exam No. 2	McCreery	1200-1500	
*	Exam Review	McCreery	1500-1600	
FH1	Reactor Loading Control	Hocker	0830-1000	9/25/78
*	Study	---	1000-1130	
*	Lunch	---	1130-1200	
FH2	Rotating Plugs and Freeze Seals	Clark	1200-1400	
FH3	Gripper and Hold-down	Lindsay	1400-1600	

LP NUMBER	SUBJECT	INSTRUCTOR	TIME	DATE
FH4	Transfer Arm and Rotating Port	Schuelke	0830-1000	9/26/78
*	Study	---	1000-1130	
*	Lunch	---	1130-1200	
FH5	Fuel Unloading Machine	Lindsay	1200-1330	
FH6	ACS and IBC	Schuelke	1330-1500	
*	Study	---	1500-1600	
FH7	Storage Basket	Schuelke	0830-1000	9/27/78
FH9	Rx. Vessel Cover Drive and Holddowns	Schuelke	1000-1130	
*	Lunch	---	1130-1200	
FH10	Control Rod Lifting Platform	McUne	1200-1330	
*	Study	---	1330-1600	
FH9	Fuel Handling Console and Procedures	McCormick	0830-1030	9/28/78
*	Study	---	1030-1130	
*	Lunch	---	1130-1200	
FH11	Special Operations	Lindsay	1200-1400	
FH12	Fuel Handling Emergency and Procedures	Schuelke	1400-1530	
*	Study	---	1530-1600	
*	Study	---	0830-1130	9/29/78
*	Lunch	---	1130-1200	
*	Exam No. 3	McCreery	1200-1500	
*	Exam Review	McCreery	1500-1600	

UTILIZATION OF CLASSROOM TIME - JAPANESE

Area	Contact Time		Study Time		Other		Area Total	
	HRS	% of Area	HRS	% of Area	HRS	% of Area	HRS	% of Total
Orientation	11.0	69%	0	---	5.0	31%	16.0	11%
Maintenance	8.5	71%	3.5	29%	0	---	12.0	9%
Coolant	26.75	64%	11.25	27%	4.0	9%	42.0	30%
Reactor	23.5	67%	7.5	21%	4.0	12%	35.0	25%
Fuel Handling	20.5	59%	11.0	31%	4.0	10%	35.0	25%
TOTAL	89.75	64%	33.25	24%	17.0	12%	140.0	---

表 1-6 EBR-11 ANNTAL SHIFT SCHEDULE-1978

MONTH	M	T	W	T	F	S	S	M	T	W	T	F	S	S	M	T	W	T	F	S	S	M	T	W	T	F	S	S	
JANUARY	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18	19	20	21	22	23	24	25	26	27	28	1 29	2 30	3 31	4	5	6	7	8	
FEBRUARY	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18	19	20	21	22	23	24	25	26	7	28	1	2	3	4	5	
MARCH	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18	19	20	21	22	23	24	25	26	7	28	1 29	2 30	3 31	4	5	
APRIL	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18	19	20	21	22	23	4	25	26	27	28	1 29	2 30	
MAY	1 29	2 30	3 31	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18	19	20	21	2	23	24	25	26	27	28	
JUNE	26	27	28	1 29	2 30	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18	9	20	21	22	23	24	25	
JULY	24	25	26	27	28	1 29	2 30	3 31	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	7	18	19	20	21	22	23	
AUGUST	21	22	23	24	25	26	27	28	1 29	2 30	3 31	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	4	15	16	17	18	19	20	
SEPTEMBER	18	19	20	21	22	23	24	25	26	27	28	1 29	2 30	3	4	5	6	7	8	9	10	1	12	13	14	15	16	17	
OCTOBER	16	17	18	19	20	21	22	23	24	25	26	27	28	1 29	2 30	3 31	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	
NOVEMBER	13	14	15	16	17	18	19	20	21	22	23	24	25	26	27	28	1 29	2 30	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	
DECEMBER	11	12	13	14	15	16	17	18	19	20	21	22	23	24	25	26	27	28	1 29	2 30	3 31	4	5	6	7	8	9	10	
CREW A	1	1	1	1	1	R	R	R	R	3	3	3	3	3	3	3	R	R	2	2	2	2	2	2	(R)	R	1	1	
CREW B	2	2	2	(R)	R	1	1	1	1	1	1	1	R	R	R	R	3	3	3	3	3	3	3	R	R	2	2	2	
CREW C	3	3	R	R	2	2	2	2	2	2	(R)	R	1	1	1	1	1	1	1	R	R	R	R	3	3	3	3	3	
CREW D	R	R	3	3	3	3	3	3	3	R	R	2	2	2	2	2	2	(R)	R	1	1	1	1	1	1	1	1	R	R

(R) = Scheduled Rest Day Normally Worked
 2 = Day Shift ... 0800 - 1600
 3 = Swing Shift ... 1600 - 2400
 1 = Midnight Shift ... 0000 - 0800

