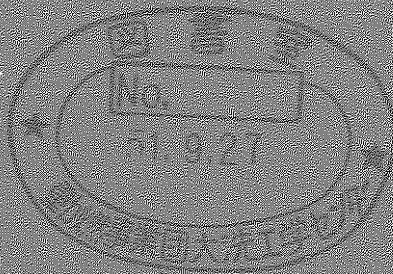


海外出張報告

Dounreay高速炉訓練センター参加
ヨーロッパ各国研究所訪問



1974年6月

技術資料コード	
開示区分	レポートNo.
T	N 960 74-01

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
大洗工学センター

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)

1974年 6月

海外出張報告

佐藤文弘*
大上徹也*
三輪秀泰*
小林一*

要 旨

このたび、英国ドーンレイ研究所高速炉訓練センターの第3回コースに我々4名が参加した。更にコース終了後三輪、小林はヨーロッパ各国研究所を訪問し高速炉開発の状況を見学調査した。

本報告書は、訓練センターにおける講義、見学、実習の概要及び各国研究所における見学、調査の内容を第1部としてまとめた。

なおコース終了後佐藤、大上の2名はDFRにおける訓練コースに参加したが、これに関しては第2部にまとめた。

* 動力炉・核燃料開発事業団大洗工学センタ
高速実験炉建設部

目 次

1	出張日程	1
2	DOUNREAY FRTC 訓練コース	3
2-1	Fast Reactor Technology コース	3
	i) 概要	3
	ii) スケジュール, 参加者名簿	3
	iii) トピックス	9
2-2	Sodium Technology コース	10
	i) 概要	10
	ii) スケジュール, 参加者名簿	10
	iii) トピックス	10
3	ヨーロッパ各国関連施設訪問	13
3-1	Winfirith 研究所 (イギリス)	13
3-2	Halden 研究所 (ノルウェー)	19
3-3	TNO (オランダ)	20
3-4	HISPANO SUIZA 社(フランス)	20
3-5	INTERATOM 社 (ドイツ)	21
3-6	CNEN PEC 炉 (イタリア)	22
4	その他, 雑感	24
4-1	原子炉及びグループ全般	24
4-2	設計, 製作, 工事	24
4-3	試験, 検査, comissioning テスト	25
4-4	運転, 保守	26
4-5	PFR シュミレータの運転	27

1 出張日程

U, K, A, E, A, のドンレー研究所に於ける高速炉訓練コースにはすでにPNC2度参加しているが今回からは今迄のFast Reactor Technologyコースに一週間の原子炉シュミレーター訓練コースが追加されFast Reactor Technologyコース4週間,Sodium Technologyコース1週間の合計5週間となり、我々はこのコースに参加した。

PNCからは佐藤, 大上, 小林, 三輪の4名が参加したが佐藤, 大上の2名はこのコース終了後更にDFRに於ける運転訓練コースに参加した。この他日本からは三菱電機より小田氏(Reactorコースのみ) 荒木氏(Sodiumコースのみ) 東芝より鈴木氏が参加された。

コース終了後小林, 三輪の2名は英国Winfirith研究所, ノルウェーHalden研究所, オランダTCN(50MW SGテストループ)フランスHISPANO SU-IZA社, 西独INTERATOM社, 及びイタリアPEC炉を訪問した。

以上のスケジュールの詳細は第1, 1表の通りである。

第1, 1表 スケジュール詳細

年。月。日	曜	訪 問 先	記 事
48. 8. 31	金		東京発 →
9. 1	土		英国サーソ着
9. 3	月	英国UKAEA ドンレイ研究所	FAST REACTOR TRAINING CENTER "高速炉技術と運転コース"に参加
9. 28	金		
10. 1	月	英国UKAEA ドンレイ研究所	"液体金属取扱いコース"に参加
10. 5	金		英国サーソ発 → ロンドン着
6	土		
7	日		
8	月	英国ウィンフィルス研究所	ウィンフィルス研究所見学
9	火		英国ロンドン発 → ノルウェイ ハルデン着
10	水	ノルウェイ ハルデン研究所	ハルデン研究所見学
11	木		ノルウェイ ハルデン発 → オランダ アムステルダム着
12	金	オランダ TNO	TNO 50 MW SGループ見学
13	土		オランダ アムステルダム発 → 仏国 パリ着
14	日		
15	月	仏国 イスパノシーザ社	イスパノシーザ社見学 仏国 パリ発 → 西独 ケルン着
16	火	西独 インタアトム社	インタアトム社見学

年. 月. 日	曜	訪 問 先	記 事
48. 10. 17	水		西独 ケルン発 → イタリア ボローニヤ着
18	木	イタリア PEC	PEC 炉見学 イタリア ボローニヤ発 → ローマ着
19	金		イタリア ローマ発 →
20	土		東京着

2 DOUNREAY FRTC 訓練コース

2-1 Fast Reactor Technologyコース

i) 概要

FRTC(高速炉訓練センター)およびドンレー研究所の施設, FRTCのスタッフ及び講義の進め方についてはすでに福田, 谷山両氏の主張報告書(N260 73-01)に詳しいので省略したい。講義は前回までの Reactor Technologyコースに原子炉シュミレーター訓練が新たに追加された。この原子炉シュミレーターはPFRの運転要員訓練用のものであるが現在ジェネレーター部分のみのシュミレーターであり原子炉部分のシュミレーターは未完である。PFRの運転員はここで約10日程度の訓練を受けることになっている。

各講義の講師は英国の各研究所からの専門家を招いてのものであったがさすがにPFR関係者が多く講義内容は高速炉一般でなくやゝもするとPFRについての講義となり勝ちであった。しかしPFR関係の図面等のPFR関係の情報の提供は少なくこの点は少し不満があった。

また当初予定されていたPFRへの訪問もPFRのポンプ故障等の障害のため多忙を理由に臨時の講義などで時間短縮された。

これらの点についてはコース終了時のdiscussionで話し合いFRTCでも次回から考慮したいとのことであった。

ii) スケジュール及び参加者名簿

第2,1表 高速炉技術と運転コースおよび第2,2表

FAST REACTOR TECHNOLOGY AND OPERATIONS COURSE 3-28

Septemder 1973 List of Course Membersの通り。

第 2.1 表 高速炉技術と運転コース
1973年 9月 3日~28日
第 1 週

	0900	1030-1045	1215-1330	1500-1515	1645
Monday 73/9/3			Introduction to Mr. C.W. Blumfield	Fast Reactors	
Tuesday 73/9/4	The Design (1) Mr. D. Taylor	and Construction (2) Mr. P. Riley	General Tour of PFR	Discussion of PFR Design Concept Mr. P. Riley	
Wednesday 73/9/5	The Physics of Mr. R.W. Wheeler	Fast Reactors Mr. D.C.G. Smith	The Zero Energy Physics Experimental Programme in ZEBRA Mr. J.M. Steavenson	Calculation Methods used in Fast Reactor Physics Dr. P. Kemshell	
Thursday 73/9/6	The Characteristics of Coolants (1) Mr. J.A. Bray	of Sodium Based (2) Dr. R.A. Davis	Demonstration of Handling including Fighting Mr. A. Mowat	Liquid metal Safety and Fire Mr. W. Deans	
Friday 73/9/7	Description and Operating History of DFR Mr. J. Kirk	The Irradiation Programme for DFR/PFR Mr. H.M. Oliver	Visit to DFR		

0900 1030-1045 第 2 週 1215-1330 1500-1515 1645

Monday 73/9/10	Fuel for (1)	Fast Reactors (2) Dr. K. Swanson	The PFR Control and Instrumentation System -I Mr. N.T.C. McAffer	Control of Fast Reactors Mr. A. Hopkinson
Tuesday 73/9/11	The PFR Fuel Handing System Mr. N. Campbell	Visit to PIE (Post Irradiation Examination) Mr. E. Edmonds	The PFR Control and Instrumentation System-II Mr. J.C. Smith	The PFR Fuel Fabrication Plant
Wednesday 73/9/12	Fluid Dynamics (1) Mr. G. McAveavey	and Heat Transfer (2)	Travel to	Risley
Thursday 73/9/13		Visit to REML		
Friday 73/9/14		Visit to Windscale		

0900

1030-1045

第 3 週

1215-1330

1500-1515

1645

Monday 73/9/17		Travel to Thurso
Tuesday 73/9/18	Design, Construction and Operating Characteristics of Steam Generators Mr. B.A.J. Corbyn Mr. B.T. Johnson	The PFR Commissioning and Early Operating Programme Mr. L.M. Curtis
Wednesday 73/9/19	Operation of PFR Power Station Mr. J. Walford	Visit to PFR Operating Areas
Thursday 73/9/20	Simulator Practice (Group 1)	Coolant Management in PFR Mr. C. Robertson
Friday 73/9/21	Simulator Practice (Group 2)	Sodium/Water Reactions including Films and Visit to Labs. Mr. J.A. Bray

0900

1030-1045

第 4 週

1215-1330

1500-1515

1645

Monday 73/9/24	Engineering Maintenance on PFR (1) (2) Mr. J.B. Walker		Visit to Engineering Maintenance Area of PFR	
Tuesday 73/9/25	Sumilator (Group 3)	Practice	PFR Fuel Reprocessing Mr. E. Lillyman	General Discussion/ Symposium
Wednesday 73/9/26	DRE Mr. E.R. Adam	The Fast Reactor in the Generating System Mr. Catchpole	Sumilator (Group 4)	Practice
Thursday 73/9/27	Safety of Fast Reactors Mr. A.J. Brook	Reactors Mr. K.M. Leign	Commercial Fast Reactors Mr. R. Hind	Economics of Fast Reactors Mr. J. Shallcross
Friday 73/9/28	World Programme on Fast Reactors Dr. G.R. Brainbridge	Final Discussion		

第 2, 2 表

FAST REACTOR TECHNOLOGY AND OPERATIONS COURSE
3-28 September 1973List of Course Members

<u>NAME</u>	<u>ORGANIZATION</u>	<u>NATIONALITY</u>
Bus B G M	by Neratoom	Dutch
Tabor W H	Tennessee Valley Authority	American
Twining B	US A E C	American
Suzuki T	Tokyo Shibaura Elec Co Ltd	Japanese
Oda M	Mitsubishi Elec Corp	Japanese
Kobayashi H	PNC	Japanese
Miwa H	PNC	Japanese
Sato F	PNC	Japanese
Oue T	PNC	Japanese
Brown G A	UKAEA, Risley	British
Perks M A	UKAEA, Risley	British
Melhuish D B	REML, Risley	British
Butland A T D	AEE, Winfrith	British
Barker K	DERE	British
Shaw E	DERE	British
Bolland J M	DERE	British
Hill J F	DERE	British
Lewthwaite G W	DERE	British
Fidler A	DERE	British

iii) トピックス

今回からこの Reactor Technology コースにはシュミレーター訓練が新たに追加された。このシュミレーターは PFR の制御盤を完全に模擬したもので*1 4 台の CRT (PFR 実機は 5 台) と制御卓を持ち別に模擬入力用の操作卓 (教師用) を有している。

使用計算機は Redifon 2000 であり記憶容量 48^K bit である。

計算機制御の特徴としては運転員が押ボタンを操作してからその対称性が動作を開始するまでに約 3 sec, 動作の結果が表示されるまでに約 3 sec 合計 6~7 sec の非常に長く感じられる Time delay があることである。通常の計装に慣れた運転員がこの Time delay に慣れるためにもシュミレーター訓練が必要ではないかと思われる程である。

ただし、現在シュミレートできる範囲はジェネレーター部分のみであり、近い将来原子炉部分が追加される予定 (ハード及びソフト) である。

また今回もこのコースの中に Risly 及び Windscale 研究所の訪問が含まれていたが福田、谷山両氏が訪問された時より特に画期的な機器等の開発は見られずただナトリウムポンプの軸受クリアランス測定装置が目新しいものであったのみである。ただし Risly 研究所では 25°C/sec のサーマルショックテストループを含む大型ループ 3 基、小型ループ 5 基の Na ループの建設が 1979 年完成を目標に現在計画されすでに一部分は着工されている。

*1 : 約 1 ヶ月後に原子炉関係のシュミレーターが追加されると PFR 実機と同じになる。

2-2 Sodium Technology コース

i) 概要

このコースの特徴としては Reactor コースと異り理論よりも実習、実験に主眼をおいたコースであり実際にナトリウムをハンドリングすることによりナトリウムの性質、取扱い方を体得するために設けられたコースであることである。これは運転員のナトリウムに対するある種の恐怖心を取除くためのコースであるとの感じが強い。講義の内容はかなりの部分が Reactor コースと重複するが日本からの参加者にとっては英語力の不足を補うのに最適であった。

ii) スケジュール及び参加者名簿

第2,3表 ナトリウム技術と取扱いコースおよび第2,4表 SODIUM TECHNOLOGY AND HANDLING COURSE 1-5 October 1973 List of Course Members の通り。

iii) トピックス

特になし

第2,3表 ナトリウム技術と取扱いコース
1973年10月1日～5日

	0900	1030-1045	1212-1330	1500-1515	1645
Monday 73/10/1			Introduction-Why we use Liquid Metals Mr. J.A. Smedley	Basic Liquid Metal Technology Mr. J.A. Bray	
Tuesday 73/10/2	Use of Protective Clothing Mr. A. Mowat	Impurities in Sodium Dr. R.A. Davies	Practical See Water Pump House	Maintenance of Liquid Metal Circuits Mr. R.E. Godfrey Mr. Jim Tomson	
Wednesday 73/10/3	Physical Properties of Liquid Metal Mr. J. Foley	Cleaning and Decontamination Dr. R.A. Davies Mr. J.A. Bray	Practical FRTC Laboratory	Sodium Fire-fighting Mr. J.A. Bray	
Thursday 73/10/4	Sodium Instrumentation Mr. E. Duncombe	Materials for Use in Liquid Metal Circuits Mr. A. Thorley	Practical Sodium Technology Laboratory D8530	Sodium/Water Reactions Dr. K. Tregonning	
Friday 73/10/5	DFR Tour	Final Discussion Mr. J.A. Bray Mr. J. Humphries Dr. R.A. Davies			

第 2, 4 表

SODIUM TECHNOLOGY AND HANDLING COURSE
1-5 October 1973List of Course Members

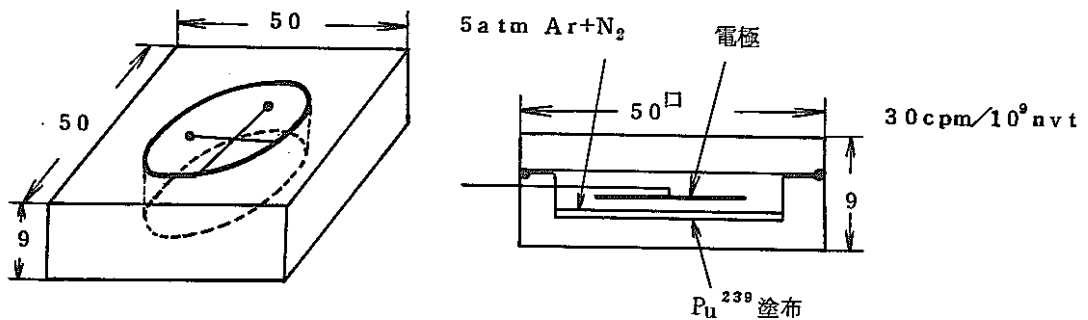
<u>NAME</u>	<u>ORGANIZATION</u>	<u>NATIONALITY</u>
W H Tabor	Tennessee Valley Authority	American
B G Twining	US Atomic Energy Commission	American
H Araki	Mitsubishi Electric Corporation	Japanese
T Suzuki	Tokyo Shibaura Electric Co	Japanese
H Kobayashi	PNC	Japanese
H Miwa	PNC	Japanese
F Sato	PNC	Japanese
T Oue	PNC	Japanese
C J Lee	CEGB	British
C P Haig	CEGB	British
B G Carpenter	AEE, Winfrith	British
J Wynn	UKAEA, Risley	British
B Holcraft	UKAEA, Risley	British
P J Begbie	DFR, DERE	British
D H Manson	CDO, DERE	British
J P Snadden	Rig DO, DERE	British
W Davie	DFR, DERE	British
D J Williams	PFR, DERE	British
J Frew	PFR, DERE	British
W H Backhouse	PFR, DERE	British
K Garbett	CEGB	British

3 ヨーロッパ各国関連施設訪問

3-1 Winfrith 研究所

i) ZEBRA 炉

現在 ZEBRA では PFR の 2nd Mochup を組み各種核特性の測定を行っている。Flux mapping は従来のマイクロ FC を利用したスキャンニングの他に第 3.1 図 に示すような New type の FC により炉心内 150 点の Flux mapping を CRT 上に 3 軸 (X, Y, Z 軸) 表示できるようにしている。



第 3.1 図 New Type の FC

FCA 方式の fuel can にこの FC を 5ヶ/E, A, 組込み, 30 F, A/core で 150 点の計測を行う。このスキャンニングに必要な時間は 130 min である。

実験データはすべてコンピューター処理され, 専用のミニコンで容量が不足の場合はテープにより研究所の他の大型コンピューターにつなげるようになっている。ZEBRA の運転 (Linac の運転を含む) は以下の 4 名で行われる。

Reactor	Physitist	1 名
"	Engineer	"
"	Technician	"
"	Operatin	"

ii) DRAGON 炉

a) ドラゴン炉の見学

「日本では高温ガス炉の開発をしていないのにどうしてドラゴン炉に感心があるのか」という出合頭の質問に面食らうことから見学が始った。

原子炉建物に近接して, 中央制御室と展示室のある建物が建っている。展示室でドラゴン炉と発電用 HTR の模型を見ながら説明を聞く。部屋の中にはこのほか組立てられた

燃料要素，筒型をした燃料の成形品（コンパクト）が並べてある。説明をしてくれた MDe Doccia 氏は高温ガス炉の将来性について力説しておられた。

展示室を出て渡り廊下を渡ると所員用エアロックの前に出る。鋼板製の格納容器の中には，1次冷却系の機器，燃料交換のための設備，2次熱交換器などが収納されているが，エアロックを開けて目に付くのは原子炉圧力容器の頂部にある円筒型のしゃへい構造体である。このしゃへい構造体の壁の内側には1次冷却材を循環させるためのヘリウム循環機，1次熱交換器，および燃料交換器などが設置されている。

長い間の習性で建物内の配線に自然と目が向く。主として金属管シースの電線が格納容器の内側の壁に沿って張りめぐらされていて，所々で格納容器を貫通している。この格納容器の電線ケーブルペネトレーションは半径が30～40cmあり，金属管シースの電線が内側からそのまま貫通している様に見えた。

格納容器の中をひと回りして燃料の成形加工室に案内された。部屋の入口で白衣を着，靴を履換えるのだが，白衣の汚れと破れがドラゴン炉の歴史を物語るかのようであった。

そんなに広くない部屋で，燃料の粒子（核）の製造，粒子のコーティング，コンパクトの成型，焼結および脱気などを行っている。何か故障でもしたのかかなり年輩の人がグローブボックスを開けて修理しているので，のぞいて見ようとすると，放射能レベルが高いから近よるなといわれた。

コンパクトの成型を実演して見せてもらった。外観がグリスの注入器の様な形をしているのがコンパクトを作る機械である。シリンダー型の胴に燃料の粒子を入れてから，てこを利用して，上からピストンを押し込んでしばらく加熱しておく，筒型をしたコンパクトが出来上がる。

自動装置もいいが，試験のために燃料を作るためにはこうした手動の機械がいいのだと説明をしてもらう。この燃料成形加工室でドラゴン炉で使用する燃料の供給が可能なのは勿論のこと，フルに操業するとドラゴン炉で使用する燃料の数倍の製造が可能であるとのことであった。

b) ドラゴン炉の設計と建設

ドラゴン炉の設計はUKAEAの基本研究をもとにして進められた。

角柱型の炉心と燃料取扱機はビン型の鋼鉄製の圧力容器に完全に収納されている。循環機の喪失事故時，熱循環による冷却を確保するために，熱交換器は，6本の冷却流路の頂部に据付けられている。冷却流路は同心ダクトで出来ていて炉心の上部プレナムを出たヘリウムガスは，内側のダクトを通過して熱交換器に移送される。プレナム上部の温度は800℃に達する。戻りのヘリウム温度は350℃で，その温度で50mm厚軟鋼の圧力容器が脆性破壊を起す恐れはない。

ヘリウムを保持するためには、すべての溶接部、フランジシール部に高いリークタイトが必要とされ、ヘリウム漏洩検査が行われた。

高圧容器および配管などに対する2次格納容器として、運搬台車用および運転員用エアロック付の鋼板製シェルが設置されている。この格納容器の中の酸素濃度を下げのための設備があり、圧力容器や配管に大損傷を来す恐れのある爆発事故を防止している。後になってこの設備は必要でないことがわかった。

鋼板製の格納容器の外側をコンクソート容器が取り囲んでおり、その中にはプラント制御室、排気設備、貯蔵場所、付属設備などがある。

原子炉の中央制御室は、燃料要素成形加工装置、および燃料貯蔵設備と同じく、格納容器に近接した建物の中にある。

ドラゴンの炉心

炉心は37本のエレメントで構成され、六角形をしている。炉心のまわりには、30本の内側可動型反射体があり、反射体を構成している黒鉛コラムの一方の側は近接する燃料とはまり合うように加工されている。この反射体コラムのそれぞれには、軸方向に穴があいていて、24本の制御棒および安全棒に供され、1つは起動時の中性子源用に使用される。

内側可動型反射体はベース上に、燃料要素と同じ様に取り付けられ、入って来るガスによって内側へ圧力がかかり燃料を押しつけていて、燃料要素が振動したり揺れたりするのを防止している。内側可動型反射体の外側に30個のコラムを環状につないだものと、黒鉛ブロックを積んだ固定の反射体が設置してある。内側可動型反射体は必要なときには、交換機によって取り除いたり置き換えたりすることが出来る。

ドラゴンの燃料要素

ドラゴンの燃料要素は特殊な形をしており、六角形をした7本の黒鉛のチューブにより構成され、その頂部に強化黒鉛ブロックが取り付けられ、ここを吊り上げるときに使用する。また底には円錐形のステンレス要素が取り付けられ、これがベットプレート上にあるスパイクとかみ合うように出来ている。

燃料は一般にウランのまるいつぶを円筒状にかためたものを、減速材である黒鉛のチューブの芯をくり貫いてこの中に挿入したものである。燃料の長さは160cmでチューブの両端に黒鉛のプラグがネジ込まれており、これが上部および下部の反射体をなしている。

六角形の燃料チューブには、それぞれの面に空隙を保つためのリブがあり、これにより断面が三葉模様の冷却流路が構成され、この流路をヘリウムが上向きに流れる。

マウンティングスパイクの隙間を通して、少流量のヘリウムが浄化装置に導びかれており、このバージガスに含まれる核分裂生成物をモニターし、各燃料要素から放出される気体の核分裂生成物を検出出来るような設備がある。

熱電対が、燃料、黒鉛チューブおよびヘリウムの温度を測定するために組込まれている。燃料要素のベースには絶縁リングがあり、それにはスプリングのついた12本の接触子が付いていて、これが炉心のベットのプレート側の固定接触子と接触する様になっている。

燃料要素の初期のタイプのものは、7本の独立したロッドがあり、バージ流量を流すためにロッドと円錐要素とを接続していた。後になってバージ出来るのは中央のロッドだけとした。まわりの6本はベースの部分でラッチング機構を解放することにより分離出来るようにした。実験時に冷却材中に放出出来る核分裂生成物の割合が制限されているので、このタイプの要素を使用することにより、実験用の燃料を長い間照射することが出来るようになった。運転用燃料は約300日のインターバルで交換される。

動力炉に使用することを目標にし、多数の特殊な燃料要素が設計されドラゴン炉で照射されている。

冷却系統

1次熱交換器は次の条件で設計されている。

- (a) 黒鉛と水との反応つまりチューブフェイラを出来る限り少なくするために、2次系統の水の量は可能な限り少なくする。
- (b) 電源喪失のときは自然循環により崩壊熱除去が出来る。
- (c) スペースの制限があるので高率設計とする。
- (d) 2次系統の運転圧力は1次回路の運転圧力より低くヘリウムの漏洩が生じたとき、水がヘリウム側へ流れるよりむしろ、ヘリウムが水の方へ流れ込むようにする。

一般には2次系統として知られている蒸気系統のポンプは水側に設置された。2次系統には、相互に同心状に取り付られ、同じヘッダーに繋がれた7本のら線状の配管がある。この管束の中心を通っているダクトとバルブによって管束を通るある量のヘリウムをバイパスさせ、その結果出口温度を制御し調節することが出来る。バイパス弁は循環機の入口を締め切るのにも使用されてループの流れを止めることが出来る。

3次回路にもポンプが設置され、熱を空気冷却器に移送する。電源喪失時にも自然循環によって崩壊熱除去が可能な緊急冷却系が設置されている。

核分裂生成物の補獲とヘリウムの浄化

各燃料要素から出るページヘリウムは炉心支持格子の下のマニホールドにあるエレメントと連結する前に、スパイクに設置されているサイクロンを通して、ダストを取り除きダストが各要素の流量計測、制御用のオリフィスを詰らせないようにしている。前置冷却器が圧力容器の底から分岐して取り付けられ、ヘリウムガスを約100°Cに冷し金属およびハロゲンの核分裂生成物を凝固させる。前置冷却器の次には核分裂生成物の減衰ユニットが来る。これは水で冷却され、チャコールが詰められている。減衰ユニットは希ガスの核分裂生成物をそこで補獲し、その崩壊熱および放射能を減衰するに十分なようになっていて下流側の機器に半減期の長い放射性娘核種が付着するのを防止する。

チャコールの減衰トラップを出たページガスは、1次系から途中ダンプタンクを通して引き出される、もう一つのガスの流れと一緒に、3基独立して設置されている浄化ユニットの1つに流れ込む。この浄化プラントの目的は不純物の大部分を占めるH₂とCOを取り除くことで、これらを酸化させてH₂OとCO₂にし、吸着して取り除くことである。浄化ユニットの第1段(ホットステージ)は酸化触媒床に結ばれそこにははじめCuOおよびCuが350°Cに加熱されている。ガスは冷却されながら冷凍機を通りそこでH₂OとCO₂は固体として補獲される。さらにガスはチャコールトラップを通りトラップは液体窒素で冷やされる。ここでは残っているいかなる不純物も、ヘリウムが冷却回路に戻るまでに取り除かれる。

