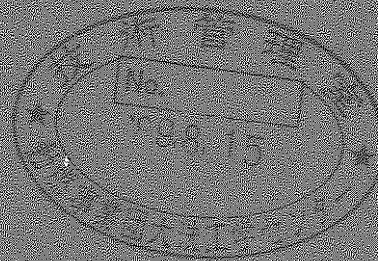


海外出張報告

AGT8/日本ナトリウム-水反応専門家会議



1989年 6 月

技術資料コード	
開示区分	レポートNo.
T	N9600 89-005
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)

海外出張報告

AGT8 / 日本ナトリウム-水反応専門家会議

浜田広次^{(*)1}、井上達也^{(*)2}、河島弘明^{(*)3}、
森建二^{(*)4}、黒川眞佐夫^{(*)5}、吉岡直樹^{(*)6}、
進藤嘉久^{(*)7}

要旨

本会議は、平成元年3月15日～17日の日程で、Dounreay/UKAEA主催の下に開催された“AGT8/Japanese Specialists' Meeting on Under Sodium Water Reactions”の概要を記述したものである。

会議は、英国PFR過熱器での大リーク事故調査、Na-水反応研究に関する日欧間の情報交換、及びNa-水反応研究に関する将来の国際協力の可能性等の討議を主な目的とした。動燃(日本)・UKAEA(英国)・CEA(仏国)の3カ国から合計約30名が参加し、日本側から3件、英国側から6件の発表が為された。

大リーク事故調査に関しては、事故の主な発生原因はPFR過熱器固有の問題(構造設計、リーク検出系、運転方法、水/蒸気緊急ブロー系、伝熱管破損メカニズム(IGA, Overheating)等の違い)に起因したものであることを確認できた。もんじゅに対しては、設計上の対応が計られていると共に、支配的な伝熱管破損伝播メカニズムについてもSWAT試験により実験的に確認されている点を考慮すれば、同様な事故がもんじゅに発生する可能性はきわめて少ないと推定される。情報交換に関しては、日本側より高Cr系伝熱管材の微小・小リークウェステージデータを提示し、英国側より9Cr-1Mo鋼及び2・1/4鋼の小リークデータを入手した。今後の国際協力については、欧州側がEFR(欧州実証炉)を対象にした試験・研究を英国・西独を中心として計画及び一部着手し、また日本でも実証炉用に高Cr系伝熱管を対象とした研究・開発に着手していることを考慮し、共同研究は十分価値のあるものとの共通認識を得た。そのため、英国側から当面の課題としてPFR炉及び実証炉を対象とした双方の破損伝播解析コードによるベンチマーク問題の提案が挙がり、日本側からは①9Cr-1Mo鋼のウェステージ・Overheating試験データ、②破損伝播解析コード、③音響リーク検出系開発、に係わる情報交換の可能性について提案した。

併せて実施した施設訪問では、ナトリウム-水反応関連施設の現状と今後の計画について、討議を含む調査・視察を行った。

これらの概要について併せて報告する。

-
- (*)1 動燃大洗・安全工学部プラント安全工学室
 - (*)2 動燃本社・動力炉建設運転本部 機械課
 - (*)3 (株)日立製作所 日立工場 原子力開発部
 - (*)4 (株)東芝 動力炉開発部
 - (*)5 三菱重工業(株) 神戸造船所 新型炉設計部
 - (*)6 三菱原子力工業(株) 系統設計部
 - (*)7 川崎重工業(株) 原子力本部技術第1部

目 次

第1章 まえがき	1
第2章 出張概要	2
§ 2.1 出張目的	2
§ 2.2 出張日程	2
§ 2.3 出張者名	3
§ 2.4 出張概要	3
第3章 専用家会議議事録	9
§ 3.1 AGENDA	9
§ 3.2 MINUTES, CONCLUSIONS AND RECOMMENDATIONS	12
第4章 専門家会議会議内容	13
§ 4.1 出席者	13
§ 4.2 英国側発表と討議	14
4.2.1 Detailed description of PFR Steam Generator Design, Operating Histories, and Instrumentation Systems	15
4.2.2 Detailed description of Superheater 2 incident, Plant State and Plant response	20
4.2.3 Calculation of Event including description of ARK Code	24
4.2.4 Examination of failed unit	29
Visual, Mensuration, Metallurgical	
4.2.5 Mechanism for Tube Failure Progression and possible explanations for Superheater 2 incident	37
4.2.6 Measures taken to allow further operation	44
§ 4.3 日本側発表と討議	50
4.3.1 Na/H ₂ O work in Japan related to SGU Designs in Monju and DFR	51
4.3.2 Understanding of tube failure progression, theory and experiment, importance of material type	55
4.3.3 Detection of Tube Failure and initiating Plant Trip in Monju	57
§ 4.4 PFR・SG事故に関する総合見解	59
4.4.1 PFR・SG事故シナリオのまとめ	59
4.4.2 PFR・SG事故の原因・評価	60
4.4.3 我国SGへの反映事項と評価	61
§ 4.5 将来協力	63

第5章	施設訪問	64
§ 5.1	Interatom	64
§ 5.2	SNR-300	66
§ 5.3	PPR	67
§ 5.4	Dounreay Test Facility	68
第6章	あとがき	69
第7章	添付資料	70
§ 7.1	英国側発表資料	71
§ 7.2	日本側発表資料	193
§ 7.3	Dounreay入手資料	285
§ 7.4	Interatom 入手資料	299
§ 7.5	補足資料	331

第1章 まえがき

3月15日から17日まで英国ドンレーにてAGT8/日本Na—水反応専門家会議が開催された。これは日英高速炉協定に基づいて行われた会議であり、動燃、UKAEA（英国）、CEA（仏国）から約30名が参加した。この会議は、Na—水反応研究に関する日欧間の情報交換、最近になって全貌が明らかにされた英国PFR過熱器での大リーク事故調査及びNa—水反応研究に関する将来の国際協力の可能性等について討議する事を主な目的としたものである。

会議第1日目は敷地内にあるPFRプラントとNa—水反応試験施設の現状視察、問題となったPFR過熱器の構造や事故前後の運転履歴についての討論を行い、2日目はPFR過熱器大リークの事故調査・解析結果と、日本の「もんじゅ」及び実証炉に関するNa—水反応研究について討論を行った。最終日は「もんじゅ」の概要や建設の進捗状況について紹介するとともに、将来の日英間の共同研究の可能性について討論を行った。

会議に先立ち、西ドイツにてSNR-300, Interatom社を訪問し、ナトリウム—水反応関連試験施設の視察やそこでのNa—水反応研究について討論も行い、研究開発状況も調査した。

今回の会議で得られた多くの知見は、FBR蒸気発生器にとって非常に重要な情報であり、「もんじゅ」蒸気発生器の健全性評価並びに実証炉設計研究に大きく反映されるものである。

本報告書は、会議の報告・討論の概要と訪問施設での調査内容の記述からなる。

第2章 出張概要

§ 2.1 出張目的

Na・水反応に関する日英専門家会議に出席し、1987年2月27日、英国 PFR炉において発生した過熱器(SH2) 伝熱管大規模水リーク事故(合計約170Kgのsteamリーク)の原因究明及びNa、水反応研究に関する情報交換、今後の協力の可能性の検討を実施。

併せて西独インターアトム社を訪れ、Na・水反応研究に関する情報交換を実施。

§ 2.2 出張日程

	出張日付	日 程	所在先
1	平成元年3月11日(土)	成田 (移動日)	日 本
		↓	
		フランクフルト	西 独
		↓	
		ケルン	"
2	" 3月12日(日)		"
3	" 3月13日(月)	インターアトム社訪問 (会 議)	"
		ケルン	"
		↓	
4	" 3月14日(火)	ロンドン (移動日)	英 国
		↓	
		アバディーン	"
		↓	
		ウィック	"
5	" 3月15日(水)	ドンレー・PFR訪問 (会 議)	"
6	" 3月16日(木)	" (")	"
7	" 3月17日(金)	" (")	"
		ウィック	"
		↓	
8	" 3月18日(土)	ロンドン (移動日)	"
		↓	
9	" 3月19日(日)	成田 (")	日 本

§ 2.3 出張者名

- ・ 動燃事業団 動力炉建設運転本部 井上達也
- ・ " 大洗工学センター プラント安全工学室 浜田広次
- ・ 川崎重工業(株) 原子力本部 技術第1部 主査 進藤嘉久
- ・ (株)東芝 動力炉開発部 主査 森 建二
- ・ (株)日立製作所 日立工場 原子力開発部 主任技師 河島弘明
- ・ 三菱重工業(株) 神戸造船所 新型炉設計部 主任 黒川眞佐夫
- ・ 三菱原子力工業(株) 系統設計部 副参事 吉岡直樹

§ 2.4 出張概要

2.4.1 過熱器伝熱管大規模水リーク事故の原因

(1)過熱器の構造

RFR炉の原子炉冷却系は3ループから成り、各ループの蒸気発生器はそれぞれ蒸発器、過熱器、再熱器各1基計3基から構成される。過熱器の主要目を下表に、構造を図7-1-1-6にそれぞれ示す。

PFR炉 過熱器 主要目

型 式	縦置Uチューブ型				
容 量	80.3 MW				
胴	材 質	321 SS	伝 熱 管	材 質	316 SS
	設計圧力	35.2 Kg/cm ²		設計圧力	189.7 Kg/cm ²
	設計温度	560 °C		設計温度	563 °C
	寸 法	1.52 ^{1D} ×7.93 ^H m		寸 法	15.88 ^{1D} ×2.03 ^H mm
				ピ ッ チ	28.96mm(インボリュート)

Naは、中央下部入口ノズルより流入し、上部で 180° 反転しUチューブの内側部分をUチューブに沿って下方に流れ下部Uベンド部で反転しUチューブ外側部分に沿って上昇し、上部側面出口ノズルより流出する。他方、蒸気は、上部外側入口水室より流入下降し、下部Uベンド部で反転して上昇、上部内側出口水室より出る。

Naの入口流路を形成する約 450mmφの中央ダクトはバッフル板と呼ばれ、6分割にて構成され、各分割は伝熱管サポートである上下のグリッドの溝にはめこまれる。又、周方向は図7-1-4-12, 7-1-4-15 に示すような単なる重ね合わせ構造であり、溶接或いはボルト締めのようなシール構造とはなっていないため、ダクト内外の差圧によりバッフル板重ね合わせ部を通して内側のNaが伝熱管群に向かってリークし易い構造となっている。

(2) PFRの伝熱管水リーク検出系及び蒸気系ブロー方式

PFRの伝熱管水リーク検出系及び蒸気系ブロー方式を「もんじゅ」と比較し下表に示す。

PFR SH2 と「もんじゅ」の伝熱管水リーク検出系及び蒸気系ブロー方式

	PFR SH2	「もんじゅ」
微小・小リーク検出	Na中及びカバーガス中水素リーク検出計を備えるが、事故発生当時動作状態にあらず。	Na中及びカバーガス中水素リーク検出計
中リーク検出	カバーガス圧力計	同左
大リーク検出	Na中ラフチヤディスク	カバーガス中ラフチヤディスク
蒸気ブロー方式	低速ブロー（事故後、高速ブロー追設）	高速ブロー

(3) 大規模水リーク事故の概要

事故は、ループ#2の過熱器(SH2)の図7-1-4-20に示すようなグリッド#7から520mm上方位置の内側伝熱管部分に生じた。

即ち、同横断面位置の周方向4箇所においてダクトの重ね合わせ部からリークしたNaにより、図7-1-4-12に示す11本の伝熱管が約23~25Hzの流力振動を起こし、旋回しながらダクトに衝突してフレットングを生じ伝熱管肉厚2.03mm¹の最大約80%を損耗し、うち伝熱管#16が衝突外力と内圧作用下での曲げによる疲労損傷により周方向に約4~5mm¹×1μm^mのクラックを生じて、約0.1g/sec×30minの蒸気量をNa中に噴出したことにより始まった。(この蒸気量は、バッフル板に生じたウェステージ欠損孔5mm¹×1mm^w×1.5mm^Dから推定している。)

周方向のクラックの発生に続いて約30mm¹の長手方向の安定クラックが生じ、不安定破壊により全長約70mm¹のクラックに進展し、1DEG(Double Ended Guillotine rupture)相当の開口が開くに至った。(この段階で合計約10Kgの蒸気がNa中に注入された。)

これにより、近傍が高温、NaOH腐食環境となり、続いて39本が主として粒界腐食割れ(Intergranular Attack; IGA)とOverheatingによりバーストした。(この段階で更に合計160Kgの蒸気がNa中に注入され総計約170Kgが注入された。蒸気側圧力は、4~5分で約133Kg/cm²から約43Kg/cm²に低下している。)

水素リーク検出計は動作状態になかったもののNa側カバーガス圧力計(設定値2.32Kg/cm²)及びラプチュアディスク(設定値4.92Kg/cm²)が作動し、Na側及び蒸気側が緊急遮断されNa・水反応は終息に向かったが、蒸気による冷却が低下したため更に70本が主としてオーバーヒートング(OH)により最大約750μmの径方向スウェリングを生じ、事故は終息した。

上述のように、疲労破損、IGA、OHがそれぞれ破損の主原因ではあるが、厳密にはそれらはいずれもウェステージ、IGA、チャンネリング(ウェステージにIGAが重畳)、OHが程度の差はあれ重畳した破損形態である。

尚、流力振動によるSH2の機器自体の振動、流動による騒音については、PFR運転開始当時から生じており、原因究明のため水流動試験を行い、問題のリーククロスフローが約±2mmの伝熱管振動を発生することを確認、承知していたとのことであった。従って、事故前に製作済の交換用管束部については、問題のNa入口重ね合わせ部をリベット止めする対策を講じていたとのことであった。

フレットングにより損耗した伝熱管の断面を図7-1-5-13に、#16伝熱管の破損状況を図7-1-5-12に、伝熱管が衝突したバッフル板側の衝突痕を図7-1-4-13に、又、伝熱管#16を中心としたIGA 39本、OH70本の分布図を図7-1-5-1にそれぞれ示す。

尚、#16フレットング部の他、同一機器で言えば各グリッド部、下部Uベンドのフィンガー部(フィンガー:伝熱管の振動を抑制するため、長円断面のパイプを折り曲げUベンド部各伝熱管間隙に差し込んだもの。)に、更には他の過熱器のそれらと同一部分にも伝熱管のフレットングが見られ、その意味では、他の部位、他の機器にも事故発生の可能性があったと言える。SH3のUベンドフィン

ガー部のフィンガーフレッティング状況を図7-1-4-4に示す。図示されていないが相対する伝熱管にもフレッティング損耗が見られる。

(4) 事故の原因

上述の2.4.1(3)の事故の経過から、事故の原因は次であると言える。

- a. バッフル板の重ね合わせ構造が、Naリークの生じ易い構造であったため、リーククロスフローにより伝熱管に流力振動が起こり、フレッティング損耗（減肉）が生じ伝熱管が破損し易い状態となったこと。
- b. 伝熱管リーク時の事故拡大防止のためには、初期リーク（微小リーク、小リーク）段階での（水素リーク検出計等による）リーク検出、それによるNa及び水・蒸気系の緊急遮断、蒸気系の急速ブローが肝要となるが、水素リーク検出計が動作状態になかったことにより初期リーク検出ができず、中、大リークで作動するNa側カバーガス圧力計、ラブチャディスクの作動までに事故が拡大してしまったこと。
- c. 又、蒸気系の急速ブロー系が設備されておらず、低速ブロー系のみのため、更にNa・水反応が進展してしまったこと。（事故後、急速ブロー系を追設している。）

2.4.2 「もんじゅ」における同種の事故発生の可能性

（会議後の評価であり、会議中に議論されたものではない。）

PFR炉の事故原因は、2.4.1(4)に述べたとおりであり、それぞれについて「もんじゅ」では以下の対応としているので、同種の事故発生の可能性はない。

- a. バッフル板の重ね合わせ構造について——Naは、上部ヘッダから下部出口ノズルに向かう一方向流であり、又、シュラウドは溶接構造を採用しているため、バイパスリークが生じる流動が存在しない。
- b. 水リーク検出について——信頼性のある水素リーク検出計の開発を終了しており、それらをプラントに取付け運転することとしているので、万一の伝熱管破損の場合には初期リークを確実に検出しNa及び水・蒸気系の緊急遮断、蒸気系の急速ブローが実施できる。
- c. 蒸気系のブローについて——蒸気系の急速ブロー系を設備している。

2.4.3 その他のトラブル説明

(1) 蒸気発生器胴側のNaリーク

伝熱管水リーク事故の他、再熱器#1、#2胴側周溶接部のNaリークについて説明があった。いずれも貫通クラックによりNa漏えいを生じたもので、単一ビードにクラックが入ったものについては欠陥部を除去し再溶接を（図7-1-1-12）、T継手については欠陥部を円形に除去しノズル構成とすることにより（図7-1-1-14）、それぞれ補修している。原因は工場製作段階での補修溶接ではないかとされてい

るが、真相は未だ解明されていない。工場製作段階での許容欠陥の大きさについては、これにより、従来の $30\text{mm}^L \times 10\text{mm}^D$ を $10\text{mm}^L \times 3\text{mm}^D$ に変更している。

英国側は、伝熱管のリークもさることながら本トラブルについても重要視している。

(2) (上部) 管—管板溶接部破損

当初、過熱器と再熱器との管—管板溶接部にクラックが発生し、伝熱管内側にスリーブをbrazingし補修している。いずれもカバーガス中への蒸気リークのため大事故にはいたらなかったが、これにより過熱器、再熱器の管束をすべて交換することとなった(3ループ分合計6基)。

蒸発器については、同様のスリーブbrazing補修を過熱器 498本の両端管—管板溶接部すべてに対し実施している。

(3) 蒸発器水リーク発生時の IHX評価

SH2事故評価の一環として、蒸発器での同一事故発生の再評価を実施した結果、IHXが構造強度上問題との結論に至り、プラントを昨夏、長期間停止した。許認可を含め詳細検討評価を実施した結果、運転可能との結果を得、プラント運転を再開している。

2.4.4 Na・水反応に関する情報交換

日本側より、Mod. 9Cr-1Mo 鋼の微小・小リークウェスティジデータを提供し、英国側より9Cr-1Mo 鋼及び2・1/4Cr-1Mo 鋼の小リークウェスティジデータを入手した。9Cr-1Mo 鋼の小リークウェスティジデータについては、英国側のウェスティジ率が日本側のそれをファクター上回っている。

2.4.5 今後の協力の可能性

欧州側は、欧州実証炉 EFRを対象としたNa・水反応に係る研究を英国、西独を中心として更に進める計画であり、一部実験を開始している。わが国にあっても、実証炉伝熱管候補材料である9Cr-1Mo 鋼のウェステージ、音響リーク検出計等の研究・開発に着手しており、日欧協力体制下での相互のデータ交換、検討・評価は十分価値があるものと考えられる。

当面の課題として英国側より、PFR炉SH2事故並びに実証炉を対象として双方の破損伝播に係る計算コードのベンチマーク問題の提案があり、日本側からは、会議を通しての議論の結果から次の提案を行っている。今後、それらについての協力を実施するか否かについては、双方が細目検討し親会議にて決定することになる。