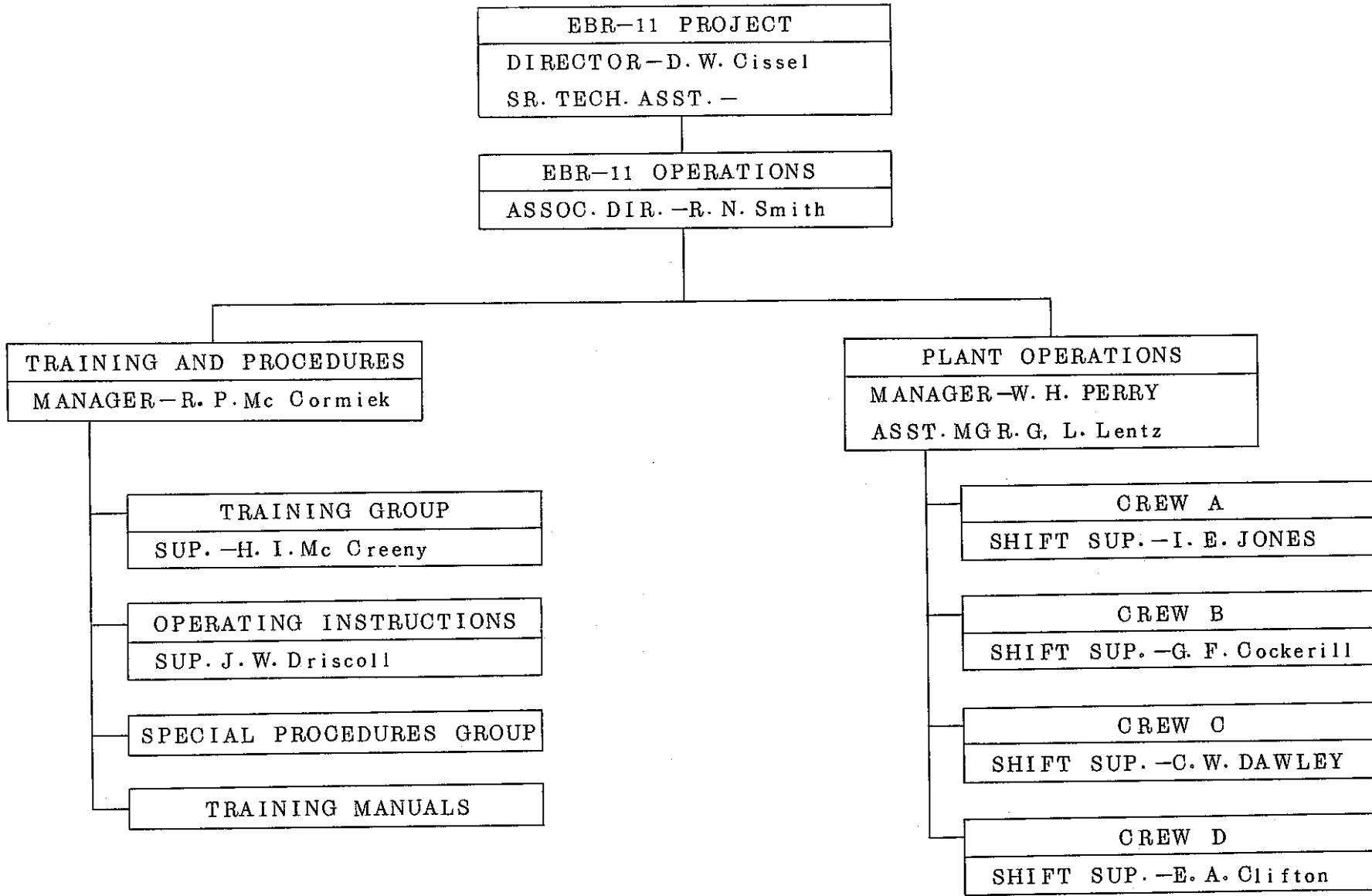


表 1 - 7 EBR-II 運転訓練体制

1.9 その他

(1) EBR-IIにおける放射線管理

EBR-IIにおける放射線管理は「常陽」に比較し、簡易で実用的である。

以下にその内容を記す。

1. 管理はアルゴンヌ国立研究所(West)(ANL-Wと略す。)全体として行っており、EBR-II, HFEEF, ZPPR他のANL-Wの全施設を含む。
2. ANL-Wサイドのゲートにおいて名札を兼ねたTLDバッジを着脱する。TLDバッジの管理は守衛が行っており、バッジの交換頻度は1回/2ヶ月程度である。
3. ANL-Wサイト内においては管理地域、非管理区域の明確な区分はなくサイト内全体が管理区域と考えられる。
4. ただし、非密封線源のある場所(原子炉格納容器内、ラボラトリー内、HFEEF内等)の出入口にはハンドフットモニターが置かれており、出る都度チェックを行う。衣服の着替は要求されない。
5. また非密封線源を取扱う場合(アルゴンカバーガスサンプリング時、回転プラグのフリーズドメタルシールのdrossの除去作業の時間は作業区域をロープで区切り、内部では白い紙製のつなぎ作業衣、ゴム手袋、シューズカバー、帽子、マスクを着用するのが原則となっている。
又、燃料取扱作業においては特別の布製作業衣を着用する。
6. EBR-IIにおける放管オフィスは原子炉格納容器エアロックの出口近くにあり、簡単な測定室、除染室が設けてある。
7. 放管職員は直に1名参加する。その際1日1回アルゴンカバーガスのサンプリング核種分析を行う。