3基の独立した浄化プラントを備えることにより、1つを直接1次系統に、もう1つをページフローに接続しそして3番目のものを再生することが出来る利点がある。

核分裂生成物をモニタリングするための設備として、穴が明いていて小さいチューブが37回路の選択が出来るセレクターバルブ付スパイクユニットに接続され、サンプリングはどの燃料要素からも出来るようになっている。

細いキャピラリーチューブが、多数のサンプリングラインに接続されており、半減期の短い核分裂生成物の分析を可能にするために急速なサンプリングが出来るようになっている。

燃料の成形加工

HTRの燃料は核分裂性物質又は親物質の球形の物質を核にして、そのまわりをコーティングして黒鉛のマトリックスに組込んだものである。球形又は球形に近い核は粉末をかためるか、液体のしずくを凍結させて作る。核を強くし、多孔性を得るために焼結する。核分裂性物質又は親物質は酸化物又は炭化物の核として在存するのが典型的な姿である。

核は特別に開発された高温液化ベットのバッチプロセスでコーティングされる。炭化水素又は四塩化炭素を1200 - 2200°Cのアルゴン又は窒素の中で熱分解させることによ

り燃料核のまわりに熱分解により生成した炭素を付着させる。炭素の源は精選淘汰され、また熱せられることにより付着する性質を持っている。これらの条件を適切に選ぶことにより、熱分解して生成した炭素による被覆構造を作ることが出来、これはことごとくHTRの現設計に適している。

ドラゴンプロジェクトの特徴としては炭化珪素の被覆を採用していることである。この被覆はある運転条件のもとで三塩化メチル珪素 (methyltrichlorosilane) の蒸気を熱分解することにより得られる。

低濃縮ウラン燃料サイクルではコーティングは普通5つの異なる被覆からなる。すべてのコーティング被覆はドラゴンプロジェクトで開発された液化ベッド炉で連続的な運転シーケンスによって行われる。

有益な経験を集積し、調印国における燃料製造の手助けをしながら、ドラゴンプロジェクトはHTRの満足すべき燃料を作るための研究と開発を行って来ている。

またドラゴン炉は高濃縮の運転用燃料として年間約14 KgのU235の加工を必要とする。運転用燃料の成形加工はまた生産データを得るのに有益な方法となっている。

コーティングした燃料の粒は核分裂生成物の放出に対する主要なバリアではあるが黒鉛マトリックスに分散配置されなければならないので、かなり長い運転期間中、損傷を受けないことが必要となる。この期間の終りまでに、ドラゴンプロジェクトは黒鉛マトリックスパウダをそのまま、粒の被覆とするペレット成形加工プロセスを開発した。粒の被覆をするために、予め樹脂の粉末と混ぜておいた黒鉛マトリックスパウダをアルコールと燃料の粒を一緒に入れてある回転式のドラムに振りかける。バッチは回転式の攪拌機によって、1コンパクト分に細分され、加熱圧縮成形され1800°Cで燃結、ガス抜きが行われる。

動力炉の設計研究

ドラゴンプロジェクトは1963年にAGIP/INDATOM/Dragonの共同研究を始めたのを皮切りに動力炉の一連の設計研究を進めている。2番目の研究は1966/67年に行われた528MW(e)のトリウムサイクルのHTRの研究である。

このケースではトリウム増殖サイクルが採用され、増殖燃料は分裂性のU-235と親物質のTh-232の混合物で転換比は1にしている。この増殖燃料は、約6年の寿命期間を、位置の入れ換え、押え(gag)の取り換えもなしに原子炉の中に入れておくことが出来る。原子炉はどのような方法であろうとも、増殖燃料だけでは臨界にすることは出来なく、炉心燃料は高濃縮のU-235で出来ていてトリウムは含まれていない。運転用の燃料は、運転中交換のスキームを考え、増殖用燃料はメンテナンスのために原子炉を停

止したとき交換することを考えている。

重要な設計上の特徴は、ドラゴンプロジェクトの特許のうち主要な項目であるところのさやに入れたボイラである。安全性と経済性を考えて、プレストレストコンクリートの圧力容器が最近の大型ガス炉をまねて採用された。また壁の内に据付けられるボイラの位置も、最近の大型ガス炉のあるものと同じである。

トリウムサイクル動力炉の研究をフォローした結果、もしも既に確立している低濃縮ウラン燃料サイクルの適用が可能であるならば、HTRを早急に実用化するための大規模な開発研究を行うべきであるということが、ドラゴン調印国において明らかにされた。予備研究では、AGRで用いられているのに似た不均質な炉心は低濃縮のHTRに応用出来るが、HTRでは高温かつ高出力密度なので、AGRの設計で採用されている固定式の減速用黒鉛の長期間に渡る挙動が問題となることが分った。

続いて行われた研究では、低濃縮燃料で運転するという核的立場から見れば、十分に不均質ではあるがすべて可動式な減速材と、熱の発生のために炉心空間を最大限使用するという点では、均質炉設計の特徴を有した設計に至った。“均質低濃縮”と呼ばれる630 MW(e)のこの原子炉は1968年、ドラゴンプロジェクトのレポートに発表された。修正された炉心構成と燃料サイクルは別として、初期のドラゴンの設計との違いは、炉心のヘリウム冷却材の流れを下向きにしたことで、運転中燃料交換を可能にするために上部プレナムを低温雰囲気としたことである。

ガスタービンを用いた直接サイクル発電にHTRを適用すること、250 MW(e)程度の小形ユニットとしてHTRを発電所に使用すると同時に高温度の熱を化学および冶金プロセスに利用すること等に関する小規模な研究が続けられて来ている。一方動力炉の設計はドラゴンプログラムの大きな部分を占めるには至らず、プロジェクトは、この分野における他の機関と連座するに至った。

またプロジェクトはこれら開発の先駆者としてその位置を保ちながら、将来の動力炉の設計と運転のための最適な路線に沿って実験計画を先導している。

3-2 Halden 研究所

Halden 研究所は照射試験燃料に対する各種の Incore instrumentation の開発と計算機制御の開発で知られている。

Incore instrumentation の照射燃料への取付は研究所の中にあるあまり大きくない Work shop で行われる。照射リグの加工もこの Work shop で行われるが大物の加工や特殊溶接は OSLO に近いケラー研究所で行われる。

特筆されるのはその価格の安価なことで calibration valve, flow-meter, cladding

の長さ、径(軸方向にスキャンニングできる)、 γ ヒーティング、ガス圧の測定器などをフル装備した照射リグが約2000万円程度である。

但し計測器の較正は照射前に行うのみで照射中及び照射後の再較正は行われていない。ただし他の計測器との相対的な check は行っている。

計算機制御については従来から開発中の DEPM システムの他に DFR と非常に類似した軽水炉用の制御システムを開発中でありほぼ完成している。これは CRT 表示にカラー方式を用いており Operator 用に3台の CRT と直長用に1台の CRT (これは運転に必要な information を集約表示される) を有している。又直長用の操作卓からは Operator 用 CRT に指示表示が可能となっており、各種設定値の変更もこの操作卓からは簡単に行えるようになっている。

この装置はすでにハルデン炉に ON-LINE につなぎ込まれて使用したことがあるとのことであった。尚、このソフトの開発にはすでに3年の年月を要している。

3-3 TNO (50 MW Sodium Component Test Facility)

Holland の Hengels にある 50 MW Sodium Component Test Facility では Kalker Nuclear Power Station 用の Evaporator, Superheater, Reheater の Full size mockup のナトリウムテストが実施されている。現在 Evaporator の tube にリークを起し loop は停止している。リークを起した Evaporator は Straight bundle type のものであり、新たに helical coil type のものを追加テストの予定で現在その据付工事を行っている。完成は12月予定で来年の2月には Full power テストを行う予定である。リークを生じた Evaporator のような大型 Ner 機械の洗浄方法は直空法を用いており、この方法は他の方法より簡便でしかも調査したい欠陥などに洗浄による損傷を与えないのでよい方法であると推奨された。

また1972年に IHX のテスト中にカバーフランジよりナトリウムリークを生じ漏洩ナトリウムがケーブルトレイに流入しケーブル類が全滅した事故を起している。

3-4 HISPANO-SUIZA 社

HISPANO-SUIZA 社はフランスの EC 対策の一環として SENEOMA の傘下に企業合併されている。

HISPANO-SUIZA はもともと Engine メーカーであり、現在も航空機エンジン、ガスタービンの生産が主力である。この技術を生かして軸流コンプレッサー(廃ガスコンプレッサー)などの原子力関係機器の製作を行っている。また航空機関係の精密部品、即ち油圧ポンプ、着陸装置(コンコルドの脚なども含まれる)の製作も行っておりラプソティ、フェニックスの

燃料交換機などにはこの技術が生かされている。

訪問したBOIS COLOMBESの工場は機器設計及び精密機械部品の加工工場であり、Na機器(ポンプ, 燃取機)の最終組立はベルサイユの近くにある工場の恒温恒湿の清浄室で行なうとのことであった。

組立後のNa機器はプラスチック塗装をされ発送される。Na機器の各種テストは水テストまではHISPANOで行うがNa中テストはCEAで行う。開発段階のNa機器は全体としての保証はしないが部分部分例えばポンプの軸シール部, などの部品については保証することであった。またジェットエンジンのメーカーとして「常陽」でやっている程度の品質整理は当然のこととして実施している。ただしCEAの立会検査は限られており大部分がメーカーの自主検査である。

工場見学は非常に制限されており許可を受けるには約1ヶ月前に申し込み審査を受ける必要がある。

3-5 INTERATOM社

INTERATOM社では我々の訪問スケジュールを事前に準備してくれておりそのスケジュールに従って見学を行った。

INTERATOM社では

- ① SNRのポンプ, 回転プラグ, 燃料交換機のフルスケールNaテストループ
- ② S/G 水-Na反応テストループ
- ③ 水流動テストループ
- ④ Fuel elementのNa流動テストループ

などを有しており $5^{\circ}\text{C}/\text{sec}$ $4\text{T}150^{\circ}\text{C}$ の thermal transient test等を実施している。

S/Gについては1/2 modelのヘリカルコイル型のNa-水反応テストを予定している。又今までの経験でNa \leftrightarrow 水反応のラプチャーディスクは反応 sectionとバッファタンクの間に設置し圧力減衰を早めるようにしている。

施設の見学後, KNK炉のCommissioning testについて説明を聞いたがそのうち興味があった部分について記述する。

- ① Naタンクのヒーター貫通部よりNaリークが発生した。
- ② 出力上昇は10%/stepである。
- ③ natural convection testを行っている。
- ④ secondary systemの activateをさけるために IHXに shieldingを追加した。
- ⑤ Final cleaningは vacuum cleanerで行ったがループ, S/Aともフィルタを使用しないでNa循環を行い支障がなかった。

3-6 PEC

PEC炉はボローニアとフィレンツェの中間に位置する山奥の水力発電所用のダムサイト(Lake Brasimone)にある。物の運搬には非常に不便な所であるがPEC炉がここに在存するために各種のナトリウムループなどもこのサイトに集中されている。

PEC炉はCNEN(The National Nuclear Energy Authority)のもとにNIRAによって建設が進められている。

ベルジモネサイトに建設中あるいは計画中の実験ループには次のようなものがある。

ESPRESSO : Sodium loop for endurance and thermal shock testing of
(1974 1月完成予定) fuel dummy subassemblies

max. temp 580°C

Na flow rate 110m³/h

ΔP_{\max} 7Kg/cm²

max shock ramp 50°C/sec

CEDI : Sodium loop for the endurance testing of dummy sub-
(計画中) assemblies

max. temp 650°C

Na flow rate 320m³/h

ΔP 12.5Kg/cm²

CPC-1 : Sodium loop for testing in fullsize the PEC loop
(計画中)

max. temp 650°C

flow rate 130m³/h

ΔP 18 Kg/cm²

ISA-1 : Plant for studying the sodium water reaction with small
(工事中) and large leak rate

Inventory of sodium : upto 40m³

Sodium flow rate 20m³/h

flow rate of injected water 5~50g/sec upto 5~10Kg/sec

Na temp 350~600°C water temp 260~300°C

CF-1,2 : 2 loop for testing the hydraulic testing of dummy
(水ループ稼動中) subassemblies (press, losses, vibration, cavitation)

max. temp 130°C

max. flow rate 400m³/h

ΔP max 22Kg/cm²

max.height of test section 4,6m

これらのテストループに使用されているポンプ，弁類などはフランスより輸入あるいは技術提携によりイタリアで製作されている。

PEC炉はCNENの新5ヶ年計画では1979年に full power にすることを目標に計画が進められている。

4. その他, 雑感

4-1 原子 及びループ全般

英国においても主流は LMFBR であり, Magnox 炉, HTGR も建設および運転されているが, DRAGON 担当者などの言葉によると主流からはづされ思うことが出来ないという不満があるようである。

ループは S/G ループ, 水・Na 反応ループ, Thermal shock テストループが現在各国で運転, 建設中又は計画中である。

又高速炉の建設中及び計画中の各国とも Na リークテスト用の恒久施設をもっており, 非常に簡単に Na リークに関する種々のテストが出来るようになっている。このようなループは非常に簡単なものであるので大洗工学センターにも Na 技術センターとして新人教育用, 対外デモンストレーション用に一基は所有してもよいではなかろうか。

高速炉技術に関しては, フランスは他のヨーロッパ諸国(イタリアはフランスより技術導入しているので除く)に対しても閉鎖的である。しかしフェニックスがすでに臨界になったことは PFR で先行していた英国にとっては大きなショックであった様である。英国に於いても PFR 関係の講義にはテープレコーダーの使用が禁止されるほどフランスほどでないにしろ PFR 関係資料等の公開にはきびしい制限があるようである。

PEC の循環ポンプはイスパノ社のライセンスでフィアット社で製作され, 弁類はフランスより輸入している。

4-2 設計, 製作, 工事

i) 機器, ループ設計

PFR の設計には DFR の経験が大きなウェイトをしめており, DFR に使用している問題のなかった部分はそのまま利用する方法がとられている。

例えば Na 配管系にもフランジ継手が用いられ「常陽」の全溶接タイプとは好対称である。またホットセル型でない高速炉では炉上で重量物(100 本程度のキャスク類)を取扱うためこれらのクレーン装置には十分な安全装置が施されている。

英国ではタンクタイプの LMFBR がコンパクトであり, タンク内の Na の熱容量によるスクラム時のサーマルショックの緩和, Decay heat 除去の容易さ, 一次系がシンプルになることの信頼性の向上などの利点を大いに宣伝していたがカバーガスの 1HX への巻込, ポンプ, CRD 核計装などが一件の蓋に組込まれるためのノイズの問題など解決すべき問題をもっているようである。

TNO の 50MWS/G テストループでは地震荷重については考慮されておらず, 事故と

しては航空機のつい落を想定している。

ii) 計測、制御関係

新たに建設及び計画されている原子炉は計算機による制御を全提として設計されている。表示はすべて CRT で行なわれ通常 4～5 台の CRT を有する。PFR の場合入力点数はゼネレーター部分も含まれているが、デジタル入力 5000 点、アナログ入力 2000 点であり、HALDEN も A.D の合計で 4000 点程度であり「常陽」プロセス計装の出力点の少いのが気掛りである。

多くのループの制御板はモザイク盤を使用し、ループの変更等に簡単に対処できるように設計されている。また実験データの処理はミニコンの使用が一般化している。

iii) Na 漏洩

PFR では床にパンチングボードを敷き (41% 空隙率) 漏洩ナトリウムをこの下の Na 溜にため消火する方法をとっているがコンクリートは鋼板等でライニングされていない。Na 消火装置としてはこの他にバミクライトの固定式散布装置をもっており、前述のパンチングボードの上にバミクライトを散布できるようになっている。漏洩検出器はスパークプラグ式とワイヤー式である。

TNO では傾斜した鋼板ライニング床と樋、ナトリウム溜で漏洩 Na を処理している。漏洩検出器はスパークプラグ型であるが弁のみに取付けられパイプの部分には設置されない。消火剤としては NaCl 基剤のものと石綿くづを使用している。

また部屋ガスサンプリングによる漏洩 Na の検出も行っているが近くの運河を通る船が海水を捨てたことも感知する程感度がよいとのことであった。

INTERATOM の Na ループに於けるナトリウム漏洩の対策はほぼ TNO と同様である。Na リーク検知は Ni ワイヤーによる H₂ の検知及びガスクロを併用している。

PEC では訪問当日二段になった配管で上方の配管より Na 漏洩がもった場合下方の配管に漏洩ナトリウムがどのような影響を与えるかという公開実験を FORATOM, FORUM 関係者のために行っていた。

4-3 試験、検査

PFR の Comissioning Test の予定は DRY Functional Test より Power up まで含めて約 300 日である。テストは Condenser への海水の取入より開始されたが海水取入用の堅型ポンプのベアリング故障のためこのテストは 6 ヶ月遅延した。

タービン及び復水器の通気テストは仮設ボイラーにより 500 psi 10% Steam flow で単独に行われた。

C/T のテストは 2 次系の C/T を使用した別ループで最大トラップ容量、純化特性のテス

トを実施した。

1, 2 次系統共ナトリウム充填以前に水による流動試験が実施された。ナトリウム充填は 1973 年 7 月 4 日に Heat up を開始し 1HX での thermal shock をさけるために一次二次側とも 200°C になった時点で Na 注入を開始し 8 月 17 日に充填を終了した。充填に必要な Na は 150°C で 25 μ のフィルターを通した Na を Na 貯蔵タンクに 1000m³ 貯蔵し Ca を除去した後に使用した。

工程を決めるものは Hesting に要する時間であった。

我々が PFR を最初に訪問した直後一次ポンプがスローダウンし現在テストを中止し対策を考慮中であり、我々がドレンを離れる前日に一次ポンプの解体を開始していた。

現在の PFR の一次 Na のプラグギング温度は 230°C である。

ダミーコアに使用された S/A は形状、重量とも実 S/A を模擬したものである。PFR の Commissioning test 中のデータ処理は本数のコンピューターではなく仮設のミニコンで処理される。

キャスク類等 取系機器の Commissioning テストは工場作動試験のみであり、現地では据付精度の確認のみである。

現地据付工事完了後の最終クリーニングは PFR, TNO, Interation, PEC ともバキュームクリナーとアセトン等による可能な範囲の清掃のみであり、ナトリウムを良好な洗浄剤と考えており、清浄度に関する基準は有していない。また KNK はこの Na フラッシングに際しても S/A, ループ共フィルターを使用していない。

4-4 運転, 保守

DFR は 1975 年に停止される予定である。DFR の停止に際して大きな問題になっているのは放射化された多量の NaK の処理であり、現在よい解決策はでていない。

PFR や他のループの Active でない Na 機器の取外し分解などにはビニールシート袋やシリコンラバーで被覆したグラスクロスが多く用いられており、PFR の一次ポンプなどの解体等にも使用されている。

ナトリウム洗浄に関しては英国、ドイツ、イタリアではアルコール、蒸気、水を使用する方法であるが、オランダ TNO では真空法を使用している。

TNO では 72 年に 1HX のテスト中にカバーフランジ部より Na 漏洩事故を起しこの漏洩ナトリウムがケーブルトレイに流れ込みケーブルを全滅させた事故経験をもっている。この後 TNO ではケーブルトレイを密閉型としケーブルもコンジットチューブに出来るだけ入れるようにしている。INTERATOM ではこの辺がもっと徹底しており、ケーブルは末端まで鋼板製のフレキシブルチューブに入れられている。英国ではケーブルは相当乱雑に配線

されこのような Na シャワーに対する対策はないように思われる。(この点などについて質問しても英国では今までその様なことは起っていないので大丈夫と思っているという答がえってくる。)

機械式ナトリウムポンプの故障は以外と少くラブノデンのポンプは 20 万時間(うち 1 台は 50 万時間)の運転の実績をもっている。(HISPANO SUIZA 社) その他のループについても故障の話は聞けなかった。

4-5 PFR シュミレータの運転

4-5-1 シュミレータ訓練の目的

高速炉の運転コースの参加者に PFR の訓練用シュミレータを使用させた目的は次の通りである。

- i) PFR の自動および手動の応答をデモンストレートすること。
- ii) シュミレータ訓練の有益なことを見せて、シュミレートされた原子炉プラントの訓練を経験させること。

4-5-2 1次冷却系 (Fig 1)

1次冷却系は直径 12.2 m、深さ 15.2 m の円筒型のステンレスの容器に収納されている。容器壁の厚さは 12.7 mm でそのまわりをリークジャケットが取りまいている。主要な機器は 3 台の 1 次ポンプでポンプはダイヤグリットに配管で接続され、冷却材は炉心を上向きに流れ、燃料要素を冷却し 600 MW の熱を取り出す。ナトリウム冷却材は 560°C で炉心から放出され、中性子しゃへい棒を通り貫け、中間熱交換器に入り 400°C に冷却されて再びナトリウムループに戻る。

シュミレータ運転のためには原子炉を熱源と考える。

そこで (i) 制御棒を動かすことは出口ナトリウム温度を制御することになり、(ii) 原子炉の出力を制御するためにはポンプの回転数を変えなければならない。ポンプ回転数は 200 rpm ~ 960 rpm の範囲で可変である。

4-5-3 2次冷却系 (Fig 2)

2次系には 3 つの独立したループがあり、それぞれ対の中間熱交換器に接続されている。それぞれのループは熱を 200 MW の蒸気発生装置に移送する。

2次回路は 1 回路あたり約 85 トンのナトリウムを含有しポンプ、中間熱交換器、過熱器、蒸発器および膨張タンクによって構成される。ポンプは蒸発器からナトリウムを引き出し 2 基の中間熱交換器に流し、そこで熱が 1 次冷却系から伝達される。ナトリウムの流

れは約 560°C で過熱器と再熱器の両方に分岐し、そこを出て再び一緒になり、蒸発器を
通ってポンプに 370°C で戻る。

4-5-4 蒸気系統

蒸気系統はありきたりで次の様な構成である。

- (i) 給水系統
- (ii) 蒸気発生装置
- (iii) タービン発電機
- (iv) 復水器

給水は復水ポンプによって引き出され純水装置に送られる。給水装置を出た給水はポン
プで直接加熱型給水加熱器に送られ、次に脱気器に入りそこで給水の中に混入している
酸素やガスなどが取り除かれる。更に給水は2段式の100%容量をもった給水ポンプに
送られ、給水ポンプを出たあと高圧給水加熱器を直列に通過して、給水流量調節弁を経て
ボイラドラムに入りそこで 290°C となる。給水ポンプは、蒸気条件が満足さえすれば、
ボイラドラムからの生蒸気又は高圧タービンからの抽気蒸気のいずれでも駆動することが
出来る。

ボイラドラムの水は循環ポンプによって蒸発器とドラムの間を循環させられており、蒸
気および水の混合体はドラムで分離される。

蒸気は過熱器に $15.9\text{MN}/\text{M}^2$ ($163\text{Kg}/\text{cm}^2$)、 345°C で入り、過熱器で更に加熱さ
れ高圧タービンに $15.9\text{MN}/\text{M}^2$ ($163\text{Kg}/\text{cm}^2$)、 530°C で入る。タービンは高圧車室
中圧車室、および2基の2流低圧車室にそれぞれの車軸が1本のシャフトに組立てられ構
成されている。交流発電機はこのタービンにより駆動され、270MWの電力を17kV、50
Hzで発電する。高圧タービンを出た蒸気は再熱器に入り $3\text{MN}/\text{M}^2$ ($31\text{Kg}/\text{cm}^2$) 530
 $^{\circ}\text{C}$ で中圧車室に入る。高圧タービンの排気の1部は主ボイラ給水ポンプを駆動するのに
使用される。中圧タービンを出た蒸気は2つの低圧タービンに入りそれから復水器に入る。

低圧タービンの排気は復水器で海水によって凝縮され、復水は抽出ポンプによってもう
一度給水系統に戻される。

復水器には、原子炉の起動および停止時に順応性を持たせるために、定格蒸気流量(15.9
 MN/M^2 ($163\text{Kg}/\text{cm}^2$)、 530°C)の約20%を凝縮させることが出来るダンプ系
統(タービンバイパス装置)を有している。

Fig 3、およびFig 4に蒸気系統および給水系統を簡略化したブロックを示す。Fig 3
にはダンプ系統をも示す。

応力腐食を防止するために過熱器で、ナトリウムが蒸気を過熱するための温度差が 30°C

になり、また原子炉出口温度が、この温度差を生じさせるに十分になるまでは蒸気は過熱器には導入されない。起動中に発生した蒸気は過熱器バイパス弁を通して20%容量の蒸気ダンプシステムに流される。

タービン止弁の前で必要となる蒸気条件が達成されるまでは、過熱蒸気は高圧タービンバイパス弁を通してダンプされる。再熱器側にもやはりバイパスバルブがあって上質の蒸気を再熱器出来るようになっている。

4-5-5 シュミレータディスプレイ

プラントが定格出力で運転しているときには、シュミレータ運転員は4台のブラウン管ディスプレイを監視している。しかし原子炉の運転は5台のディスプレイ装置を監視することになっている。

Fig 6, 7, 8 および 9 は4枚のシュミレータ運転員のためのディスプレイをポロライド写真に撮り、引伸ばしたもので運転員はプラントのあらゆる状態を影像に映し出すことが出来る。

Fig 6 は制御系を集約したものと、重要なプラントパラメータの表示である。計測単位が欠けているのと同様に略字が用いられている。参考用として Fig 5 に制御系が完全な表現で示されている。

Fig 7 は蒸気タービンの模擬線図である。蒸気圧力および温度、タービンの抽気段の位置および加減弁の開度が表示されている。

Fig 8 は発電機の可能出力曲線である。この図は発電機が電気を発電している状態を示している。

Fig 9 は警報用の形式である。この図ではボイラドラムと給水ポンプの出口との間に大きい圧力差があることを示している。

"N" の表示は、状態がひとりでに元に戻り警報がリセット出来る状態にあることを示している。そして残りの警報は炉心の出口 Na 温度の変化率が大きいことを示している。

4-5-6 シュミレータの運転

まず最初にやることは、シュミレータを完全な運転モードにセットすることで、この時の各種のパラメータは既に Fig 6 および Fig 5 のところで説明した通りである。あらゆる制御系を動かすことが出来、制御機で自動でも出力を変化させる演習をすることが出来る。