日本側の提案

- a. 実証炉を対象として9Cr-1Mo 鋼を中心としたウェステージ及びオーバーヒーティングデータの交換を行うこと。
- b. 計算コードのベンチマーク問題のため、同一対象について破損伝播計算を

行うこと。(但し、規模の小さい計算に留める。)

- c. 実証炉をターゲットとし、初期リーク検出に有効とされる音響リーク検出計の開発について情報交換を行うこと。

2.4.6 PFR炉の将来について

(英国側より英政府の昨年7月の発表として次の説明あり。)

PFR炉は、1994年までにUKAEAに代わるスポンサーが現れなければデコミッションングに入る。又、ドンレー原子力開発施設にあるPFR炉燃料再処理工場は、UKAEAに代わるスポンサーが現れなければ、PFR炉デコミッションング後3年間燃料の再処理を行った後、1997年にデコミッションングに入る。

但し、FBRのR&Dには毎年10M£/year(23億円/year)を支出し続ける。

2.4.7 ドンレー原子炉開発施設視察

PFR炉、Na・水反応試験施設(グローブボックス: No.5、小リークテストリグ、Super Noah各試験施設)の視察を行った。

第 3 章 専門家会議議事録

§ 3.1 AGENDA

Programme for the
AGT8/JAPANESE Meeting on
Under Sodium Water Reactions

on Wednesday/Thursday/Friday
15/16/17 March 1989

TUESDAY 14 MARCH 1989

16.15 Japanese participants arrive at Wick Airport.
Transport to Melvich Hotel, Melvich.

WEDNESDAY 15 MARCH 1989

- 09.00 Coach - Melvich Hotel to Dounreay
- 09.30 Arrive Dounreay
PFR Training Centre
Welcome to Dounreay by
Mr. C V Gregory, Assistant Director, Operations
- 09.45-10.00 AGENDA
- 10.00-12.00 Tour of PFR (including Simulator) with
Mr. P R Gallie, PFR Operations Manager
- 12.15-13.15 LUNCH in the Carvery
- 13.15-14.30 D8530/D1249
Tour of Na/H₂O Facilities (Technology Division) with
Mr. R Popplestone
- 14.30-15.30 PFR Training Centre
Detailed description of PFR Steam Generator Design,
Operating Histories, and Instrumentation Systems with
Mr. D F Shipley, Manager of PFR Engineering

15.30-16.30 Detailed description of Superheater 2 incident, Plant State
and Plant response with
Mr. P R Gallie, PFR Operations Manager

16.45 Depart Dounreay
Coach to Melvich Hotel

20.00 Dinner at Melvich Hotel (Japanese side invitation)

THURSDAY 16 MARCH 1989

09.00 Coach - Melvich Hotel to Dounreay

09.30-10.30 Arrive Dounreay
PFR Training Centre
Calculation of Event including description of ARK Code (UK)

10.30-12.30 Examination of failed unit
Visual, Mensuration, metallurgical (UK)

12.30-13.30 LUNCH in the Carvery

13.30-14.45 PFR Training Centre
Mechanisms for Tube Failure Progression and possible
explanations for Superheater 2 incident (UK)

14.45-15.15 Measures taken to allow further operation (UK)

15.15-16.15 Na/H₂O work in Japan related to SGU Desings in MONJU
and DFR (JAPAN)

16.15-17.30 Understanding of tube failure progrssion, theory
and experiment, importance of material type (JAPAN)

17.45 Depart Dounreay
Coach to Melvich Hotel

19.30 DINNER at Melvich Hotel (UKEAB side invitation)

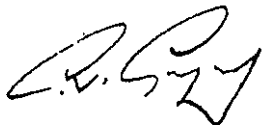
§ 3.2 MINUTES, CONCLUSIONS AND RECOMMENDATIONS

STATEMENT FROM MEETING TO DISCUSS EXPERIENCE WITH SODIUM WATER REACTIONS

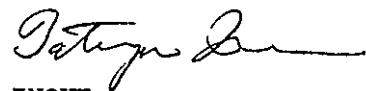
1. The meeting was held on the 15th-17th March 1989 at the PFR Training Centre, Dounreay between teams led respectively by PNC (Japan) and AGT 8 (Europe).
2. AGT 8 presented a full description of the PFR Superheater 2 incident which occurred in February 1987 and the subsequent investigations into the cause and consequences of the incident. The range of facilities available at Dounreay for Sodium Water Reaction studies was shown to the visitors.
3. The Japanese team presented an account of the basis for their Steam Generator Designs for MONJU and DFBR, and in particular described the experimental support for their views on the propagation of a single tube failure to other tubes and the possibilities for detection.
4. The meeting allowed a full discussion of the differing views and ideas put forward by the teams. Both teams expressed a desire to pursue further the possibilities for joint programmes to study Sodium Water Reactions in Fast Reactor Steam Generators and the exchange of data from operating plants and experimental rigs. The Japanese team specified three areas in which they would welcome a future exchange of data,
 - 1) Wastage and Overheating Data for different materials, including 9Cr 1Mo.
 - 2) Calculation of Tube Failure propagation.
 - 3) Acoustic Leak Detection.

The AGT 8 Chairman agreed to relay these requests to the Chairmen of the other AGTs involved and seek a co-ordinated response.

5. However, as a start it was suggested by AGT 8 that it would be of value for both teams to use their respective computer codes to calculate, independently, the PFR Superheater 2 event and a similar postulated incident in a DFBR steam generator. This exercise would encompass some of the specific points raised by the Japanese team. At a subsequent meeting the results from these independent exercises would be compared and discussed.



C V GREGORY
Assistant Director (Operations)
Dounreay



T INOUE
Deputy General Manager
Power Reactor & Nuclear Fuel
Development Corporation

17 March 1989

第4章 専門家会議会議内容

§ 4.1 出席者

(1) 日本側出席者

井上達也	動燃事業団 動力炉建設運転本部
浜田広次	動燃事業団 大洗工学センター プラント安全工学室
進藤嘉久	川崎重工業(株) 原子力本部 技術第1部 主査
森 建二	(株)東芝 動力炉開発部 主査
河島弘明	(株)日立製作所 日立工場 原子力開発部 主任技師
黒川真佐夫	三菱重工業(株) 神戸造船所 新型炉設計部 主任
吉岡直樹	三菱原子力工業(株) 系統設計部 副参事

(2) 英国側出席者 (部分出席含む)

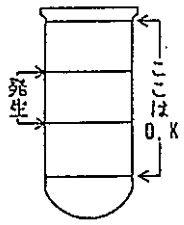
C. V. Gregory	Assistant Director, Operations, Dounreay Nuclear Power Development Establishment
J. K. Butler	Head of Technology Div. DNPDE
C. M. Robertson	Head of Engineering Technology Group, DNPDE
Dr. B. Tomkins	Head of Structural Integrity Centre, Risley NRL
A. M. Cruickshank	PFR Technical Support Group Manager
P. R. Gallie	PFR Operations Manager
R. Popplestone	Group Engineer
D. F. Shipley	PFR Engineering Manager
R. Currie	Group Leader, Theory&Applications, ETG. DNPDE
D. Glass	Group Engineer, ETG, DNPDE
J. D. Walford	Sodium/Water Reactions Theory&Applications Manager DNPDE
G. Linnaker	Technology Division
A. Fraser	Metallurgy Group
G. Yates	Metallurgy Group
D. Henderson	PFR Technical Support Group(safety) Manager
A. Gerard	PFR Reactor and Power Plant Manager

(3) 仏国側出席者

J. L. Carbonnier	Chef du Laboratoire Circuits, HX, SG, CEA Cadarache
A. Lopicore	CEA (Attached to Risley)
Dr. L. Martin	CEA (Phenix)

§ 4.2 英国側発表と討議

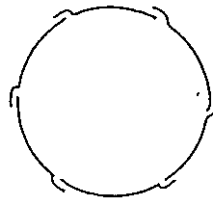
<p>§ 4.2.1</p>	<p>Title Description of PFR Steam Generator Design, Operating Histories, and Instrumentation Systems (PFRのSG設計、運転履歴及び計装系)</p>
<p>(発表者) D. F. Shipley Mgr. PFR Engineering</p> <p>(発表概要) (1) 管束の取替あるいは改造 ① SH, RH:材料をSUS321から9Cr-1Moに、又、管-管板溶接をNa-水パウダリから排除した新構造管束と取替。 ② EV : 9Cr-1Moのスリーブを追加 ③ 取替時期: RH#3:'84.12, SH#3:'86.12, RH#2, SH#2 : '87.7, RH#1, SH#1':87.8 (2) 胴側Naリーク ① 胴周継手及びT字継手のHAZで発生。 ② RH#2は、'87.2 リーク発生。RH# 1 もリーク発生。SHはVTで未貫通クラック発見。 ③ 原因: 不明。但し、製作中の欠陥補修溶接によるものと推定。 ④ 補修法 周継手: 欠陥の除去と肉盛。 T継手: 欠陥部を中心に円形に胴板を除去後、ノズルを取付け。 (3) 大リーク時のAutomatic Protection System ① ヲフチディスク スペース クロスワイヤ 2 out of 2 又は、膨張タンク圧力計 2 out of 3。 ② 保護動作シーケンスの説明: 次頁以降に示す。</p> <p>(質疑概要) 上記発表内容に関するものの他、Na中検出計及び、事故後系統クリーンアップについて質疑を行った。</p>	<p>(備考) 添付資料 7.1.1</p>

<p>§ 4. 2. 1</p>	<p>発 表 論 文 要 点</p>	
	<p>(1) 管束の取替</p> <p>① 主要目：表7-1-1-3, 7-1-1-4 に取替前後の管束主要目を示す。 取替管束伝熱管材質はSH, RH 全て 9 Cr-1 Mo。EVは 9 Cr-1 Moのスリーブの追加。</p> <p>② 構造図：図7-1-1-7 にSH/RH 用取替管束構造を示す。 Na-水バウンダリーから管-管板溶接を無くす為、伝熱管-管板の接続はスリーブ構造（図7-1-1-11）とし、伝熱管を外部で直接ヘッダーに接続している。</p> <p>③ 各SGのリーク経歴と取替後の状況：図7-1-1-8, 7-1-1-9 に示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・第2ループ、第3ループのSHは、度々Na中への水リークを起している。 ・RHについては、Na中への水リークは生じてないが、Naの大気中へのリーク有。 ・SH, RH における管束取替の時期も併せて図7-1-1-9 の図に示す。 <p>(2) 胴側のNaリーク又はクラック</p> <p>① 図7-1-1-12に胴周継手でのクラック、7-1-1-14にT字継手でのクラックについて、各々、下記について示している。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・発見経緯 ・各機器の状況 (管束取替中で、胴の内側から接近出来るか否か) ・補修方法 ・補修後検査 <p>② 原因：不明であるが*、製作時の補修溶接によるものと推定している。又、当初製作時は、許容欠陥を30mm^L、10mm深としていたが、現在は10mm^L、3mm深と厳しくしている事による。</p> <p>③ T字継手でのクラック補修は、単に欠陥除去、肉盛は出来ない為、ノズル取付法としたが、これで完全かどうかは今後の運転結果によるとしている。</p> <p>* 据付時の環境（塩素）については、対策を十分管理しており、原因では無いとのこと。</p>	<p>(備 考)</p> 

§ 4.2.1	発 表 論 文 要 点
	<div style="display: flex; justify-content: space-between;"> <div style="width: 70%;"> <p>(3) 大リーク事故時に作動するAutomatic Protection System</p> <p>① Automatic Protection System は図7-1-1-18に示すラプチャディスクのクロスワイヤの破断と膨張タンクの圧力高のいずれかで作動する。</p> <p>② クロスワイヤは2本あり、2 out of 2で作動する。また膨張タンクの圧力計は3つあり、2 out of 3で作動する。</p> <p>③ 保護動作は次の通りである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ EV, SH, RHの水・蒸気側の隔離 ・ EVのfast dump弁及びslow dump弁による減圧 ・ SHのslow dump弁による減圧 ・ ナトリウム側隔離弁の閉止 ・ ナトリウムのドレン（15分でドレン） ・ ナトリウム側の減圧 ・ 原子炉の停止 ・ タービンの停止 <p>④ SHのfast dump弁は元々は設置されていたが、有効でないという理由で取り外した。このため、SH2のリーク事故時にはSHにはfast dump弁は設置されていなかった。SH2の事故後、再びfast dump弁を設置した。</p> <p>⑤ slow dump弁はシリーズに2つ設けられており、まず最初の弁を開け、その後2番目の弁を開けるので、作動開始までに30秒かかる。</p> </div> <div style="width: 25%; text-align: center; vertical-align: top;">(備 考)</div> </div>

§ 4.2.1	質 疑 応 答
	<p>(備 考)</p> <p>Q. Fig. 3 (図7-1-1-4) のEVAPORATORの材質が異なるのはどうしてか？</p> <p>A. WU4 はスペアのEVで、今使っているのはWU2Aの方、材質はスペアが $2\frac{1}{4}\text{Cr} - 1\text{Mo}$、使用中的が $9\text{Cr} - 1\text{Mo}$ 鋼。</p> <p>Q. PFR EVAPORATOR REPAIR SLEEVE のBrazing 材料は何か。</p> <p>A. Ni Cr Braze 材である。</p> <p>Q. 新しいSHのチューブとスリーブの接合方法は何か。</p> <p>A. Brazing である。</p> <p>Q. Reheater1,2 と Superheater 2 の胴の切りとった部分の大きさは？ 又、高さは？</p> <p>A. 長さ 200mmで、高さは45mm程度である。</p> <p>Q. Reheater 1 と Superheater 2 の胴の補修のバタリング材は何か。</p> <p>A. SUS316である。</p> <p>Q. SH 2 リーク後のNa系の純化運転時のヒートインプットはどうしてるか？</p> <p>A. トリップ後は崩壊熱が使えるし、その後はポンプの入熱が利用でき、300°C程度は保てる。</p> <p>Q. Na中リーク検出計の信号によるプラントトリップは2 out of 4 か？</p> <p>A. そうである。</p> <p>Q. Na中検出系の構成はどうなっているか。</p> <p>A. 右図のとおり。</p> <p>Q. 仏の水素検出システムはどの方式か？</p> <p>A. イオンポンプ電流と質量分析計のバックアップ。ドイツはイオンポンプ電流のみ。</p> <div data-bbox="1029 1641 1388 2094" data-label="Diagram"> </div>

<p>§ 4.2.1</p>	<p>質 疑 応 答</p>	
	<p>Q. 事故後コールドトラップは交換したか？ A. した。</p> <p>Q. Na中水素のバックグラウンドはどれ位か？ A. Max450ppb. 水側からの拡散が主体。</p> <p>Q. SHのセンタダクトの構造は？ A. 以下のとおり。6枚の板は溶接されておらず重なっているところの微小Naのリークは最初から予想していた。</p> <p>この構造は製作上の理由で こうなっている。</p>	<p>(備 考)</p>



<p>§ 4.2.2</p>	<p>Title Detailed Description of Superheater 2 Incident, Plant State and Plant Response (SH2事故の詳細説明、プラント状態とプラント応答)</p>
<p>(発表者) P.R. Gallie (PFR Operating Manager)</p> <p>(発表概要) SH2リーク事象中のプラント挙動及び事故後、系統純化運転等について発表があった。主な結論は以下の通り。 ① 自動シャットダウン系が正常に作動し、事故を終止することができた。 ② SH2リーク事象には、リーク伝播が発生していたことが判った。 ③ batch cold trapping と呼ばれる方法が、2次系内反応生成物除去には有効であった。(純化期間は約2.5ヶ月)</p> <p>(質疑概要) Na中水素検出系の構成、不作動の原因、蒸気ダンプ系等について質疑がなされた。</p>	<p>(備考) 添付資料 7.1.2</p>

§ 4. 2. 2	発 表 論 文 要 点	
	<p>1. 水リーク事象 SH2リーク事象中のプラント応答の時間経過を表7-1-2-8と図7-1-2-10に示す。</p> <p>2. 事故ループの純化</p> <p>(1) 純度に関する要求条件 リークが検出される前までには、約10kgの蒸気がループ中に混入した。これは、Na中酸素濃度レベルで150ppmに相当する。またNa側隔離弁は全閉後も約10%の流量が流れる様になっているのでIHXにはより多くの不純物が混入した可能性があった。 一方、2ループによる部分負荷運転と、これら不純物による腐食割合は、図7-1-2-12に示す通り。それ故、系統のNa純度を、25ppm以下にまで純化する必要がある。</p> <p>(2) batch cold trapping による系統純化 2次Naドレン系の概略構成は図7-1-2-5に示す通り。 系統のNa温度300～330℃でDirty Dump Tank (DDT) にドレン(隔離弁よりIHX側の場合には、Clean Dump Tank (CDT) を通してドレン)する。続いて、DDTの温度を150℃に下げ、DDTに不純物を析出させる。そして、DDTの上澄NaをCDTを介して系統に再充填する。(これをbatch cold trapping 法と呼ぶ) この過程を6回繰り返して純化した。最終的には、2次系コールドトラップを運転して、酸素濃度を10ppmまで低減した。 batch cold trapping 1回当りの不純物除去量は5～7kg。 batch cold trapping 1回当りの純化所用時間は6～10日であった。(純化特性データを表7-1-2-1に示す。)</p> <p>3. リーク検出後のインタロック 膨張タンクカバーガス圧、及びラプチャディスク破壊信号により中、大リーク検出を行う。 このリーク検出信号により、水/蒸気系の隔離、SG内保有水/蒸気ダンプ系の作動、Na側の隔離並びに原子炉、タービンのトリップ等の防護動作が行われる。 (リーク検出後のインタロックを図7-1-2-9に示す。) 但し、SHのFastダンプ系は当初設置されていたが、途中で取除されており、事故当時は設置されていなかった。現在は、また設置されている。</p>	(備 考)

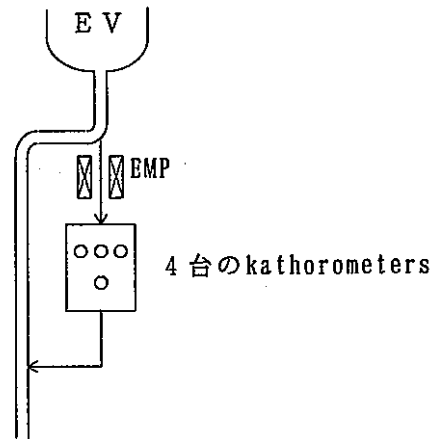
§ 4.2.2

質 疑 応 答

Q. Na中水素検出系の構成は？

(備 考)

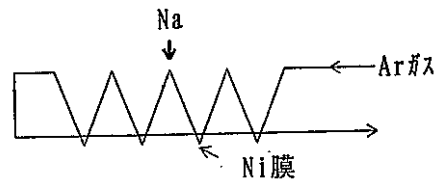
A. 以下の通り。



- ・ EMP が故障したので、4台の水素計も作動しなかった。
- ・ 上記故障は、事故の約1h前には判った。但し、カバーガス中水素計は作動していた。
- ・ 新しいoperation rule を作った。
- ・ 2 out of 4 で水リーク信号発信。但し、トリップ信号ではない。
- ・ 検出感度としては、0.05~0.1g/sのリークを検出可能。