EBR-II 従業員の被曝

EBR-II 従業員の被曝は、運転員よりもメンテナンス員特に機械技術者が多い。しかし、最高に被曝した人の線量は、1.2 Remである。

表 1 - 8. EXPOSURE HISTORIES FOR EBR-II PERSONNEL

	Number of People	Individual High Exposure mRem	Individual Low Exposure mRem	Total ManRem	Average mRem
Operators					
1970	51	200	0	1.100	21
1971	48	440	0	3.210	66
1972	52	600	0	2.600	50
1973	60	320	0	3.275	55
1974	58	495	0	5.435	92
1975	65	475	0	6.675	103
1976	67	455	0	6.953	104
1977	55	510	0	10.047*	183
I&C Instrumentation Personnel					
1970	13	500	0	1.810	139
1971	18	740	0	4.120	228
1972	18	675	0	6.150	341
1973	14	350	0	2.290	163
1974	26	1330	0	6.840	263
1975	31	430	0	4.470	144
1976	34	625	0	5.980	176
1977	33	543	0	3.982	121
Maintenance Personnel					
1970	5	1095	250	2.955	591
1971	5	1420	315	4.590	900
1972	4	965	230	2.400	600
1973	3	665	0	0.945	315
1974	5	715	75	1.660	332
1975	6	1595	75	6.070	1011
1976	6	1210	120	5.160	860
1977	6	1224	667	5.398	900

*Operators assisted maintenance in removal of the primary cold trap in 1977.

2. F F T F

2.1 概 要

FFTFは、熱出力400MWtのループ型高速炉で、照射炉として設計され、現在1979年8月に予定される初期臨界をめざして、各種総合機能試験が進められている。

1978年8月より開始された系統アルゴンガス置換および系統予熱は、11月の時点では予定通り終了した。我々が訪問した時には、2次系へのナトリウム充填を完了し、炉容器予熱用仮設ラインの撤去が行なわれ、1次冷却系へのナトリウム充填が開始された。また受入ナトリウム純度管理のためにコールドトラップ冷却媒体であるNaKとMobil Thermの充填作業用と並行して進められていた。図2-1～2-3にFFTFのプラント配置図、系統図、炉容器断面図を表2-1に主要目を示す。