上記の運転のあと、演習をするグループの望むところにより制御系を変えて原子炉をトリップさせる。たとえば給水流量の低下、タービントリップ、原子炉トリップ、ポンプトリップなど。そしてトリップの影響が研究される。Fig 10 はトリップ後の発電機の可能

出力曲線を示す。

もし、トリップ後時間が許せばプラントを再起動する。

4-5-7 プラントの起動

プラント起動時の問題点は、最近の動力プラントに共通していることで、主には熱衝撃および熱応力を避けるために蒸気温度と金属温度を適合させることである。この様な問題は、過熱器、再熱器などの肉厚の金属管およびタービン止弁の胴あるいは高出力な車室のフランジなどで起る。

PFR における起動には3つの種類がある。

- i 冷却状態の起動
- ii 緩かい状態の起動
- iii 熱い状態の起動

冷却状態は、金属温度がボイラ蒸気温度よりかなり低い時でそれぞれのプラント項目に従って漸次緩機の必要がある。

緩かい状態の起動方法はプラントの停止が10時間以上かゝったときでしかも金属温度が冷え切る程長くない時に採用される。

熱い状態の起動はプラントが停止後10時間以下のときで直ちに起動出来る状態にあるときに採用される。熱い金属コンポーネントは、従って蒸気温度に打勝つことが出来るし原子炉は停止状態から2時間以内に運転状態に復旧することが出来る。

4-5-8 シュミレータの起動

原子炉がトリップしプラントを安全に停止状態にするための通常運転手順は

- i トリップの原因の究明
- ii 安全であると判断されたら、通常運転に復旧するための準備をする。
- iii 安全保護系回路のトリップ試験を行なう。
- iv 安全棒を引抜く。
- v 臨界近接の様子をグラフにプロットしながら制御棒を引抜く。
- vi 原子炉を臨界にし、運転の平衡状態とにらみ合せて、種々の反応度係数を考慮しながら反応度バランスを取る。

Fig 11 に最初の状態にセットされた時の原子炉のパラメータを示す。

ボイラの圧力は $15.9 \text{ MN/M}^2 (163 \text{ Kg/cm}^2)$ 、ポンプ速度は最低、原子炉出力は 6.9 MW である。制御棒は 329 mm 引抜かれ、Fig 12 では電動機駆動の補助給水ポンプの吐出圧が $16.1 \text{ MW/M}^2 (164 \text{ Kg/cm}^2)$ である。

過熱器は通気されており、余剰な蒸気はタービンバイパスを通してダンプされている。
上記の状態から原子炉を起動するための手順は次の通りである。

- i 主ボイラ給水ポンプの起動と切替
- ii ポンプの切替が終わったらスイッチを自動にし、補助ボイラ給水ポンプを停止する。
- iii ボイラ蒸気ドラムの圧力を高圧タービンバイパス弁を閉じることによって運転圧力まで上昇させる。
- IV 原子炉出力を定格の 20%まで上げ、タービンの必要とする蒸気条件を作る。原子炉出力は自動制御で上昇させられる。
- V 主タービンを起動し、3000rpm まで回転数を上昇する。
- VI 発電機を北スコットランド水力電力庁の系統に併入する。
- VII 発電機および原子炉の出力を上昇する。
- VIII 蒸気条件が確立されたら再熱器および給水加熱器に通気する。

4-5-9 シュミレータ

シュミレータは、PFR の多数の主要なプラント項目について、正確な動特性と制御系の応答性を作り出し、運転員の訓練者に対して、これらの特性を実際的な方法で与え、PFR の発電所の挙動をかなりの正確さで模擬することである。

シュミレータの現在の応答は PFR プラントが完全に運転されたときのそれと、全く同じである必要はない。

プラントの運転特性が明らかになったときにシュミレータはそれに合せられて行くことになる。

ドレスデンII (BWR 800 MW(e)) のシュミレータと、プラントの運転および小さい操作機器の点において、好敵手であると GE が言っている。これに力を得て、AEC はプラント運転員の資格試験をこのシュミレータを用いて行っている。

発電機の出力が大容量化の傾向にあり、発電プラントが停止することにより被る損失は大きくなっている。プラント運転員を訓練し、運転員の誤操作によるプラントの停止時間を極力少なくするためのシュミレータの役割は増大しつつある。

4-5-10 運転員コンソールデスクおよび監視用ディスプレイユニット

運転員デスクでは、運転モードのときにのみ、デスクに組込まれた4台のディスプレイユニットを含めて、システムを操作出来る。

可搬式のディスプレイがもう1台あり、これは運転員デスクにも指導員デスクにも接続することが出来る。

オペレータデスクには追跡球が組込まれ、これは光線カーソルを次の操作をするためのデータを選択するときに、ディスク上のディスプレイに合わせるのに使用される。運転員デスクにはブザーの警報があり、いずれのシステムでの警報についてもブザーが鳴るが、電気盤だけは、模擬母線のスイッチが矛盾を来たしたときにベルが鳴るようになっている。

Fig12 にシュミレータシステムの配置を示す。Fig13 に運転員コンソールデスクの配列を示す。Fig14 ～ Fig18 に運転員コンソールの詳細を示す。

謝 辞

高速炉訓練センターのスタッフ並びに講師の方々の公私にわたる御指導に心から感謝の意を表すと共に、多忙の折、私共の見学を心よくお引き受け下されたヨーロッパ各国の研究所および民間会社の関係各位に深く御礼申し上げます。

特に日本から研究員として海外派遣されておられた Halden 研究所の飛岡氏およびイタリアイスプラ研究所の鴻坂氏（いずれも日本原子力研究所より派遣）HISPA-SUIZA 社に同行して通訳をしていただいた帝国酸素(株)パリ駐在員佐藤氏の三氏には不慣れな土地柄大変お世話になりました。重ねて感謝の意を表します。

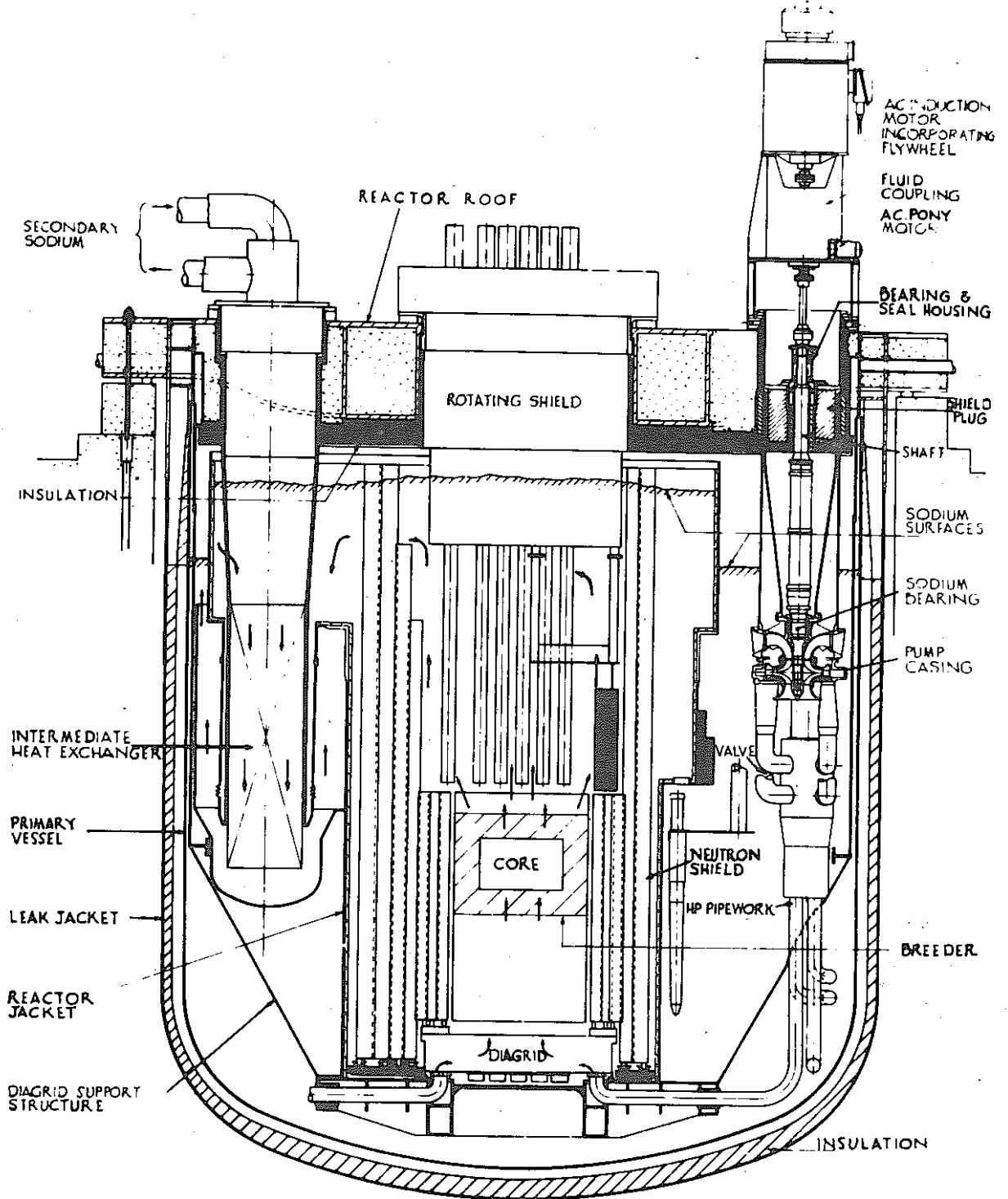


FIGURE 1 PFR PRIMARY TANK SHOWING PUMPS AND HEAT EXCHANGERS

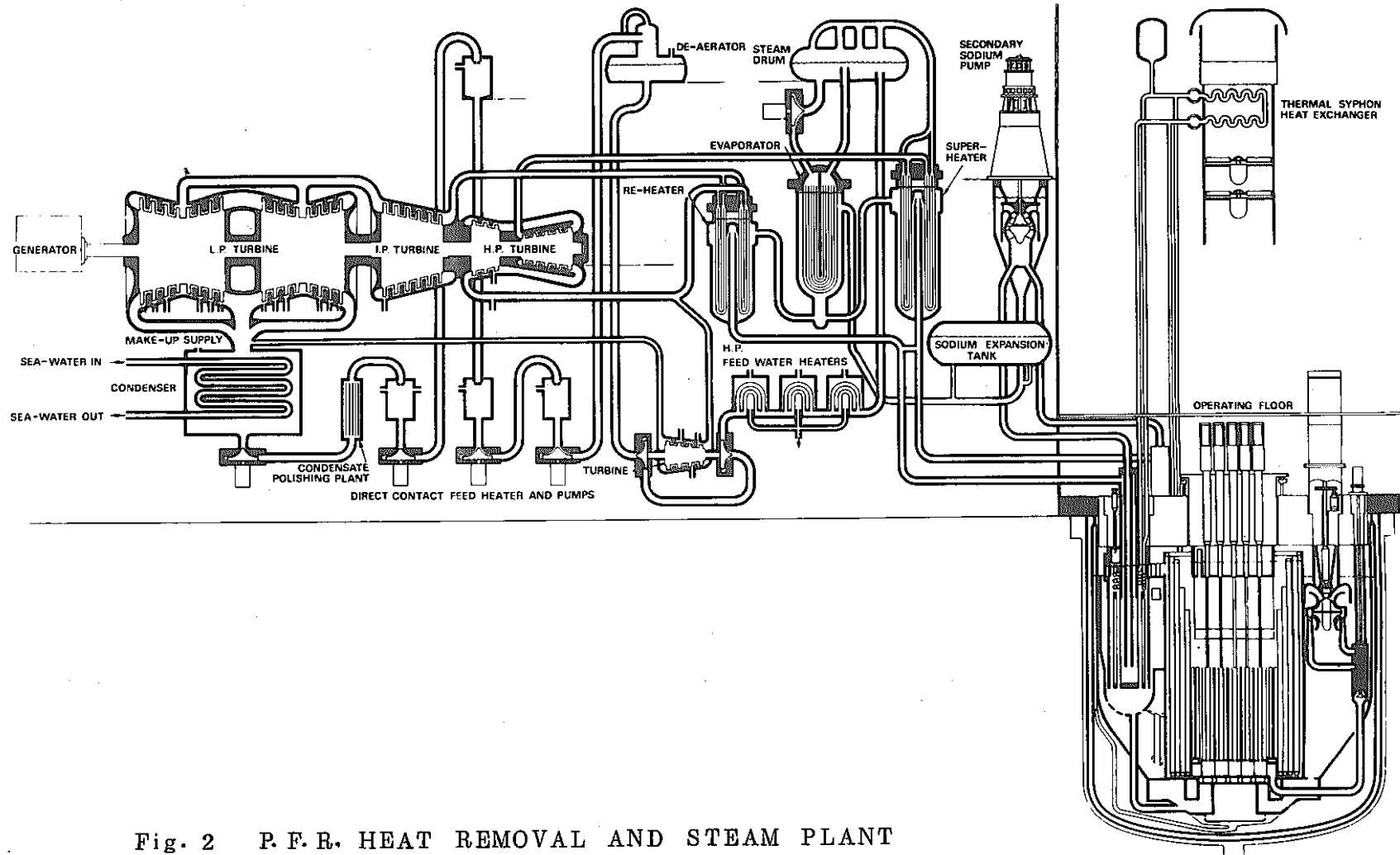


Fig. 2 P. F. R. HEAT REMOVAL AND STEAM PLANT

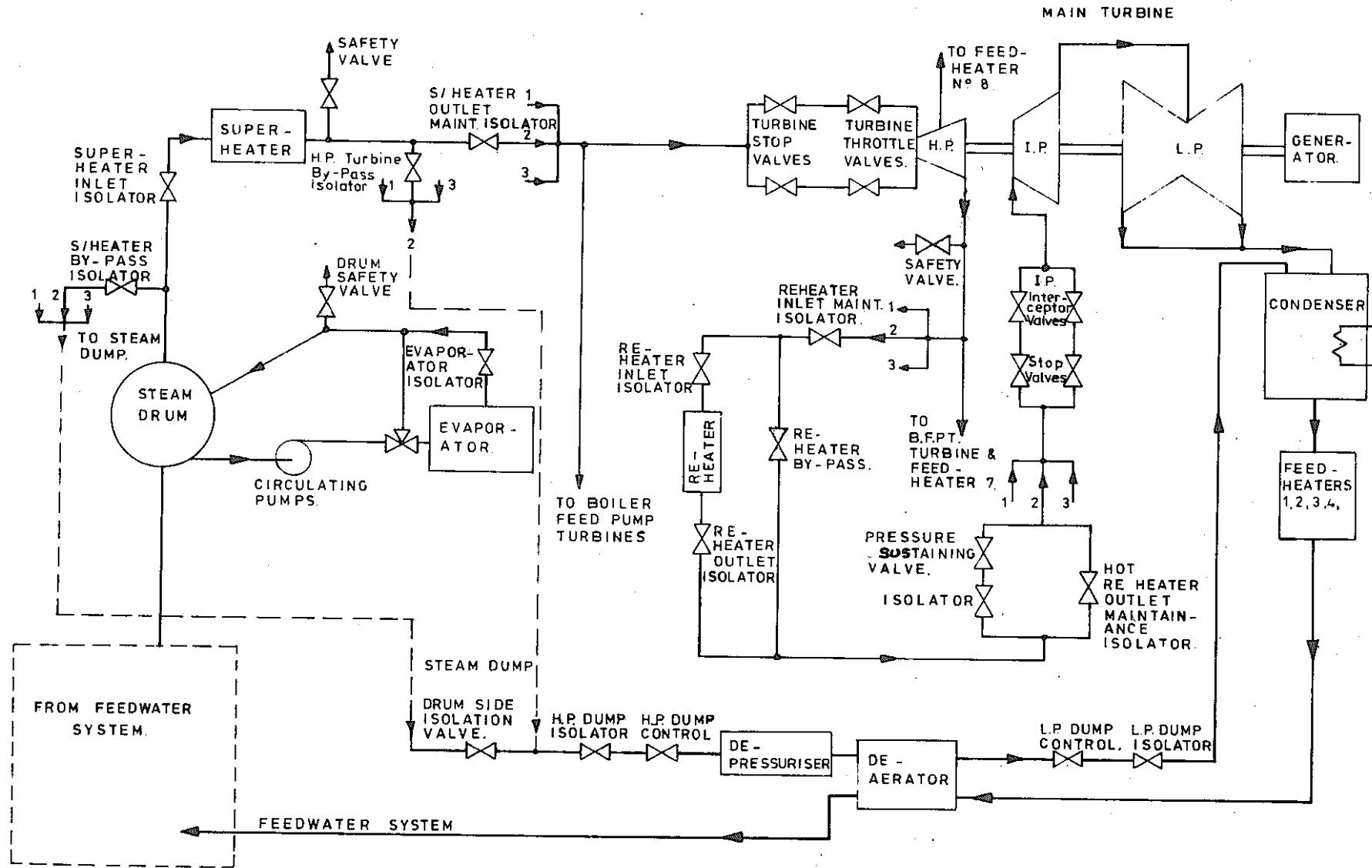


Fig. 3 STEAM SYSTEM

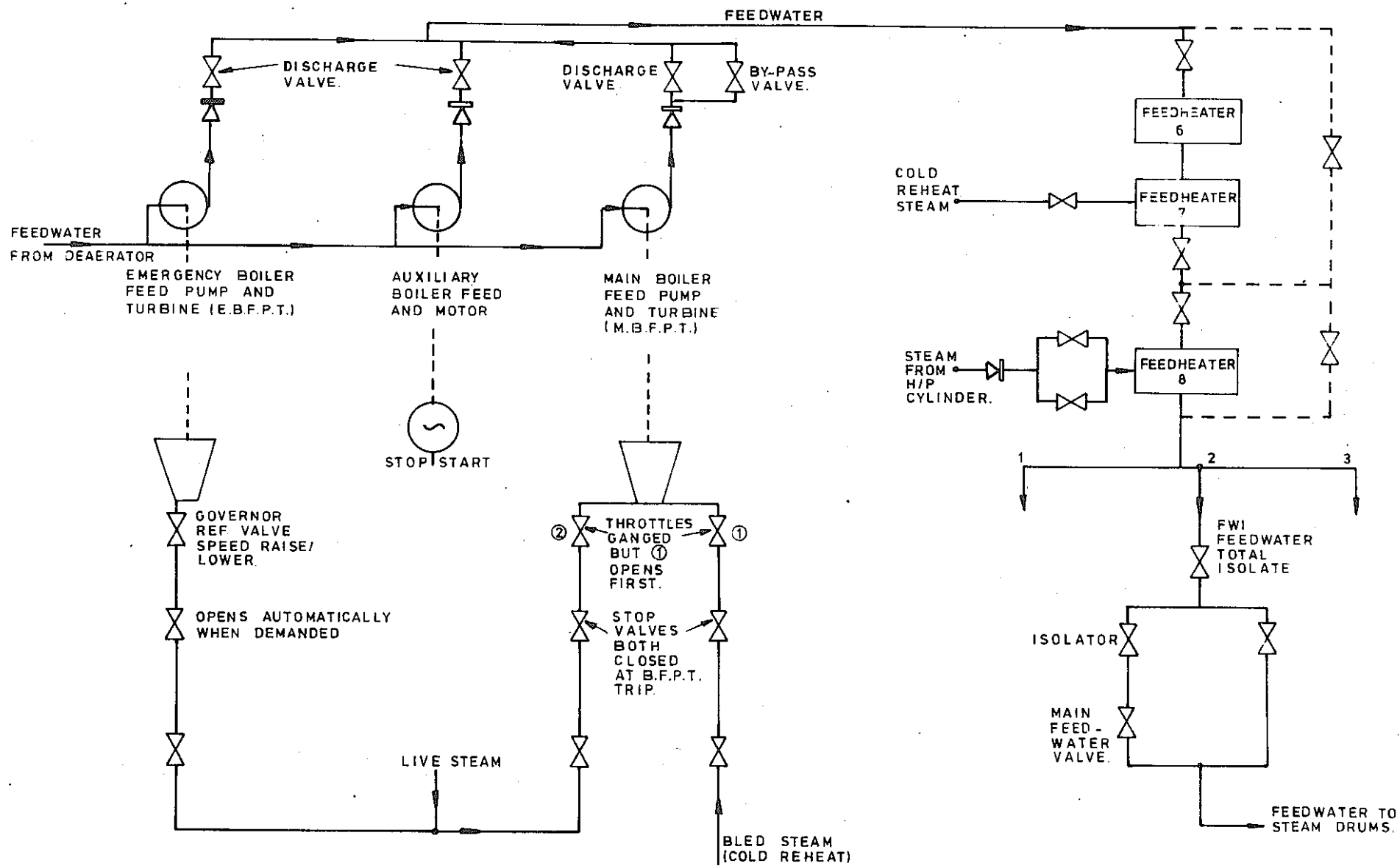


Fig. 4 FEEDWATER SYSTEM

TIME DATE TITLE OF PAGE PAGE NUMBER
 DISPLAY INFORMATION

PUMP CONTROL MODE STEAM PRESSURE

Demanded Steam Pressure 15.9 MN/M²
 Actual Steam Pressure 15.9 MN/M²
 Bypass Steam Pressure 16.3 MN/M²

Pump Speed	1	2	3	Demanded Coupled Speed
Primary	939C	939C	939C	939 Revolutions per minute
Secondary	921C	921C	921C	921 " " "

REACTOR CONTROL MODE AUTOMATIC DEMANDED 532°C

Reactor Power 605 MW Na Outlet Temperature 580°C Steam Temperature 533°C

Control Rod Number	1	2	3	4	5
Height (Millimeters)	555	558	558	558	558
Readiness Number	0	0	0	0	

Actual Speed 12.5 Hertz Speed Preferred 12.5 Hertz 0

BOILER FEED PUMP TURBINE CONTROL MODE AUTOMATIC

Demanded Differential Pressure 0.68 MN/M²
 Actual Differential Pressure 0.68 0.89 0.69 Live Valve Opening 0%
 Demanded Pressure 15.16 Bled Valve Opening 70%
 Actual Pressure 19.36 Feed Flow 271 Kg/sec

NOTE 1 MN/M² = 145.04 lbs/in²
 1 MN/M² = 10.19 Kg/cm²

Fig. 5

00.05.58 00 XXX 00 CONT SUMMARY 355

001 SI G

PUMP CONT	MODE	STM PRES				
DMND STM PRES		15.9				
ACTL STM PRES		15.9				
BYPB STM PRES		16.3				
PUMP SPEED		1	2	3	DMND CPLD	SPEED
	PRI	939 C	939 C	939 C	939	
	SEC	921 C	921 C	921 C	921	

REAC CONT	MODE	AUTO		DMND	532	
REAC POWR	605	OUT TEMP	580	STM TEMP	533	
CONT ROD		1	2	3	4	5
HEIT		555	558	558	558	558
RDNS NO		0	0	0	0	0
ACTL SPEED		12.5		SPEED PREF	12.5	

BFPT CONT	MODE	AUTO			
DMND DP	0.68			LIVE VALV OPNG	0
ACTL DP	0.69	0.89	0.69	BLEED VALV OPNG	70
DMND PRES	15.16			FEED FLOW	271
ACTL PRES	19.36				