Q. Katharometerの原理は？

A. 以下の通り。



- ・ Ni膜を透過したArガス（キャリアガス）中の水素を電気伝導度の変化によって検出する。
- ・ Arガスの圧力：15kPaG

Q. 真空計タイプの水素計とKatharometerでは、どちらが良いと考
えているか。

A. electro-chemical typeのものに興味を持っている。

A. 仏国では、イオンポンプ電流と質量分析計のバックアップ、西
独は、イオンポンプ電流のみ。

<p>§ 4.2.2</p>	<p>質 疑 応 答</p>
<p>Q. Slowダンプ系の作動時間は？</p> <p>A. Slowダンプ弁は直列に2つ設けられており、まず最初の弁を開けその後、2番目の弁を開けるので、作動開始までに30秒かかる。</p> <p>Q. SHにFastダンプ系を設けていない理由は？</p> <p>A. SHのFastダンプ弁は元々は設置されていたが、有効でないという理由で取り外した。このため、SH2のリーク事故時にはSHにはFastダンプ弁は設置されていなかった。SH2の事故後、再びFastダンプ弁を設置した。</p> <p>Q. Fastダンプ系があったら、事故は早く終わったと考えるか？</p> <p>A. YES, 但し、破損孔からのリーク量が大きいので、効果は大きくはないかも知れない。</p>	<p>(備 考)</p>

<p>§ 4. 2. 3</p>	<p>Title Calculation of Event Including Description of ARK Code (ARKコードの概要と事故解析)</p>
<p>(発表者) R. Currie Group Leader, Theory and Applications</p> <p>(発表概要) 準定常圧解析コードARKを開いたSH2リーク事象関連解析の結果が報告された。解析の内容は次の通り。 (1) SH2リーク事象のうち、チューブNo.16の破損拡大中(1st phase)のリーク率変化の決定のための計算 (2) 事象中にIHXに加わった圧力荷重の計算(2nd phase) (3) EVにおける多数本破断事故の影響検討 また、準定常圧解析コードに関し、安全解析用に品質保証されたNew Versionコードの開発計画についても発表があった。 尚、ARKコードは1次元ネットワークモデルであり、従来から英国が準定常圧解析に用いて来たもの。放出系等で気・液二相流を取扱える他、ポンプ、バルブ、水/蒸気系ダンプの作動を同時にシミュレートできる特徴を有している。</p> <p>(質疑概要) 解析モデル、解析条件について質疑がなされた。 また、関連して、カバーガス圧コントロール方法についても質問された。</p>	<p>(備考) 添付資料 7. 1. 3</p> <p>1st phase : チューブNo.17 或は18に破損伝播(2次破損)が生ずるまでの事象 2nd phase : 2次破損によりSHのR/Dが破裂した以降の事象</p>

<p>§ 4. 2. 3</p>	<p>発 表 論 文 要 点</p>	
	<p>1 1st phaseリーク率変化決定のための計算</p> <p>(背景) SH2リーク事象では、最初に、チューブNo.16に水リークを生じ、1st phaseでは、その破損が拡大して1本破断相当のリークに至ったと推定されているが、この計算は、チューブNo.16の金属組織等の観察や材料力学的検討の結果と共に、この推定の重要な根拠となっている。</p> <p>(内容) 2次系ループの計算モデルを図7-1-3-7に示す。主な計算条件は次の通り。</p> <p>① 水リーク率変化は0～20秒の間、0～1 kg/sまでリアに変化するものとした。</p> <p>② カバーガス空間容積は、初期値で一定とした。</p> <p>③ カバーガス系の呼吸はなく、系内Arガス質量は初期値で一定とした。</p> <p>(結果) 膨張タンクの圧力シミュレーション結果を図7-1-3-9に示す。</p> <p>プラントデータは非常に限られているため断定はできないが、1st phaseで0～20秒の間、水リーク率は0～1 kg/sまで拡大したと推定することは、膨張タンク等の圧力データとの一致から見て、妥当と考える。</p> <p>また、この計算によれば、SHのR/Dは23秒後に破裂しているが、このphaseでのリークが26秒間続いたとする仮定と良く一致している。</p> <p>2 IHXへの圧力荷重の評価</p> <p>(背景) 運動再開に当たり、SH2リーク事象中、IHXが受けたダメージを評価しておく必要があったと考えられる。また、事象解明上、2nd phaseの伝熱管破損本数の時間変化の同定に極めて重要であった。</p> <p>(内容) 計算上の仮定は次の通り。</p> <p>(1) 蒸気系隔離後、SH側蒸気インベントリは160kgとし、SHのNa側へリークする以外に蒸気開放はないものとした。</p> <p>(2) チューブ1本当りの水リーク率は、定常時130barsの条件で1 kg/sとする。</p> <p>蒸気系隔離後の蒸気系圧力は、蒸気インベントリに比例し、更に水リーク率は蒸気系圧力(とNa側の差圧)に</p>	<p>(備 考)</p> <p>Q&A 参照</p> <p>チューブ破損口で臨界条件が成立しない状態まで蒸気圧力が低下した場合には差圧依存とする。</p>

<p>§ 4. 2. 3</p>	<p>発表論文要点</p>
<p>依存する。</p> <p>(3) 反応ガス温度は 773° K とした。(これは未反応水を考慮したものでconservativeな仮定)</p> <p>(4) 2つのケースがサーベイされた。</p> <p> ケース①：蒸気側圧力の解析値が、運転データと合う様な best estimation条件</p> <p> ケース②：最初の1秒間に20本のチューブが破損したとする conservative条件</p> <p>(結果) それぞれのケースについて、チューブ破損本数、蒸気側圧力及びIHX 圧力変化を図7-1-3-14, 15, 18と図7-1-3-19, 20, 23 に示す。</p> <p> IHXにかかる圧力は、ケース①、②でそれぞれ 10.5bar 11.5barでいずれの場合も、normal design limit の15bar を越えることはなかった。また、リーク事象のうち、2nd phase での伝熱管破損本数の時間変化が、図7-1-3-14に示される様にかかなり急激であることが推定された。</p> <p>3 EVにおける多数本破断事故の解析</p> <p>(背景) SH2リーク事象により、1 DEG の DBAはもはや成立し得ず、多数本破断を想定せざるを得なくなった。EVの方が1本破断時の水リーク率は大きいため、多数本破断の影響もEVの方がSHよりはるかに大きく厳しい。それ故、EVにおける多数本破断を想定して、IHX の健全性を評価することが必要であった。</p> <p> また、水/蒸気隔離弁、Na隔離弁、R/D 等の大リーク防護設備の作動失敗の影響も評価する必要があった。</p> <p> (多数本破断のメカニズムは明示されなかったがオーバーヒティングを想定したものと考えられる。)</p> <p>(内容) 主な解析条件を以下に示す。</p> <p>(1) リーク水はNaと反応しないものとし、モデル上のガス温度は 600° k とした。</p> <p>(2) 水リーク率は一本当り13kg/s (計算と実験により確認)</p> <p>(3) ダンプタンクへの水の放出率は水系圧力に比例する。</p> <p>(4) 破断本数は、時間と共にリニアに増加するものとし、全破断本数、破断本数増加率は、パラメータとした。</p> <p style="text-align: right;">EFR で DBA の 1 DEG を放棄したということではなく、PFR で 1 DEG を放棄したと考えられる。</p> <p style="text-align: right;">これらの解析ケース数は SHに対し数十ケース、EVに対し 100ケースを越えるほどだったとの</p>	

§ 4. 2. 3	発 表 論 文 要 点	
	<p>(結果) (1) IHX圧力を支配するものは、放出系24" manifoldで発生する二相臨界流量である。</p> <p>(2) Na隔離弁は準定常圧に大きな影響を及ぼすことはない。</p> <p>(3) もし、EV側の水系隔離弁が正常に作動し、R/D も破裂するならば、1秒間に 498本全ての伝熱管が破損したとしても IHX圧力は、最大許容圧力に達することはない。</p> <p>もし、EV側の水系隔離弁が不作動の場合5秒間に 150本の破断は許容できるものの、1秒間に 150本、或は、5秒間に 498本の破断は IHXにとって許容できない。</p> <p>4 New Versionコードの開発計画</p> <p>従来の DBA 7本或は1本の条件では、大リークは安全上問題となることはなかった。しかしながら、多数本破断の結果は安全に係わるため、Quality Assurance が確保されたNew Version の準定常圧解析コードを開発することが決められた。</p> <p>コードは、QUARK と名付けられ、European Space Agency Software Engineering Standard が適用され、現在開発中である。</p> <p>1990年10月には使用できる様計画されている。</p>	<p>担当者の弁。</p> <p>これらの結果が大リーク防護設備強化変更の根拠となった。</p> <p>欧州協同コードとなる見通し</p>

§ 4.2.3	質 疑 応 答
	<p>(備 考)</p> <p>Q. 1st phase の解析で水リーク率変化は？</p> <p>A. 0～20秒の間、水リーク率0～1 kg/sまでリニアに変化するものとした。</p> <p>Q. カバーガス系モデルで、運転中のカバーガスの呼吸は計算に入れているか？</p> <p>A. 考えていない。系内のArガス質量は一定である。</p> <p>Q. レベル制御のコントロールのためのカバーガス圧制御は、どの様にして行うか？</p> <p>A. 必要時、手動で行う。</p> <p>Q. カバーガス圧力を変化させるクリティカルな水リーク率は、どの程度か？</p> <p>A. 膨張タンクで、約100g/s, SGで、約 10g/s。 また、トータル 8 kgの水リーク量でプラントトリップに至る。</p>

<p>§ 4. 2. 4</p>	<p>Examination of failed unit, Visual, Mensuration, Metallurgical</p> <p>損傷SHの検査（外観、寸法、金相）</p>
<p>(発表者)</p> <p>D. Glass, Group Engineer, ETG</p> <p>A. Fraser, Metallurgy Group</p> <p>G. Yates, Metallurgy Group</p> <p>(発表概要)</p> <p>(1) 事故を起こしたSH 2号機および、事故には至らなかったもののやはりフレッキングを生じているSH 3号機の分解点検結果に関して報告された。</p> <p>(2) フレッキング発生場所は大別して下記の3ヶ所である。</p> <p>① グリッド（伝熱管サポートのこと） #6と#7の間中央部（リーク事故発生）</p> <p>② Uベンド部の振動防止フィンガー部（最大は62%減肉）</p> <p>③ グリット部。</p> <p>(3) SH 3号機の伝熱管損傷サンプルについても実物を見る事が出来たが、フレッキング損傷の状況は想像以上のもので、特に上記(2)のフレッキングについては、</p> <p>① 損傷部の長さが非常に長く（数+センチ）</p> <p>② 伝熱等が旋回運動としていた事が良くわかる横キズが明確についている点の特筆される。</p> <p>(4) SH 3号機も2号機もともにフレッキング損傷大でどちらが先にリーク事故に至っても不思議では無い。</p> <p>(5) 疲労が加わった(2)①の方から先にリークしたとは言え、(2)②も損傷が非常に大きい事も注目される。</p> <p>(6) 何故この様な事になったかについては、当初から流力振動は知っていたが、取替管束は作ったものの、運転を続行したと言う事による。</p> <p>(7) 総ての伝熱管に運動履歴による鋭敏化が見られる。</p>	<p>(備考)</p> <p>添付資料</p> <p>7. 1. 4</p>

<p>§ 4.2.4</p>	<p>Examination of failed unit, Visual, Mensulation, Metallurgical</p> <p>損傷SHの検査（外観、寸法、金相）</p>
<p>(8) 伝熱管破損口のまわりはRecrystallization zoneと粒界へのカーバイドの析出が見られる。</p> <p>(9) 伝熱管破損の3大要素は ①ウェステージ ②IGA ③オーバーヒーティングである。</p>	<p>（備考） 金相写真未入手</p>

S 4. 2. 4	発 表 論 文 要 点
<p>1. Uベント部でのフレットィング</p> <p>(1) 管束部下部の構造</p> <p>図7-1-4-3 に管束部下方からの写真を示す。管束部外周に管束とクロスして見えるものが、流力振動防止のフィンガーでAVD (Anti Vibration Derice) と呼ばれるものである。このうち流力振動でフレットィングを生じAVD自身が深くえぐれている部分を図7-1-4-4 に拡大して示す。</p> <p>(2) Uベンド部でのフレットィング</p> <p>図7-1-4-5 にAVDとのフレットィングによる損傷例を示す。図7-1-4-6 に点検結果のまとめを示す。2本の伝熱管は損傷量も大きく62%も減肉していた。</p> <p>2. 管束中央部切断による点検結果</p> <p>(1) 管束部切断箇所</p> <p>図7-1-4-20に管束切断位置を示す。リーク発生の少し下の部分を切断している。</p> <p>図7-1-4-18はその切断状況を示す。</p> <p>(2) 伝熱管サポートグリッドの変形</p> <p>伝熱管サポートグリッドの変形状況のモデル図を図7-1-4-21に、この為に、バッフルプレートが外れた状況の写真を図7-1-4-15に示す。</p> <p>プラント起動、停止等、非定常の時は、Naの流路ではなく静止域となるShoulder Bolt 部の温度追従が遅れ、図7-1-4-21中の破線の様に曲がった。</p> <p>バッフルプレート（日本で言うシュラウド）も、バッフルプレートと名付けているだけあり、周方向重なりがあるだけ、軸方向はめ合いの簡単な構造である。</p> <p>(3) バッフル板リークによるフレットィング</p> <p>図7-1-4-12にバッフル板リークによるフレットィングの発生箇所の分布を示す。バッフル板重なり部で全てフレットィングが発生しているわけではなく、バッフル板と伝熱管の相対関係の微妙な違いでフレットィングが発生したりしなかったりしている。図7-1-4-14には細部詳細を示す。</p> <p>図7-1-4-13にバッフル板側のフレットィング状況を示す。写真は入手出来なかったが、SH3号機の伝熱管フレットィングの現</p>	(備 考)

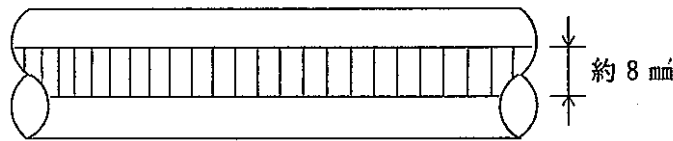
§ 4. 2. 4

発 表 論 文 要 点

物を見る事が出来た。軸方向に数+センチの長さに亘るフレット
ィングで、且つ下図の様な感じになっており表面金属がむりやり
周方向に押し流された状況になっており“伝熱管が旋回運動を起
こしていた”と言うのが納得できる。

(備 考)

なお、フレットィング損傷の長さがとにかく長い(数+センチ)
のにも驚かされた。



(4) 伝熱管サポートグリッド部でのフレットィング

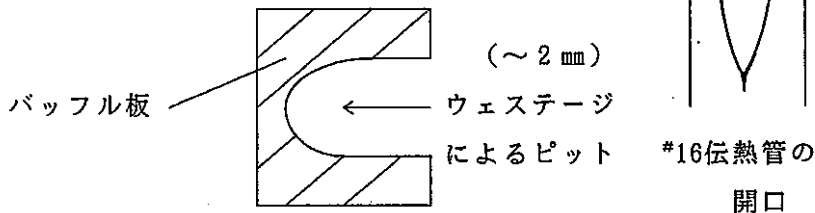
上記に示す様な

- ① Uバンド/AVDでのフレットィング
- ② サポートグリッド間中央部でのバッフル板とフレットィング
の他に、
- ③ サポートグリッド自体と伝熱管の間でのフレットィング
にも生じている。

3. 伝熱管破損状況

(1) #16伝熱管は軸方向約70mmの長さの開口が出来ているが中央部近
傍に長さ約4mmの周方向クラック
が見られた。

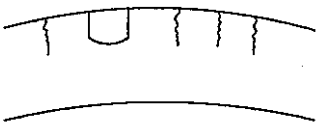
(2) 更にこのクラックの対面のバッ
フル板にはウェステージによるピ
ットが出来ており断面形状は下記



(3) 高温ラプチャ

#25伝熱管は高温ラプチャで下図の様であった。



§ 4. 2. 4	発 表 論 文 要 点
	<p>(4) チャンネリングと粒界腐食 粒界腐食と粒界腐食の間がポロツととれると溝状になる。従って本質的にはチャンネルングと粒界腐食は同じ。</p> 

§ 4. 2. 4	発 表 論 文 要 点	
4. 材 料	<p>(1) 破損伝熱管の貫通口のまわりはRecrystallization zone（粗粒域、高温によるもの）と粒界へのカーバイドの析出が見られる。</p> <p>(2) 破損口断面をカットして、メタルロスの程度をチェックしている。これを原因（腐食、オーバヒート）毎に分類し、ほとんどは高温による塑性変形であるとしている。</p> <p>(3) 伝熱管破損の3大要素は</p> <ul style="list-style-type: none"> ① ウェステージ ② I G A ③ オーバヒーティングである。 <p>(4) バッフルプレートの材質はタイプ304であるが、これにも再結晶のあとが見られる。</p> <p>(5) 総ての伝熱管に運転履歴による鋭敏化（粒界へのカーバイドの析出）が見られる。</p>	<p>（備 考）</p> <p>データ未入手</p>

<p>§ 4. 2. 4</p>	<p>質 疑 応 答</p>
<p>Q. 図7-1-5-5 に於て900℃程度以上になるとIGAによる減肉速度がウェステージによるものを上まわりこれが支配的になるとしているが、この逆転点は英国で確認したものか？</p> <p>A. 米国等の従来データから推定したものであり特にこれ用にはデータをとっていない。</p> <p>Q. IGAの原因を調査する為の将来計画はあるか？</p> <p>A. 計画はあり既に小テストは開始している。熱処理材の入手に時間がかかっている。</p> <p>Q. チャネリングがチューブ表面に発生する条件はどう考えるか？</p> <p>A. チャネリングはIGAがシビアになったものと考えて良くIGAにより腐食された部分が脱落するとチャネリングになる。</p> <p>Q. No16のチューブにセルフウエステージのあとはあったか？</p> <p>A. No16のチューブにはセルフウエステージのあとは見られなかった。</p> <p>Q. 総ての伝熱管にagingが起こっていたということであるが、もし、agingしていなかったらこんなにひどい損傷にならなかったと考えてよいか？</p> <p>A. agingが起っていなかったらこんなにひどくなっていなかったと思う。詳細はaging材と未aging材とのテストにより確認したい。</p>	<p>(備 考)</p> <p>日本側出席者の1人から英国の発表の中にセルフウエステージの説明があったとの指摘もあった。(LIMETの論文にもそういう記述がある)</p>