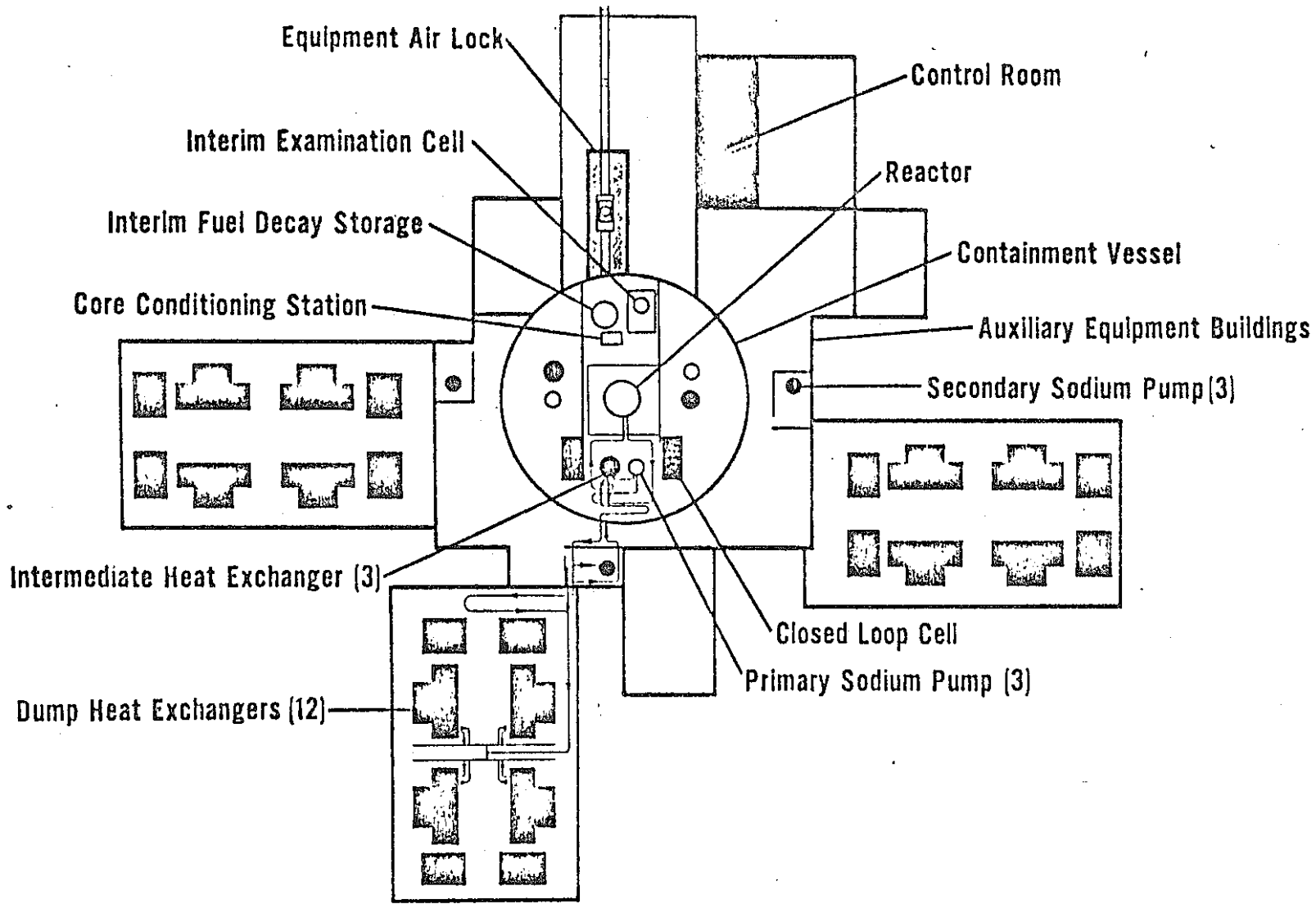


図 2 - 1 FFTF プラント 配置 図

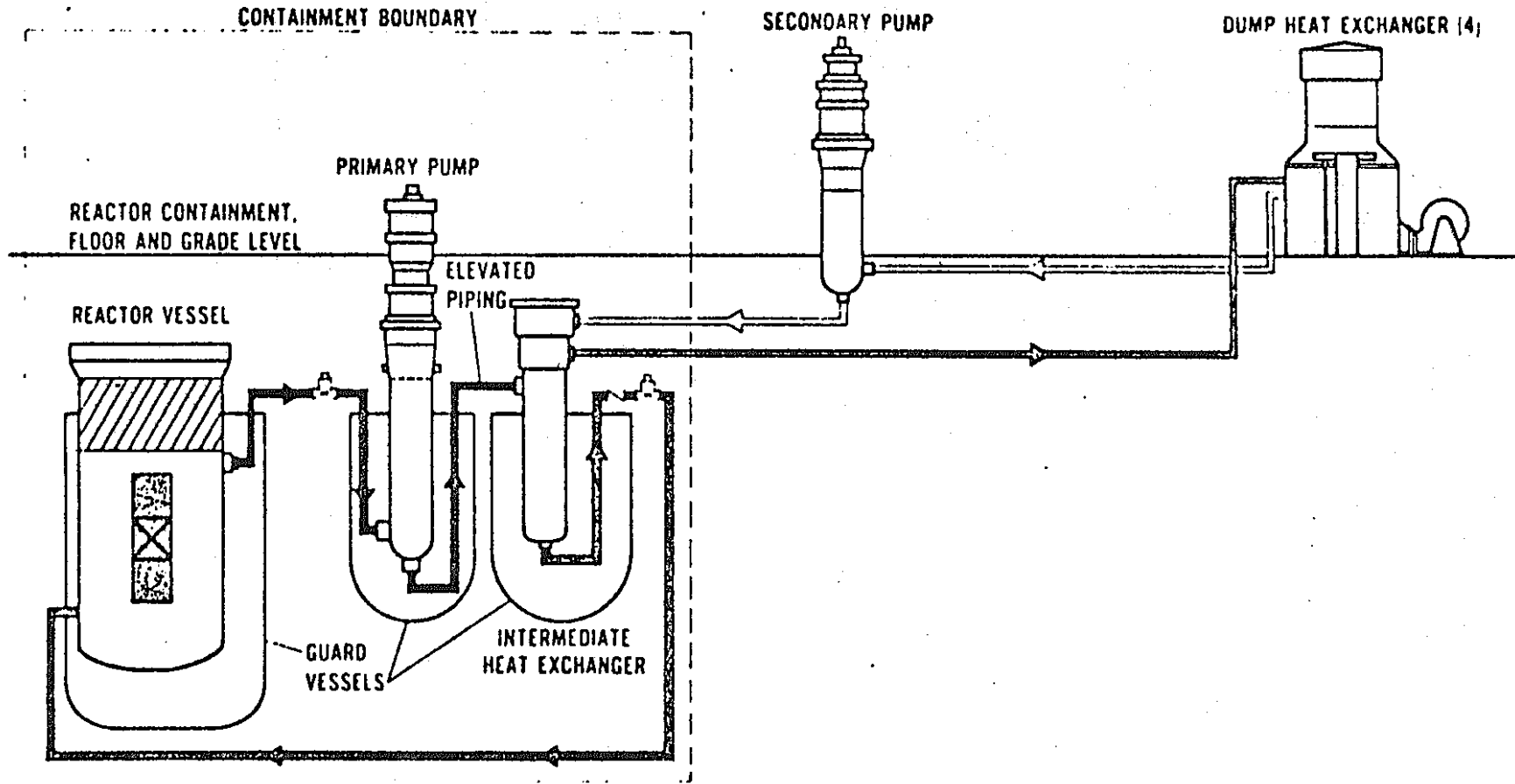


图 2 - 2 FFTF 系统图

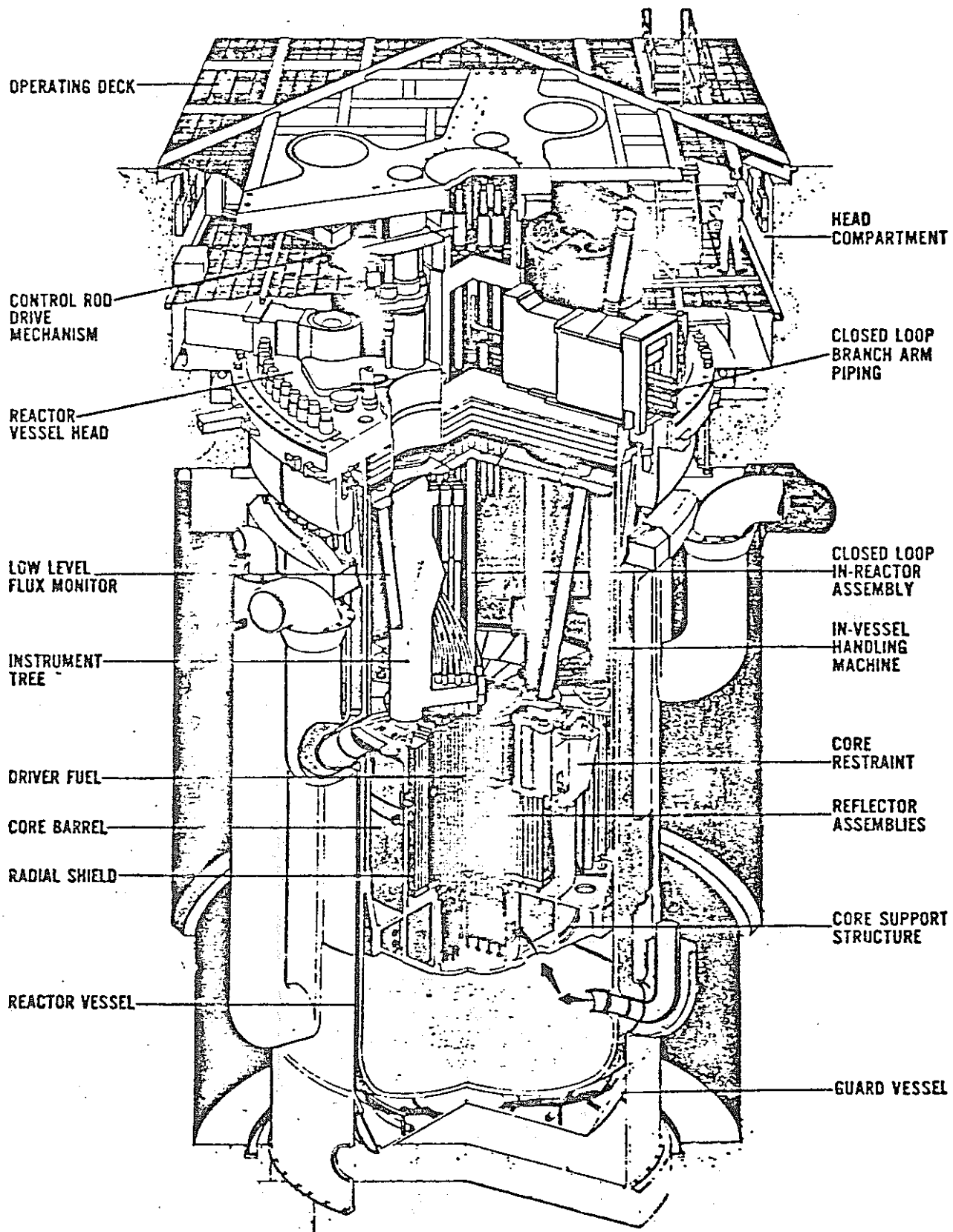


图 2 - 3 炉容器断面图

表 2 - 1 FFTF DESIGN PARAMETERS

GENERAL PERFORMANCE

Total Power Output 400Mwt
 Peak Flux (minimum) 7×10^{15} n/cm²-sec

HEAT TRANSPORT SYSTEMPrimary System

Flow Rate 2200 kg/s (17.5 x 10⁶ lb/hr)
 Hot Leg Temperature 565°C (1050°F)
 Cold Leg Temperature 422°C (792°F)
 Hot Leg Material 316 SS
 Cold Leg Material 304 SS
 Pumps (3)
 - Type Vertical, Single Stage, Free Surface Centrifugal
 - Design Speed 1100 rpm
 - Power 1900 kw (2500 hp)
 - Design Flow Rate 0.915 m³/s (14,500 gpm)
 - Head 152 m (500 ft. sodium)

Secondary System

Flow Rate 2190 kg/s (17.4 x 10⁶ lb/hr)
 Hot Leg Temperature 518°C (965°F)
 Cold Leg Temperature 375°C (707°F)
 Hot Leg Material 316 SS
 DHX and Cold Leg Material 304 SS
 Pumps (3)
 - Type Vertical, Single Stage, Free Surface Centrifugal
 - Design Speed 1040 rpm
 - Power 1500 kw (2000 hp)
 - Design Flow Rate 0.915 m³/s (14,500 gpm)
 - Head 114 m (375 ft. sodium)

表 2 - 1 (cont.)

CLOSED LOOP FACILITIES

Number of Closed Loops	2 initial/provision for 4
Primary and Secondary Coolant	Sodium