Fig. 6

15-24-53
OOI SI G

12 SEP 73

TURB
SPEED 2999
GEN LOAD 287

247

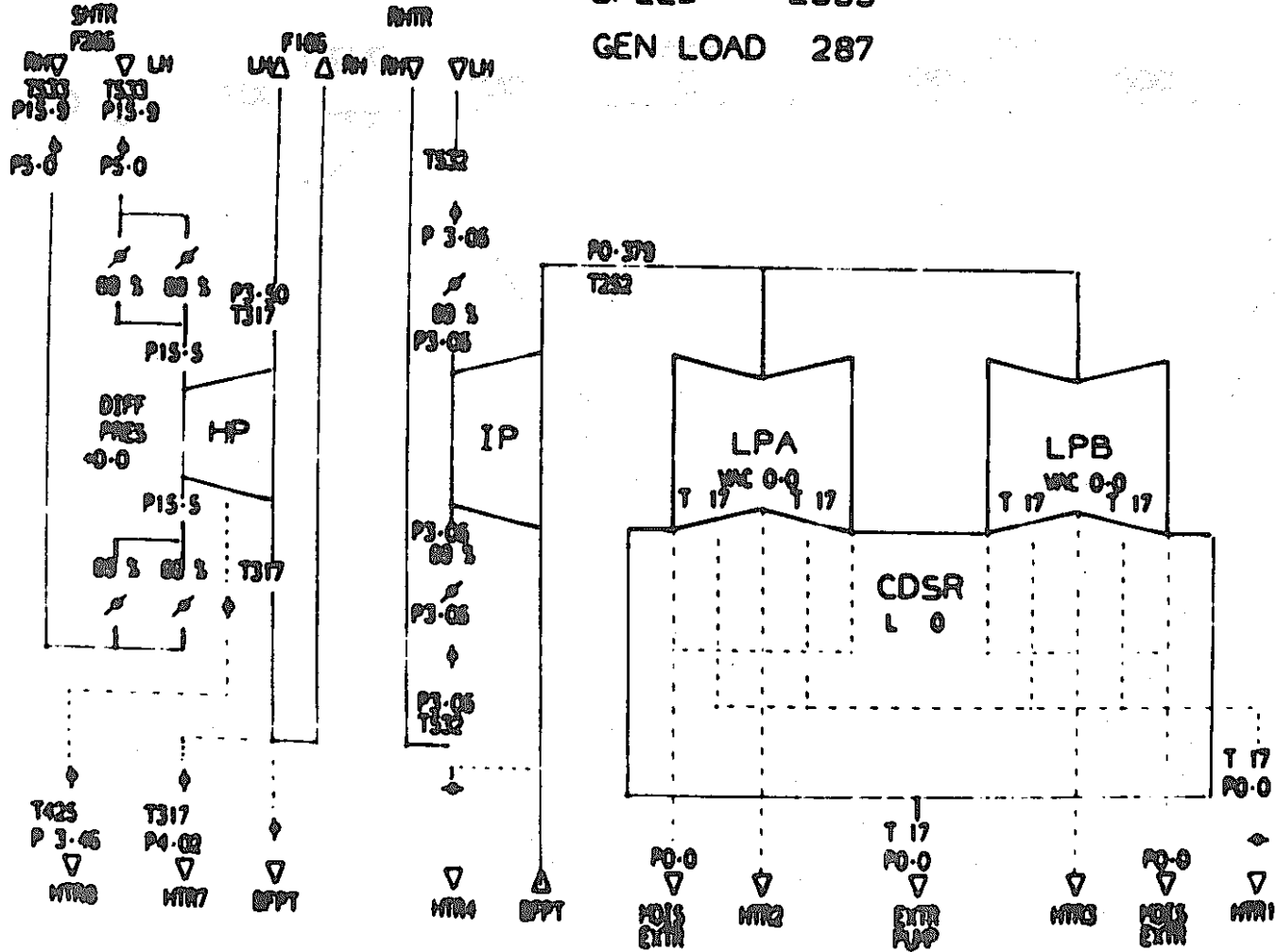


Fig. 7

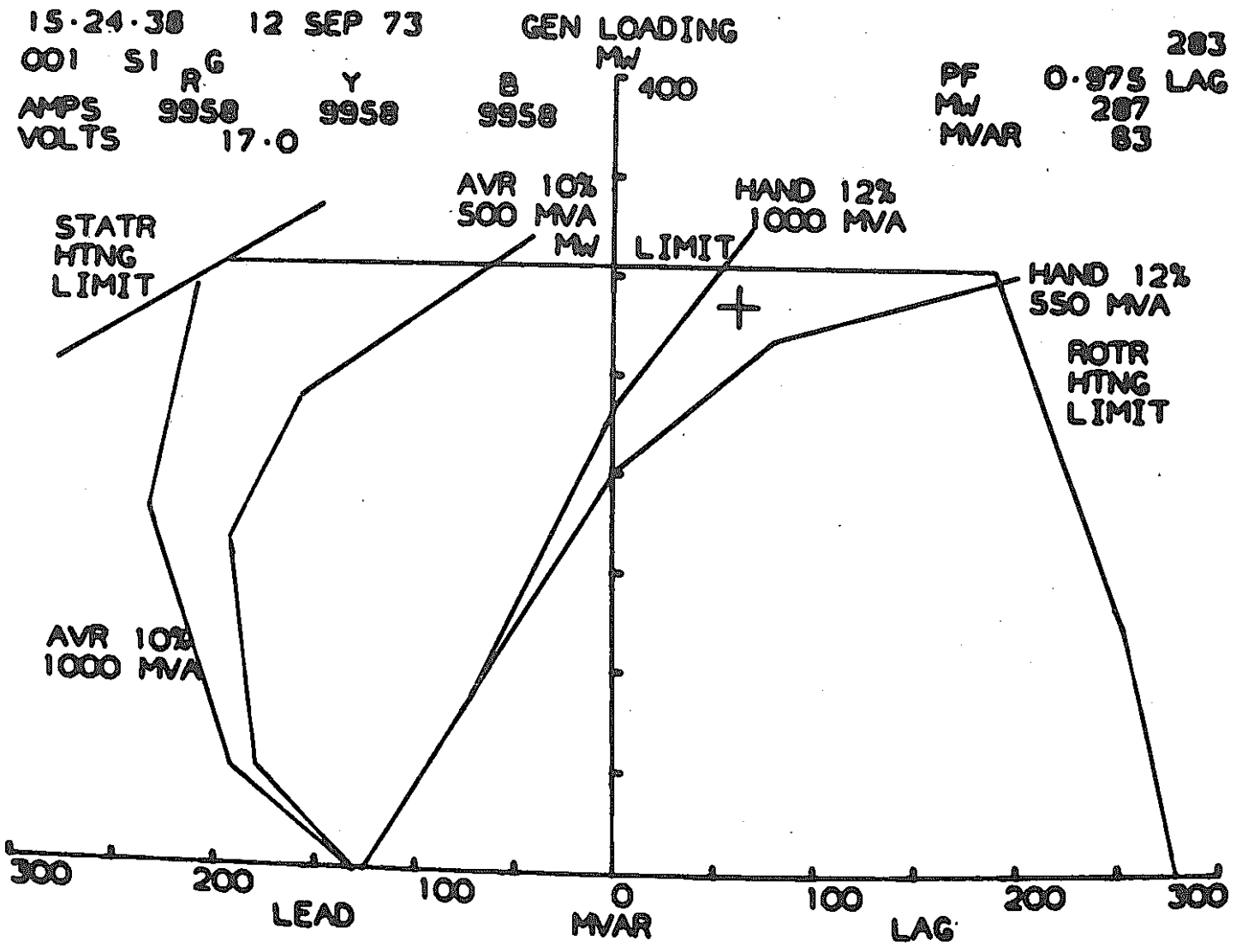


Fig. 8

15.20.18 12 SEP 73 ALARM LIST
OOI SI G

OOO

N 100 SGU 2 FW REG VALVE DP 4016 HIGH
X 100 CORE OUT NA TEMP CHAN TRIP MRGN 2725 LOW

Fig. 9

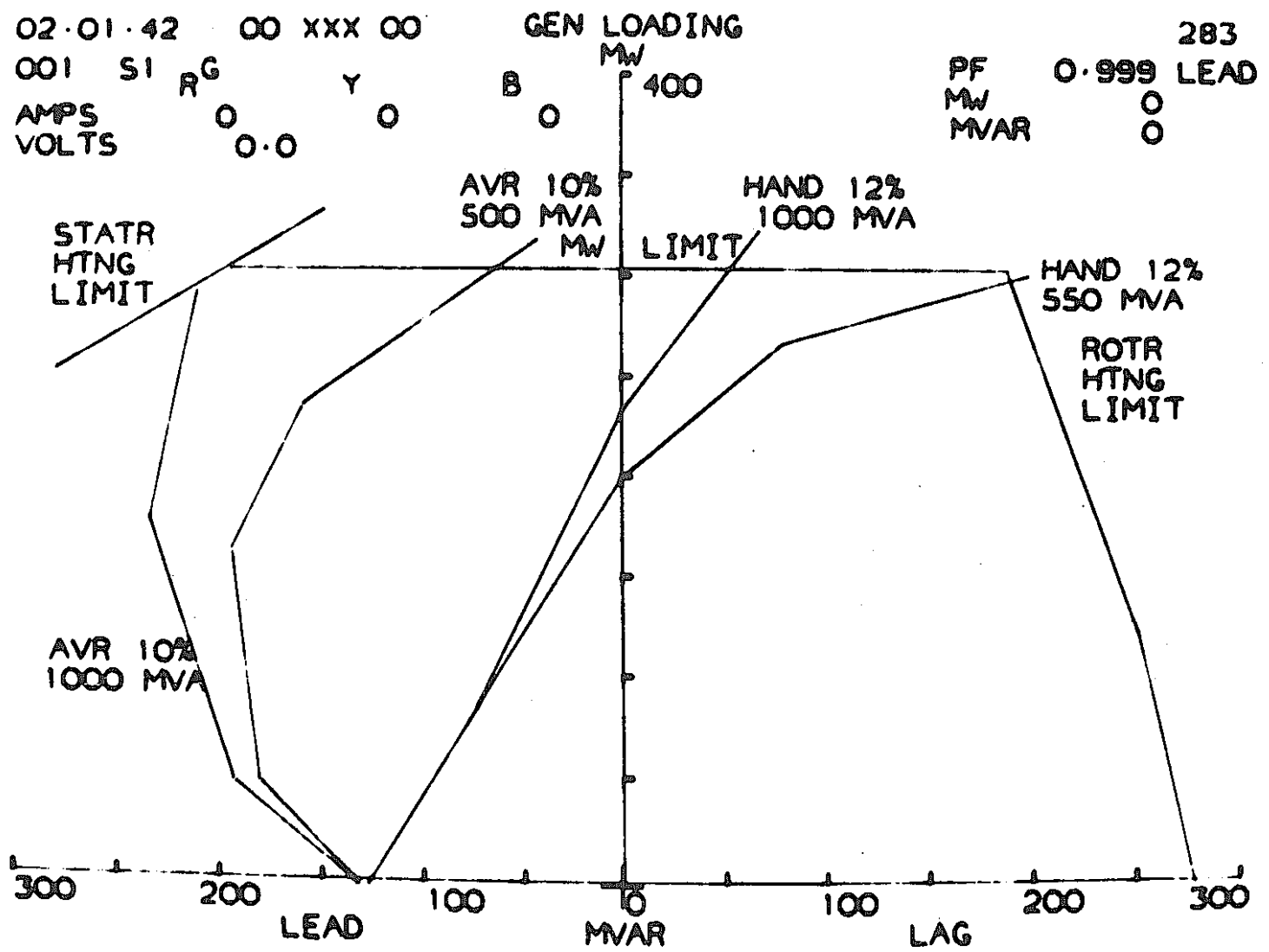


Fig. 10

01.58.16 00 XXX 00 CONT SUMMARY

355

001 S1 G

PUMP CONT	MODE	MAN				
DMND STM PRES		0.0				
ACTL STM PRES		15.9				
BYP S STM PRES		15.7				
PUMP SPEED		1	2	3	DMND CPLD SPEED	
	PRI	193	193	193		0
	SEC	180	180	180		0

REAC CONT	MODE	AUTO			DMND	414
REAC POWR	69	OUT TEMP	444	STM TEMP	435	
CONT ROD		1	2	3	4	5
HEIT		329	327	347	328	362
RDNS NO		0	0	0	0	0
ACTL SPEED		12.5		SPEED PREF	12.5	

BFPT CONT	MODE	MAN				
DMND DP	0.68				LIVE VALV OPNG	0
ACTL DP	0.36	0.37	0.36		BLD VALV OPNG	0
DMND PRES	15.16				FEED FLOW	0
ACTL PRES	0.0					

Fig. 11

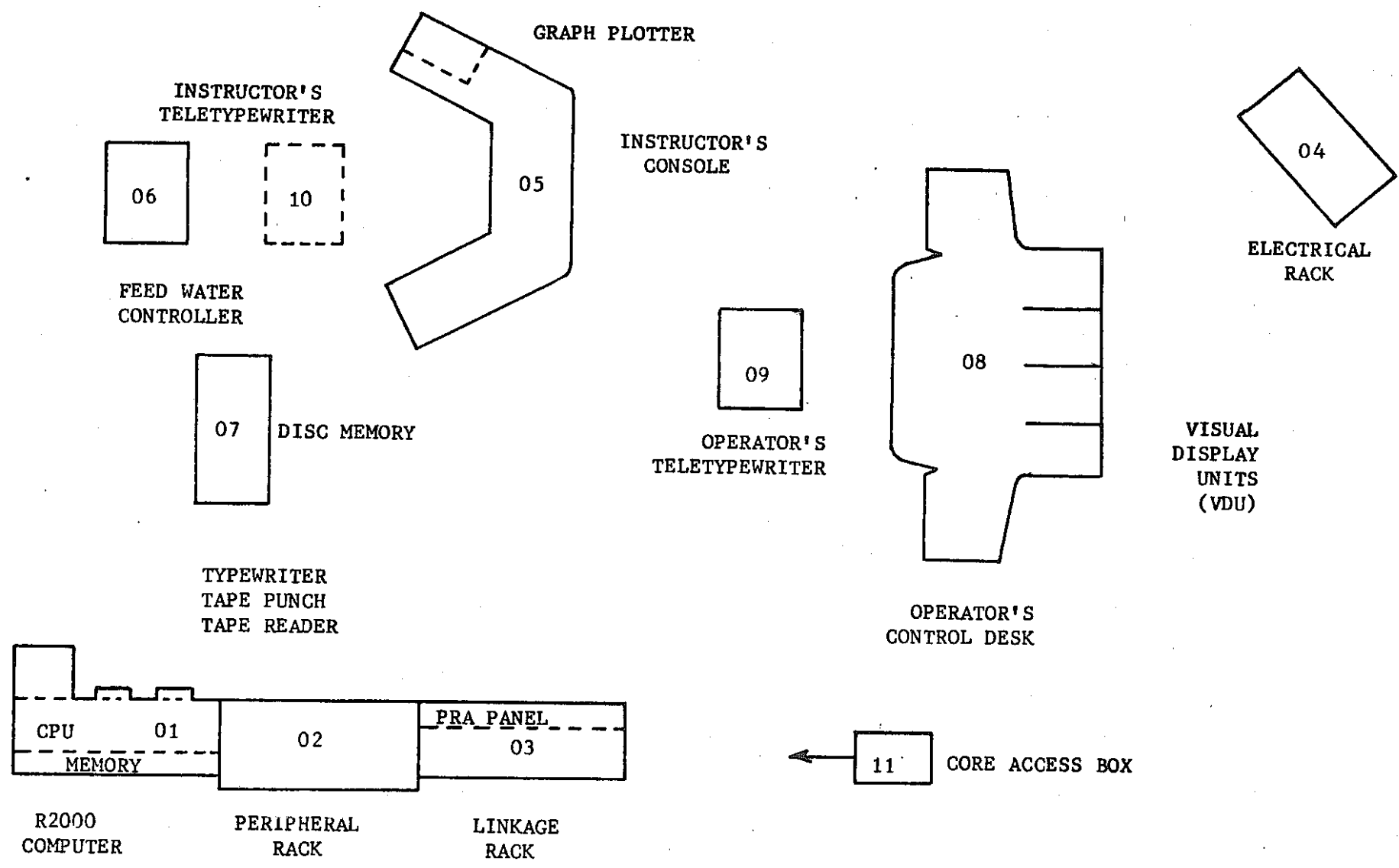


Fig. 12 PFR SIMULATOR SYSTEM

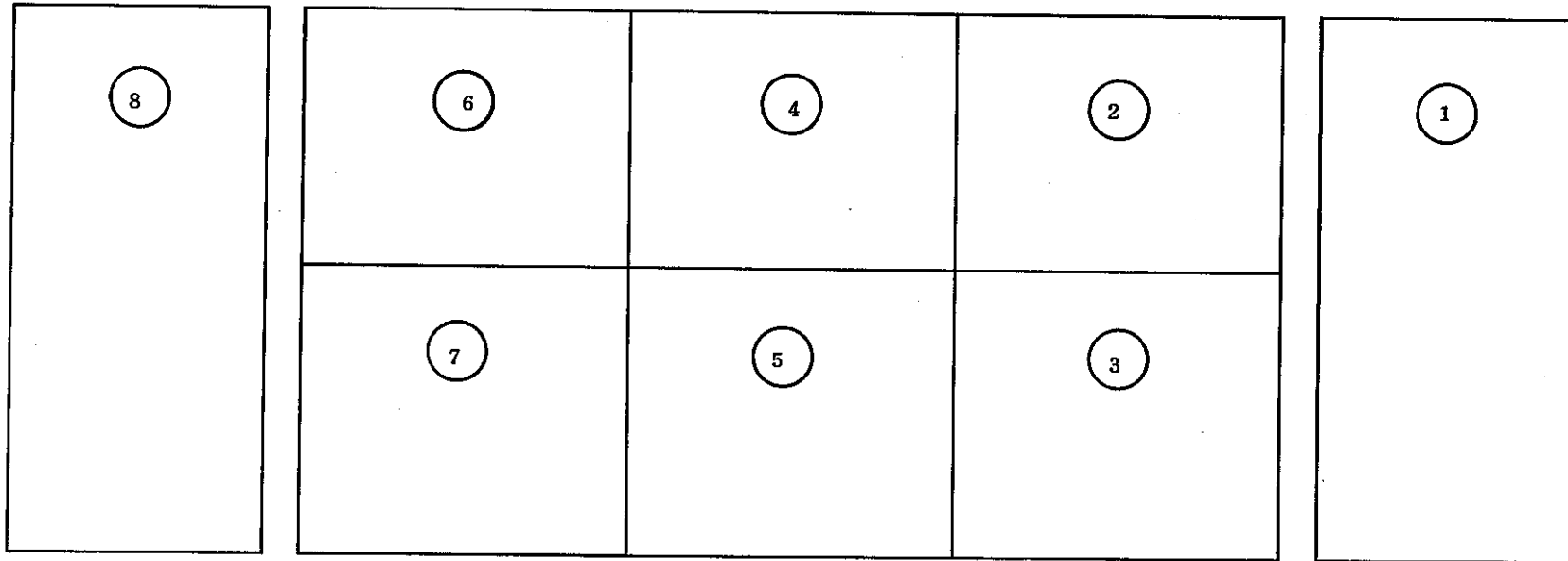


Fig 13 OPERATOR'S CONTROL DESK (08 at Fig 12)

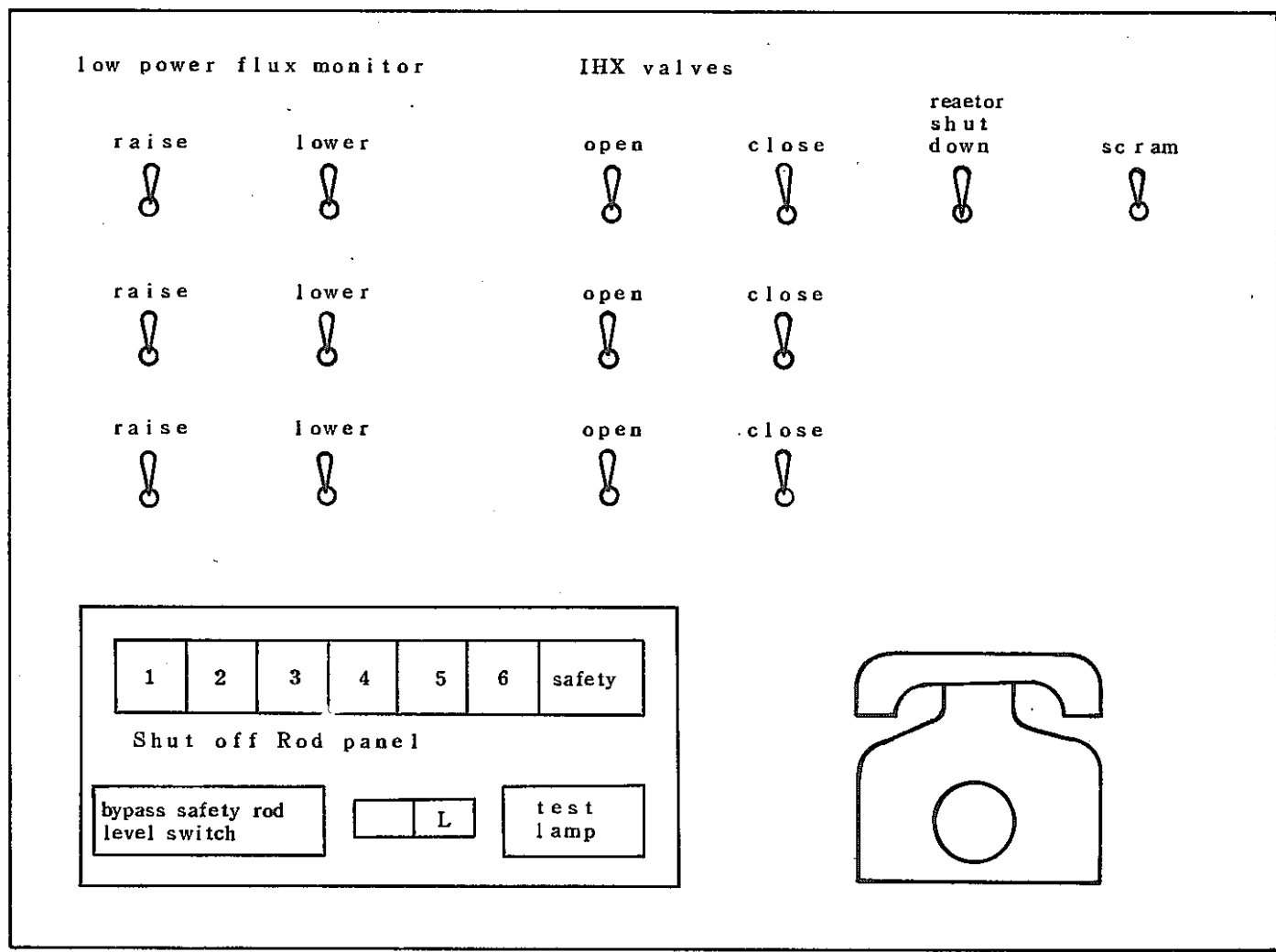
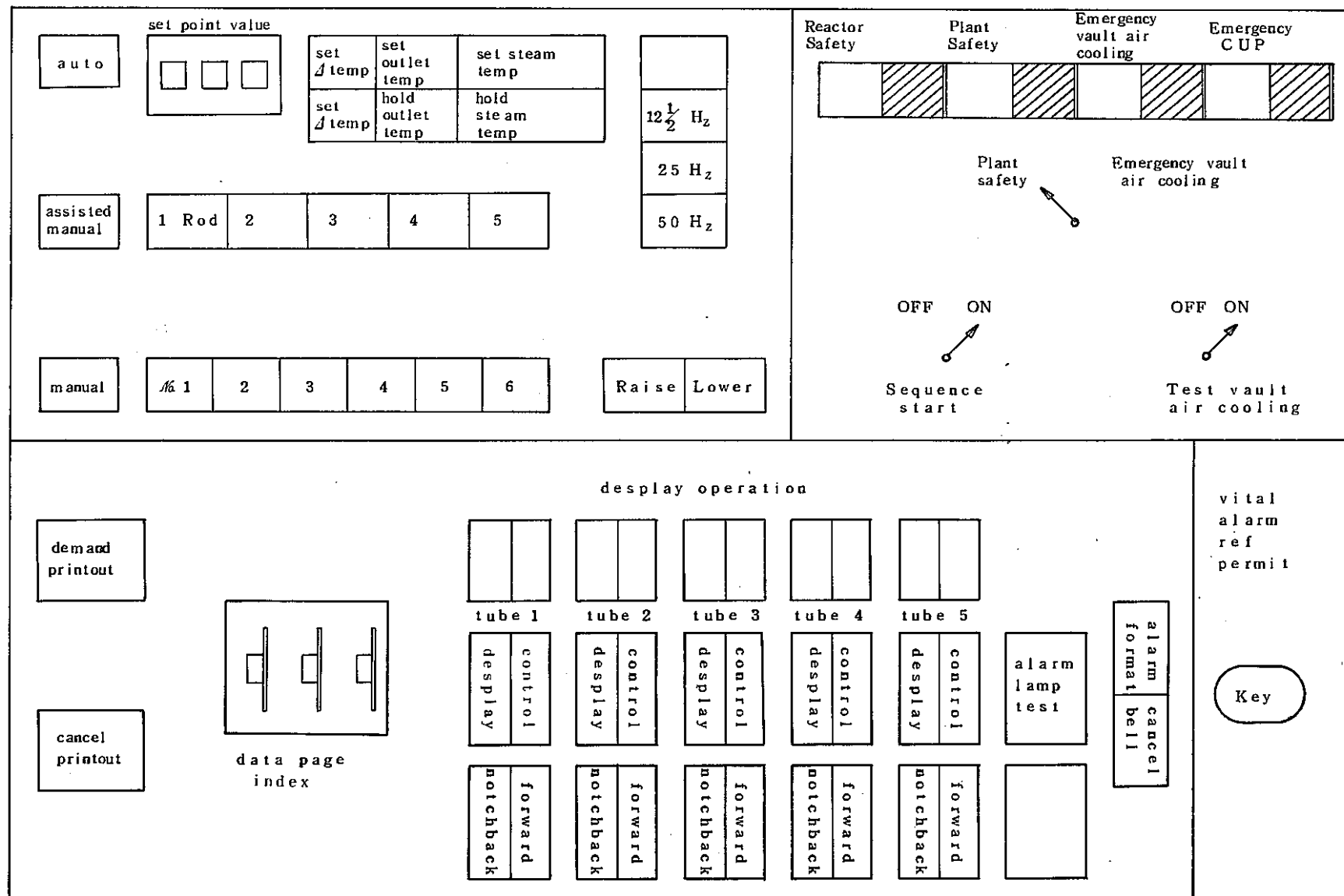


Fig 14 OPERATOR'S CONTROL DESK (① at Fig 13)



2

3

Fig 15 OPERATOR'S CONTROL DESK (2 & 3 at Fig 13)