§ 4. 2. 4	質 疑 応 答 (Discussion including questions and answers)	
	<p>Q. 昨日説明のあったCorrosion rateの分布と破損本数との関係の説明をもう一度願いたい。</p> <p>A. 図7-1-5-4 の上のグラフは伝熱管の腐食率の分布を示したものである。下のグラフは伝熱管のエロージョン量と伝熱管の破損確率の関係を示したものである。</p> <p>この二者をベースにして、伝熱管の破損本数と時間の関係を示したものが図7-1-5-3 であり、これからみると40本破断するのは30秒になる。</p> <p>Q. PFR・SGでの事故シナリオを確認したい。</p> <p>A. まずNo.16のチューブがフレットングにより減肉し、1 kg/s以下のリーク率でリークし、No.17の伝熱管は既にフレットングにより減肉していたが、No.16の伝熱管リークによる腐食環境及びオーバーヒーティングにより破損した。</p> <p>この後プラントがトリップした。</p> <p>Q. No.16のチューブは初期トラックの幅が1 μ程度と小さいがこの様なクラックからのリークによりセンターダクトにウェステージが発生するのか。</p> <p>A. 伝熱管は23Hzで振動しておりこの振動により開口する時もあるはずである。</p>	<p>(備 考)</p> <p>3月17日(金)</p> <p>に行われたQ & Aである。</p>

<p>§ 4.2.5</p>	<p>Title Mechanisms for Tube Failure Progression and Possible Explanations for Superheater 2 Incident (伝熱管破損伝播メカニズムとSH2リーク事故における解釈)</p>
<p>(発表者) Dr. B. Tomkins Head of Structural Integrity Centre</p> <p>(発表概要) (1) 4.2.3でARKコードによるsteam side pressure 変化の解析サーベイから、リーク事象の2nd phaseでの伝熱管破損本数の増加が急激であることが示された。 9:43:46~49 の3秒間に9本 9:43:49~54 の5秒間に31本 ここでは、この速い破損伝播挙動が、主にIGA(Intergranular Attack)によるcorrosion rateの実測データを基にした評価によって説明がなしうることが示された。 (2) 上記、報告と質疑を通じてSH2リーク事象のシナリオが総括的に示された。</p> <p>(質疑概要) フレッチングの発生要因、#16伝熱管クラックの発生、進展等、SH2リーク事象全体のシナリオについて質疑がなされた。</p>	<p>(備考) 添付資料 7.1.5</p>

§ 4. 2. 5	発表論文要点
<p>1. Corrosion dataによる伝熱管破損伝播事象の説明</p> <p>(1) SH 2 の破損伝熱管の位置を図7-1-5-1 に示す。</p> <p>(2) これら破損伝熱管及び損傷伝熱管の寸法測定等からcorrosion rateの分布及び減肉量と破損確率のデータは図7-1-5-4 の様にまとめられる。</p> <p>(3) 尚、実測されたcorrosion rateのデータについては、数は少ないが、これまでAPDA等の他の研究機関で得られている IGA corrosion data (図7-1-5-5) と矛盾するものではない。</p> <p>(4) 図7-1-5-4 の a、b、より破損伝熱管本数の時間変化は、図7-1-5-3 の様に推定される。すなわち、破損伝熱管本数の増加速度は7~10本/sと大きなものとなる。</p> <p>2. SH 2 リーク事象のシナリオ</p> <p>(1) 6枚の中心ダクト(バッフルプレート)の重ね合せ部6ヶ所のうち、4ヶ所からリークしたNaにより、重ね合せ部近傍の伝熱管が約23~25Hzの流力振動を起こし、施回しながらダクトに衝突し、フレッキングを生じた。そのため、伝熱管は、肉厚の最大80%を損耗した。</p> <p>(2) このうち伝熱管 #16において、衝突外力を内圧作用下での曲げによる疲労損傷により、周方向に約4~5mm^L × 1μm^W のクラックを生じて、約0.1g/secのリークが発生した。</p> <p>(3) 周方向クラックの発生に続いて、管内面に長手方向クラックが発生した。このクラックは、約30mmまで安定に成長し、その後不安定破損に至り、約70mmまで拡大した。これにより1DEG(Double Ended Guillotine rupture) 相当のリークとなった。</p> <p>(4) 伝熱管 #16のクラックからのリークにより、その近傍が高温、NaOH腐食環境となり、伝熱管 #17が続いてリークを起こした。</p>	<p>(備考)</p> <p>添付資料</p> <p>7. 1. 5</p>

§ 4. 2. 5	発 表 論 文 要 点
<p>(5) この #17の伝熱管のリークにより、R/D が破裂した。 更に、 #11～15、 #18、 #70の伝熱管も IGA により破損した。</p> <p>(6) R/D の破裂により、Naポンプの停止、Na側隔離、水／蒸気側隔離、原子炉トリップに至った。</p> <p>(7) これに伴い、Na側及び水／蒸気側の流量が低下し、伝熱管の冷却が不十分となり、恐らく高温加熱の影響も加わり、更に広範囲の伝熱管が短時間のうちに破損した。</p> <p>(8) 水／蒸気側の隔離により、SH2 の伝熱管内に残った約 160kgの蒸気は全て胴側に注入され、リークは停止し事故が終息した。</p> <p>(9) 一連の過程により、合計40本の伝熱管が1 DEG 相当のリークを起こし、更に70本の伝熱管にswelling等の損傷が見られた。</p>	(備 考)

§ 4.2.5	質 疑 応 答
	<p>(備 考)</p> <p>Q. フレッシングはISIで検知できるか？</p> <p>A. ・原則的にはYes。但、信号の解釈が問題となろう。 ・PFRは音響検出を行い、サポートプレートでのコスレを検出しようとしている。今は問題生じていない。</p> <p>Q. 伝熱管サポート間隔は？</p> <p>A. 1.5m</p> <p>Q. 伝熱管個有振動数は？</p> <p>A. 23Hz</p> <p>Q. 流力振動での振巾は？</p> <p>A. ± 2 mm。但、実際は2 mm以上になっていたろう。</p> <p>Q. 伝熱管とバッフル板のギャップは？</p> <p>A. 公称 6 mm。但、実際は6 mm以下のところもあったろう。</p> <p>Q. #16伝熱管は、バッフルリークフローに対し、#17より後側にある。どうして#16が振動するのか？</p> <p>A. #17の方が流力振動は激しかったが、#16の方でたまたま先にリークが発生。 (リークジェットのような流れの中で、流れ方向に重なり合った何本もが流力振動を生じた事については) 起きたから起きたのだ。</p> <p>Q. FIVはクロスフローだけか、平行流はきいていないか？</p> <p>A. クロスフローだ。</p> <p>Q. バッフルリークによる流力振動だとすると、バッフル内外のΔPが大きいNa入口に近い方(もっと下)の方がフレッシング生じすいのでは？</p> <p>A. ΔPはそれほど差がない。なぜ伝熱管サポート#6と#7の間でフレッシングが発生したかは不明。</p>

§ 4.2.5	質 問 応 答	
	<p>Q. 他の場所でのフッティングは？</p> <p>A. Uベント部では 100本以上。但、それほど深刻ではなかった。</p> <p>Q. 他のSGでのフレッティングは？</p> <p>A. SH3号機もあった。ほとんど同じ。</p> <p>Q. フレッティングはいつごろからあったか。</p> <p>A. 据付のころ流力テストを行ったが、大変振動音が出た。今更どうする事も出来なかったので、そのまま。但、新ユニット（取替管束）は FIVを最小にするようにした。</p> <p>① センターダクトは 6分割 → 3分割 かつ合わせめをボルトじめ</p> <p>② 伝熱管サポート間隔1.5m → 0.7m</p>	(備 考)

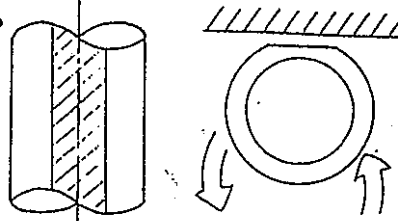
§ 4. 2. 5

質 問 応 答

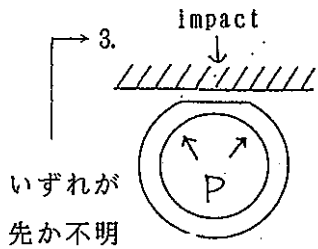
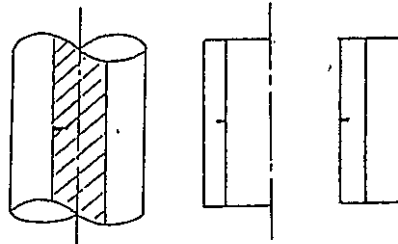
Q. #16 伝熱管クラックの発生進展について

(備 考)

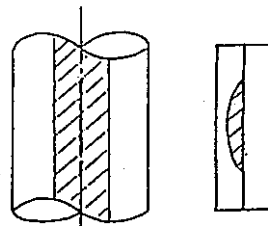
A. 1. Rotating bending による
減肉と疲労



2. Axial bending で
管の内か外にクラック



により
軸方向クラック



3. 周方向クラックの貫通

- ① クラック長さ~5mm } クラック巾
軸 力 60Mpa } ~1μ

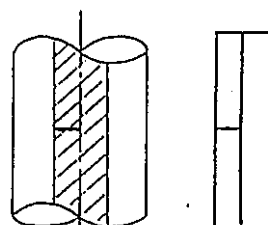
$5\text{mm} \times 1\mu \rightarrow 0.1\text{g/s}$

- ② 一方、伝熱管クラックの対面のピット
サイズに対するウェステージ率予想は

$0.1\text{g/s} \times 60\text{分}$

$1\text{g/s} \times 3\text{分}$

- ③ ①と②から $0.1\text{g/s} \times 60\text{分}$

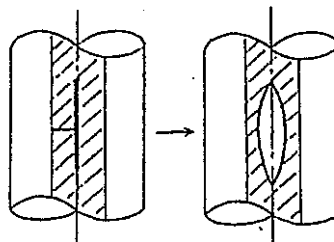


4. 軸方向クラックの進展

100 g/s-----この時も水リーク

検出失敗

↓
1000g/s



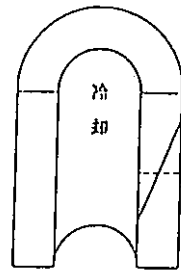
§ 4.2.5

質問 応 答

5. #17 伝熱管の破損 (2次破損)
 #17 は内圧+腐食+オーバーヒートで破損
 この時は末だFull Cool Flowの為オーバーヒート少。

(備 考)
 ここでFast
 Dumpがあれば
 破損は10本は
 減少

6. ここでプラントトリップ
 ・このころには粒界腐食と
 オーバーヒートが主
 ・60~70本はオーバ
 ヒートでスウェリング



伝熱管

1000℃ (表面
 はコージョン)
 平均メタル温度
 は低い→オーバ
 ヒートによるラ
 フターは生ぜず

下図に示す如く、㊸と㊹の実測データに基づき
 伝熱管破損予測カーブが出来る。

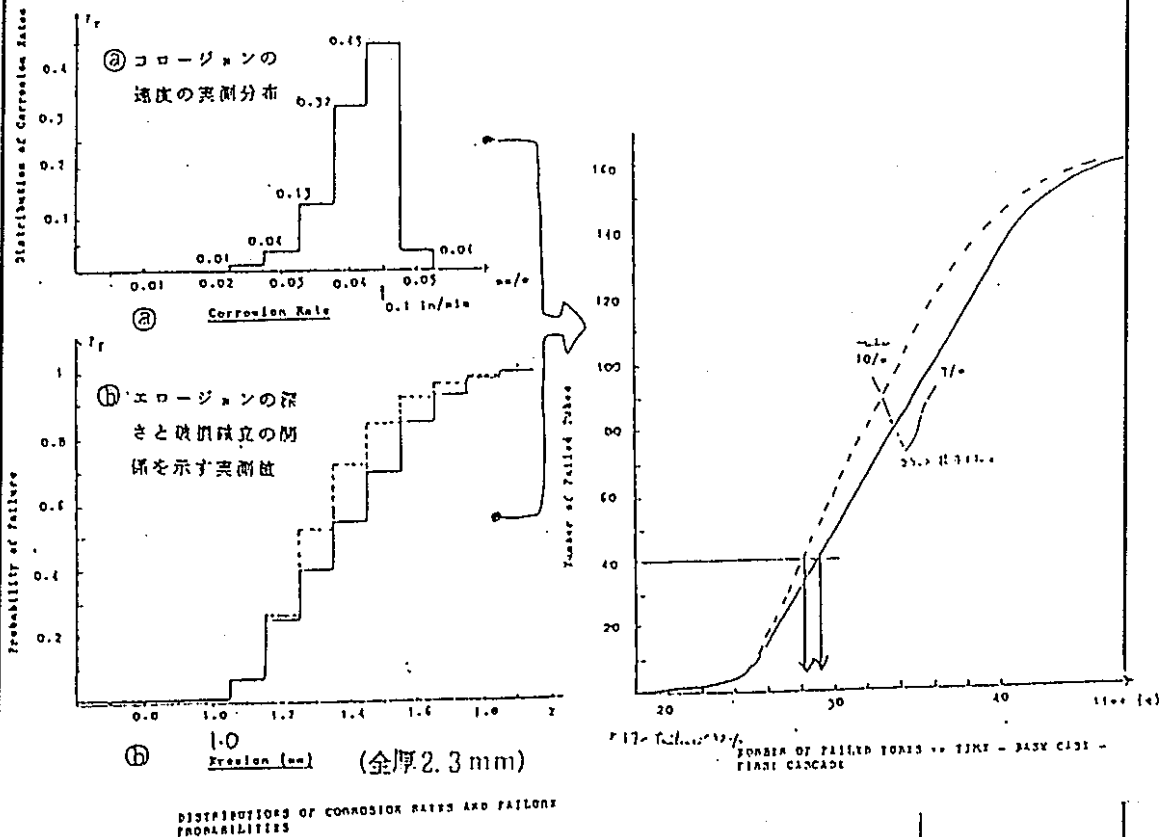
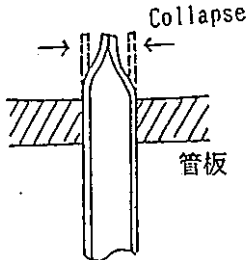


図7-1-5-4

図7-1-5-3

<p>§ 4. 2. 6</p>	<p>Title Measures taken to allow further operation</p> <p>(事故後の運転を許容するための方策)</p>	
<p>(発表者)</p> <p>C. V. Gregory</p> <p>Assistant Director, Operations</p> <p>(発表概要)</p> <p>事故後の運転を行うためのフォローアップ事項は次の通りである。</p> <ol style="list-style-type: none"> (1) ARKコードのQAと検証 (2) 伝熱管破損伝播の検討 (3) 2次Na系及び放出系の強度評価 (4) 放出系の設計の見直し (5) 蒸発器伝熱管の検査 (6) IHXの荷重条件の検討 (7) マグネタイト層のクリーニング (8) 流量制限装置の検討 (9) Na中水素検出計の検討 (10) ラプチャデスクの評価 <p>(質疑概要)</p> <p>上記説明に関連し、Na中水素検出計故障時のプラント運用法及びSHへのfast dump の設置について質疑。</p>		<p>(備考)</p> <p>添付資料</p> <p>7. 1. 6</p>

§ 4. 2. 6	発 表 論 文 要 点	
	<p>今後の運転を行うためのフォローアップ事項は次の通りである。</p> <p>(1) ARKコードのQAと質疑</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ § 4. 2. 3 で説明したARKコードのQAと実験による検証を行う。 <p>(2) 伝熱管破損伝播の検討</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ § 4. 2. 5 で説明した破損伝播メカニズムの検討とその実証及び蒸気冷却の効果の検討。EVでリークが発生した場合に特に注目。 <p>(3) 2次Na系及び放出系の強度評価</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 事故時の荷重条件とOriginal design を検討し、構造健全性に関する裕度を評価する。 <p>(4) 放出系の設計の見直し</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ サージタンクの設置と、各ユニットからの放出系配管の引き廻しの変更について検討した。 <p>(5) 蒸発器の伝熱管の検査</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 第16回目の燃料装荷時に3ユニット全ての伝熱管を検査した。 <p>(6) IHXの荷重条件の検討</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ § 4. 2. 3 で説明したように IHXの事故時の圧力条件を種々のケースで検討したが、IHXの設計圧力を上廻る圧力は、今回の事故ではかかっていない。但し、蒸発器で同様なリークが発生すると問題。特にEVの水・蒸気しゃ断用のパイロット弁の故障はコモンモード故障で隔離失敗の可能性有り。 <p>(7) マグネタイト層のクリーニング</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 蒸発器伝熱管に形成されるマグネイト層を機械的な方法で除去。これは、不純物の推積による腐食の可能性を防止する為である。 	<p>(備 考)</p> <p>図7-1-6-6</p>

<p>§ 4. 2. 6</p>	<p>発 表 論 文 要 点</p>	
	<p>(8) 流量制限装置の検討</p> <ul style="list-style-type: none"> ・大リーク事故時の水・蒸気の噴出流量を抑えるため、Collapsing Tube 装置とスプリング式装置について検討した。 ・Collapsing Tube 装置は右図のようなものでEVにテスト用に設置した。99%の信頼度で閉止できることが判った。  <p>(9) Na中水素検出計の検討</p> <ul style="list-style-type: none"> ・カソロメーターは信頼性に問題があるので、その他の方式（イオンポンプ電流、ガスクロ等）について検討する予定。 ・2 out of 4 のロジックでプラントトリップすることにした。但し、誤トリップを防止するため、幾つかの運転条件下ではトリップをバイパスする方策を取らざるを得ない。 <p>(10) ラプチャディスクの評価</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ラプチャディスクの評価を行い、共通原因故障となるシアピンのスティックを防止。 	<p>(備 考)</p> <p>表7-1-6-8</p>

<p>§ 4. 2. 6</p>	<p>質 疑 応 答</p>	
<p>Q. Na中水素計が故障した場合にはプラントは停止するのか。 A. 停止する。</p> <p>Q. SHにfast dump を設置したのか。 A. 設置した。(元々は設置されていたものである。)</p>	<p>(備 考)</p>	

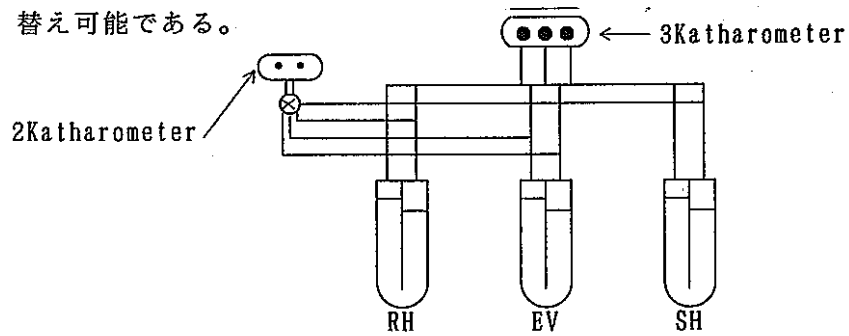
§ 4. 2. 6

質 疑 応 答

Q. カバーガス中水素検出計の個数及び設置位置は？

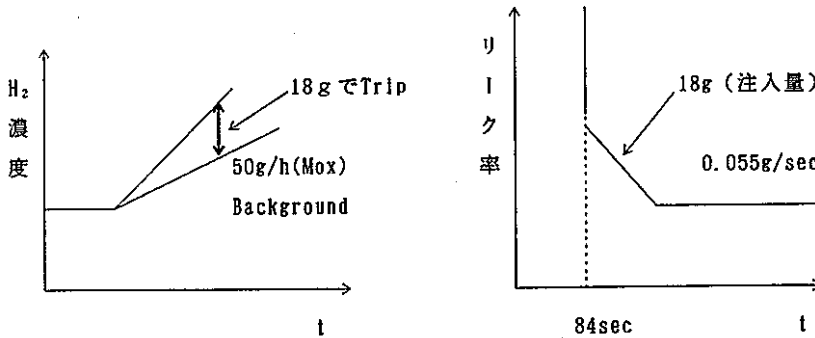
(備 考)