Test Inlet Temperature	316° (600°F) (Min) 538°C (1000°F) (Max)
Primary and Secondary Material	316H SS
Peak Neutron Flux	7×10^{15} n/cm ² -sec
Maximum Na Temperature from Test Section	760°C (1400°F)
Maximum Na Cold Leg Temperature - Primary Piping	649°C (1200°F)
Maximum Na Flow Rate	16.5 kg/s (1.31×10^5 lb/hr)
Minimum Na Flow Rate	1.4 kg/s (1.14×10^4 lb/hr)
Maximum ΔT in Primary	204°C (400°F)
ΔP Across Test Section	690 k pa (100 psi max)
Minimum Na Cold Leg Temperature - Primary Piping	271°C (520°F)
Maximum Heat Rejection Capability of System	2.3 MWt
Minimum Cold Leg Temperature - Secondary Piping	216°C (420°F)
System Power	2.3 MWt

REACTOR CORE

Core Volume	1040 liters
Core Length (active)	0.91 m (36 inches)
Fuel Cycle Period	102 Full Power Days
Core Positions	91
- Fuel Assemblies	73
- Closed Loops (initial)	2
- Open Test Assemblies (initial)	6
- Primary Safety Rods	3
- Operating Control Rods	6
Radial Reflector Positions	108
- Peripheral Control Rods (optional)	0 to 9
- Radial Reflectors	93 to 108

FUEL ASSEMBLIES

Clad Material	316 SS
Fuel Pins Per Assembly	217
Fuel Pin Spacer	Spiral Wire
Target Burnup, Peak	80 MWd/kg
Target Burnup, Average	45 MWd/kg

表 2 - 1 (cont.)