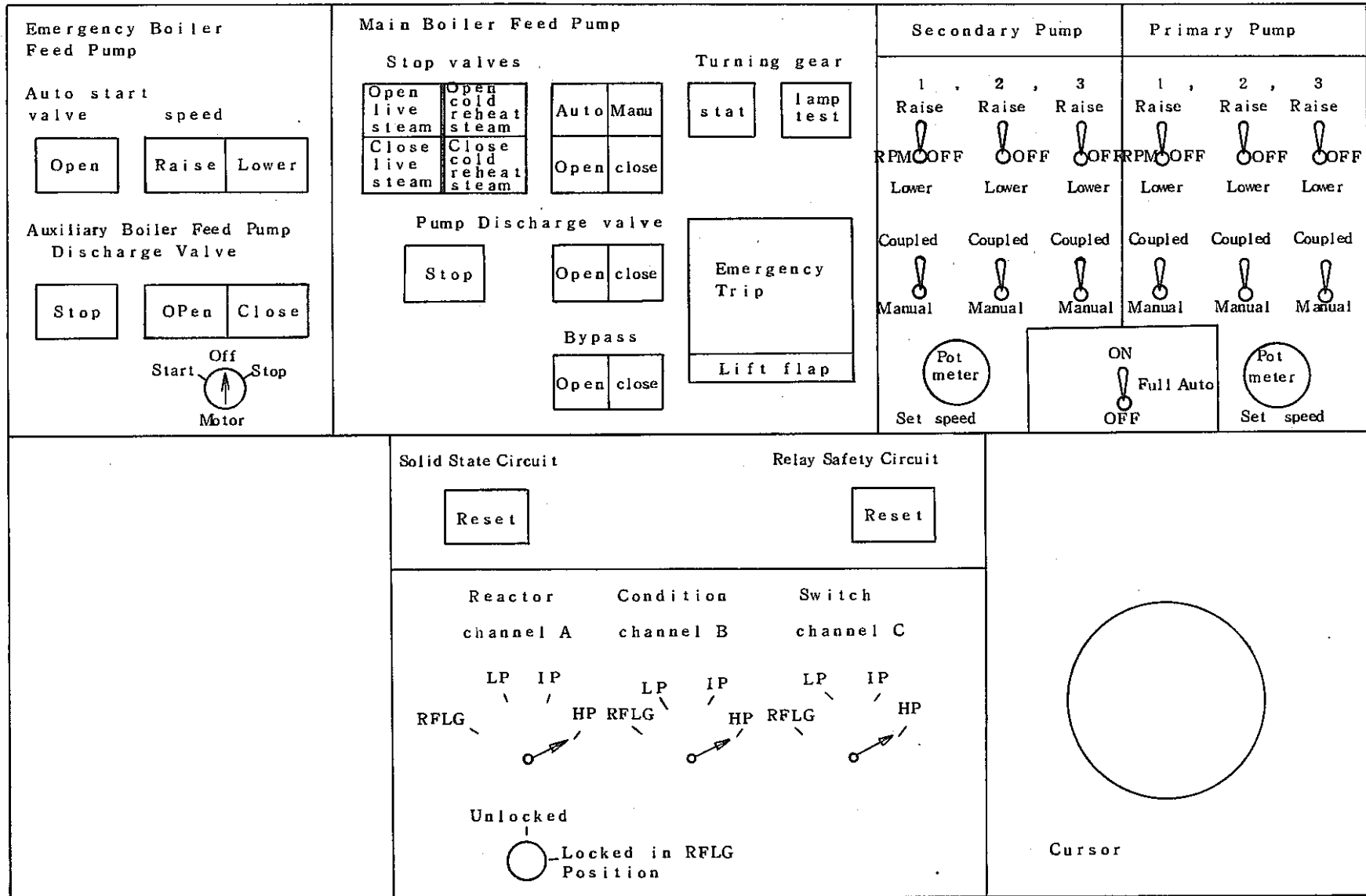
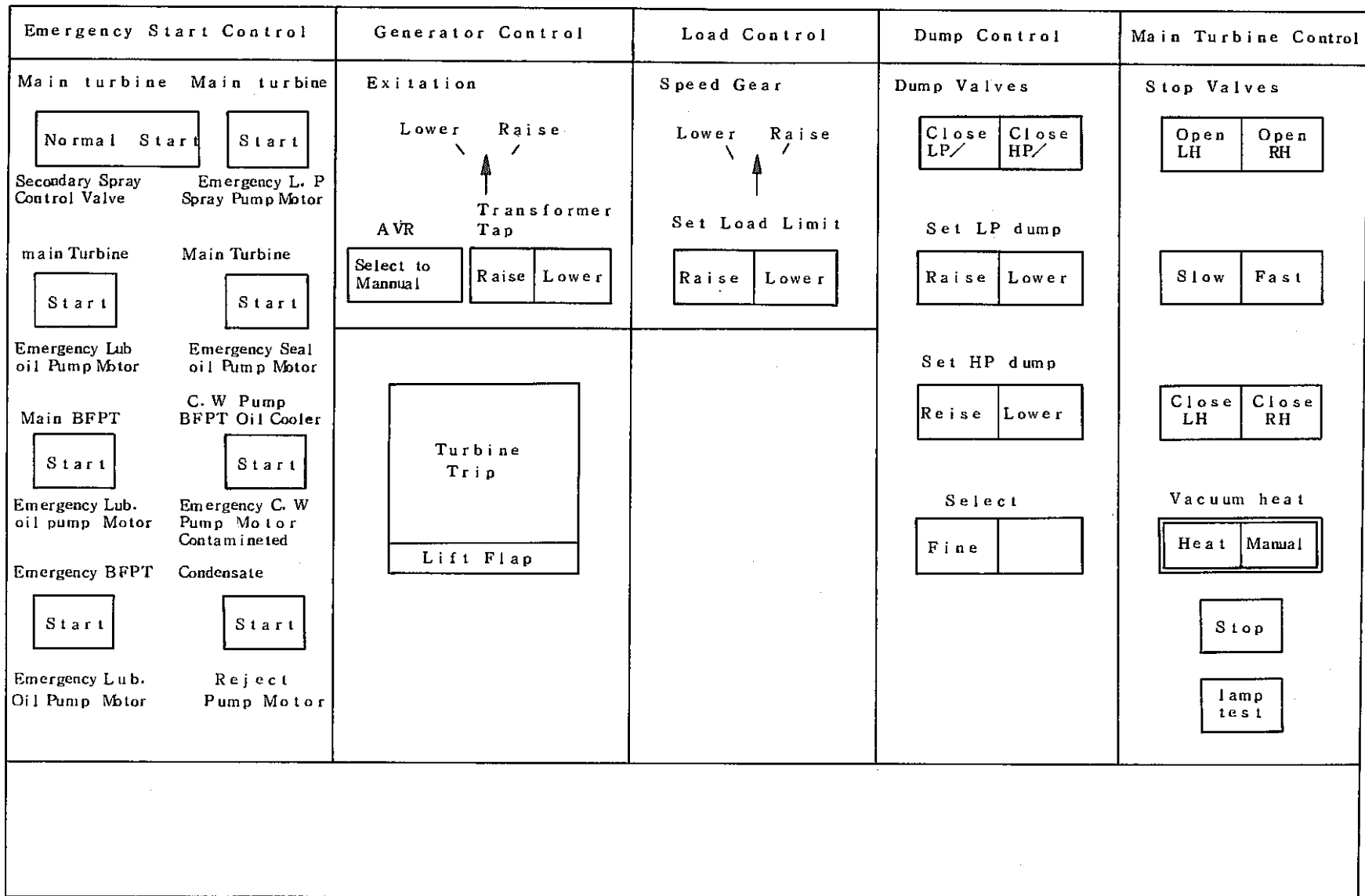


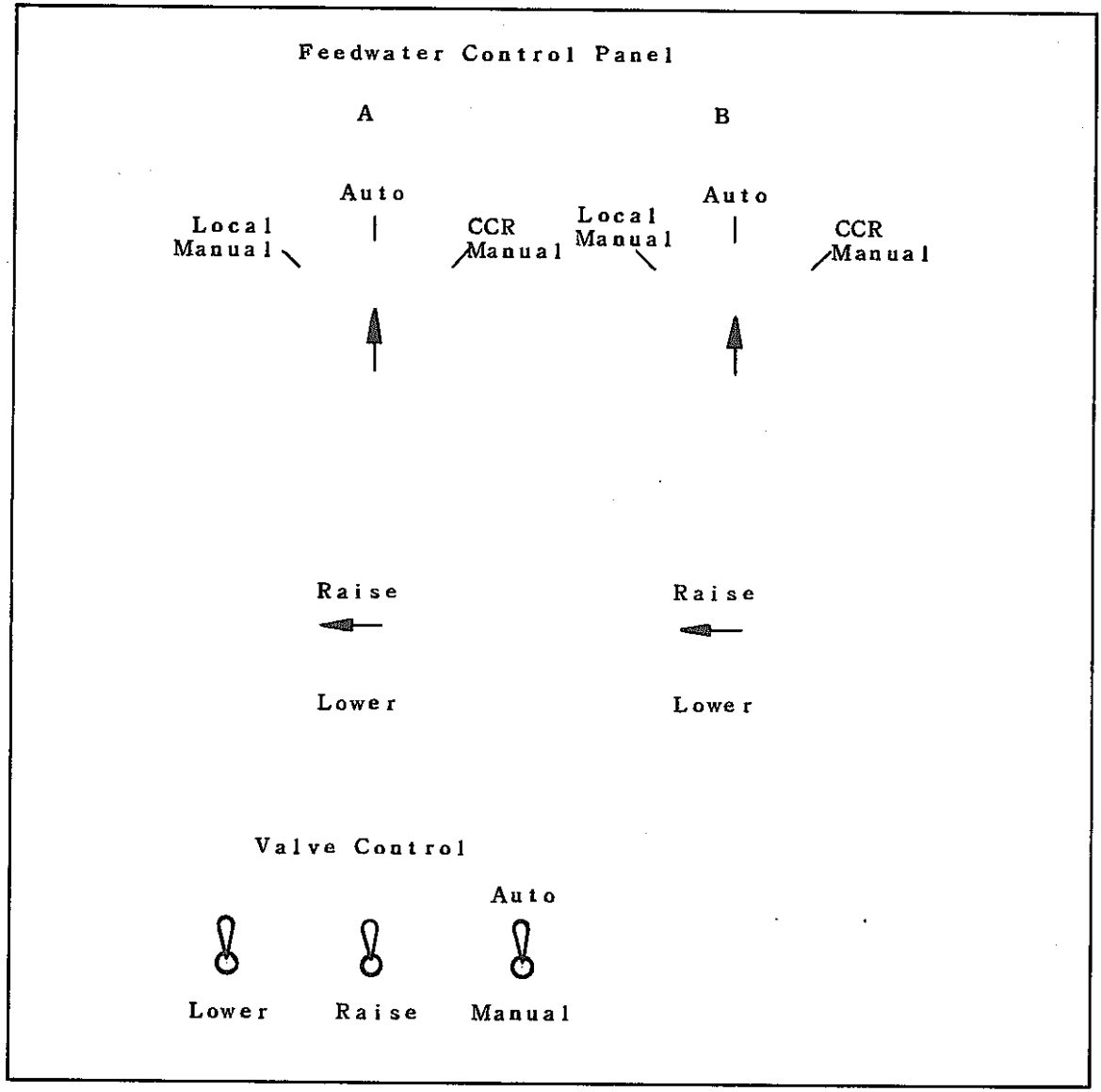
Fig 16 OPERATOR'S CONTROL DESK (④&⑤ at Fig 13)



6

7

Fig 17 OPERATOR'S CONTROL DESK (⑥&⑦ at Fig 13)



8

Fig 18 OPERATORS CONTROL DESK (8 at Fig 13)

第 2 部

目 次

1. 概 要	55
2. DFR運転コース	57
2.1 概 要	57
2.2 研修内容	61
2.3 DFRの運転状況	67
3. PFRの概要	77
4. 各国研究所、諸施設の訪問	81
4.1 Winfrith 研究所 (英)	81
4.2 Hartle pool 発電所 (英)	82
4.3 GAAA社 (仏)	84
4.4 NERATOOM社 (オランダ)	85
4.5 TNO (Apeldoorn) (オランダ)	90
4.6 TNO (Hengelo) (オランダ)	91
4.7 Halden 研究所 (ノルウェー)	91
5. あとがき	97

1. 概 要

英国 Dounreay 研究所高速炉訓練センターで開催された第4回「高速炉技術と運転コース」
「ナトリウム技術取扱コース」は48年9月3日から10月5日まで開催され動燃からは小林、
三輪、佐藤、大上の4名が参加した。

上記2コース終了後小林、三輪は欧州各国の研究所を訪問し帰路についた。佐藤、大上は引
続き Dounreay 研究所に残り12月19日までDFB運転コースの研修に参加した。この間に
英国 Winfrith 研究所 Hartlepool 発電所を見学し、さらにこのコース終了後、フランス GA
AA社、オランダ NEERATOOM社、TNO Apeldoorn 研究所、TNO Hengelo 研究所を訪
問した。

「高速炉技術と運転コース」、 「ナトリウム技術取扱コース」については第1部等にまとめ
たので、第2部では「DFB運転コース」での研修内容と各国研究所訪問内容をまとめた。

佐 藤 文 弘

大 上 徹 也

表1 出張行程

年月日	訪問先	記事
48年 8月31日(金)		出発
9月 1日(土)		Thurso着
9月 3日(月)	UKAEA Dounreay研究所 (Fast Reactor Training Centre)	"高速炉技術と運転コース"
9月28日(金)		
10月 1日(月)	同 上	"ナトリウム技術と取扱コース"
10月 5日(金)		
10月 8日(月)	同 上(DFR)	"DFR運転コース"
11月21日(水)		
11月23日(金)	UKAEA Winfrith研究所	"SGHWR", "ZEBRA", "Pu製造施設" 見学
11月27日(火)	CEGB Hartlepool 発電所	"AGR(1250MWe)" 建設現場見学
11月29日(木)	UKAEA Dounreay研究所 (DFR)	"DFR運転コース"
12月19日(水)		
12月20日(木)		Thurso発(エネルギー危機による空路移動不可 となり1日くりあげて列車で出発)
12月22日(土)		出発行程変更手続(at London)
12月26日(水)		Paris着(12月27日GAAAと訪問日連絡)
49年 1月 2日(水)	フランス GAAA社	Na電磁ポンプ, 流量計工場試験施設見学
1月 3日(木)	オランダ NERATOOM社	"SNR300" 用主循環ポンプ, IHX, SGの開発 について調査
1月 4日(金)	オランダ TNO Apeldoorn 研究所 TNO Hengelo 研究所	"ナトリウム試験ループ" 見学 "50MWSGループ" 見学
1月 7日(月)	ノルウェイ DECD Helden 研究所	原子炉の計算機制御関係見学, 調査
1月 8日(火)		Halden発→Oslo→Hamburg着
1月 9日(水)		Hamburg発
1月10日(木)		Tokyo着

2. DFR 運転コース (DFR Special Course)

2.1 概 要

本コースは前回(48年4月2日～7月22日)に引続き、動燃のために設けられた特別コースである。事務的には日本側との接衝の窓口であるトレーニングセンターに所属していたが、実際のコースはDFRの事務所に用意された専用の一部屋で行なわれた講義と、DFRの各現場における見学が中心となった。半年前までのDFRのShift ManagerであったMr. T. DODD(現在は高速炉トレーニングセンターのDeputy Manager)が今回も専任の指導者となり、自分の講義にとどまらず、研修日程の立案調整から、各講師や見学先の手配等、コース中の我々の世話を一切引受けていた。

コースは講義7週間とSHIFTに入る運転実習4週間計11週間の期間中にDFRの一通りの運転サイクルで経験する作業や操作を紹介することにあつた。内容はDFRの設備の概要や炉の特性を講義で紹介し、引続きSHIFTに入り、炉の起動から運転停止操作、燃料交換作業とその前後の炉上部の準備組立作業を直接目で見て体得させた。またSHIFT終了後はTECHNICAL SECTIONやMAINTENANCE SECTIONの担当者に各自の専門分野を中心にまとめの講義を受けた。

最後の週にはMr Barclay(Head of DFR)およびMr Kirk(Deputy Head)によるAssesment(口答試問)があつた。

このコースの研修日程を表2に示す。

表 2 研 修 日 程

月 日 DFR運転状況	10/8	10/15	10/22	10/29	11/5	11/12	11/19	11/26	12/3	12/10	12/17	12/20
	燃 料 交 換 (RUN 75 終了)			運 転 RUN 76	燃 料 交 換 (前回交換ミスの再交換)			運 転 RUN 76	停 止	運 転 RUN 76		
1) 放射線管理 (AM) DFRの歴史および概要 (PM)												
2) 炉本体、冷却系統設備の概要												
3) TECHNICAL SECTION (炉物理) 起動準備、臨界近接見学												
4) SHIFT OPERATION												
5) Winfrith 研究所 見学 Hartlepool 発電所												
6) ナトリウムの不純物測定方法について												
7) CORE計装、起動方法について Nat. Boron Rod 落下テスト												
8) Maintenance Section 音響法 DFRの安全性												
9) PFRの見学 REVIEW, ASSESMENT												

表3 DFR運転コース研修内容

	月 日	講 義 内 容	講 師
放射線管理 DFRの概要	10月 8日(月)	ドンレイ研究所におけるRadiation Control ドンレイ研究所の概要, 組織, 勤務時間 DFRのSphereの見学	Mr. J. Arkley Mr. T. Dodd
	9日(火)	Radiation Control(個人被曝管理, 測定器) DFRの組織 DFRのHeat Exchanger Houseの見学	Mr. G. Tyler Mr. T. Dodd
	10日(水)	DFRの歴史と概要 DFRのDiesel Generator Houseの見学	Mr. T. Dodd
	11日(木)	DFRにおけるRadiation Control Sphere Evacuation Alarm System	Mr. R. Crompton Mr. T. Dodd
	12日(金)	DFRにおけるRadiation Control(続き) DFRのAir Lock(3ヶ所)の操作方法	Mr. R. Crompton Mr. T. Dodd
	DFRの設備	15日(月)	Reactor Vessel 炉上部機構
16日(火)		回転プラグ 炉停止から燃料交換までの作業手順	Mr. T. Dodd
17日(水)		燃料交換	Mr. W. Hutton
18日(木)		冷却系	Mr. T. Dodd
19日(金)		Control Rod mechanism	Mr. T. Dodd
Technical Section	22日(月)	Reactor Physics (起動手順臨界近接から全出力までの反応度変化)	Mr. P. James
	23日(火)	Reactor Physics (高速炉物理の基礎DFRの各Coefficient)	Mr. Stilwell
	24日(水)	Chemistry 水蒸気系, カバーガス, Nakの各純度管理 ドンレイ研究所における再処理	Mr. D. Grant
	25日(木)	照射リグの設計と安全性	Mr. Godfrey
起動準備	26日(金)	起動準備(Safety回路のチェック) 臨界近接および出力上昇(10KWまで)	Mr. Lyan Mr. Bate
	27日(土)	Control Rodのworth測定	Mr. Lyan

	月 日	講 義 内 容	講 師
運 転 実 習	10月29日(月) ┌ 11月21日(水)	Shift Operation	
見 学	11月22日(木) ┌ 11月28日(水)	Winfrith研究所(UKAEA) } 見学 Hartlepool発電所(CEGB)	
	11月29日(木) 11月30日(金)	Na中の不純物分析法 Na中の不純物分析法 PFRの見学(一次コールドトラップ, サンプリング装置)	Mr. A. Smith Mr. A. Smith
起 動 ・ 運 転 方 法	12月 3日(月) 4日(火) 5日(水) 6日(木) 7日(金)	DFRの計装 DFRの起動手順 Chemical Laboratoryの見学 映画 1. Fast Reactor in UK 2. Deep Reactor Surgery (Fermi 炉の事故復旧) 中性子源 B Nat Rod 落下試験 映画 Nuclear Power Today&Tomorrow	Mr. T. Dodd Mr. T. Dodd Mr. Fisher Mr. T. Dodd Mr. P. James
Maintenance Section	10日(月) 11日(火) 12日(水) 13日(木) 14日(金)	保修計画および管理 Sea Water Pump Houseの見学 (海草来襲し, 冷却水取水不能のためDFR停止) Safety&Control System Mechanical Maintenance Acoustic Detection Rotary Club 昼食会出席 DFRのSafety	Mr. C. Stewart Mr. J. Peterson Mr. D. Robb Mr. S. Hale Mr. C. Brown
	17日(月) 18日(火) 19日(水)	PFR見学(Reactor Hall) 映画 "核融合" DFR起動見学(ジーゼル発電機トリップによる炉停止) PFR見学(SG, タービン発電機) ASSESSMENT 修了式	Mr. T. Dodd Mr. Barclay Mr. Kirk

2.2 研修内容

D F R 運転コース 11 週間の研修内容講師を表 3 に示す。

このコースの研修内容は第 1 回の参加者木元、富山両氏によって報告されているので、今回は我々が特に経験したことや感じたことを中心に記す。

(1) 英国側の受入れ準備

本コースは動燃のために、設けられたコースであり、第 1 回目は先方の不慣れや D F R のトラブル等で英国側のスケジュール通りには進まなかったようである。また木元、富山両氏の我々に対する助言もあり、第 1 回目とは契約上も種々の変更があった。大きな変更はコース期間が 17 週間から 11 週間に短縮したことである、全コースを終了しての感想としては 11 週間位が適当であったと思われる。

このコースの短縮を含めて我々の出発前に、英国側と動燃の間で我々の受入れについて手紙やテレックスの往復があった。これは相方の見解の相異を解決するためであったが、英国側が心配していたのは次の 3 点にあったと思われる。

① D F R の運転研修が目的ならば、動燃が提案した 9 週間のコースでは短かすぎる。

(D F R の運転研修ならば 17 週間以上も英国は掛けているようであるが、日本には稼動している高速炉がないため出来るだけ短期間でも稼動している高速炉の経験を積ませようとしている所が先方は仲々理解出来なかった)。

最終的には 11 週間のコースとなったが、諸般の事情を考えると期間としてはこの位が妥当と感じた。

② P F R のコミッショニング

第 1 回のコース中は D F R はほとんど停止中であつたため、P F R のコミッショニングの見学等を希望したそうであるが、契約上 P F R は別であることやコミッショニング最盛期でスタックが忙しく案内する余裕がない状態であつた。(P F R は動燃としても個人的にも興味のあることであり出来るだけ機会を把えて見学したかったが、その希望を先方に伝えるタイミングが難しい状況にあつた)

③ 放射線被ばくの問題

第 1 回コースでは停止作業が多く、被ばく線量について先方も気がついていたようである。(D F R は設備も古く、S P H E R E 内は相当汚染していた。我々のコースも最初の 1 週間は放射線管理に対する研究所の考え方を聞かされる等先方も相当気を使っていたようである。)

日本側は I C R P の基準内で D F R の従業員が従事する範囲内での作業ならば良いという回答をしていた。

(2) 地理的条件

ドンレイ研究所を訪問した関係者は多いが、3ヶ月以上の長期滞在は、このコースに参加する者だけであろう。トレーニングセンターの関係者もドンレイに長期に滞在する日本人には、ロンドンやウインフリスとは地理的条件が違うので相当気を使っていようである。相当の僻地であるので途中で一週間程の息抜きが必要であることは事実で、11月下旬にウインフリス研究所やハートルプール発電所の見学をさせてもらった。

参考までにドンレイ研究所のあるサーソの街を紹介する。

スコットランド西北端にある街で人口約1万、この地方としては一番大きな街である。街の周囲はなだらかな丘陵で、森林はほとんどなく、草原で羊を飼う牧場が果てしなく続いている。大西洋と北海と合流点に近いので気象は変わりやすく、1日中快晴の日はほとんどなく、毎日1時間位は雨が降る。海からの風が強く、雨が降っても傘はさせない、10月中旬から冬にかけては大つぶの雪が降ることが多い、北緯58°、冬は朝9時近くに明るくなり夕方4時には暗くなる。街は研究所の住宅と周囲の農民のための商店で田舎街としては活気がある。HIGH SCHOOLとTECHNICAL SCHOOLがあり、研究所の子弟の教育設備は充実している。

研究所は街の西 約16Kmの所にありバスで約20分かかる。英国南部からサーソへの交通機関は国鉄と飛行機があるがどちらも日曜日には運航しない。国鉄は日に3便、ネス湖の近くインバネスが発発で約5時間要す。(ロンドン-インバネスは約12時間要す。) 飛行場はサーソの東南約35Kmのウィックに日に2便着く。ロンドンからは途中アバディーンまたはグラスゴー乗り換えで、直行便はなく最短でも約3時間要す。この飛行機は月曜と金曜土曜は乗客が多く夏の観光シーズンは予約しても航空券が手に入らないようである。車で近くの都市インバネスに行くにも3時間要す。サーソの周辺は観光地が多く夏は南からのバス旅行の客でホテルはにぎわうが、冬の泊り客は極端に少なく寂しくなる。泊ったROYAL HOTELは古い格式のあるホテルで研究所を訪れる外国人はほとんど利用する。日本にあるホテルに比べると設備は驚くほど古めかしい。個室にテレビや電話もなく、暖房は小さな電気ストーブである。バス付きの部屋は少なく、浴室は共用のバスルームを利用する。テーブルや椅子等の調度品も古くほとんどがたがきているが大事に使っている。食堂のメニューはほとんど毎日同じで、毎晩バーが恋しくなる。但しアルコールの営業時間は法律で規制されているため午後2時から午後6時までと午後10時(宿泊客は若干の延長はあるが)以降は飲めない。テレビは帰る直前に民間放送がカラーになったが他は白黒といっても全部で3チャンネルしか見られない。(放送時間も短かく出勤前に朝のテレビを見ることは不可能である)

冬になると週末の夜はダンスパーティでにぎわう、ダンスといっても皆で楽しむフォーク

ダンスである。

娯楽施設としては、映画館が一つ、スイミングプールが一つ、ドンレイ研究所のクラブが一つある位である。

地理的には英国の中心地から遠く離れ、そこに行くにも交通の便が少なくまた気候的にも厳しい所であることを強調しておきたい。

(3) Assesment (口答試問)

コースの最後の週にDFRの部長Mr. Barclayと次長兼運転課長Mr. Kirkによる口答試問が各自1時間ずつ行なわれた。この口答試問は前回のコースでもあったようで、コースの総まとめであり、専任指導者のMr. DODDも非常に気を遣っていた。

DFRのSHIFT MANAGERになる際にも、一通りのトレーニング後この種の口答試問を行なっているとのことであった。我々はPNCからの参加者であり、DFRを短期間で、設備に馴み、その運転を習熟することは困難であることは先方も理解していた。只この口答試問ではこのコースで何を主に理解させようとしているかは推測できた。それは次の3点にあるように思えた。

- ① DFRの起動手順(安全回路のチェックから出力上昇まで)
- ② DFRの反応度の構成(炉物理面からのDFRの特性)
- ③ DFRにおけるNa火災、Na水反応時の対処方法

(4) DFRの起動手順

燃料交換終了後定格出力までのDFRの起動手順の概略を記す。

① 初期条件

制御棒(吸収体でなく燃料体である)(全部で12本であるが4本はFIXEDしているため8本引抜き)

冷却材温度	1次系	150℃
	2次系	
ブランケット圧力	1次系	0.2 psig
(カバーガス圧力)	2次系	
冷却材流量	1次系	10% Flow
	2次系	

出力(核計装より) 75mW

② 安全回路のチェックを行なう。

(DFRの保護系については後述する)

③ 臨界近接

制御棒挿入による反応度増加率 0.4セント/sec

制御棒を1/2挿入毎に3個のLPチャンバーよりカウントし1/Count Rateより臨界点を予測する。

制御棒を約2.7 rod挿入で臨界になる。

反応度(計算による見積り) 470±19 cents

Natural Boron Rod引抜による反応度 14±3 cents

見積反応度 484±20 cents

④ 出力増加(→10KW)

引き続き制御棒を引抜き10KWまで出力を増加する。

出力50W時に3個のLPチャンバーを引き抜きシールドする。

反応度のチェックを行い(見積反応度との差が±25セント以下ならOK)10KWになったらNatural Boron Rodを引抜く。

⑤ 1次ブランケット圧力を35psigまで上昇する。

Naボイドの減少等により約15セント反応度が上昇する。

⑥ 1次冷却材流量を105%に増加する。

⑦ 24時間出力保持

冷却材中のガス抜きや制御棒のcalibrationを行なう。

⑧ 出力増力(→1MW)

THERMAL SYPHONEを充填する。

GRID FAILURE(商用電源喪失)トリップを生かす。

⑨ 出力増加(→5MW)