A. 合計 5 個のKatharometerを設置しており、そのうち 2 個は切り替え可能である。



Q. Na中水素検出計の検出感度は？

A. Min 0.055g/secのリーク検出が可能。



Q. 運転員が警報発生からリークと判断するまでの時間は？

A. 10分を考えている。

Q. 通常運転時の水素バックグラウンドは？

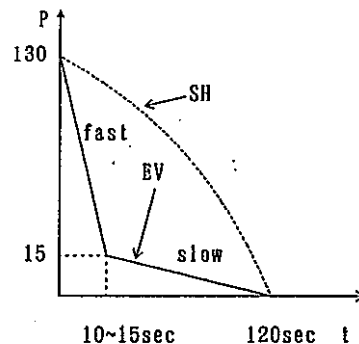
A. ループ中に 150 ~ 250 gH₂O で Max 450ppb。

Q. 音響検出計によるリーク検出の目標は？

A. 現状は 100g/sec であるが、10g/sec までは到達する自信がある。(フランス側よりの回答)

Q. 蒸気ダンプに対する要求は？

A. 右図の通り



<p>§ 4.2.6</p>	<p>質 疑 応 答</p>	
<p>Q. Naガスをパージする時期はいつか？ A. パージするのはArガスである。時期はSlow dump が Shut してからである。</p> <p>Q. Na- 水反応生成物放出系に点火器は設置されているのか？ A. 全く使用していない。ヨーロッパでは使用していない。</p> <p>Q. ラプチャディスクの設計寿命は？ A. 6年である。</p>	<p>(備 考)</p>	

§ 4.3 日本側発表と討議

<p>§ 4.3.1</p>	<p>Title Na/H₂O work in Japan related to SGU Design in Monju and DFR (もんじゅ, 実証炉に係わる日本のNa-水反応研究)</p>
<p>(発表者) H. Hamada, PNC, JAPAN Y. Shindo, KHI, JAPAN</p> <p>(発表概要) もんじゅ及び実証炉の設計に係わるNa-水反応研究の概要を紹介した。 もんじゅについては、以下の3項目 (1) DBLの選定とその保守性の検証 (2) 設計基準事象時の2次系の圧力評価 (3) リーク検出系の開発 に大きく分類して、(1)についてはLEAPコードの開発・検証及びもんじゅ体系でのLEAP解析によるDBLの検証、(2)については、SWACSコードの開発・検証及びSWACS解析による2次系健全性の為の圧力評価、(3)についてはリーク検出器の開発と、セイフティマップ作成コードSWAC-10の開発・検証及びもんじゅのSWAC-10解析結果の一例を、それぞれ説明した。 実証炉については、以下の4項目 (1)もんじゅと比較しての実証炉基本仕様 (2) DBL選定のねらい (3) DBLの予備解析 (4) DBL関連のR&Dの要求 について説明した。</p> <p>(質疑概要) もんじゅ用のR&Dに対しては、英国所有の計算コードARKと類似であるSWACSコードの計算モデルや、その検証に関する質問が目についた。英国が大リーク解析コードに興味を示しているため、解析コードの情報交換も今後の共研としては有用であると感じた。 実証炉用のR&Dに対しては、音響計とDBL選定フローに関する質問が多かった。</p>	<p>(備考) 添付資料 7.2.1</p>

§ 4. 3. 1	質 疑 応 答
<p>もんじゅ関連では以下の質疑応答があった。</p> <p>Q. SWAC-13（準定常圧計算コード）の2相流モデルは？ A. Homogenous モデルである。</p> <p>Q. SWACSの初期スパイク圧計算には、2次系配管の塑性変形も考慮されているか？ A. 考慮されていない。弾性変形である。</p> <p>Q. SWAC-11 の水噴出率計算ではNa側温度や圧力を考慮しているか？ A. 初期スパイクの時はリーク部でチョーク状態になるので反応に伴う圧力は考慮していない。準定常圧力の際は、リーク率が高くなるようにすすめるため同圧力を考慮していない。（全体コメント）</p> <p>Q. もんじゅEVのセーフティマップでは小リーク域（約6g/s）以上では2次破損が生じるようになっているが、これは許容できるか？ A. もんじゅは水素計にクレジットをとらず、R/Dにクレジットを取りDBLを選定しているので、破損伝播が生じても構造健全性上の問題は無い。</p> <p>Q. SWAC-10には微小リーク（セルフウェステージ、セルフプラグ、再開孔）の挙動も含まれているのか？ A. SWAC-10ではそれは考慮してない。</p> <p>Q. Run-5の試験条件（カバーガス圧、リーク率等）は？ A. 詳しくはわからないが、もんじゅ体系を考えているので、カバーガス圧は1 kg/cm²程度、リーク率は約10kg/s程度であろう。</p> <p>Q. もんじゅには音響計は使わないようだが、音響計開発を行っている理由は？ A. もんじゅ用に行った基礎試験関連の研究結果である。将来の実証炉向の研究開発は検討中である。（全体コメント）</p>	

§ 4. 3. 1	質 疑 応 答	
	<p>A. 中リークには、微小リークから突然中リークが生じる場合と、初期から中リークが発生する場合を考えている。前者のリーク検出は後者に含まれるものである。</p> <p>Q. 中リーク検出（音響計）の検出目標は？</p> <p>A. DBLの1 + 1本を達成するために、目標値は100g/s以下のリーク検出である。</p> <p>Q. ウェステージのメカニズムについて知りたい。エロージョンかあるいはコロージョンか？</p> <p>A. 両方である。</p> <p>Q. LEAPコードは Overheatingと内圧ラプチャについては考えていないのか？</p> <p>A. LEAPコードではウェステージによる破損伝播を考えているが、2次破損孔径の推定式には、ガス封入管の内圧ラプチャのデータも含まれている。尚、オーバーヒーティングの有無を確認するために計画されたRun-19ではOverheating による高温ラプチャーは生じてない。</p> <p>Q. Run19では反応部の温度も測定したか？</p> <p>A. 伝熱管の表面温度を測定している。1000℃以上であった。</p>	<p>（備 考）</p> <p>このあと、オーバーヒーティングに関する討議を相手側は希望している様子であったが、日本側の準備資料が不足しているためこれ以上の討議はできなかった。この重要なテーマを更に検討するためには別の機会をつくり、時間と準備が必要である。今回はこの件に関して事前に知らされていなかった。</p>

§ 4.3.2	<p>Title Understanding of tube failure progression, theory and experiment, importance of material type. (伝熱管破損伝播現象の理論, 実験的理解, 材料の重要性)</p>
<p>(発表者) H. Hamada, PNC, Japan</p> <p>(発表概要) リーク率の違いによる現象別な分類(微小、小、中、大リーク)と破損伝播のシナリオについて説明した。各論では、微小～大リークについてPNC内で実施した各試験結果の概要を紹介した。 微小リーク・小リーク試験では、もんじゅ用伝熱管材であるSUS 321、2・1/4 Cr-1Mo鋼と、実証炉用伝熱管材である高Cr系鋼のセルフウェステージ、ターゲットウェステージ特性の違いを説明した。 中リーク試験では、代表的ケースとしてRun4101の試験結果やその他の試験で観察された伝熱管破損パターンを説明した。 大リーク試験では、小リークから始まる破損伝播試験であるRun-12の試験結果と、Overheating試験であるRun-19の試験結果を説明した。</p> <p>(質疑概要) 議論の焦点は、当初予想していた伝熱管材によるウェステージ特性の違いとは異なり、伝熱管のOverheating現象の有無に注がれて議論が集中したが、その結論を出すまでには至らなかった。</p>	<p>(備考) 添付資料 7.2.2</p>

§ 4.3.2	質 疑 応 答	
	<p>Q. Run-19の伝熱管はもんじゅ仕様の伝熱管か？</p> <p>A. もんじゅと同様である。</p> <p>Q. セルフプラグ状態から自己拡大に突然移るときに要する時間は？</p> <p>A. (図7-2-2-8の試験結果からは) 約3秒以下程度であろう。</p> <p>Q. 図7-2-2-18の結論では、破損の主な原因はOverheatingでなくウェステージであるとしているが、どうしてそう結論づけたのか？</p> <p>A. (Run-4101の試験結果では)Overheatingだけによる破損は見られない。</p> <p>Q. (Run-4101の試験では) 伝熱管内の流体は何か？</p> <p>A. ガス加圧管である。</p> <p>Q. Run-19ではいくらかのチューブはラプチャーしたのか？</p> <p>A. ガス加圧したチューブはラプチャーした。</p>	(備 考)

<p>§ 4.3.3</p>	<p>Title Detection of tube failure and initiating plant trip in MONJU (もんじゅに於ける伝熱管破損の検出とプラントとリップの作動)</p>
<p>(発表者) K. Mori, Toshiba, JAPAN</p> <p>(発表概要) (1) 伝熱管のリーク検出法として以下の各設備について説明。 <ul style="list-style-type: none"> ・ Na中及びカバーガス中水素検出計..... 小リーク ・ カバーガス圧力(蒸発器) 中リーク ・ ラブチャディスクの破裂 大リーク (2) リーク検出後のプラントトリップ及びSG保護動作のシーケンスについて説明。 (3) 結論として各々のリーク検出法に応じてプラントの停止及びSG保護動作がなされ、リークを終息させることができると説明。</p> <p>(質疑概要) 水素検出計の仕様、放出計の系統構成及びラブチャディスクの仕様等について質疑応答があった。</p>	<p>(備考) 添付資料 7.2.3</p>

§ 4.3.3	質 疑 応 答	
	<p>Q. セルフプラグしたマイクロリークが再開口した場合、突然大きなリークとなるが、どう考えているのか。</p> <p>A. セルフプラグの可能性のあるマイクロリークは最大で0.1g/sec程度であり、再開口でリーク率が100倍となっても10g/sec程度である。同様のリークサイズの初期リークが発生したのと等価に考えて対応可能である。</p> <p>Q. 水素検出計の仕様は？</p> <p>A. イオン電流で検出する方式である。</p> <p>Q. 放出系の系統構成は？</p> <p>A. 系統図で説明</p> <p>Q. ラブチャディスクの仕様は？</p> <p>A. カバーガス中に設置しており引張型である。真空引時の問題があるが、放出系側も同時に真空引きして逆圧がかからないよう配慮している。</p>	(備 考)

§ 4.4 PFR・SG事故に関する総合見解

4.4.1 PFR・SG事故シナリオのまとめ

(1) 事故発生前のプラントの状況

① Na中水素検出計

- ・EV出口に4基設置されているNa中水素検出計は、共用するサンプリング流路に設置されたEMPの故障で、事故の約1時間前に不動作の状態となった。
- ・これを認識しながらプラントの運転は続行した。

② 蒸気ダンプ系

- ・SHには当初、Fast DumpとSlow Dumpの2つの蒸気ダンプ系があったが、事故当時はFast Dumpは不要ということで撤去されていた。
- ・Slow Dumpはダンプのスタートまで約30sec要する設計である。

③ SHユニット

- ・SHユニットは据付け前に胴側の水流動試験を実施した際、管束部の流力振動による騒音(Noise)が発生するのが判っており、取替え用の伝熱管管束は流力振動対策を反映して既に準備していた。
- ・SHユニットの伝熱管は長時間の高温運転で材料が鋭敏化していた。

(2) 伝熱管のfretting

- ・バッフル板の6ヶ所のjoggle gapの内4ヶ所の隙間からのバイパスフローに起因するFIV(流力振動)により伝熱管にfrettingが発生した。
- ・伝熱管の振動の振幅は水試験の結果では±2mmであったが、バッフルプレートとのGap 6mmはもっと小さかったと考えられる。
- ・frettingは他のSHユニットでも同様に発生した。
- ・#16の伝熱管は残り肉厚30%まで減肉していた。
- ・Grid部、Uベントのフィンガー部でも顕著な減肉がおきていた。

(3) 伝熱管#16での初期リークの発生

- ・#16の伝熱管ではFIVによる疲労で4～5mmのTransverse crackが発生した。クラックの長さから計算されるリーク率は0.1g/secである。一方、バッフル板上のwastage量から考えるとリークは30分～60分継続したと考えられる。
- ・更に、伝熱管とバッフル板との衝突と内圧によるbending momentにより伝熱管の内側に繰り返し引張応力が働き、長手方向のクラックが進展した。
- ・長手方向のクラックは、6～7分で約30mmまで安定に成長し、その後約0.5分で約70mmにまで急拡大した。

(4) 伝熱管の2次破損とプラントトリップ

- ・ #16 の伝熱管の長手方向のクラックからの水蒸気Jet がバッフル板に衝突、反射し安定Jetを形成した。これにより周辺の伝熱管は主にIGA（粒界腐食）により損傷を受け、#17伝熱管が続いてリークを起こした。更に、#11～#15及び#18，#70の伝熱管も引き続いてIGAによりリークを起こした。
- ・ この時点では、伝熱管の外面は腐食環境に曝され、かつ高温（～1000℃）となり、IGAによる損傷を受けたが、伝熱管内は冷却されていたため伝熱管のOverheatingによる破損は支配的でなかったと考えられる。
- ・ この#17の伝熱管のリークにより、ラプチャディスクが破壊した。このため、プラントの保護系が作動し、2次系のポンプトリップ、Na側隔離、水・蒸発側の隔離及びダンプ、原子炉トリップに至った。

(5) 伝熱管のOverheating

- ・ Na側及び水側の流量低下により伝熱管の冷却が不十分となり、恐らく高温加熱により、更に広範囲の伝熱管が短時間の内にリークを起こした。一連の過程により合計40本の伝熱管が1 DEG相当のリークを起こし更に70本の伝熱管にスウェリング等の損傷が見られた。

(6) 事故の終息

- ・ 水蒸気側の隔離によりSH2の伝熱管内に残った約160kgの水・蒸気は全て胴側に注入され、リークが終止し、事故は終息した。

4.4.2 PFR・SG事故の原因・評価

(1) SGの構造設計上の問題

初期リークの発生原因は、ナトリウム側バイパスフローに起因する流力振動による伝熱管のFrettingであるが、これは以下に述べるSGの構造設計上の問題により発生したものである。

- ① センターダクトを構成する周方向6枚のバッフル板は互いに溶接或いはボルト等で結合される構造でなく、接続部にギャップがあり、ここからのバイパスフローにより伝熱管管束へのクロスフローが生じた。
- ② SGの掘付前の胴側の水流動試験に於いても、管束部の流力振動の存在は確認されており、伝熱管のサポート構造も不十分であった。
- ③ SGの構造が伝熱管のISIを考慮したものでなく、ISIにより減肉を確認することができなかった。

(2) リーク検出系の問題

初期リークは0.1g/sec程度と推定され、十分に検出可能なリーク率であったが、以下に述べるリーク検出系のシステムおよび運用上の問題のためリーク検出ができなかった。

- ① Na中水素検出計はE V 出口に4基設置されているが、事故の約1時間前に故障した。故障は、4基の水素検出計で共用しているサンプリング流路のEMPで発生したため、全てのNaの中水素検出計が不作動となる共通原因故障となった。
- ② 上記のNa中水素検出計の不動作状態を認識しながら、運転員はプラントの運転を続行した。
- ③ 事故当時、Na中水素検出計の信号はプラントのインターロックには使用されていなかった。この背景には、Katherometerを使用するNa中水素検出計の信頼性に問題があり、以前にたびたび誤信号によるプラントトリップを生じたことが関係している。

(3) 水/蒸気ブロー系の問題

伝熱管の破損伝播は、早期にリークを検出できなかったことが一番の原因であるが、水/蒸気ブロー系としてSlow dumpしか有しておらず、ブロー開始までに30秒も要し、実質的には役立たなかったことも大きな原因である。

(4) 伝熱管の破損伝播メカニズム

伝熱管が短時間にしかも多数の1 DEG相当の破損伝播を発生したのは、破損伝播メカニズムの支配的因子がウェステージではなく、IGA及びOver heatingであったことによる。

4.4.3 我国SGへの反映事項と評価

(1) もんじゅSGへの反映

前述したPFR・SG事故の原因・評価に対し、もんじゅSGでは以下に示す通りSG、関連システムの設計上の対応が計られていると共に、支配的な伝熱管の破損伝播メカニズムについても実験的に確認されている。従って、もんじゅSGに於いて、PFR・SG事故のような規模の多数本の伝熱管破損事故が発生することは有り得ないと考えられる。

- ① もんじゅSGにおいてはシュラウド構造が溶接構造であり、PFRにおける様な、予期せぬ伝熱管へのクロスフローは発生しない。また、流力振動防止を十分に考えた設計となっており、同種の問題は発生しない。
- ② また、もんじゅSGは伝熱管のISIが可能な構造であり、ECT或いはUTを実施する計画である。仮に何らかの理由で伝熱管の減肉等が生じても、それを供用期間中の検査により確認することが可能であり、リークに至る前に対策が可能である。
- ③ 更に、万一伝熱管にリークが発生しても、1ループ当り独立した3基のNa中水素計、2基のカバーガス中水素計により、確実にリークを検出し、安全にプラントを停止する事が可能であり、PFRの様な事故に至る可能性は考えられない。

④ この他にもんじゅにおいては事故時緊急ダンプ系を有し、万一の事故の場合には速やかな水／蒸気ブローを行う事により、PFRの様な多数伝熱管破損伝播に至る前に事故を終息させる事が可能である。

⑤ PFRの事故の多数管破損の原因となったIGAあるいはOverheatingについても、従来実施されているSWATテストの中で問題とはなっていない。

EVに対してはRun #19でOverheatingによるラプチャ現象が見られない事が確認され、SHについてもRun #18で破損伝播試験、Run-4117、4118にて中リーク（約150g/s）試験が実施されウェステージが主でIGAは問題とはされていない。詳細を添付資料 § 7.5 に示す。

(2) 実証炉SGへの対応

実証炉SGではMod. 9Cr-1Mo鋼を用いた一体貫流型SGの採用が検討されているが、単基容量が増大すると共に、DBLをもんじゅSGの（1+3）本より小さな（1+1）本とするため、Na-水反応事故に対する対策は一層重要となる。今回のPFR・SG事故に関するUKAEAよりの情報、インターアトム社訪問時の討論を踏まえ、今後の実証炉SGのDBLの議論において、下記の音響検出計の開発およびOverheatingの問題の確認が重要であることを再認識した。今後、欧州との国際協力を含め積極的な検討・開発が必要と考えられる。