CONTROL ASSEMBLIES

Control Material	B ₄ C
Clad Material	316 SS
Pins Per Assembly	61
Pin Spacer	Spiral Wire

2.2 FFTFにおける教育，試験，運転，保守の現状

1978年11月22日アイダホ州 EBR-IIにおける運転訓練を終了し，ワシントン州に移動した後，11月26日より11月30日までWESTINGHOUSE HANFORDに属するFFTFおよび関連施設を含む現場見学とFFTFの教育試験・運転・保守の現状について報告を行なう。

表2-2には11月27日～29日のFFTFおよび関連施設における行動スケジュールを示す。FFTF現場見学は計4回実施されほぼ全域を見ることができ，又試験運転管理に関する資料を入手することができた。

表 2-2 FFTFにおけるスケジュール

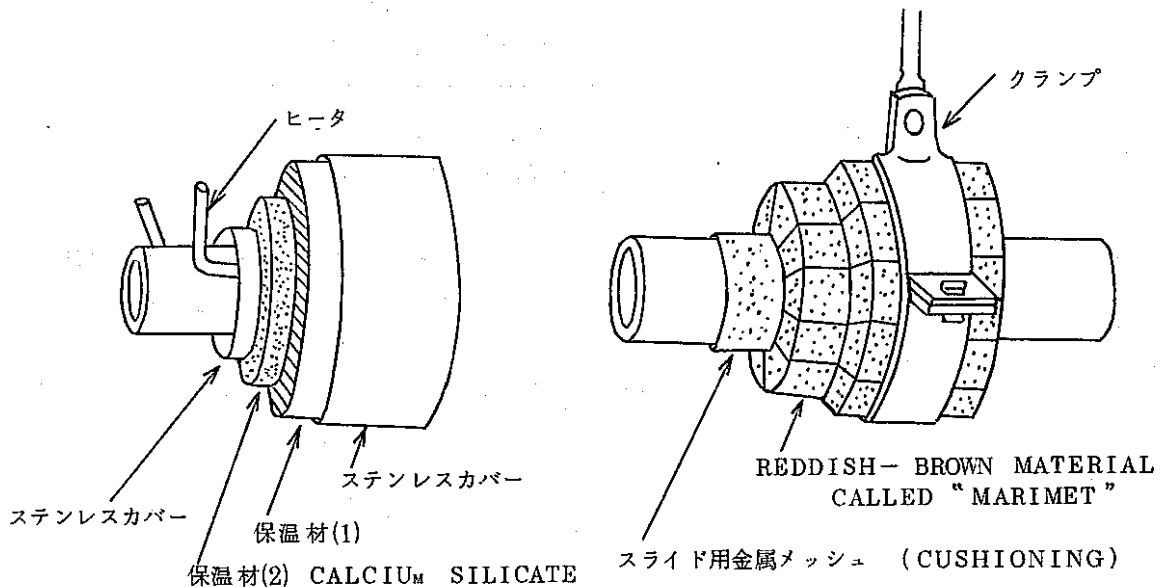
	月・日・時	担当者	内 容
11 月 27 日	8:00 ~ 10:30	D. H. Jones	FFTF ビジターセンターの見学 FFTF 現場見学 (第 1 回)
	10:30 ~ 11:30	D. H. Jones W. R. Wykoff	FFTF 将来計画および現状説明
	1:00 ~ 2:00	J. C. Wiborg	FFTF シミュレータ訓練 (Bldg. 324)
	2:00 ~ 4:00	A. J. Powell J. M. Atwood	HTSF 見学 (Bldg. 335, 336, 338) Na 関連施設見学
11 月 28 日	9:00 ~ 10:00		FFTF 毎日工程会議に出席
	10:00 ~ 11:30	A. D. Gadeken	プラント管理に関する説明 ◦ 教育計画 ◦ 管理方法 ◦ プラント管理および組織 ◦ 燃料交換の計画管理
	1:00 ~ 2:00	J. M. Seay	IEMセルの概要 現場見学 (第 2 回)
	2:00 ~ 4:00	C. K. Day	インサーブスインスペクション開発状況 非破壊検査施設見学 (Bldg. 326)
11 月 29 日	8:00 ~ 10:30	J. H. Brewer	プラントメンテナンス計画に関する説明 ◦ メンテナンス教育計画 ◦ 管理方法 ◦ メンテナンス管理および組織 ◦ メンテナンス技術 メンテナンス施設の見学 (第 3 回)
	10:30 ~ 11:30	W. W. Jenkins	メンテナンス技術部の将来計画および現状
	1:00 ~ 2:00	C. W. Dunbar	試験工程管理の現状 (MSCS)
	2:00 ~ 4:00	D. H. Jones	現場見学 (第 4 回)