HEALTH PHYSIC SURVEYを行なう。

⑩ 出力増加(→10MW)

HEALTH PHYSIC SURVEYを行なう。

HEAT BALANCEとREACTIVITY BALANCEをチェックする。

⑪ 出力増加(→30MW)

この間照射用S/Aの出入口温度差 ΔT をチェックし、許容範囲内に保つ。

HEAT BALANCEおよびREACTIVITY BALANCEをCHECKする。

⑫ 30MWになると蒸気側はDUMP CONDENSERで蒸気条件を作り、タービンを起動し併入する。

⑬ 以降出力を40MW(6時間保持)50MW(6時間保持)55MW(1時間保持)と順次上昇する。

(5) DFRの特性

i) 炉心中性子束 $2.5 \times 10^{16} \text{ n/cm}^2/\text{sec}$

ii) 反応度の構成 (運転日数55日基準)

	反応度 (¢)
炉心燃料	+16.7
ガスブランケット昇圧, 1次冷却材流量増加	+0.15
出力上昇 (0→60 MW)	-0.60
冷却材入口温度上昇 (150℃→230℃)	-0.65
燃焼 (-3.6セント/日)	-2.00
予備制御棒 (1本)	-1.80
運転に必要な反応度	-4.90
照射リグ等に適用可能な反応度	+11.6

iii) 燃焼による反応度の減少

	反応度変化 (Cents/day)	誤差 (Cents/day)
U^{235} の変化	-1.524	+0.013
U^{238} "	+0.010	-0.003
Pu^{239} の生成	+0.081	-
核分裂生成物の生成	-0.010	±0.010
小計	-1.443	
燃料の軸方向伸び	+1.009	±0.244
密度変化	-2.638	±0.130
冷却材膨張	-0.261	-
小計	-1.890	
総計	-3.333	±0.30

IV) 反応度係数

温度係数 $-0.8 \pm 0.05 \text{ cents/}^\circ\text{C} \text{ (1}\sigma\text{)}$

出力係数 $-1.0 \pm 0.1 \text{ cents/MW} \text{ (1}\sigma\text{)}$

フィードバック係数 { $-0.63 \text{ cents/MW} \text{ 0.6 sec}$
 $-0.35 \text{ cents/MW} \text{ 20 sec}$

V) 遅発中性子割合 0.0067

(注 PFRは 0.0033)

(6) DFRの保護系統

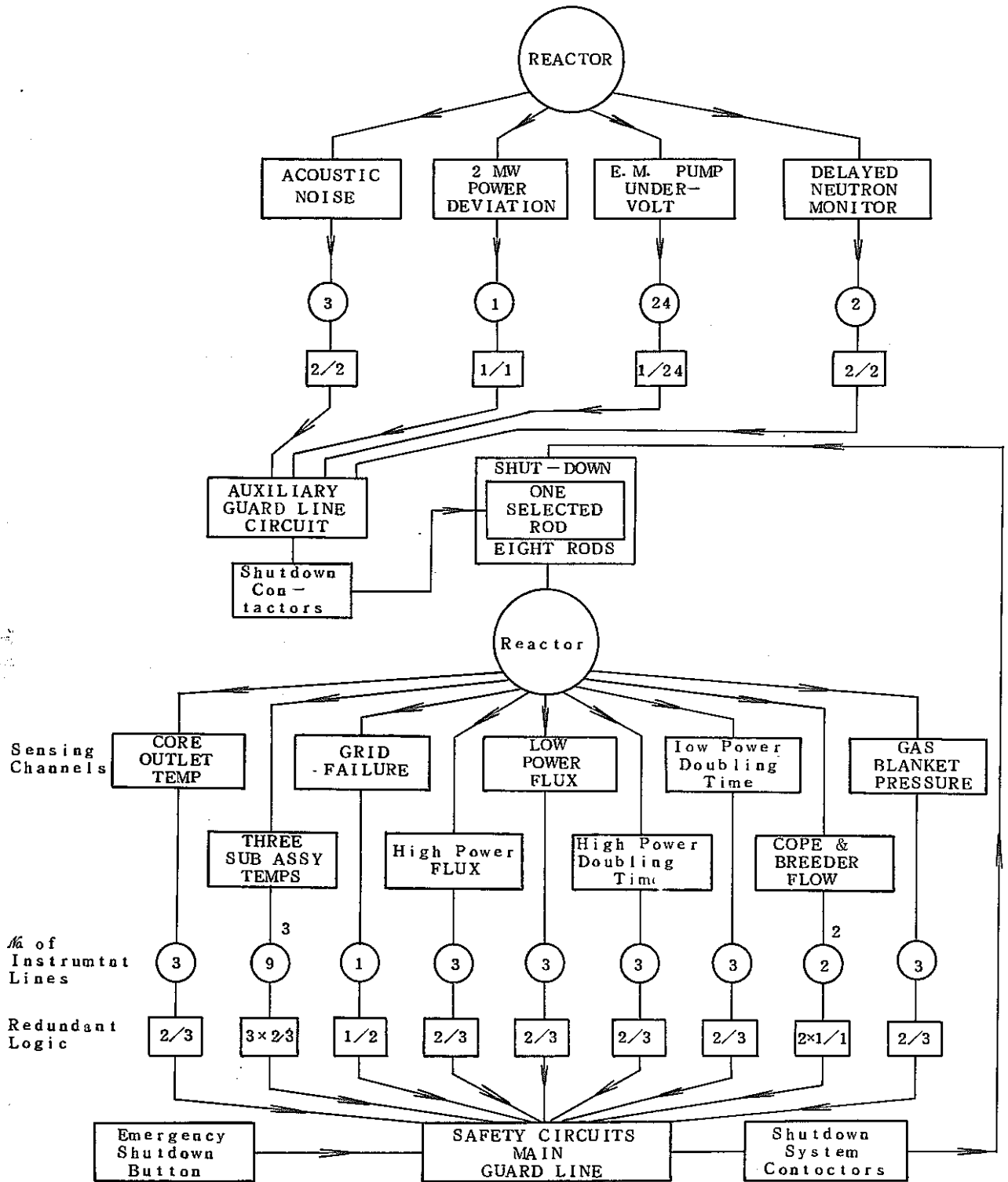


Fig. 1 D. F. R. PROTECTIVE SYSTEM

Fig.1に示すように、8本の制御棒を全てドロップさせるMAIN GUARD LINEと選択された1本の制御棒のみをドロップさせるAUXIARY GUARD LINEよりなる。

これらの動作(トリップ)原因とその設定値は次の通りである。

MAIN GUARD LINE

- | | |
|--------------------------|---------------------|
| 1. H. P. FLUX | OPERATING LEVEL+3MW |
| 2. H. P. DOUBLING TIME | 20 SEC |
| 3. SUB ASSEMBLY 出口温度 | OPERATING LEVEL+20℃ |
| 4. ガス ブランケット圧力 | 27-psi 以下 |
| 5. PRIMARY CORE FLOW | 80% CORE 流量以下 |
| 6. PRIMARY BREEDER FLOW | 80% CORE 流量以下 |
| 7. GRID FAILURE (外部電源喪失) | 50%低電圧1秒継続 |

AUXIARY GUARD LINE (1/8 contredのみ)

- | | |
|----------------------------|------------|
| 1. POWER EVIATION | 運転設定値±2 MW |
| 2. DELAYED NEUTRON MONITOR | 通常状態の20%増 |
| 3. EMP低電圧 | |
| 4. ACOUSTIC NOISE | |

2.3 DFRの運転状況とSHIFTについて

DFRの運転状況は表2に示した通りでRUN75の燃料交換を終え、10月26日起動し、10月29日60MWに達した。我々がドンレイ研究所を去る12月19日までの間に次のようなトラブルによる停止があつたが離れるときは60MWの定格出力運転を続けていた。

- | | |
|--------------|--------------------------|
| 10月31日 | 一次系電磁ポンプフェーズ断による停止 |
| 11月1日～2日 | 労働組合のストライキによる停止 |
| 11月6日 | 一次系電磁ポンプトリップによる停止 |
| 11月7日～11月25日 | 燃料棒の取替(RUN75)ミスが判明したため停止 |
| 12月7日～12月12日 | 復水器取水口に海草が来したため停止 |
| 12月17日 | ディーゼル発電機トリップによる停止 |

我々のコースでは10月29日から11月21日までSHIFTに入りDFRの起動直後の運転とたまたま交換した燃料棒を取替るための燃料交換を経験した。この間の特記事項を以下にまとめる。

(1) SHIFTの構成

1直の配員は表-4に示す通りである。

SHIFT MANAGER, PRINCIPAL FORMAN, FORMANの3名で構成されるスタッフのグループとTECHNICIANやCHARGEHAND等から成るワーカーのグループから成る。SHIFT内で行なわれる作業は必ず前者の指示と立合いのもとに実施され、後者が自らの判断で処置出来るものは何もなく、ただ機械的に動くのみである。従って前者はDFRの全ての設備に精通しており、この3名の判断でDFRが動かされていると云えよう。これらスタッフは責任も重いがそれに対する見返りとして十分な処遇が与えられている。英国の階級制度の一面がDFRのSHIFTの一面にも表われていたようである。例を上げるとSHIFT MANAGER等のスタッフは6人ずつおり、6直3交替をしているのに対し、ワーカーは4直3交替である。これらの直勤務表(SHIFT ROTA)を表5に示す。スタッフは6週間のサイクルのうち21日間SHIFT勤務をし、残りは休日と日勤および正規の直の人が休んだときの代勤をする。日勤時間中は自己啓発等自由な勉強時間であり、休暇も自由に取れるようになっている。DFRのオフィスにはSHIFT MANAGERの部屋PRINCIPAL FORMANの部屋、FORMANの部屋が設けられ、6人が共用で直の引継や事務処理、日勤時などに利用していた。

また、スタッフの通勤にはマイクロバスが各人の玄関からDFRの玄関まで送迎するのに対し、ワーカーは各人の家の近くのバスストップまで歩き、また研究所でも守衛所の前からDFRまでは歩かねばならない。

日本の直勤務では代勤でもない限り、直長からオペレータまで一組となり常に同じメンバーであるが、DFRではスタッフは6直3交替、ワーカーは4直3交替であるから、ほぼ一週間毎に組合せが替っていることになる。3人のスタッフは常に同一メンバーであるが、この3人が一体となって残りのワーカーを使ってDFRを動かしているといつてよい。

表4 DFRのSHIFT構成(1直分)

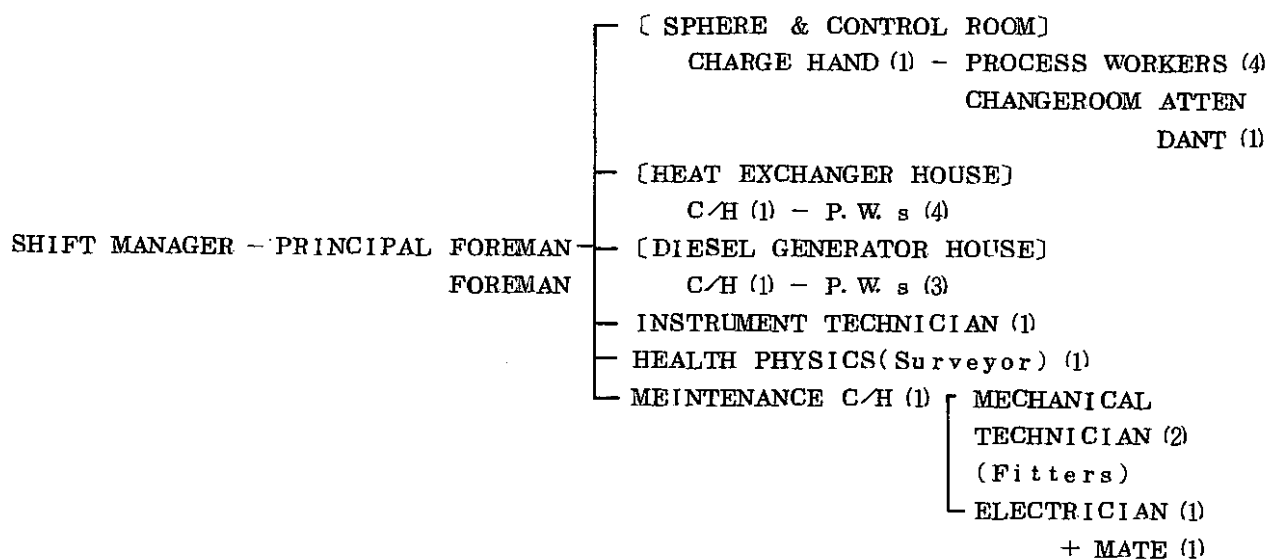


表5 直勤務表 (SHIFT ROTA)

1. スタッフ { SHIFT MANAGER
PRINCIPAL FORMAN
FORMAN

組	第1週							第2週							第3週							
	月	火	水	木	金	土	(日)	月	火	水	木	金	土	(日)	月	火	水	木	金	土	(日)	
1	A	A	A	A	-	R	R	D/R	D/R	D/R	D/R	D/R	D/R	D/R	D	D	D	D	-	-	-	
2	M	M	-	-	N	N	N	A	A	A	A	-	R	R	D/R	D/R	D/R	D/R	D/R	D/R	-	-
3	-	-	M	M	M	M	M	M	M	-	-	N	N	N	A	A	A	A	-	R	R	
4	N	N	N	N	A	A	A	-	-	M	M	M	M	M	M	M	-	-	N	N	N	
5	D	D	D	D	-	-	-	N	N	N	N	A	A	A	-	-	M	M	M	M	M	
6	D/R	D/R	D/R	D/R	-	-	-	D	D	D	D	-	-	-	N	N	N	N	A	A	A	
組	第4週							第5週							第6週							
	月	火	水	木	金	土	(日)	月	火	水	木	金	土	(日)	月	火	水	木	金	土	(日)	
1	N	N	N	N	A	A	A	-	-	M	M	M	M	M	M	M	-	-	N	N	N	
2	D	D	D	D	-	-	-	N	N	N	N	A	A	A	-	-	M	M	M	M	M	
3	D/R	D/R	D/R	D/R	-	-	-	D	D	D	D	-	-	-	N	N	N	N	A	A	A	
4	A	A	A	A	-	R	R	D/R	D/R	D/R	D/R	-	-	-	D	D	D	D	-	-	-	
5	M	M	-	-	N	N	N	A	A	A	A	-	R	R	D/R	D/R	D/R	D/R	D/R	-	-	
6	-	-	M	M	M	M	M	M	M	-	-	N	N	N	A	A	A	A	-	R	R	

M: MORNING SHIFT 8:30~17:00

A: AFTERNOON SHIFT 17:00~23:00

N: NIGHT SHIFT 23:00~ 8:30

D: DAY SHIFT 日勤

R: RELIEF 交替要員 不要の場合は休日

D/R: 第2 RELIEF 必要なければ DAY SHIFT. 他のRを勤務した場合は休日

2. ワーカー

組	第1週							第2週							第3週							第4週							
	(日)	月	火	水	木	金	土	(日)	月	火	水	木	金	土	(日)	月	火	水	木	金	土	(日)	月	火	水	木	金	土	
1	N	N	-	-	A	A	A	A	A	A	A	-	-	M	M	M	M	M	M	M	-	-	-	N	N	N	N	N	
2	-	-	N	N	N	N	N	N	N	-	-	A	A	A	A	A	A	A	-	-	M	M	M	M	M	M	-		
3	M	M	M	M	M	M	-	-	-	N	N	N	N	N	N	N	-	-	A	A	A	A	A	A	-	-	M		
4	A	A	A	A	-	-	M	M	M	M	M	M	M	-	-	-	N	N	N	N	N	N	N	N	-	-	A	A	A

M: MORNING SHIFT 8.00~16.00

A: AFTERNOON SHIFT 16.00~24.00

N: NIGHT SHIFT 0.00~ 8.00

(2) SHIFT 実習

2人は別々のSHIFTに入り、SHIFT MANAGERやPRINCIPAL FORMANに指導を受けた。今回のSHIFT実習中は先にも記したように起動、事故停止、燃料交換、ストライキによる停止等一通りのことは経験出来た。SHIFT中はその日の原子炉および主要補機の運転状態および作業内容が、始めにSHIFT MANAGER から説明され主要な操作や作業が行なわれる時はそれに立合い説明を受けた。直接操作や作業にタッチすることは(安全や責任の観点から)禁じられた。しかし炉の運転中は毎直行なうヒートバランスや反応度バランスの計算はさせられた。

SHIFT MANAGERの部屋に保管されている図面、説明書運転基準等の資料類は自由に読むことが出来た。また設備や作業等に関する質問や討論も自由であり、多くの時間が費やされた。

SHIFT中の勤務時間はMORNING SHIFTを除き(HOTELの食事時間の都合による)スタッフのそれと同じで通勤もスタッフ用のマイクロバスがホテルの玄関まで送迎してもらった。SHIFT中の昼食夕食はサイト内の食堂を利用した。DFRのSHIFTは至ってのんびりしており食事の他に毎直1時間位のTEA BREAK(お茶の時間)があり、仕事を離れた気軽な話をしていた。

(3) SHIFT MANAGER INSTRUCTION BOOK

DFRのSHIFTは3人のスタッフによって運営されており、彼らは設備に精通しており経験も豊富である。彼等がDFRを運転していく上での指針としてSHIFT MANAGER INSTRUCTION BOOKがある。SHIFTの実習中、暇をみて読んでみたが、短期間で理解することは不可能であった。将来「常陽」の運転指針を作成する上で参考までにとその項目のみ記す。

* REACTOR CONTROL

1. Staffing of the Control Room
2. Liquid Metal Flow and Gas Blanket Pressure
3. Electricity supplies to Heat Removal Circuit
4. Breeder Limitation
5. Precautions against Gas Entrainment in the Primary Coolant
6. Trip Circuit - Use of "Trip by-passes"
7. Trip Setting
8. Reactor Start up
9. Shift Manager's Log - Standard Item

10. Operations of Control Rods Containing Experiments
11. Abnormal Reactivity Changes
12. Summary of Circumstances necessitating Emergency Power Reduction
13. Hand Winding of Control Rods
14. Control Rod movements during Reactor Shutdown

* SPHERE PLANT

1. Electro Magnetic Pumps
2. Goliath Crane
3. Blanket Gas Conditions
4. Primary Gas Blanket Purging
5. Primary Circuit Leak Jackets
6. Emergency Action
7. Discharge of Waste Gas Tanks
8. Sphere Containment
9. Cold Trap Loop Operation
10. Primary Vessel Leak Jacket
11. Fuel Element Handling - General
12. Fuel Handling Operations
13. Rotating Shields
14. Acces to Reactor Vault
15. 30 Ton Butter's Crane - Element Strage Building
16. Sub-Assembly Pin Failure via Radon Detection
17. Shut Down Safeguards

* AUXILIARIES

1. Operation of Secondary Heat Exchangers
2. Steam Rising Units
3. Secondary L.M. Dumping System
4. Boiler Blowdown Keep
5. Boiler Drums
6. Turbine Condenser Cleaning
7. Turbine
8. Turbo Generator
9. 15MW Turbine Operation
10. Sea Water Pump House
11. Loss of Sea Water Flow

12. Grid Supply
13. Dump Tank Area and Liquid Metal Charge Station
14. Secondary Coolant Circuit Bypass Flow Failure
15. Routine Feed Water Sampling
16. Operation of T/A and Site 11 KV Supplies

* SAFETY

1. Radiation Level in Sphere
2. Non Standard Handling of Active Equipment
3. Liquid Metal Safety
4. Degreasing and Decontan of Equip associated with NaK Circu
Circuit
5. Control of Solvent and Hydrocarbons in the Sphere
6. Mercury
7. O₂ Fire Protected Spaces
8. Element Storage Building

* Administration

1. Reactor Duty Officer
2. Incident Reporting
3. Control of Key
4. Log Books
5. Plant Staffing Level
6. Meteorological Tower

* START UP FILE INDEX

1. Start up programme
2. Reactor start up specification
3. Sphere ancilliary Equipment
4. Instrumentation and Electronics
5. Trip Testing
6. Conditions Required Reactor Power
7. Setting up for pressurising condition
8. Raising Gas Blanket Pressure
9. Raising Gas Blanket Pressure from Crean Supply
10. Remote Depress System start up system
11. Reactor Power Raising Conditions Required
12. Primary Coolant Prior to Raising Flows
13. Primary coolant During flow rising
14. HEH and SWPH start up conditions
15. Critical Approach
16. Control Rod and Boron Rod Calibration
17. Reactor Operating Limits
18. Physics Programme
19. Turbo Alternation start up
20. Synchronizing T/A to Grid
21. Unloading T/A from Grid
22. Returning from site Load to Grid Supply
23. Changing from Grid Supply to T/A supply of Site Load

(4) 燃料棒の誤交換について

DFR の燃料交換については、木元、富山両氏の報告書で詳しく述べられているがこの手順を簡単なブロック図にまとめると次のようになる。

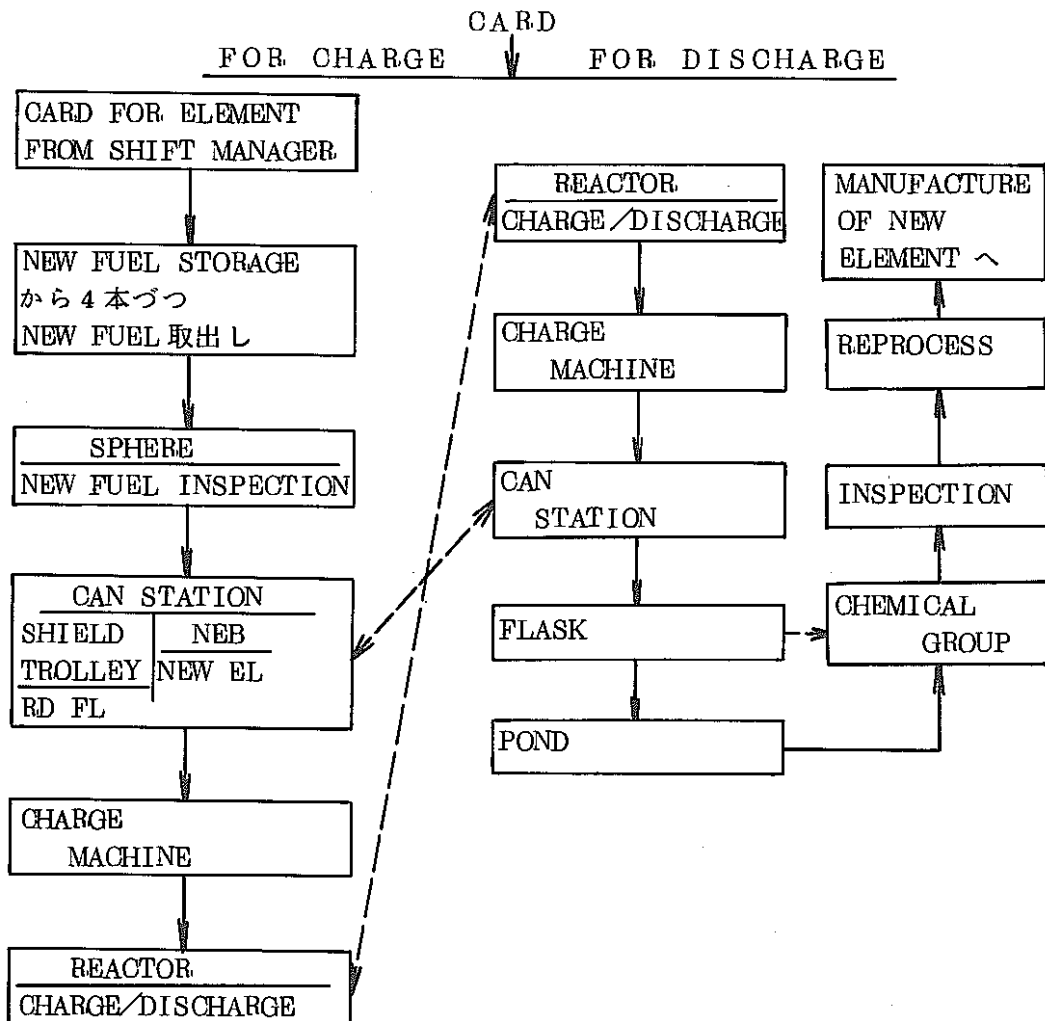


Fig.2 DFRの燃料交換ブロック図

DFRの CORE FUEL ELEMENTはSWELLING防止のため、2.3% BURN-UPを越えないように2サイクル運転したものは全て交換されることになっている。RUN74で取替えた CORE FUEL ELEMENTを研究所の CHEMICAL-GROUP に引渡した際の使用済燃料検査で一本の取替ミスが発見され3サイクル炉内に置かれているものがあることが判明した。このため RUN75の途中で炉を停止しこの一本の燃料交換作業に入った。燃料交換のミスの原因は燃料交換機のガイド・チューブの狂いにより隣の燃料と間違えてしまったとのことであった。なおDFRの CORE FUEL ELEMENTは0.923の HEXAGONAL LATTICE PITCHで近接して並んでいる。この燃料交換のため、炉上部ブランケットガス配管や制御棒指示機構、INSTRUMENT RIGの取はずしと復旧のため約20日を要した。

(5) 1次系電磁ポンプトリップによる炉停止

DFRの一次系は24のループから成りそれぞれ電磁ポンプによりNaKを循環させている。これら電磁ポンプはガスの巻込みを防ぐため電磁ポンプの前後のブランケット(カバー)ガス圧力に差圧を持たせている。11月6日に起きた炉停止はこの1個の電磁ポンプがガスの巻込みによりトリップし、次のようなロジックにより炉停止に至った。