① 音響検出計

EFRのSGではDBLを1本としていることを及び下記のOverheatingによる破損伝播を考慮せざる得ないと判断していることから、音響検出計の開発がDBLのロジック上必要不可欠となっている。現状では100g/sec（目標としては10g/sec）のリークを迅速に検出する音響検出計の開発を計画している。

我国でも実証炉のDBLのロジックを成立させるためには100g/sec程度のリークを検出可能な音響検出計が必要と云われており、高信頼度の音響検出計の開発に積極的に取組む必要がある。

② Overheating

PFRのSG事故では支配的な破損伝播メカニズムとしてIGAとOverheatingが挙げられているが、フェライト鋼を用いた実証炉用SGではIGAの想定は不要でありOverheatingに着目する必要がある。インターアトム社の発表では、管内に水を流した状態でも80g/sec以上のリーク率ではOverheatingによる破損が発生している。伝熱管の口径、肉厚等が我国の実証炉SGとは異なるため、この結果を直接適用することはできないが、我々としてもこの問題について検討を行い、確認する必要がある。

§ 4.5 将来協力

FBR・SGに関する共同研究として、PFR・SGとMonjuの運転データや試験データの情報交換及びFBR・SGとMonjuを対象とした伝熱管破損伝播解析コード（LEAPコード）による解析（ベンチマーク）解析の提案が英国側からあった。

この提案に対し、日本側は作業内容と人的要因を考えて、コード自体の情報交換ならば可能だろうとの回答をした。

日本側からは、今回の会議で得られた英国側のNa-水反応R&Dの現状やPNC内での事前検討結果を考慮し、以下の3項目についての情報交換を提案した。

- (1) Mod. 9 Cr-1 Mo鋼についてのウェステージ及びOverheatingに関するデータ
- (2) 破損伝播解析コード
- (3) 音響リーク検出系開発

英国側からも、これらの情報交換は価値のあるものとの認識を得ることができ、今後これらの提案をAGT8の親会議に提案し、検討する事となった。

尚、今回の提案は決定ではないため、今後両方で具体的に内容を詰める必要がある。

第5章 施設訪問

§ 5.1 INTERATOM

1989年3月13日(月)午後、西独・ベンスベルグのINTERATOM(IA)社を訪れ、ナトリウム・水反応に係わる討議を行った。IA社は、既にEFRを対象としてナトリウム・水反応の実験をIA本社敷地内の試験施設で開始している。

IA側と日本側の出席者は、次のとおりである。

I A 社 側 : FO"RSLER : Department Manager
 DUMM : Subdivision Manager
 OGUSCH : Project Manager
 RULOFF : Group Leader
 Dr. VOSS : Group Leader

日 本 側 : 井上 達也 : 動燃団(本社)
 浜田 広次 : 動燃団(大洗)
 河島 弘明 : 日立
 森 健二 : 東芝
 黒川真佐夫 : 三菱重工
 進藤 嘉久 : 川重

・討議内容

日本側からは、もんじゅおよび実証炉のナトリウム-水反応関連のR&Dについてそれぞれ浜田および進藤が、IA社からは、EFR用SG概要および破損伝播試験経験についてそれぞれDUMM氏およびRULOFF氏が報告した。

(1) 日本側の発表に対する質疑応答(添付資料7.2.1, 7.2.2参照)

Q. DBLの1+3本の3本の破損時間は瞬時か?

A. 破損伝播による時間遅れがあるので瞬時ではない。初期スパイク圧力と準定常圧評価とは別扱いしており、初期スパイク圧評価では、1本瞬時破断を想定している。

Q. 高温ラプチャーはもんじゅでは考慮しているか?

A. SWAT-3のRUN19で管内に水を流した状態で中リーク試験を行なったが高温ラプチャーは起きていない。

(2) IA社側の発表概要

① EFRのSG(資料7.4.1参照)

・SGの主な仕様は次のとおり。

直管型、有液面型、容量602MW(単器)、SG全長37.2m
 入口温度 525℃、出口温度 340℃、出口蒸気圧 185bar
 伝熱管本数1386、管外径16.4mm、肉厚2.2mm

球面状管板、下部管板部の熱衝撃緩和構造、ナトリウム出口部にベローズ継手（図7-4-1-4、表7-4-1-1～表7-4-1-3参照）

- ・R&Dの要求項目として以下をあげている。

材料の開発（Mod. 9Cr-1Mo）： 管板の可能性、材料特性、溶接と熱処理
熱流動関連： 大型管束の可能性、計算コードの適用制限と検証、
モックアップ

構造開発： 管支持板、フレキシブル胴

リーク検出系： 水素検出計の改良、音響検出法の開発

ナトリウム-水反応： 9Cr-1Mo材のウェステージとリーク、
下部管板領域でのリーク拡大伝播

伝熱管オーバーヒーティングの研究： リーク拡大伝播コードの適用制限と検証
大型ラプチャーディスクの適用制限

② 中リークのナトリウム-水反応試験（資料7.4.2参照）

- ・1985.1～1987.10にASB-ナトリウムループ（図7-4-2-5）を用いて、リーク位置（ガス空間、管束部および下部管板部）、注水率および注水持続時間をパラメータとした破損伝播試験が実施された。

試験材質は2・1/4Cr材とINCOLOY材、初期リーク口径は0.3～1.0mm（約80g/sec）である。ターゲット管内に水流動がある場合も行われている。（表7-4-2-4参照）注目すべき試験結果は、管内に水流動がある場合でも高温ラプチャが発生していると言っている点である。（図7-4-2-6参照）

また、IA社データにCEA, UKAEAのデータを追加して高温ラプチャ発生有無の領域判断用データを取得している。（図7-4-2-13参照）

- ・EFR用SGに対しては破損伝播が最も厳しい条件になると予想される下部管板部リークを対象に1988.2～1989.3に4回の試験ケースが実施され、1992年までに残り4ケースを実施する計画とのことである。

試験材質は9Cr-1Mo材、初期リーク口径は0.3～0.8mm、ナトリウム温度は240℃、管内は水流動がある。（表7-4-2-15参照）これらの試験結果からもEFRでの破損伝播に関するデータが蓄積される。

- ・また、破損伝播コードとしてPROFETを開発している。これは、時間経過に伴う肉厚深さの変化の分布を推定するために、ウェステージによるターゲット管の減肉の計測データにジェットフレームモデルを適用したものとのことである。

以上の試験経験から管束部でのリークに関して以下を結論づけている。

- ・短時間で2次リークが発生する。
- ・水素計および音響検出計の改良R&Dが必要であるが、2次リーク発生を避けることはできない。
- ・水リーク率が80g/sec以上になると高温ラプチャーを引き起こす。
- ・リーク伝播期間中に発生する反応領域の圧力は減少するということを説明する圧力計算が必要である。

- ・中リーク時の複数管破断を防止するためにリークを早期に、多様な方法により検出する必要がある。またSGの水側の早急な隔離と減圧も合わせて必要である。
- ・フェライト材はオーステナイト材よりウェステージ率が大きい、粒界腐食は観測されなかった。(オーステナイト材とは反対の傾向)

③ IA社側の発表に対する質疑応答

- ・PFR炉SH2の事故については、DUMM氏他IA技術者は、39本バースト、70本スウェリングとも高温ラプチャーが主原因と主張していた。
- ・音響検出計の検出目標は10g/secの検出性能が必要である。
- ・下部管板部がリーク位置として厳しい理由は、上部ではナトリウムが気化するが、下部では反応部が局部に停滞するために破損の継続時間が長くなる。
- ・破損伝播のコードの開発では、3つのモデル(フランス; PROPANA、イギリス; TYCHO、ドイツ; PROFET)が開発中であり、1991年までに相互に比較評価されたのち統合されEPOSコードが完成される予定である。このコードはウェステージを対象としており、高温ラプチャー対象には、MECTUBを開発する計画である。
- ・EFRのDBLは1本であり、設計対応でおさめる。
- ・EFRのSGが直管型になっている主な理由は安価でシンプルであること。
(DUMM氏)

④ 試験施設の見学

リーク伝播試験装置(ASB-ナトリウムループ: 反応容器-外径600mm、長手方向長4m)、管板の熱衝撃試験装置、配管曲げ試験装置(1次、2次系配管(外径約1m)の亀裂伝播(LBB))を視察した。

§ 5.2 SNR-300

- ・3月13日(月)午前西ドイツのKALKARのSNR300を視察した。
プラントは綺麗に再塗装された黄土色と青色の落ち着いた感じのする建物からなり、運転開始を待つのみといった感がある。
- ・サイト案内者のHILGARTER氏(試運転セクションのDeputy Manager)によれば、連邦政府は、州政府に対し今年秋までに燃料の受入れについて結論を出すよう要請しており、インターアトム社側としては朗報が得られることを期待しているが、如何なる事態となるかは不明とのことである。仮に受入れ許可がえられても、HVACの改造を行う必要があり直ちには立ち上がれないとのことであった。
- ・プラント建物内では、1次主循環ポンプの上部カバーのビスコス(VISCOUS)シーリング系の補修、遮蔽プラグのスリーブ部の断熱石に含まれる水分が予想以上に発生したので、これを乾燥(水分除去)するための取り替えを実施していた。
メンテナンス建屋には1次系ポンプのインペラの予備器がおいてあった。

SG建屋内にはヘリカル型と直管型のSH、EVがそれぞれ三基ずつ整列配置されており意外とコンパクトな印象を受けた。

§ 5.3 PFR

3月15日の午後に英国、スコットランド、Thurso（サーソ）ドンレイ原子力開発施設の原型炉 PFRプラントを会議に先立ち視察した。

当地は、ロンドンから北東へ飛行機で約1時間の地方都市アバデーンの空港からさらに北西へプロペラ機で約30分飛ぶと僻地の空港といった感じのWick空港につく。外はまだ肌寒く、雪がちらついていた。ドンレイ研究所は、ここから車で約1時間半の所にある。北海の海を背に、広々とした閑かな牧草地帯に囲まれた静かなところである。

- ・プラント見学の前にC. V. GREGORY 氏 (Assistant Director Operations) がPFRの現状および今後の方針を説明された。
- ・PFR炉は、給水ポンプ1台を修理中であり、190MWeの部分負荷運転中であった。事故SH2は管束部を取り替え18カ月後に再開し、現在は、全SGとも順調に運転中である。5月に燃料交換のため炉停止の予定である。
- ・燃料ピンが破損しているが、許容値以下なのでプラント運転中である。検出法はDN法であり、現在は150cm²equivalent recoil areaである。
- ・600～800でプラントを運転停止する。(もんじゅは50でプラント運転停止する。)
- ・今後のPFRに対する政府方針

PFR炉は1994年までにUKAEAに代わるスポンサーが現れなければデコミッションングに入る。また、ドンレイ原子力開発施設にあるPFR炉燃料再処理工場は、UKAEAに代わるスポンサーが現れなければ、PFR炉デコミッションング後3年間燃料の再処理を行った後、1997年にデコミッションングに入る。

但し、FBRのR&Dには毎年10M£(23億円/年)を支出し続ける。

MTR(Material Test Reactor)、低レベル廃棄貯蔵物の処理を計画

- ・プラント施設見学

P. R. GALLTE氏 (PFR Operations Manager) とA. M. CRUICKSHANK 氏 (PFR Technical Support Manager) が案内してくれた。

展示館からプラント建物内に入り、運転床、メンテナンス建屋、燃料交換(マニプレータ類)、洗浄設備(湿式)、タービン等を視察した後、蒸気発生器建屋に入る。全てのSGの胴には音響センサー取り付け台が円周方向に約10点位取り付けられている。これに加速度計を取り付け伝熱管と管支持板間の擦れ音を定期的にチェックしているとのことである。中央制御室は意外に狭い。(20畳位?) シミュレータ室には先週改造されたディスプレイ装置が設置されている。スリーマイルアイランド事故後の運転員の教育訓練のためにこの事故を模擬できるようになっている。

§ 5.4 ナトリウム-水反応試験施設（ドンレイ原子力開発施設）

3月15日午後1:15～2:30にナトリウム-水反応試験施設のGLOVE BOX No.5（小リーク）、Small Water Leak Rig（小リーク）およびSuper Noah（中・大リーク）を視察した。（資料7.3.1、2参照）

J. WALFORD 氏（Sodium/Water Reactions Theory & Applications Maager）および R. POPPLESTONE 氏（Technology Division）が案内してくれた。

① GLOVE BOX NO.5

0.1～3g/sのリークを対象にした多数のデータを簡単に取得し、データ処理を迅速にできる計算機システムによる高度化された簡素な試験装置である。1日に13回のテストデータが取得可能である。この装置は、静止ナトリウム下で従来の試験パラメータ以外に2つのジェットの手渉の試験ができる。既に9Cr-1Mo材のデータは200点取得している。PNCの公開データとの比較をした図を現場のディスプレイでみせてくれた。PNCデータの方が、低目にでている。（図7-3-2-4参照）

意外だったことは、9Cr-1Mo材と2・1/4Cr-1Mo材との比較ではウェステージ率に有意の差がない試験結果がでている。（図7-3-2-3参照）

② Small Water Leak Rig

1～20g/sのリークを対象にして実機ナトリウムの圧力、流速、方向が考慮できる。1989年4月から稼動予定である。

③ Super Noah

EFRの破損伝播試験用に約2倍の大きさの施設に改造中、1990年4月までに完成予定である。試験は1991年の1年間に行う。

特徴は次のとおり。

24本の試験体、ナトリウム流速、ターゲット管内の水/蒸気（管内冷却）、複数の注水管、水/蒸気停止系のモデル化（100secの停止可能）、ナトリウム側圧力、初期リーク率～100g/sec

第6章 あとがき

今回の出張で感じたことは、欧州は EFRに向けたナトリウム-水反応の R&Dを着実に展開しつつあると言える事である。

PFR 大リーク事故は、そのプラント固有の事故であると考えられるものの、それを題材に伝熱管破損メカニズムを見直そうとする動きが欧州にあるが、その考え方も国により異なったものとなっており、同じ欧州内でも統一的な見解らしきものはないようだ。例えば英国は、IGA を特に重要視し、それに着目した試験を展開しようと試みている。一方西独では、PFR 事故はOverheating が主原因であるとの立場に立ち、破損伝播試験を展開している。立場の違いはあるものの、将来炉であるEFRのDBLも1DEGにしたいという欧州側の意図があるため、そのDBLへの影響を考慮しての試験研究を展開しているものとする。

PFR 大リーク事故後でも、欧州の安全・規制上の大きな変化は見られない。特に西独に於いては、Overheatingを破損伝播上は考慮しても、従来のDBLの1DEGは替えずに設計対応で収めるつもりらしい。そのためには、リーク検出器（水素計、音響計）の R&Dが今後必要であるとしている。

日本の場合には、PFR の様な大リーク事故がもんじゅ・SGに発生する可能性はきわめて少ないと考えられる。しかし実証炉・SGでは Mod. 9Cr-1Mo鋼を用いた一体貫流型SGの採用が検討されているものの、単基容量の増大と共に DBLをもんじゅの(1+3) DEG から(1+1) DEG とするために、ナトリウム-水反応に対する対策は今後一層重要となる。

今回のPFR・SG事故に関するUKAEAからの情報及び Interatom社訪問時の討論を踏まえ、今後の実証炉SGのDBLの議論では、IGA、Overheatingの問題の確認や音響計開発の必要性を再認識した。そのため、今後欧州との国際協力を含めた積極的な検討・開発が必要と考える。

おわりに、今回の専門家会議を推進し、御指示・御指導を頂いた本社研開本部安全Gr・青木忠雄主幹（現本社総務部訴対室）、大洗安工部P安・姫野嘉昭室長に深くお礼を申し上げます。また、会議参加者の海外派遣に御協力を頂いたSGメーカー各社（日立、東芝、三菱、MAPI、川重）の御好意に深く感謝の意を表します。

第7章 添付資料

§ 7.1 英国側発表資料

- 7.1.1 Detailed description of PFR Steam Generator Design,
Operating Histories, and Instrumentation Systems..... 71
- 7.1.2 Detailed description of Superheater 2 incident, Plant State
and Plant response..... 91
- 7.1.3 Calculation of Event including description of ARK Code.....105
- 7.1.4 Examination of Failed unit
Visual, Mensuration, metallurgical.....141
- 7.1.5 Mechanisms for Tube Failure Progression and possible
explanations for Superheater 2 incident165
- 7.1.6 Measures taken to allow further operation181

§ 7.2 日本側発表資料

- 7.2.1 Na/H₂O work in Japan related to SGU Designs in MONJU
and DFR193
- 7.2.2 Understanding of tube failure progression, theory
and experiment, importance of material type237
- 7.2.3 Detection of Tube Failure and initiating Plant Trip in Monju...263

§ 7.3 Dounreay 入手資料

- 7.3.1 Sodium/Water Test Facilities.....285
- 7.3.2 Example of Work Carried Out in the Glovebox293

§ 7.4 Interatom 入手資料

- 7.4.1 Secondary System Performance.....299
- 7.4.2 Sodium -Water-Reaction Experiments at Interatom in the
Intermediate Leak Range309

§ 7.5 補足資料

- 7.5.1 過熱器伝熱管の破損伝播試験.....331
- 7.5.2 中リークウェステージ試験.....339
- 7.5.3 Run-19高温ラブチャ試験.....345

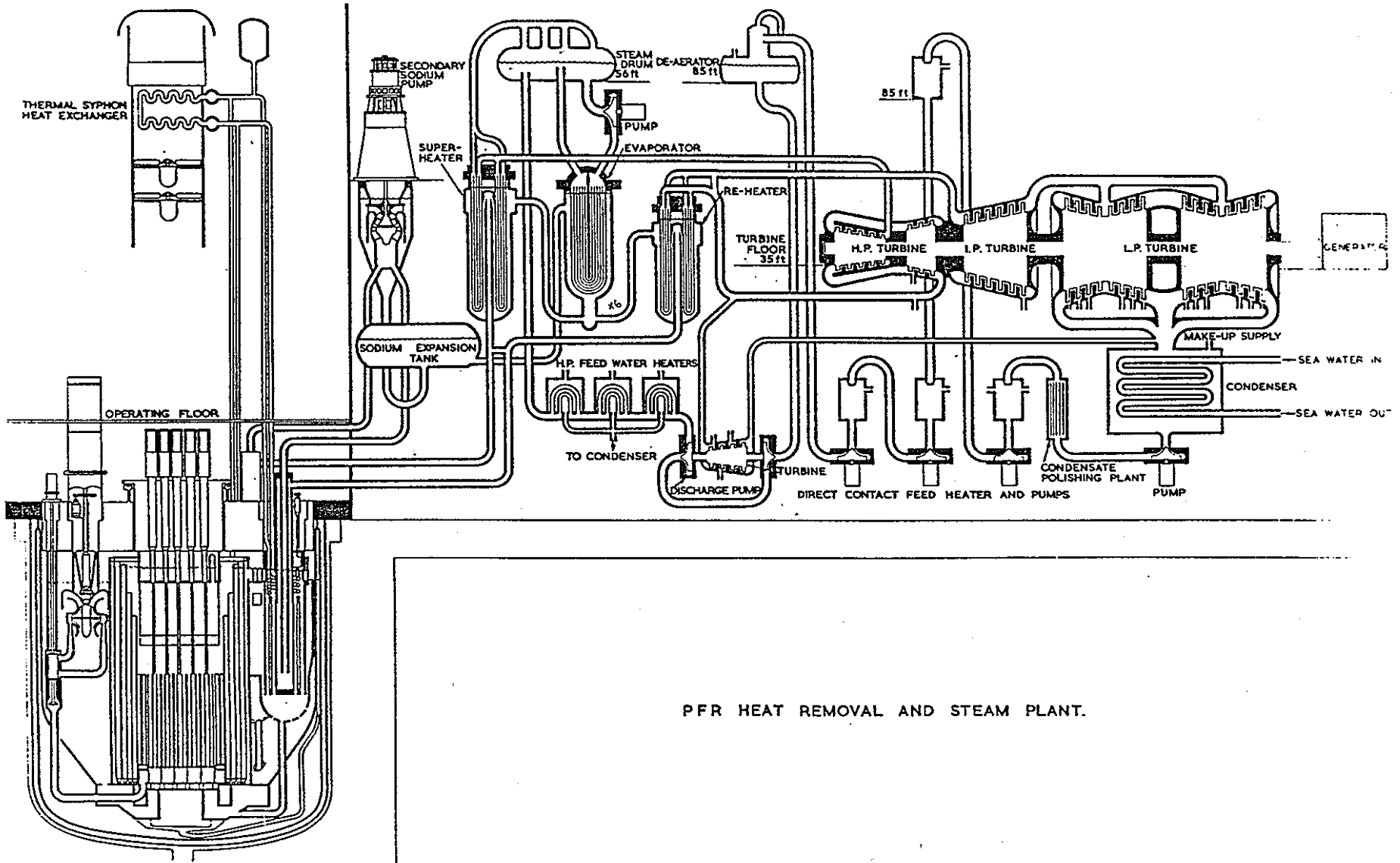
7-1-1 Detailed description of PFR Steam
Generator Design, Operating Histories,
and Instrumentation Systems

UNITED KINGDOM ATOMIC ENERGY AUTHORITY
DOUNREAY NUCLEAR POWER DEVELOPMENT ESTABLISHMENT

AGT8/JAPANESE SPECIALISTS MEETING - 15 to 17th MARCH 1989

DESCRIPTION OF PFR STEAM GENERATOR DESIGN,
OPERATING HISTORIES, AND INSTRUMENTATION SYSTEMS

Presented by: D F SHIPLEY
Manager of PFR Engineering



PFR HEAT REMOVAL AND STEAM PLANT.