(1) 現場見学

現場見学は、原子炉建屋、冷却系建屋、メンテナンス関連施設、開発研究施設等を計4回に分けて見学した。その時の印象について次に報告を行なう。

- ① FFTFは竜巻（トーネイド）に対する設計がなされている。
- ② 原子炉で発生する熱は最終的には「常陽」と同タイプの空気冷却器により大気に放出されるが、この冷却器の予熱として油加熱方式が採用されている。原子炉停止時の系統予熱にはこの油加熱の他にポンプ入熱、トレース・ヒータ予熱が使用されるが、EBR-IIに採用された誘導加熱方式は採用されていない。
- ③ 予熱試験結果として、配管熱変位の一部に設計値を上回る箇所が出てきて、熱応力低減化のために、配管スナバーの一部が取りはずされていた。今後のスケジュールとして、系統温度400～800°Fの間で再度配管熱変位測定を実施し、対策を行なうとのことであった。
- ④ ナトリウム配管保温施工方法は、「常陽」のものよりもシンプルであり、1000°Fまで有効とされる高温用保温施工法が開発され、採用されていた。

配管保温施行要領



- ⑤ 1次系へのナトリウム充填は、系統側受入れタンクの容量が小さいため、2回に分けて系統ナトリウム充填が行なわれていたが、先に充填された系統では、主ポンプ最低流量（15%）によるナトリウムフラッシングを先行して行ない、工程短縮への配慮がなされる。この時の入熱はポンプ入熱等によるが、ナトリウム純度基準値（プラキング温度で300°F以下）の範囲内で昇温が行なわれる。

- ⑥ プラギング温度の測定は、連続振動測定モードで行なわれ、(プラグ温度+アンプラグ温度)÷2として1回の測定値を求め、その5回の測定値の平均値が採用される。EBR-IIではアンプラグ温度が採用されているが、一部担当者の中には、「常陽」で採用している最低流量時温度を適当とする意見もあった。
- ⑦ 冷却系隔離弁としてフリーズシール弁が採用されているが、これは2/3ループ運転を可能にするためのもので、弁座サポート用として固有の駆動装置を有し、気密性を高めていた。
- ⑧ 系統受入れナトリウム温度(移送温度)は300～350°Fに押え、不純物混入量を飽和濃度以下に制限していた。移送は37 m³/コンテナで行なわれ、サイトには2年間雨ざらしのままコンテナが受入れを待っていた。
- ⑨ 炉内構造物は、炉内燃料交換機、燃料出口温度計、流量計等全て3分割されていて複雑である。
- ⑩ 使用済燃料貯蔵施設として、将来燃料500体(5年分)貯蔵できる施設の建設を予定している。
- ⑪ 格納容器内床下は原子炉運転中N₂雰囲気となる。酸素濃度は0.5～2%に制御されるが、2%はナトリウム火災を考慮した上限値である。FFTFではこの床下の気密性に問題があり、「常陽」における床下圧力制御状態、N₂使用量、酸欠の問題に特に注目していた。
- ⑫ 冷却系にはナトリウム流量測定に電磁流量計が採用されているが、この流量計較正のために、1次系ではEBR-IIで開発されたナトリウム放射化トレーサー法が採用されている。2次系ではオリフィス流量計により較正される。
- ⑬ 燃料管理のために、将来全面的にコンピュータを導入する予定であり、現在はデータロガーとしてのみ利用している。
- ⑭ 破損燃料検出システムとして、EBR-IIで開発されたタギングガス法が採用され、全燃料にタグガスが封入される予定にある。検出系は、放出タグガスをチャコールベッドに吸着させ、300エリア(開発試験研究部門)に運び、質量分析計により分析を行ない、破損燃料の同定が行なわれる。
- ⑮ FFTF炉内構造物取扱設備として、格納容器内(床下)には大型セル(IEMセル)が設けられていて、照射用燃料ピンの交換が可能になっている。又セル内には、各種メンテナンスのための治具も用意されており多目的に利用される。現在設置されているものに、電動マニピレータ(3台)、エレベータ(1台)、クレーン(1台)、

メンテナンス用ターンテーブル（1台）、アルゴン冷却系、ナトリウム洗浄設備、プラズマアーク溶接設備、 γ 線スキャンニング等があった。

- ⑥ IEMセルの遮蔽試験のために約10万Ciの γ 線源が使用され、セル廻わり線量レベルのチェックが行なわれる予定。又、気密性確認のための試験が行なわれてきたが、漏洩量が大きく問題になっている。漏洩箇所は臭気を使用して、チェックが行なわれた。

(2) FFTF シミュレータ訓練

FFTF中央制御室を模擬したシミュレータ装置を使用しての訓練が11月27日、300エリア（開発試験研究部門）の324建物内の一室で行なわれた。通常FFTF運転員の訓練には2週間を要するところを、我々の場合、時間の制約から、通常運転状態より出力変更操作、およびスクラム操作をシミュレートした訓練が行なわれた。設備は原子炉制御系、二次冷却系が原子炉保護系とあわせてシミュレートされており、操作感覚の模擬も考慮されていた。以下、シミュレータ訓練時の印象は次の通りであった。

- ① 原子炉出力と1次系冷却ナトリウム流量はいずれも100%表示されていて、原子炉出力を変化させる時は同じ割合だけナトリウム流量を変化させ、原子炉出入口温度差が等しくなるように制御される。
 - ② 冷却系制御盤では、主に6機の主ポンプ{（1次系+2次系）×3ループ}のナトリウム流量、および12台の空気冷却器ダンパ開度の運転・監視が行なわれ、又原子炉制御盤では制御棒の操作および中性子原の監視が行なわれる。これらはいずれもデジタルセットすることができ、特にポンプについては6機を連動して制御することができ便利である。
 - ③ アナリシメータは音色が3種類に分かれていて、それぞれ現象の重要度に応じて使い分けられている。
 - ④ 各グループにおける原子炉出入口温度、冷却器出入口温度、計30点が全てデジタル表示される。
 - ⑤ ペリオド表示はせず、DPM LOG MSV RATE（-1～3）により出力変化率を表示し監視を行なっている。
 - ⑥ 電源は2系列（外部電源）で一般系、非常系、無停電系で構成されている。
- 又、POWER LOAD SEQUENCEにより中制で集中監視が可能である。