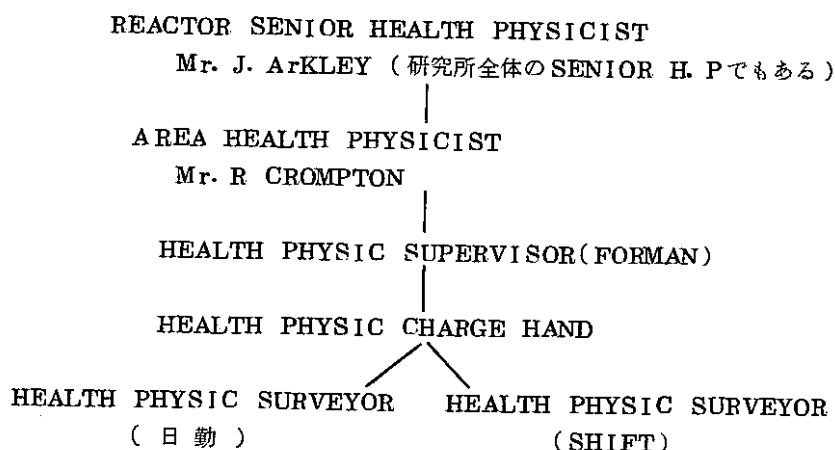
1. 電磁ポンプの停止により、Natural Boron Rod (B Nat Rod)が落下する。(B Nat Rodは一本設置されており、①低電圧②EMP停止③制御室からの手動等により落下させ反応度を12セント低下させるインターロックがある)
2. 反応度低下の結果炉出力が下がり、運転設定値との値に±2MWの差を生ずるため POWER DEVIATIONが原因でAUXILIARY GUARD LINEが働き、168の制御棒が一本のみ落下する。(DFRの保護系統参照)
3. AUXILIARY GUARD LINEにより未臨界になった場合原因究明に時間や事故復旧に時間がかかる場合はMAIN GUARD LINEを手動で働かせ残りの全ての制御棒を落下させ、炉を完全に停止する。

(6) 放射線管理について

本コースの始まる前から、放射線管理については先方も気を遣っていたことは前述したが、最初の一週間はドンレイにおける放射線管理の講義が毎日、半日づつあった。DFRの設計は1953年であり当時のICRPの従事者に対する許容線量が15rem/yearであったことなどからDFRのSPHERE内の線量が非常に高いのは先方も認めていた。従って燃料交換や保修、サンプリング作業では高放射線下の作業が行なわれているのも事実であった。

DFRにおける放射線管理の組織と従事者の被ばく状況を次に示す。

DFRにおける放射線管理の組織



D F R 従事者の被曝量 (平均値)

	1972	1971
D F R		
SPHERE OPERATOR (格納容器内)	2.95 [△]	1.79 [△]
OTHER STAFF HEN DGH (I H X , S G の従事者)	1.22	
ESB OPERATOR (使用済燃料ポンド)	2.41	
ENGINEER	1.72	
P F R	0.18	
再処理	4.27	
ドレイ研究所全体	1.02	1.07

3. P F R

高速炉トレーニングセンターのコース中に4回、D F R運転コース中に3回見学した。P F Rに行くにはドンレイ研究所の入口とは別にPOLICEの検問所があり、P F R専用のバスが必要である。P F R内の施設に行くには、REACTOR HALL,やSG HOUSEにはそれぞれP F RのOPERATION SECTIONが発行した立入許可証が必要であり、見学者の立入は厳重な管理のもとに行なわれていた。

D F R運転コースの中にはP F Rについては含まれていないことやP F Rはコミッションングテスト中で担当者は非常に忙しいとの理由をあげP F Rの見学は断われた。従ってトレーニングセンターの高速炉コースの質問とか、先に帰った小林氏からの質問等でP F Rに関することも聞いてもこのコースはD F Rの運転コースであり、P F Rのコースではないとのことで、回答は得られなかった。

もしP F Rのことにに関して質問があるなら、高速炉トレーニングセンターの一般コースの中で十分質疑が出来るように前もって準備が必要であると思う。そのためには1972年秋に参加した福田、谷山氏や前回の木元、富山氏等も含めて一般コースの講義テキストや報告書を読んでいくことを奨めたい。

我々が見学したP F Rの施設は次の通りである。

一般コース

- 9月 4日 P F Rのgeneral visit
(REACTOR HALL, SG, TG, CONTROL ROOM等全般)
- 9月19日 計算法室, SG HOUSE, 二次系 COLD TRAP等
- 9月26日 FUEL CAVE (照射後試験施設)
- 10月 5日 Na貯蔵タンク室

D F R運転コース

- 11月30日 一次コールドトラップ サンプリング装置
- 12月17日 REACTOR HALL
- 12月18日 SG, タービン発電機

既に報告されているように1973年7月に一次系のナトリウムが充填されて以来コミッションングテストが続けられ、250℃までのあらゆるテストが順調に進められていたが、さらに高温試験に入るための昇温中一次系の主循環ポンプの1台の軸振れ発生によるハイドロリックベアリングの損傷が起り10月初め、取外し、原因の調査検討を進めていたが、原因が明確にされるのに時間がかかり、我々が最後に見学した12月18日現在まだ、予備ポンプの組込みは行なわれていなかった。

この軸振れの徴候は主循環ポンプ出口側配管に取付けられている ACOUSTIC NOISE DETECTOR とポンプのハイドロリックベアリングに近接して取付けられている軸振れ検知装置により判明されたといっており、特に軸振れ検知装置は軸心の軌跡がブラウン管に表わされ、開発段階のポンプ試験、熱衝撃試験等に非常に有力な情報を提供されるものと思われる。本装置の略図を次頁に示す。

一方、ACOUSTIC NOISE DETECTOR は燃料出口部に設置された燃料棒表面からのナトリウムの核沸とう徴候検知用に6点と、ポンプ出口配管に設置されたキャビテーション検知用3点と9点取付けられている。しかしデータの分析が難しくDFRにも設置され、補助保護回路に組込まれているものの常時Bypassして運転されていたことからようやく試験段階から実用段階に入りつつある状態のようである。しかし、燃料破損の予防という観点から、本Detectorの技術確立にかなりの情熱を傾けていた。

PFBR建設の進捗状況は地元でも非常に関心が高く、時々添付のような記事が地元新聞に載っていた。1974年3月3日にPFBRは臨界に達したとのことであるが、1973年12月の段階では1次系の主ポンプのトラブルにもかかわらず燃料装荷の準備をしていた。

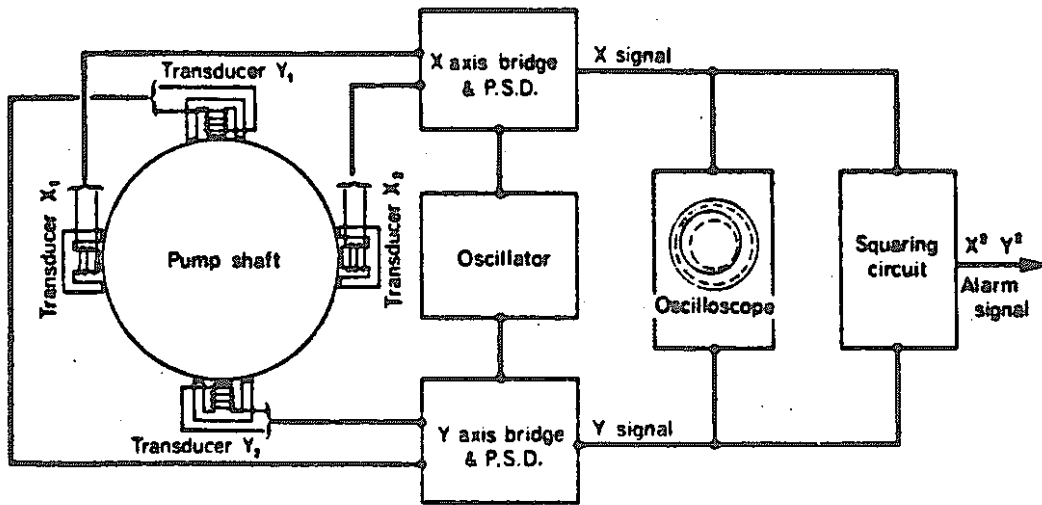


Fig. 3 Block diagram of bearing clearance monitor for sodium pumps

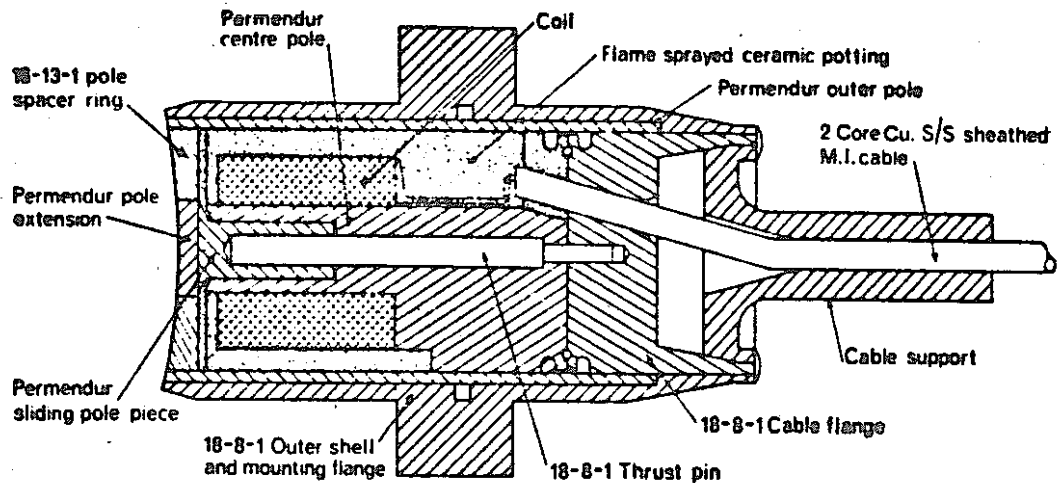


Fig. 4 Bearing clearance transducer

1973. 12. 5 付 CAITHNESS COURIER 紙より

PFR makes progress despite pump hitch

SIGNIFICANT power operation is expected in the spring from the prototype fast-breeder reactor at Dounreay, Mr Tom Boardman, Minister for Industry, has announced.

The fuel-handling equipment is being tested ready to load fuel this month and achieve criticality in January.

"Provided satisfactory progress is maintained significant power operation is expected in the spring," Mr Boardman said.

The announcement came in a written reply to a Commons question from local M.P. Mr Robert MacLennan, asking for a progress report on the development of the reactor.

1973. 12. 5 付
CAITHNESS
COURIER 紙より

Mr Boardman said: "Integrated commissioning of the prototype fast reactor at Dounreay started in July with sodium filling of the primary circuit. The complete range of tests in temperatures up to 250 deg. C. proceeded smoothly and according to timetable.

"Satisfactory operation of the sodium circulating pumps and the control-rod mechanism and satisfactory behaviour of the core structure were confirmed.

SEIZED

"While the temperature was being raised for higher temperature tests the instruments on one of the three sodium pumps gave satisfactory indications and on examination one of the shaft bearings was found to have seized.

"The pump will be replaced with a spare, but meanwhile commissioning of the primary circuit continues using other pumps.

"During commissioning of one of the three secondary circuits (in which steam is raised) the bearing failed on the pump, which has now been removed for replacement. Commissioning of the other two circuits is proceeding."

PNC TN950 74-01

Future of Nuclear Power

DOUNREAY'S IMPORTANT MILESTONE

The future of nuclear power in Britain now looks better than for a long time, says the latest report of the U.K. Atomic Energy Authority, issued on Tuesday. This optimism was echoed by the chairman of the authority, Sir John Hill, who said: "The general prospect is today clearly very encouraging the industry."

Britain's nuclear industry was now emerging from the prototype stage.

"We are now approaching a most important milestone—the coming on power of the 250 megawatt prototype built at Dounreay," he said.

"There were some delays in the construction of the prototype, resulting from some major components being delivered much later. We have, however, been able to hold cost increases, inflation apart, to within 15 per cent. of the original estimate and this is, I think, no mean achievement when we remember that we are developing a new technology."

Speaking in London at a Press conference called to introduce the annual report, Sir John later rejected the charge that Britain was a "big spender" in nuclear energy with comparatively little to show for the investment.

In fact, Germany, France and Japan spent more than Britain in terms of Government money and, bearing this in mind, Britain had not done badly, he said.

1973. 10. 12 付
JOHN O'GROAT
JOURNAL 紙より

4. 各国研究所，諸施設の訪問

4.1 Winfrith 研究所

訪問月日 昭和48年11月23日(金)

訪問目的 ZEBRA等新型炉の研究開発施設の見学

- (1) 当初の予定ではDFRの運転コース終了後見学する予定であったが、この時期は研究所はクリスマス休暇に入るのので、特にドンレイのコースの指導者が運転コース中にWinfrith研究所とHartlepool発電所の見学を手配し、実現したものである。

この2つの施設の見学はUKAEAのアレンジによるものなので、説明者の選定や説明の内容その他あらゆる面で非常に行き届いた配慮がされた。

ドンレイのコースの指導者は11週間以上も長期にわたってスコットランド北端の地で研修を送る際には、受講者には気分転換のため、この種の見学をアレンジし、技術的な知識だけでなく、広く英国を知ってもらいたいとのことであった。我々の以降にも長期の運転コース等がドンレイ研究所で行なわれる際はこの種の見学をアレンジするとのことであった。

- (2) Winfrith研究所にはMOZART計画の派遣団始め、ドンレイの高速炉センター終了後の受講生等が多数訪問しているので、研究所の詳細等はこれらの報告書で書き尽されていると思う。

我々の見学の印象等を簡単に記す。

- (3) 我々が見学した施設と案内書は次の通りである。

SGHWR(100MWe重水減速軽水冷却炉) Mr. R.J. Symes

Heat Transfer Loop Mr. P. T. Blacker

ZEBRA炉(Zero Energy Breeder Reactor Assembly)

Mr. J. M. Steevenson

Plutonium Laboratory

Mr. W. D. Cusran

ウィンフリスにはその他沢山の施設があるが、日本との関連の深い上記4施設をアレンジされたように思う。即ち、PNCがATRの開発を進めていることからSGHWRとそのHeat Transfer Loop、原研FCA用Plutonium燃料を製造していることからPlutonium Laboを選定したと思われる。

- (4) ZEBRAについて

1962年12月に運開した100Wの出力炉で種々の炉心を構成して炉物理の実験をしている。我々の案内にはトレーニングセンターの一般コースでZEBRAの講義をしたStarensen氏が当った。

ZEBRAの概要、構造の説明、制御室の見学、新燃料貯蔵庫でプレート燃料の組立状況等

があった。

PFR関係の特性試験としては次のようなものを実施したとのことであった。

- ① 臨界量：singularityとirregular outlineの補正をしながら測定
 - ② 制御棒ワース：diverging periodやon-line inverse-kineticsを含むダイナミックスによる
 - ③ Reaction rate ratio U^{235} , U^{238} , Pu^{239} の fission rate と U^{238} の Capture rate
 - ④ Naボイド係数
 - ⑤ Power分布 計算機制御された小型FCで軸方向および半径方向の変化を測定
 - ⑥ Breeding distribution
 - ⑦ ドップラ係数 炉心中心を電気ヒーターで550℃まで上げた
 - ⑧ 中性子スペクトル time of flight法により100eVから5MeVのスペクトルを測定
- (5) Heat Transfer Loopでは9MW rigと海水脱塩ループの研究に力を入れていることが紹介された。
- (6) Plutonium LaboではZEBRA用プレート燃料の製造工程の見学、FOA用プレート燃料、出荷までの検査項目等の説明があった。

4.2 Hartlepool 発電所

訪問月日 昭和48年11月27日

訪問目的 AGR建設現場見学

訪問先 Deputy Site Manager Mr.H. Fairbairn

Mr. Fairbairnが直々に当発電所の概要説明と建設現場の案内をしてくれ、特に安全性について強調されていた。

本発電所はC. E. G. B.がDUNGNESS-Bに続き建設中の1250MW級の4つのAGRの1つで、1968年10月に着工し、当初計画(1974年初試運転)よりおくれ1976年試運転を目標に建設中であった。このおくれの理由はPSCV(Prestressed Concret Vessel)に内臓される8個のPod Boiler上にあるTOP CAP(PSCVの一部を構成する)部の事故時の信頼性について地元から不安の声があがり、建設途上で設計変更し、該部分の強度を十二分に上げたためである。技術的に安全であるとの自信があったが、地域住民が十分納得するものでなければならぬとの考えからあえて完成をおくらせて設計変更にあつたとのことであり、このような謙虚な姿勢に感銘させられた。

PSCVは炉心、ボイラーを収納した圧力容器で、第4.1図に示される様な構造で、強度はコ

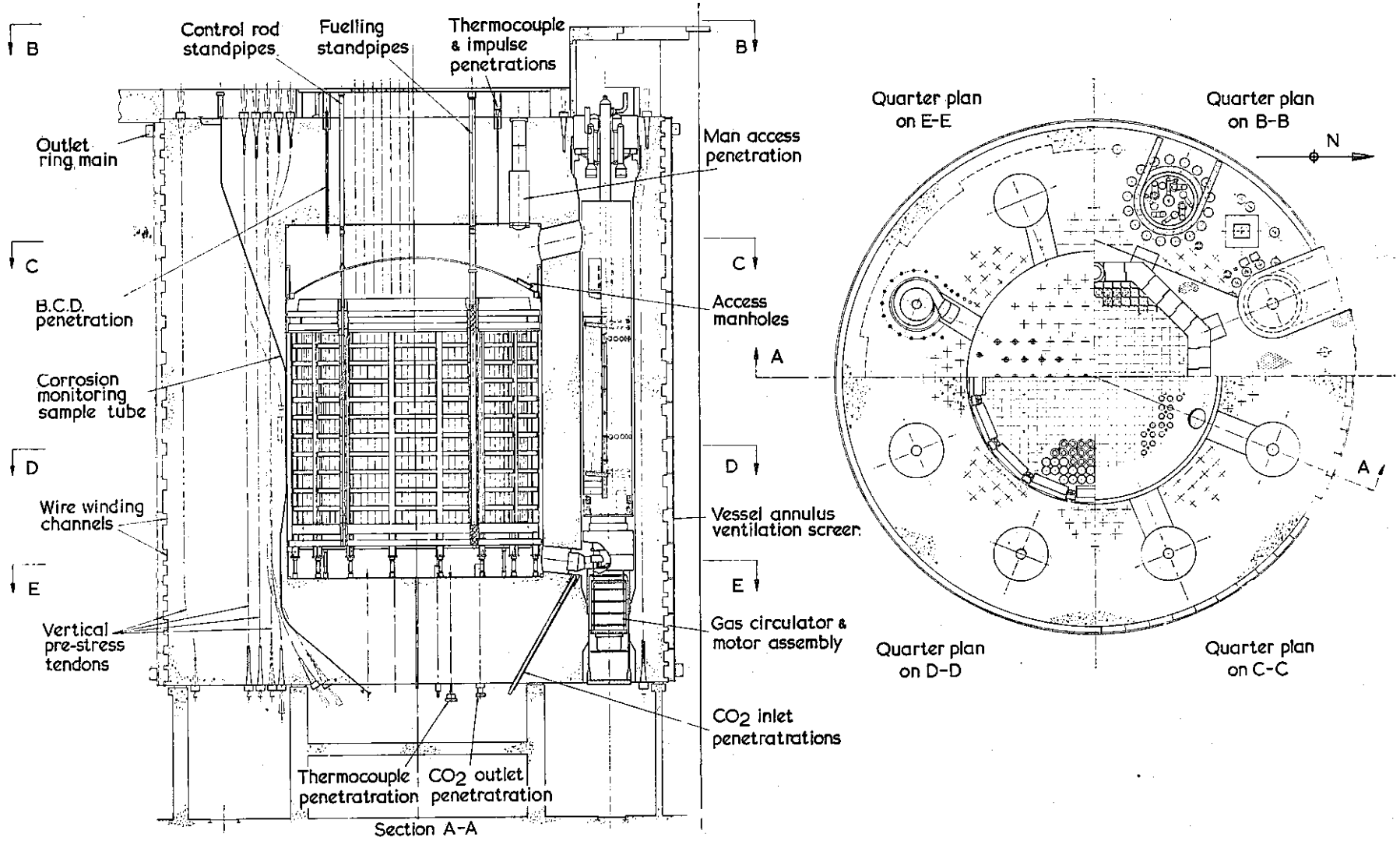


Fig. 5 The Hartlepool AGR with pod-boilers

ンクリートに埋込まれた6⁰のダクトを通して800トン(抗張力1000トン)の張力 張られた約270本のPrestressed tend (0.7⁰径のワイヤ28本から成る)と、容器外周壁の各Wire Winding Channelに0.2のワイヤを2トンの張力をかけた状態で層状に約8000m (総長さ5.000km)巻付け、140.5Kg/cm²以上のプレストレス圧力をかけて保持されている。AGR特有の炉特性と、このPSOVによって高度の安全性を保証することにより、重工業地帯、人口調密地帯に隣接して原子力発電所の建設が可能となったという。

訪問した時には1基はPSOVの頂部までコンクリートを打上げており、2項目は1項目に隣接して中部位まで進んでいた。

当発電所の主要項目を第4.1表に示す。

第4.1表 Hartlepool 発電所の諸元

項 目	諸 元
Reactor 数	2 基
Turbines / Generators	2 基
電気出力	1250 MW
熱効率	41.63 %
冷却材	CO ₂
" 圧力	600 l1/in ²
" 温度(ボイラー入口)	639 C
" " (戻り)	286 C
減速材	グラファイト
燃料	UO ₂ ペレット

CEGB は電力供給の義務があり建設工程の遅れに対処するため自分の所で消費する電力をまかなうだけでなく、すでに4台の非常用ガスタービン発電機(電気出力68MW)のうち3台を運転し、送電設備、主変圧器、配電盤、計算機等これに附帯する補機は運転を行なっていた。一方で建設を進め、他方で設備を運用するため必要以上の仮設備を要すること。安全面からの協調体制に特に配慮しているとのことであった。

4.3 GAAA社(Groupement Atomique Alsacienne Atlantique)

訪問月日 昭和49年1月2日(月)

訪問目的 電磁ポンプ、電磁流量計試験ループ見学

訪問先 Mr. Re Frere

- (1) 午前中Paris南部にあるOfficeでGAAA社の概況説明を聞き、午後からParis効外

にある同社の Test Center で電磁ポンプ、電磁流量計、その他ナトリウム機器の Test Loop の見学を行なった。

GAAA社はCGE 35%、Alsthow 30%、Babcock Athanleque 35%の出資で結成された電磁ポンプ、電磁流量計、ナトリウム関係計測器等のメーカーで、従業員約500名のうち1/3がEngineerという会社である。

同社はRapsody、Phenix Reactorを始め、ヨーロッパの主な原子力センターの特にナトリウム試験ループに設置されている電磁ポンプ、流量計を納入しており、Phenix Reactorに納入した電磁ポンプ、電磁流量計、水素検出器等すべて成功裡に終り、French A.C. と共同チームを組んでSupey-Phenix(1200MWe、1980年運開)計画に従って準備を始めているとのことであった。

(2) 主要製品

Electro-Magnetic Pumps
Electro-Magnetic Flowmeters
Sodium level Continuous Indicators
《ON OFF》 Sodium Level Indicators
Standard Plugging Indicators
Differential Pressure Detecdtor
Nickel-Diaphragm Hydrogen Detector

(3) 特に目を引いたのは Phenix Reactor の1次Na純化系に堅型の Annular Induction Pump with Removable Stator ($35m^3/hr$ 、MAX Temp 600℃)を納入している事で、今後の納入増を期待しているようである。

4.4 NERATOOM

訪問月日 昭和49年1月3日(火)

訪問目的 SNB用Na循環ポンプ、IHX、SGの開発状況調査

訪問先 NERATOOM本社

Mr. B. G. M. Bus

Mr. De Boer

Mr. Fakkell

Mr. Van Waveren

Mr. Van der Krogt

Mr. Poiesz

- (1) 本訪問は予め訪問予定に入ってなかったが、Dounreayにおける「Fast Reactor Technology and Operation Course」で知り会った。受講者のMr. B.G.M. Busの好意により実現したものである。

最初にMr. De Boerから同社の活動状況を聞き、次いで各担当Engineerから5000 m^3/hr Sodium Pumpの開発と試験について、IHXの開発と試験、Sodium heated SGの開発、50MW SG Test Loopについて各々説明を受けた。

- (2) NERATOOMの概要

オランダの重工業関係数社により結成されたもので、原子力関係機器の設計から建設まで行なっているEngineering会社であるが、TNOとの密接な関係のもとにSodium Cooled Fast Reactor用大型コンポーネントの開発に力を注いでおり、主循環ポンプ、熱交換器、SG、コールドトラップ、Na用大口径バルブ等についてかなりの技術蓄積を持ち、Na機器について自信を深めている。試験ループはTNOが持っており、詳細な実験データを供給してもらって開発を進めている。さらにドイツ、ベルギー、ルクセンブルグと4国共同で進めているPrototype Fast Reactor SNR 300の建設の一員となっている。

- (3) The Sodium Pump

最初に280 m^3/hr のポンプを試作し、1968年以来TNO (Apeldoorn) の試験ループで検討を行なって、Sodium lubricated bearing, Shaft-Sealing Construction material, Cavitation等に関する知見を得、SNR 300用ポンプ開発の基礎データとしている。現在は該テストループを熱衝撃試験ループとして使用している。

次いでSNR300用Full scale prototype pump (5000 m^3/hr)はSNR300建設のパートナーであるInteratom社と共同して設計を進め、Neratoom社の関連会社Machinefabriek Storkで製作されInteratom社のAPB Pump test facilityに設置されている。同ポンプは1970年10月以来6000hr以上の運転実績を有し、熱衝撃試験、低速運転試験、Cavitation 抛動流動特性試験、手動スタートアップ等各種試験を通じ、その信頼性を確認するとともに1978年臨界予定で進められているSNR 300の建設に強い自信を表わしている。なお同ポンプのテスト結果は「Nuclear Engineering」Dec. 73に概要が報告されている。

第 4.2 表 5000m³/hr SNR Prototype Primary Sodium Pump

容 量	5000m ³ /hr × 85M
設計温度 (運転温度)	580 (560) °C
NPSH	10 M
インペラ	Single Suction 径 880mm
シール機構	メカニカルシール or Viscotype shaft seal
回転数範囲	3-100%, 960 rpm
構造材料	X6CrNi18-11 (German Workstoff -Nr. 1.49.48) (AISI 304相当)

(4) Intermediate Heat Exchanger

Neratoomにて70MWの中間熱交換器が設計製作され、TNO (Hengelo) の50MW SG Test facilityで1973年1月から試験を始め、同6月にFull power testに入り、現在までに2600時間の運転を行なっている。特に目を引いた点は伝熱管の破損に対する処置のためのPlugging Deviceの開発を進めると同時に、Fig. 6に示されるようにSNR300用中間熱交換器の上蓋に漏洩検出器Plugging Deviceを挿入出来るように補修用のノズル(管)が設置されており、さらに上蓋は回転出来るよう設計され、全伝熱管がカバー出来るようにしている。伝熱管と管板との取付けはInternal bore welding法によっている。Fig. 7にPlugging Deviceの略図を載せておく。