Fig. 7-1-1-2

The design parameters for the original steam generators are as follows.

Shell

		Evaporator	Superheater	Reheater
Material		2 ¹ / ₄ % Cr 1%Mo	321 ss	321 ss
Design pressure	MPa	3.45	3.45	3.45
Design temperature	°C	385	560	560
Allowable stress	MPa	103.5	91	91
Inside diameter	m	1.83	1.52	1.37
Height (approx)	m	5.64	7.93	6.22
<u>Tubes</u>				
Material		2 ¹ / ₄ % Cr 1%Mo	316 ss	316 ss
Design pressure	MPa	18.97	18.6	3.63
Design temperature	°C	470	563	563
Allowable stress	MPa	120.3	85.4	85.4
Outside diameter	mm	25	15.88	20.64
Wall thickness	mm	2.3	2.03	1.22
Number per unit		498	520	448
Pitch	mm	38.1	28.96	27
Length (average)	m	9.81	14.05	10.21
Heat Capacity	MW	111.93	80.3	31
Sodium flow rate	kg/sec	951	686	265
Sodium velocity in tube bank	m/s	2.62	1.58	2.8

The design parameters for WU2A, spool pieces and RTBs are as follows:

取替管束
の入り

		Evaporator WU2A	RTB Superheater	RTB Reheater	Evaporator WU4
<u>Spool Piece</u>					
Material			2 ¹ / ₄ %Cr 1%Mo +316 ss	2 ¹ / ₄ %Cr 1%Mo +316 ss	
Design pressure	MPa	Not Applicable	1.03	1.03	Not Applicable
Design temp.	°C		420	420	
Allowable stress	N/mm ²		123/99 2 ¹ / ₄ %Cr /316 ss	123/99 2 ¹ / ₄ %Cr /316 ss	
Inside diameter	mm		1642.5x1524	1582.5x1371.6	
Height (approx)	mm		965	965	
<u>Tubes</u>					
Material		9%Cr 1%Mo	9%Cr 1%Mo	9%Cr 1%Mo	2 ¹ / ₄ %Cr 1%Mo (unstab.)
Design pressure	MPa	18.97	18.97	3.97	18.97
Design sodium inlet temp	°C	470	530	530	470
Allowable stress	N/mm ²	215	75	75	132
Design life	hrs	150,000	150,000	150,000	150,000
Internal dia	mm	20.4	15.9	20.4	20
Wall thickness	mm	2.3	3.05	1.8	2.5
No. per unit		498	264	216	498
Pitch	mm	38.1	44	43	38.1
Length (average)	m	9.79	17.25	14.17	9.79
Heat capacity	MW	-	62.6	28.3	-
Sodium flow rate	kg/sec	993	672.9	320.1	951

OFFICIAL USE ONLY

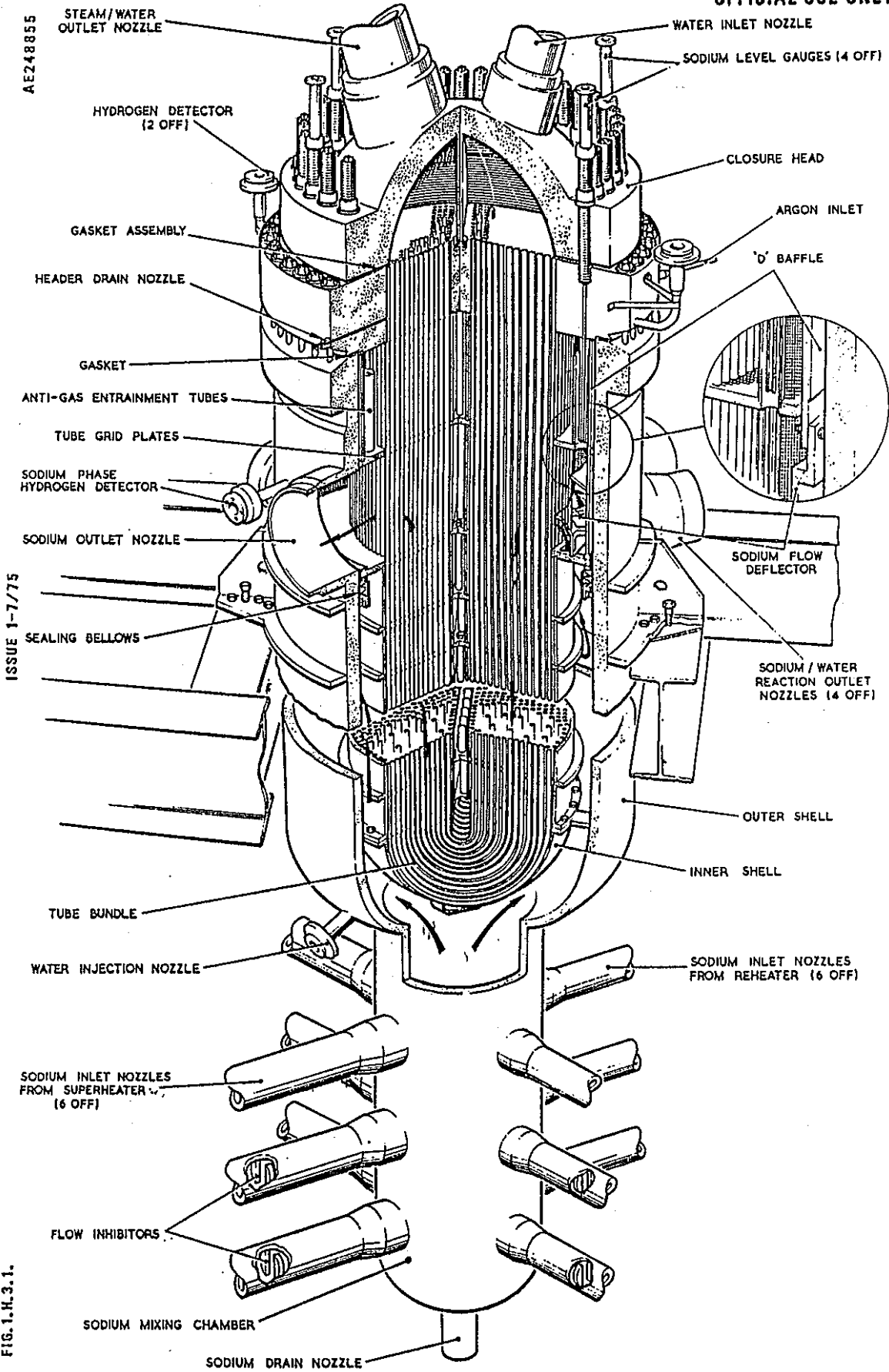
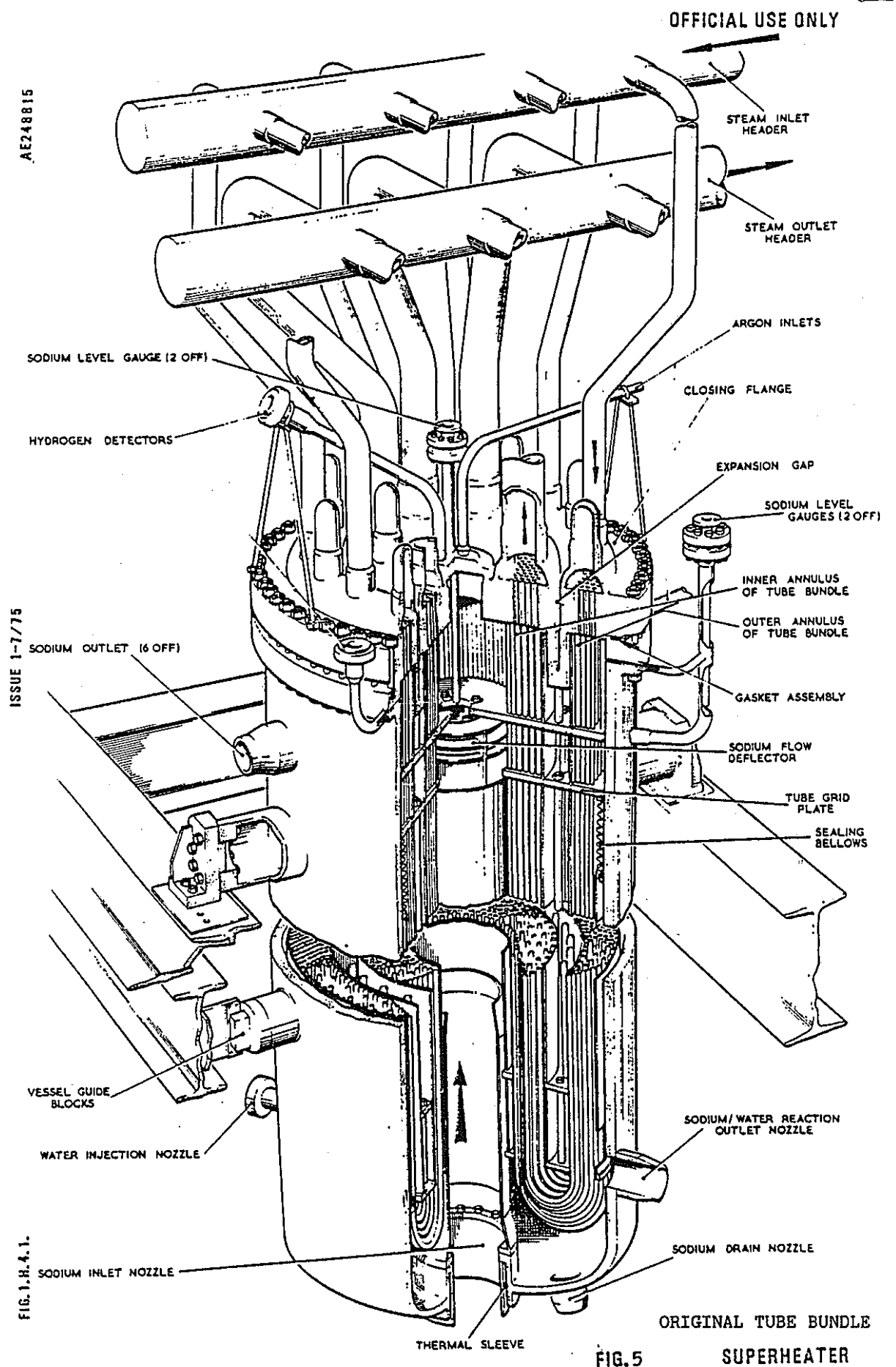


FIG. 1.H.3.1.