(4) 関連試験設備の見学

FFTFの関連試験施設としては、次のものを中心に見学した。

- ① ナトリウム技術開発施設
 - ナトリウム伝熱流動試験設備
 - ナトリウム弁試験設備
 - 流量計校正ループ
 - 計測制御開発設備（酸素計，水素計，プラグング計，渦電流流量計）

② 燃料取扱機器開発施設

③ メンテナンス技術開発施設

①の設備については，材料関係を除きほとんどのループが当初の開発試験を終了し停止中にあったが，必要な時には利用できるようにそのまま残されていた。②については FFTF の 1/3 フルモックアップであるため FFTF の予備品としても使用できる。事実 1978 年の夏に起きた燃料交換器の事故の時は，この予備品を利用できたために，工程の遅れを最小限にとどめられた。③については，ナトリウム洗浄技術，多目的用メンテナンスキャスクの開発が行なわれていた。

その他 1979 年 4 月 FFTF 装荷予定の計装用燃料の製作もほぼ完了していて，その製作段階で開発されてきたさまざまな技術，特に極少部品に対する溶接技術もあわせて説明を受けた。この中で，約 1mm 径サーモカップルの被覆管シール部の BEAM 溶接技術が確立されていた。

(5) メンテナンス関係

メンテナンス部門，人員が 225 名と多いのが特徴的であった。これは EBR-II も同様であるが，ほとんど全てのメンテナンス作業が施設内で処理されるよう配慮されているため，又 1 部は緊急時メンテナンスに備え次の 11 名の直編成が行なわれている。

- | | | | | |
|---|----|-----|------|-----------------------------------|
| { | 直 | 長 | (1)名 | |
| | 電 | 気 | (3)名 | |
| | 機 | 械 | (3)名 | ※ 運転直は 21 名 / (直) × 5 (直) で行なわれる。 |
| | 配 | 管 | (2)名 | |
| | サー | ビス系 | (2)名 | |

メンテナンス用マニュアルの整備もほぼ終了し，(8~10名)×3年を要したとのことであった。特にコンピュータの利用も盛んで，予防メンテナンススケジュール，キャリブレーションスケジュール，各機器の履歴，メンテナンス教育状況等がコンピュータにより管理されていた。アメリカ特有の問題である年間 10% 近くもの（運転関係は 25%）人の入れ変わりが，教育計画における人材確保の点から深刻な問題となっ

いた。

次にメンテナンス関連施設を見学した時の印象について報告を行なう。

- ① 機器の騒音測定が定期的に行なわれていて、周波数および振動値の経年変化をチェックすることにより、プリベンティブメンテナンスに対する有力な情報が蓄積されていた。
- ② メンテナンス用機器については現在設計中であるが、このうちナトリウムの洗浄施設として「常陽」、EBR-IIと同じ N_2 蒸気又はアルコールを使用する予定でデコンタミ設備の配慮がなされている。キャスク類は遮蔽付で1次系機器に共有に使用できるものになっている。
- ③ 中間熱交換器伝熱管破損時の対策として、軽水炉で開発された伝熱管メカニカルプラグ法が採用される。漏洩箇所検出はナトリウム液面を変えることにより漏洩量の変化から判断される。
- ④ 小口径配管のメンテナンス、切断の時は空気混入防止のためにメカニカルクリップ法が採用される。
- ⑤ 将来FFTFではISI機器等の確性試験を実施する予定であるが、現在開発中の計測装置の中で次のものは有力視されている。
 - ウルトラソニックビューイング (ナトリウム中透視装置)
 - スウェリング量測定用 1000KV TRANSMISSION ELECTRON MICROSCOPE
 - 燃料ピン材質検査用 PHOTO ACOUSTIC SPECTRO METRY
 - 燃料ピン内検圧測定用装置
 - 高温用 FISSION チェンバー
 - 溶接部検査装置 ARTICULATE SCANNER & PSEUDO 0~6.4MHz 周波数を使用, 500°F (224°C) 雰囲気で COUPLANT にシリコンを用いたもの。冷却媒体でもあるシリコンの回収方法については現在検討中である。

3. あとがき

EBR-IIは約14年の実績を有する上、今なお破損燃料検出試験をはじめとし、燃材料の照射試験等を積極的に推進している。またFFTFは初期臨界を間近に控え、プラントの最終調整やシュミレータによる運転員訓練を実施中である。

このためかなり広範囲にわたる訓練を受けることができた。また「常陽」を経験してから行ったことも訓練の成果を上げるのに大いに役立った。

我々は勿論はじめての経験であり、EBR-II側においても外国人の訓練ははじめてのことでお互いにかなり気をつかった面もあるが、結果的には相方かなり満足できる成果が得られたものと確信している。これも動燃はもとよりDOE, ANL, EBR-IIおよびFFTF各関係者の努力のお蔭であり、ここにこれらの方々に深く感謝の意を表する次第である。

なお本訓練の間得られた技術的情報は別途報告書にまとめる予定である。