第 4.3 表 SNR 300 用 IHX の諸元

容 量	257	MWth
1次側Na入口(出口)温度	546(377)	°C
" Na流量	1186	Kg/sec
2次側Na入口(出口)温度	335(520)	°C
" Na流量	1087	Kg/sec
伝熱管(径×厚味)	21×1	mm
" 長さ	7.6	m
" 本数	1800	本
胴 径	約2	m
全 長	13.5	m
ノズル径	550	mm

(5) 蒸気発生器

Straight tube bundle型とHelical Coil型と平行して検討を進めており、SNR

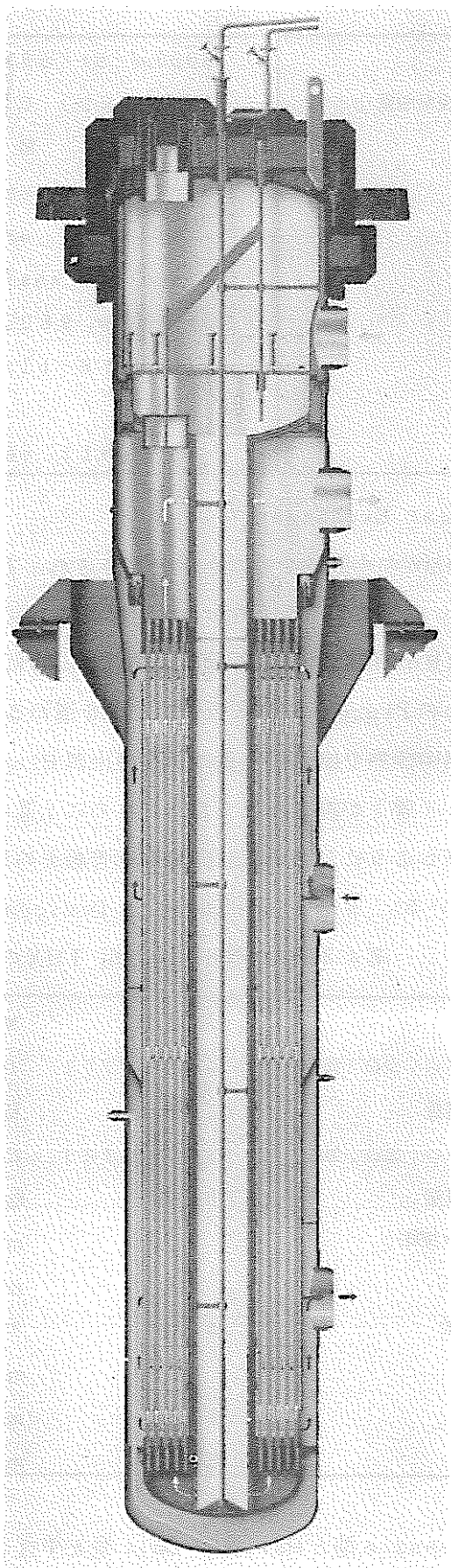


Fig. 6 IHX

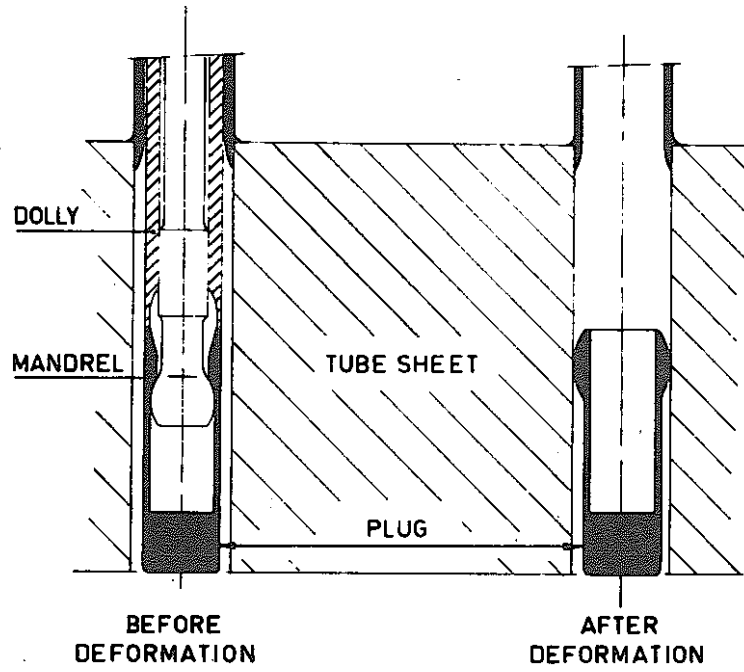


Fig. 7 Plugging device.

300には前者を2基(85MW/1基)、後者を1基(85MW)の3系列を設置することになっており、1系列はSuper Heater 1基とEvaporator 1基とから成りRe-Heaterはない。SNR300用の諸元を第4.4表に示す。

第4.4表 SNR 300用 SG

	Straight tube bundle型		Helical Coil型	
	蒸発器	過熱器	蒸発器	過熱器
伝熱管(外径×管厚) (mm)	17.2×2	17.2×2.9	26.9×2.9	26.9×4.5
長さ (m)	20.0	15.3	40.56	30.74
本数 (本)	211	211	77	77
胴径 (mm)	650	650	1400	1400
全高 (m)	21	17	12	10.55
容量 (MWth)	85		54.1	31.1
Na入口温度 (℃)	455	520	452.5	520
出口 " (℃)	335	455	334.8	452.5
Na流量 (Kg/sec)	362.5	362.5	362.5	362.5
スチーム/水入口温度 (℃)	253	357	253.9	359
スチーム出口温度 (℃)	357	500	360.3	500
スチーム圧力 (bar)	181.8	166.75	187.6	166.8
スチーム流量 (Kg/sec)	40.5	39.46	40.5	38.5

4.5 TNO (Apeldoorn 研究所)

訪問月日 昭和49年1月4日(水)

訪問目的 Na試験ループ見学

訪問先 Mr. P.J. de Munk

同行者 Mr. B.G.M. Bus (NERATOOM社)

ナトリウム機器に関する基礎的研究が行なわれており、次の様な試験ループを持っている。

• Na Pump Test and Thermal Shock Sodium Rig

280m³/hrの Pump 試験ループで現在では制御棒その他アセンブリの熱衝撃試験ループとして使用している。熱衝撃としては80℃/secの条件設定が可能である。本280m³/hr Pumpは2個のNa循環ベアリングを持っておりSNR300用Prototype Pumpとは多少構造を異にしている。

• Thermal Shock Sodium Rig

コンポーネントパーツ用のループで300℃から600℃までの範囲で40℃/secの試験

が可能である。

• Swish Heat Transfer Rig

蒸気発生器開発のための基礎試験用で、10mのシングルチューブのリグで水側の伝熱、圧力損失、沸とう域での伝熱等のデータをとるためのものである。66本の熱伝対と7個の差圧測定装置を有しており外側からNaにより加熱される。

本テストリグはStraight tube bundle型のSGを想定したもので、丁度我々が訪問した時に、これからHelical coil型を想定したリグを取付けるとのことであった。

• Sodium Corrosion Rig

等温試験用リグと多段の非等温リグ、さらにステンレス材中のクロムとNaの反応等の外乱を避けるためモリブデンを使用したテストリグも持っている。

4.6 TNO (Hengelo)

訪問月日 昭和49年1月4日(水)

訪問目的 50MW SGテストループ見学

同行者 Mr. B.G.M. Bus (NEBATOOM)

50MW Sodium Component Test Facilityの中に、70MW IHX、17MWの過熱器、26MWの蒸発器が組込まれている。Straight tube bundle型については1970年にスタートして以来800時間の運転を行なっている。Helical coil型については丁度本ループにバイパスして取付工事が完了した状態で49年2月から試験に入るとのことであった。

Na部分の見学は安全上の観点から断われ、水蒸気系統と中央制御室およびプロパンガス炊きNa加熱器の外観のみ案内された。

我々のSGに対する知識が貧しく、十分な討論が出来なかったのが残念であった。

TNOの名称について

オランダ語で INSTITUUT VOOR TECHNISCH EN
NATUURWETENSCHAPPELIJK ONDERZOEK

の略称

英語名では INSTITUTION FOR TECHNICAL AND
NATURAL-SCIENTIFIC RESEARCHと訳している。

4.7 ノルウェイ Halden 研究所

OECD Halolen Reactor ProjectとしてHBWR(重水炉)を運転し、燃料照射試験と計算機制御の2分野で大きな研究活動をしている。今回は原研から派遣されている飛岡さん

の案内で計算機制御関係の調査と見学を行なった。面会者と説明を受けた項目は次の通りである。

Dr R Grumbach	Haldenにおける計算機制御研究の概要
B. Blomsnto	CORE CONTROL By PROCESS COMPUTER
Korpas	COMPUTER BASED REACTOR PROTECTION SYSTEM
Roggenbauer	OPCOM SYSTEM

その要点を以下に記す。

- (1) Haldenにおける計算機制御の研究は、1967年燃料照射データの整理をサポートすることから始まった。最初はHalden炉を対象とした運転管理としてプラントデータの走査、監視警報ロギングの開発であった。後にHalden炉のアナログ制御系の圧力制御と出力制御をDDC化する試みが行なわれた。
- (2) 1970年以降一般の商用動力炉を対象とした計算機制御技術を開発し、Halden炉で実験とシミュレーションを実施し、その結果を一般炉に適用する計画を立てている。その主なものは次の通りである。
 - (a) 計算機の信頼性向上をめざすDEMPシステム
 - (b) プラントの情報伝達と制御室の構成を研究するOPCOMシステム
 - (c) 炉心中性子束分布制御系
 - (d) 安全保護系の計算機化

- (3) DEMPシステム (DE Centralized Modular Process Computer System) について

計算機の信頼度を上げる一つの方法として、一台の大型計算機を設置する代わりに、何台かの中小型の計算機にタスクを分担させ、1台の計算機が故障した場合、全体のタスクを優先度に応じて再編成して、残りの健全な計算機に分担させるシステムで、Haldenではこれをソフトウェアによって行なうものでDEMPシステムと呼んでいる。

信頼度を上げるもう一つの方法はPFRのDRE (Data Reduction Equipment) で採用されているDuplex Systemであり、これは同じタスクを実施する計算機を2台設置し、1台の計算機で常時は全てのタスクをさせ、この計算機が故障した場合は残りの計算機に全てのタスクをそっくり移そうとするものがある。

HaldenのDEMPシステムではメモリー4台、CPU4台からなるマルチ化した主要部

を次図のように構成している。

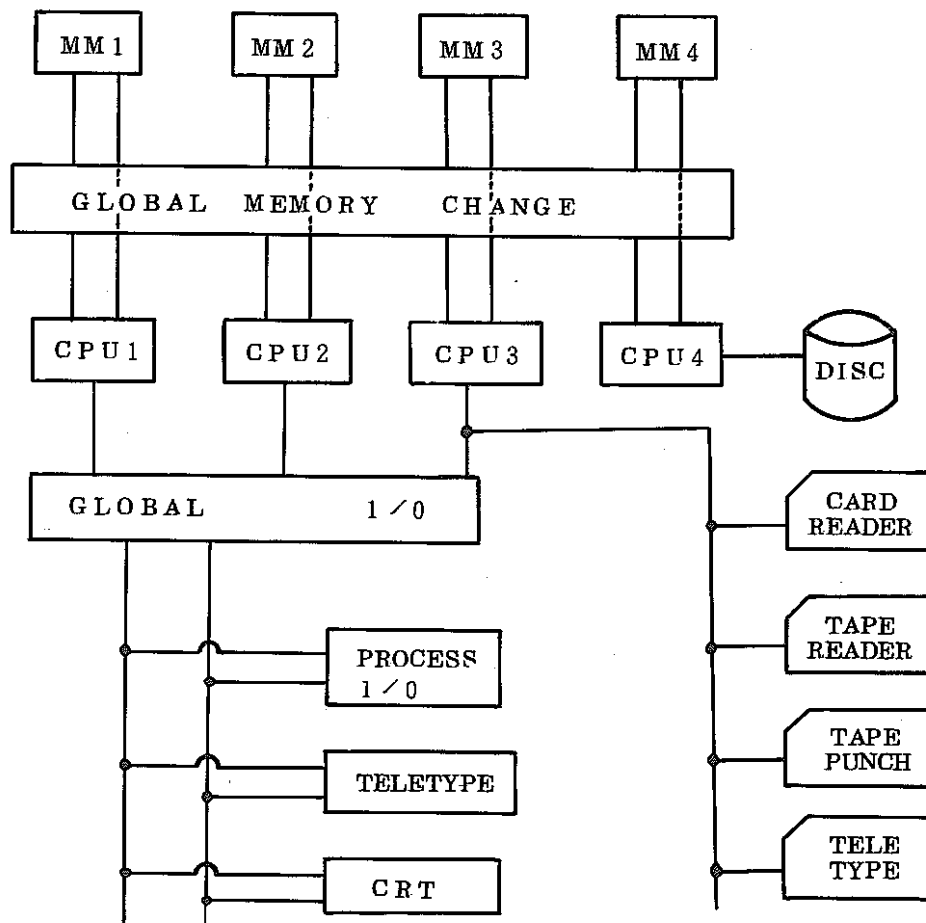


Fig. 8 DEMP システム

(4) OPCOM システム (Operator Process Communication System) について

計算機の利用が高度化されるにつれて、オペレータに対し、計算機を介してプラントの情報を適確に伝えることが重要になる。Halden では将来の高度に計算化された大型プラントを想定し、その制御室の姿を OPCOM システムの開発として検討している。

現在は 3 台のカラー CRT とプッシュボタン、トラッカーボールなどよりなるオペレータコンソールと 1 台のカラー CRT とキーボードよりなるスーパーバイザ・コンソールによって「制御室」が構成され、在来の制御室と併列に Halden 炉を運転するための諸テストが実施されている。

PFR の制御室でも 4 台のカラー CRT とオペレータコンソールにより運転する予定であり、そのシュミレータが別に設置されていたが、計算機からの情報を CRT 等を使い、簡素な制御室を設計する等の OPCOM システムの研究は益々重要になると感じた。

(5) CORE CONTROL By PROCESS COMPUTER について

原子炉プラントを高効率で運転するために炉内中性子束分布の適正化が必要である。Halden では理想とする中性子束分布を求め、制御棒の操作によっていかにして実現するかという研究がなされてきた。

この制御系の基本的前提は次の通りである。

- (a) ベース負荷と "mild" な負荷変化に対し中性子束分布を適正化する。
- (b) プロセス計算機を使用する。
- (c) 単純化する。
- (d) 他の原子炉制御系（例えば出力制御系）と簡単に協調結合できる。
- (e) "安全性" が確保されている。

この制御系の機能は次のようなものである。

- (a) 炉内を 20 の zone に分割する。
- (b) 各 zone における出力分布を計算する。
- (c) これらの出力分布に対し最適値を求める。
- (d) 最適値を確保するよう制御棒で修正する。

この制御系の概念図を Fig. 9 に示す。

(6) 安全保護系の計算機化について

1975年臨界予定のKWU炉の安全保護系を計算機化するべく設計を進めてきたが、LICENSEを得るための試験が完了していないのでこの炉では従来のリレー式の保護系と当初は共用していく。しかしLICENSEを得るため次のような試験をHaldenでは実施してきた。

- (a) アナログモデルを用いたシミュレーションテスト
- (b) 監視制御用プログラムの基本構成とその解析
- (c) ハードウェアの動作テスト
- (d) ハイブリッド方式によるシステムの動作試験

KWU炉の安全保護系に使用される計算機の概要は次の通りである。

記憶容量：8 K 語長：12ビット アクセスタイム：1.5 μS

アナログ入力 3×16 デジタル入力 7×24

デジタル出力（リレー）2×12 デジタル出力（エレクトロニクス）2×12

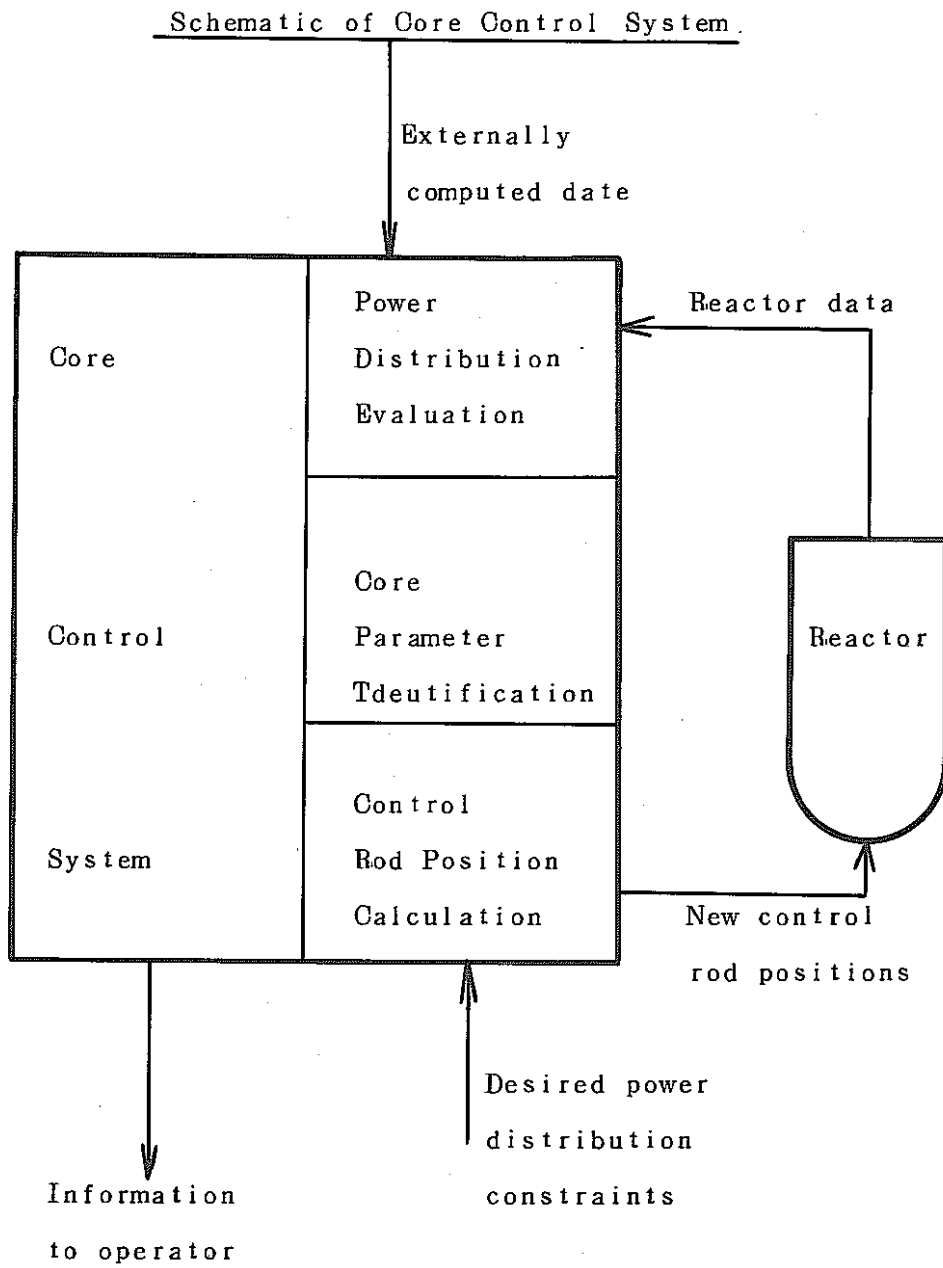


Fig.9 CORE CONTROLの概念図

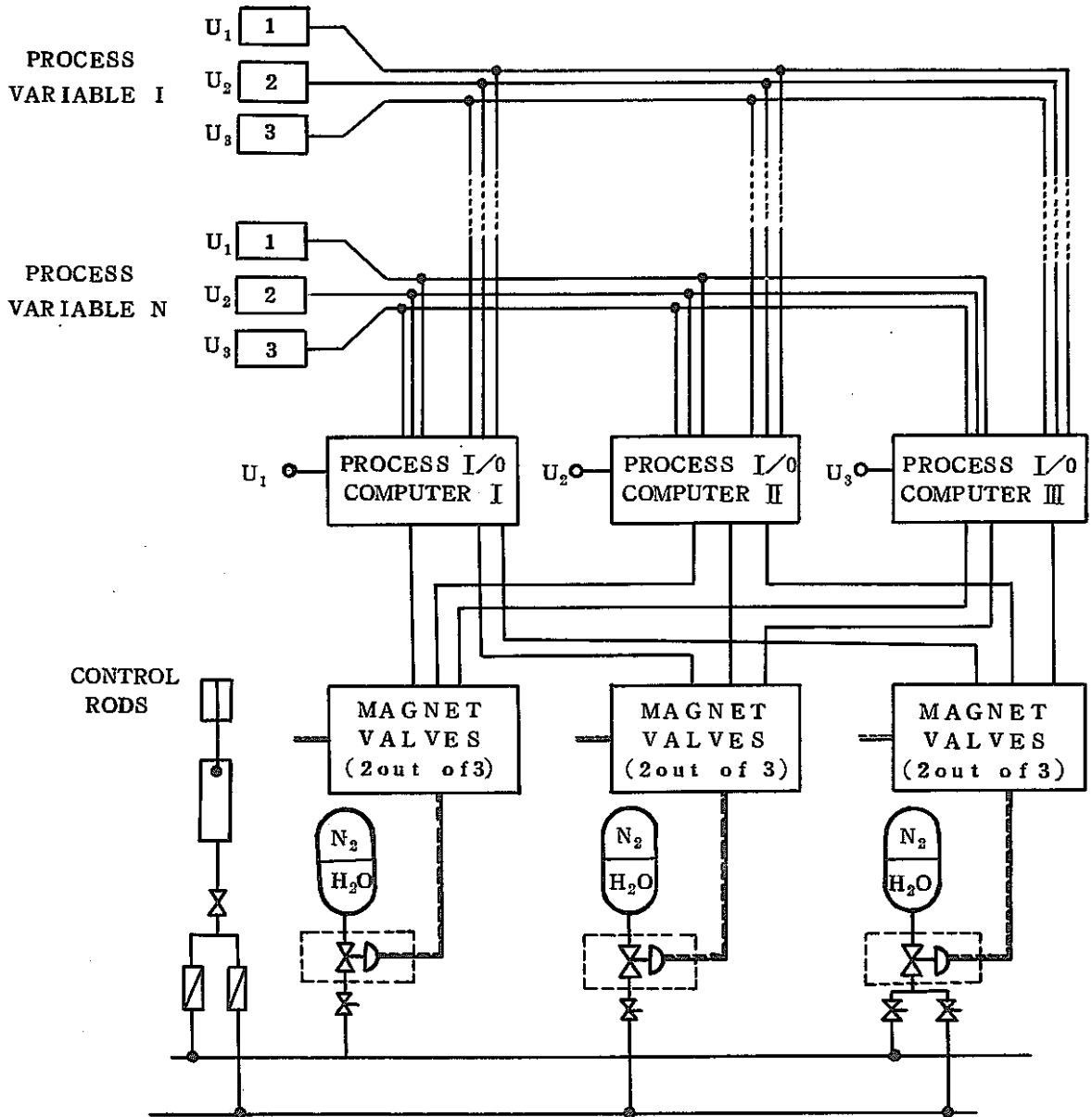


Fig.10 安全保護系の計算機化概念図

5. あとがき

ドンレイ高速炉訓練センターには、我々を含めると一般コースが3回DFR運転コースが2回参加したことになる。同一コースの受講報告であるから回を重ねるごとに書く内容が難しくなっている。既に報告されている内容は出来るだけ省き、我々が特別に経験したことや感想を中心にまとめた積りである。技術的な報告書としては物足りないかも知れないが、可能な限り知識と経験を得、見聞を広めようと努力した積りである。

タイミングはずれてしまったが、滞在中経験した欧州での石油危機の様子を記して終わりたい。

欧州での石油危機

10月初旬中東戦争が起り、訪れる各国とも丁度石油危機で一番混乱していた時期であった。特に英国では炭鉱労働者のスト（時間外労働拒否）により週3日労働に入る寸前であった。

*英国

(1) 石油危機は前回の中東戦争でも経験しており、その折実施したガソリンの配給制を実施する準備に入っていた。

11月29日から12月13日の間に自動車の所有者は郵便局へ行き配給キップの交付を受けていた。しかし1973年中はまだ配給制にはなっていなかった。

英国では戦争前からガソリンは高価であり、ドンレイ研究所のマイカー所有者も4~5人が相乗りで通勤していた。ガソリンの値上げは最初（11月ごろ）は10パーセント位とのものであった（その後の値上げは不明）。

(2) 石炭ストは11月中旬から深刻となりドンレイでも不要な照明は徹底して消されていたし、街の広告灯も禁止されていた。

12月13日ヒース首相の特別放送により炭鉱ストが原因となった電力危機に対処するため次の処置がとられた。

- ① 工業用営業用とも週3日分しか電力電灯を供給しない。
- ② 家庭用暖房は1家庭1部屋に制限する。
- ③ テレビは10時で打切る（BBC、民間とも）

(3) 航空燃料も不足してきたため12月中旬から国際線、国内線とも利用客の少ない便はカットされていった。

我々が帰途ロンドンまでの便もカットされ、ロンドンまで列車を利用せねばならなかった。

*オランダ

1月3日から6日まで滞在したが週末ドライブは禁止されていた。1月7日からガソリン

は配給制に入るとのことであった。但しロッテルダムの石油基地のタンク群は満杯であるのになぜ配給制に入るのかという疑問が市民の間にはあった。冬の暖房には天然ガスを利用しているので暖房用燃料は豊富とのこと。

*ノルウェイ

日曜日にハルデンについたが、週末ドライブは禁止されているとのこと街は静かであった。ガソリンの配給キップも配られていたがまだ配給制にはなっていなかった。

*フランス

石油危機の影響は全く見られず、外灯広告は灯っていたし、マイカーで街は混雑していた。ロンドンの暗い静かさとパリの明るいにぎわいは全く対照的であった。