FIG. 4 EVAPORATOR

Fig. 7-1-1-5



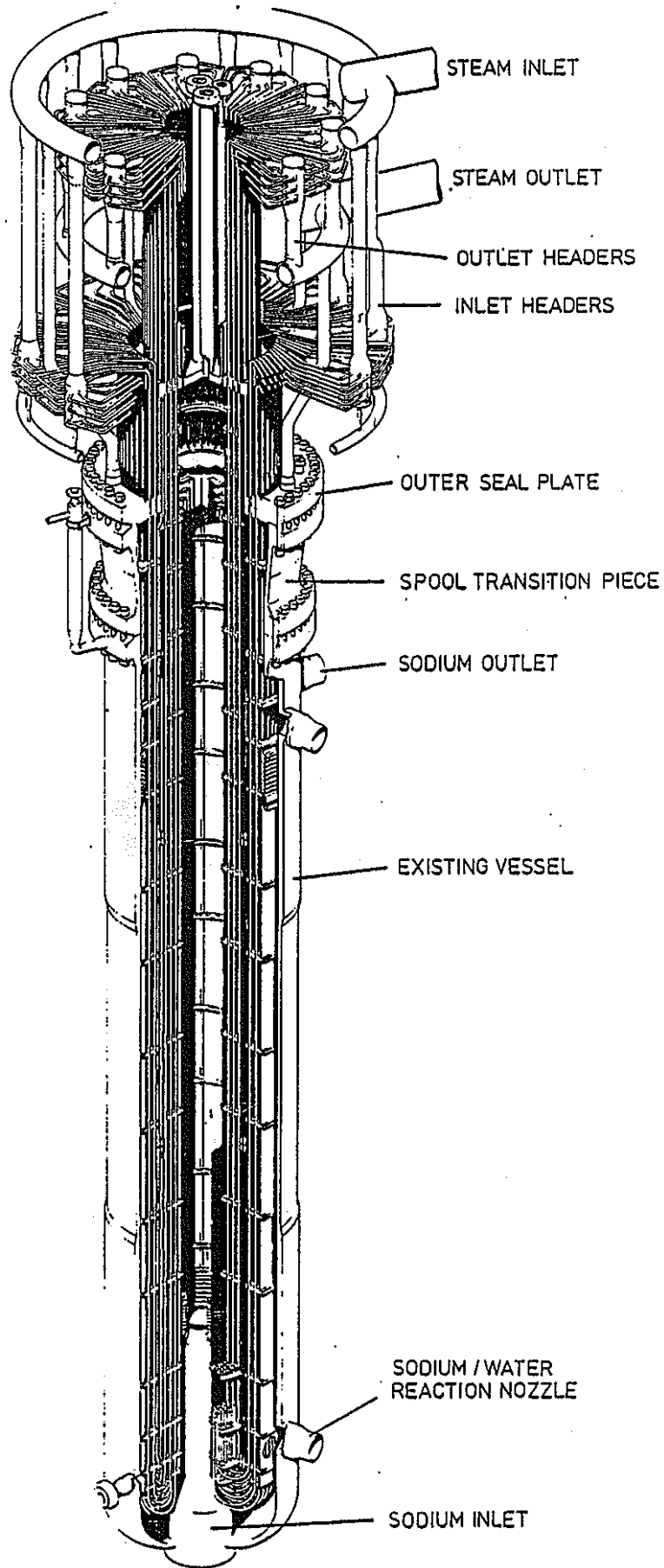


Figure 6 REPLACEMENT TUBE BUNDLE



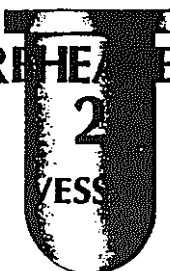
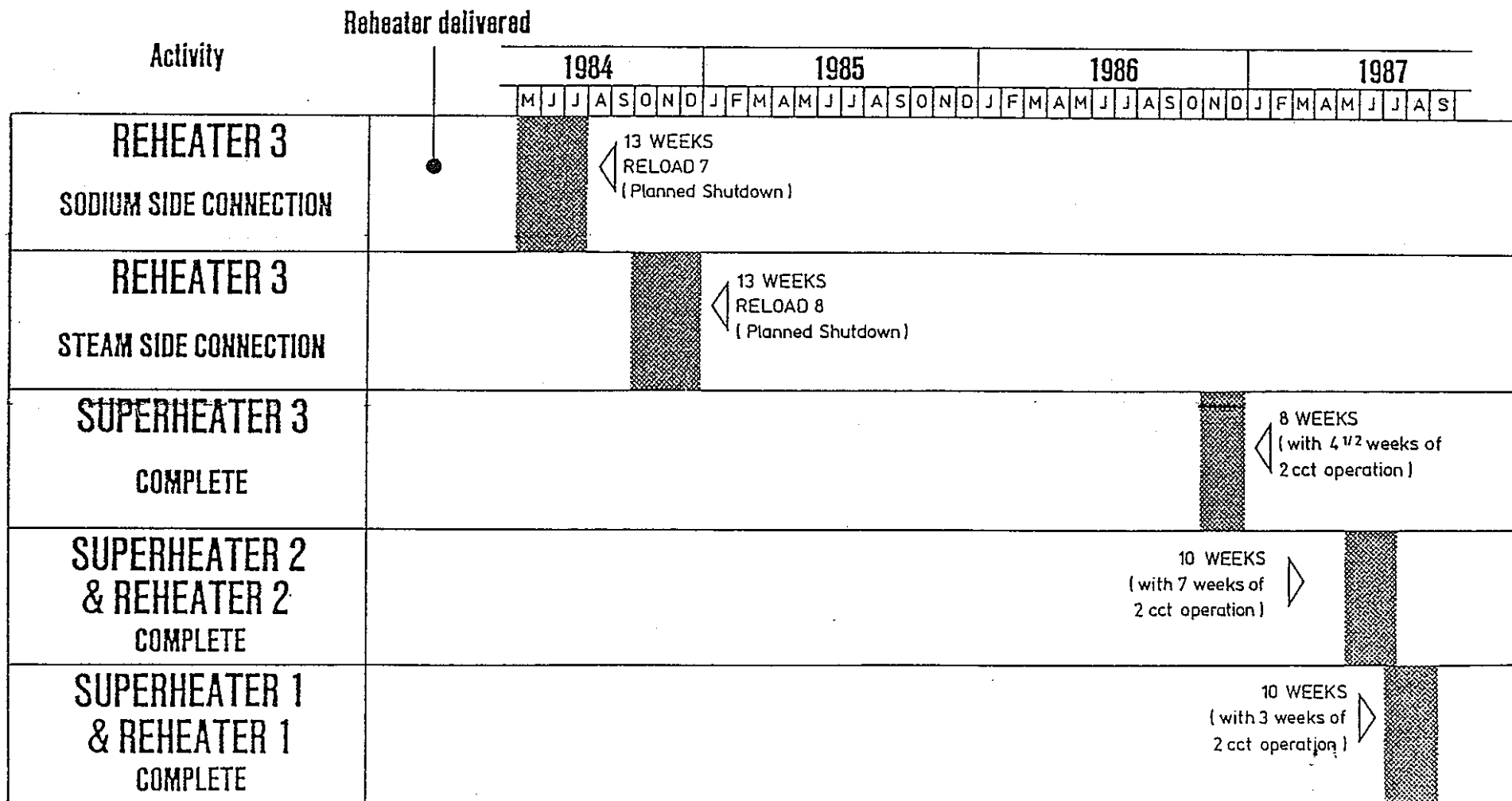
EARLY HISTORY	OPERATION		LEAK	REPAIR
<ul style="list-style-type: none"> ● NUMBER OF LEAKS: 1 ● DATE: OCTOBER 1974 ● LOCATION: ABOVE SODIUM OUTER TUBE PLATE ● REPAIR: 14 TUBES PLUGGED 	<ul style="list-style-type: none"> ● HOURS OF OPERATION: 28410 ● CCT LAST Na FILL: JULY 1986 	 <p>SUPERHEATER 3 TUBE BUNDLE</p>	<p>27 OCTOBER 1986</p> <p>ABOVE SODIUM LEAK</p> <p>OCURED DURING PLANT START UP</p> <div style="border: 1px solid black; border-radius: 50%; padding: 5px; width: fit-content; margin: 10px auto;"> <p>この欄は取替管束の右に書いてあるが、これは取替前の古い管束でのリキ</p> </div>	<p>R.T.B. INSTALLED</p> <ul style="list-style-type: none"> ● START OF OPERATION: JANUARY 1987 ● HOURS OF OPERATION: 1162
<ul style="list-style-type: none"> ● NUMBER OF LEAKS: 1 ● DATE: JANUARY 1975 ● LOCATION: ABOVE SODIUM INNER TUBE PLATE ● REPAIR: 10 TUBES PLUGGED 	<ul style="list-style-type: none"> ● HOURS OF OPERATION: 28424 ● CCT LAST Na FILL: AUGUST 1986 	 <p>SUPERHEATER 2 TUBE BUNDLE</p>	<p>27 FEBRUARY 1987</p> <p>UNDER SODIUM LEAK</p> <p>OCURED DURING HIGH POWER OPERATION</p>	<p>R.T.B. TO BE INSTALLED</p> <p>START OF OPERATION: JULY 1987</p>
<p>NO PREVIOUS HISTORY OF LEAKS</p>	<ul style="list-style-type: none"> ● CCT LAST Na FILL: AUGUST 1986 	 <p>REHEATER 2 VESSEL</p>	<p>27 APRIL 1987</p> <p>CRACK IN MAIN VESSEL CIRC. WELD</p>	<p>CRACK REMOVED IN A SAMPLE</p> <p>INSERT WELDED IN</p> <p>REPAIR COMPLETE: JUNE 1987</p>

Fig. 7-1-1-8

RTB INSTALLATION PROGRAMME



- 87 -

Fig. 7-1-1-9

PFR EVAPORATOR REPAIR SLEEVE

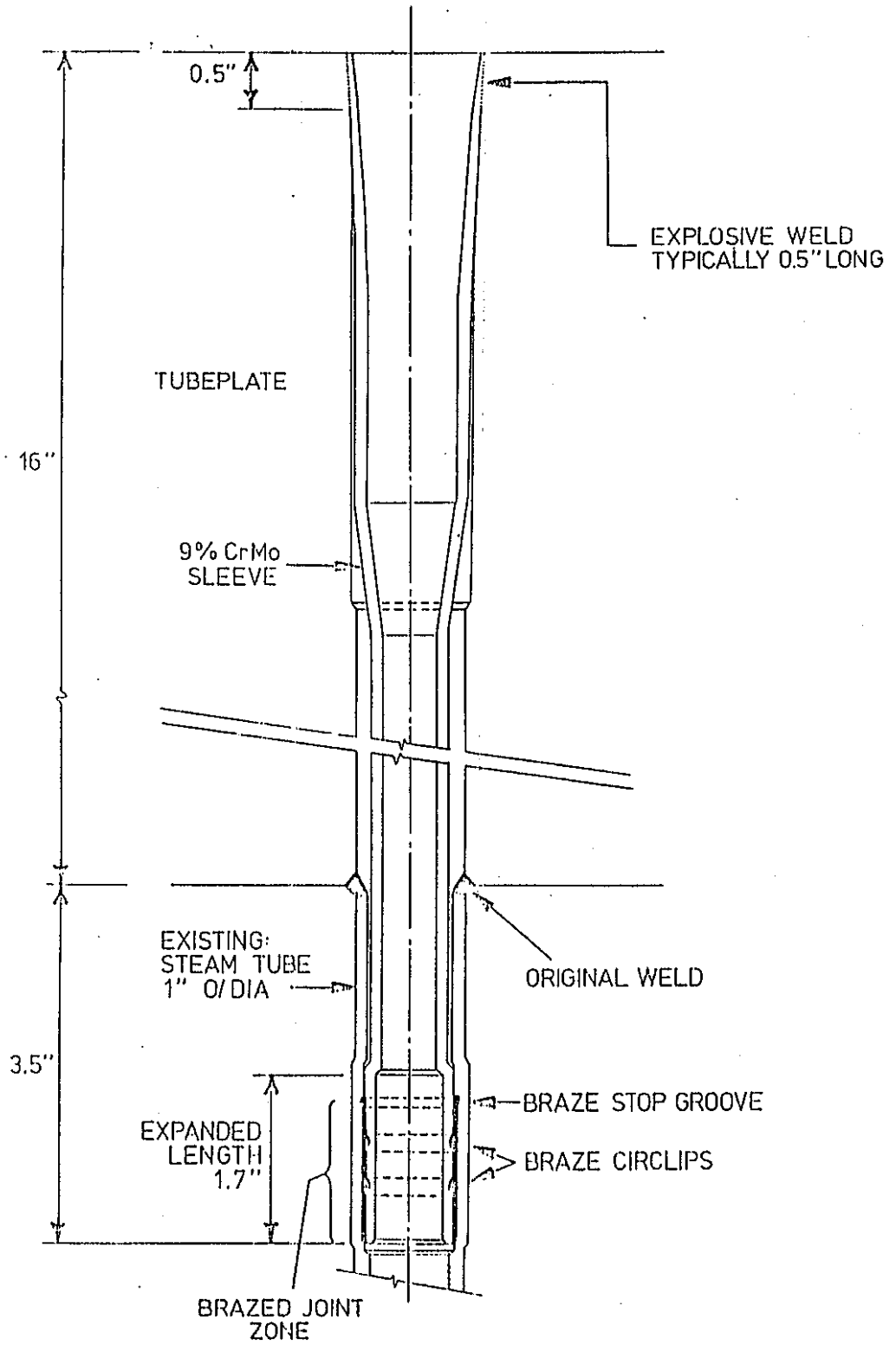


Fig. 7-1-1-10

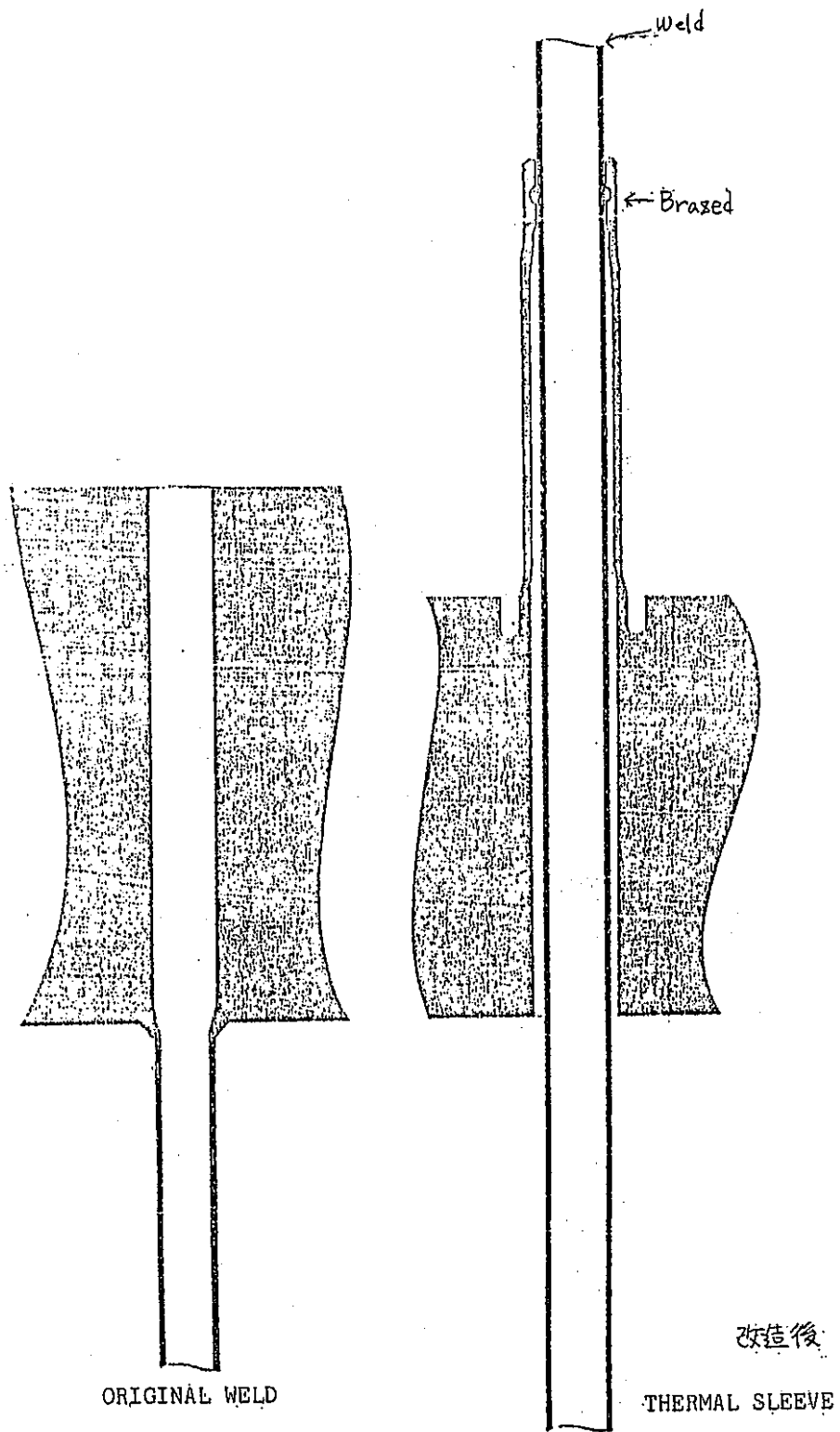
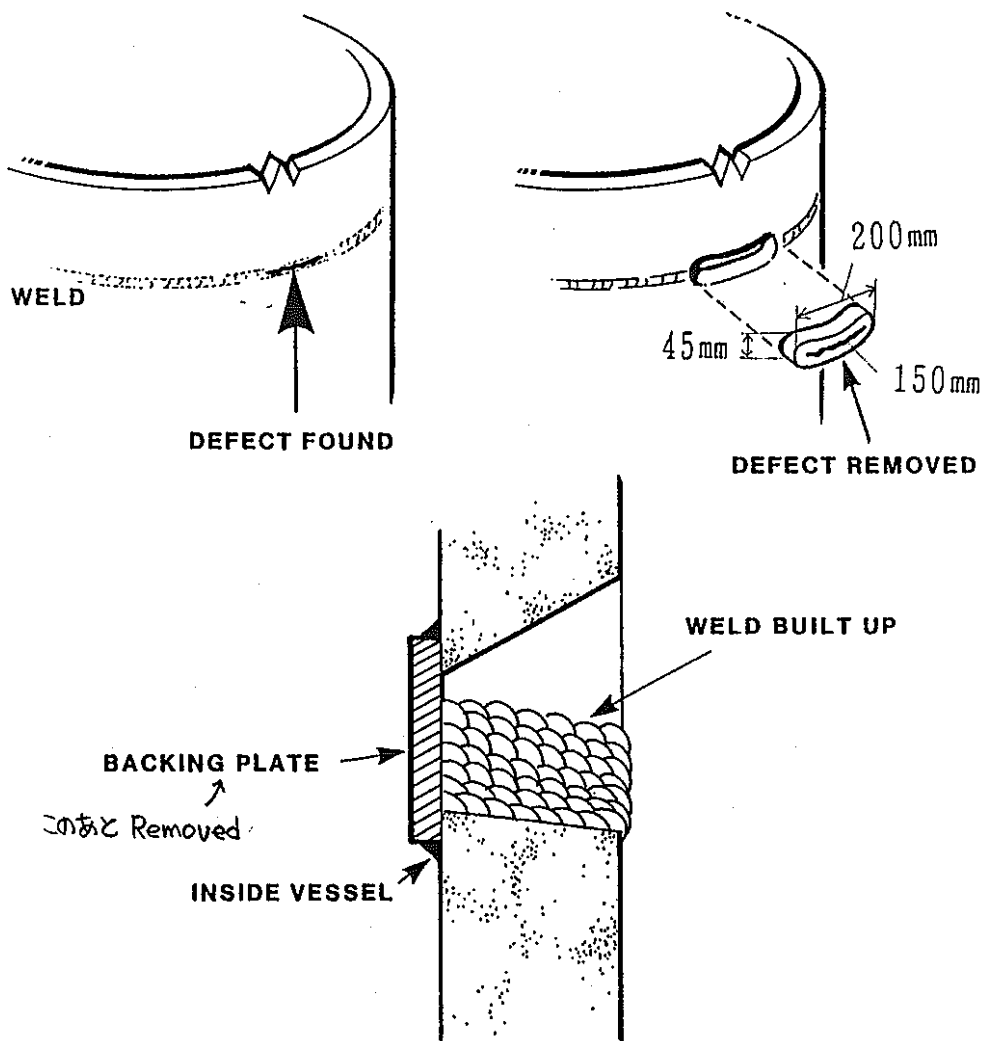


Fig. 7-1-1-11

STEAM GENERATOR Vessel Repair Techniques - 1987

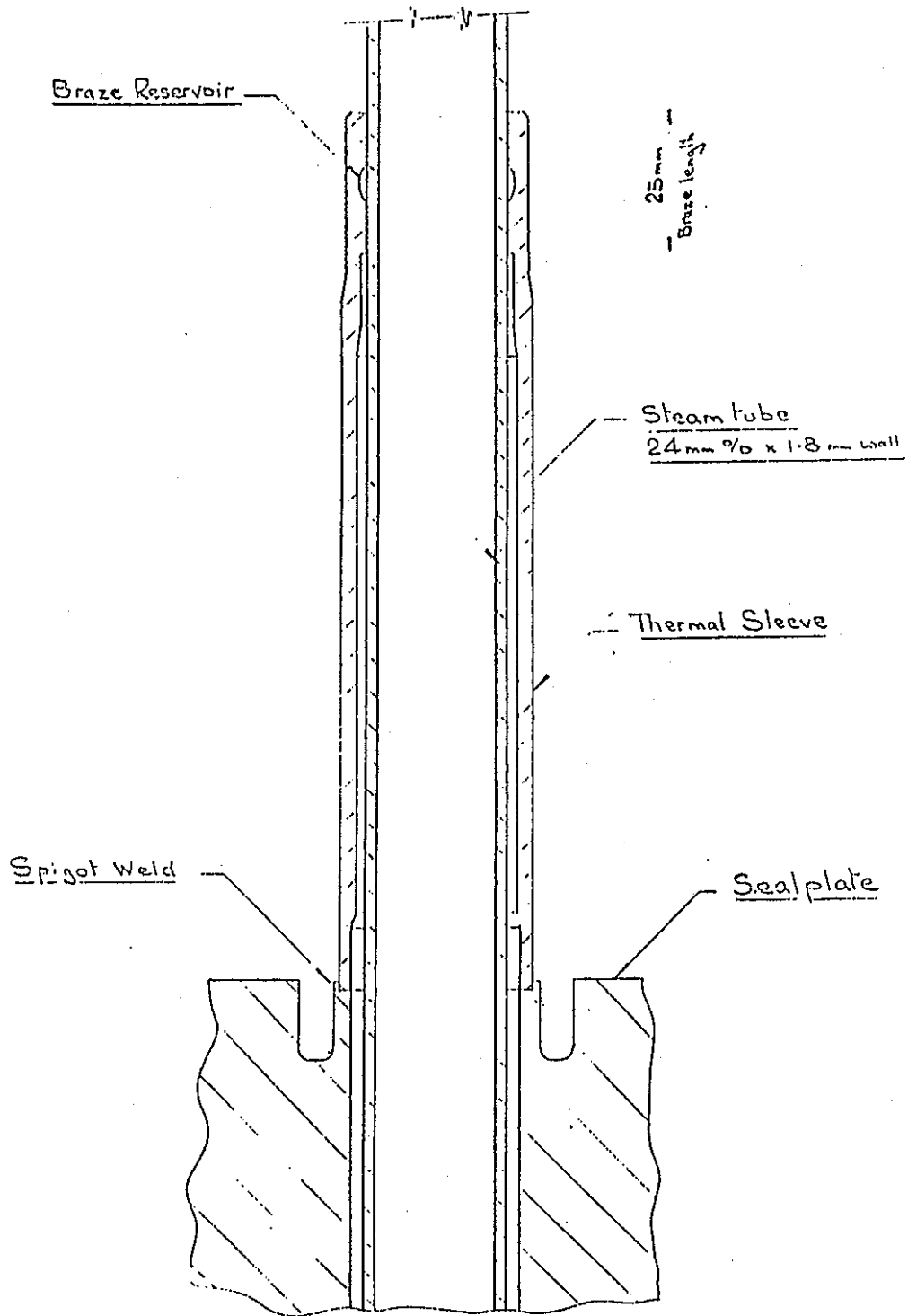
- DEFECT FOUND** — Reheater 2 - Leaker
 Reheater 1 - Ultrasonic Detection
 Superheater 2 - Ultrasonic Detection
- PLANT STATE** — Tube Bundles removed
 Vessels cleaned of sodium
 Internal vessel access



- FINAL INSPECTION LEVEL** — Ultrasonic Examination
 Radiography
 Dye penetrant test

単一ビード部

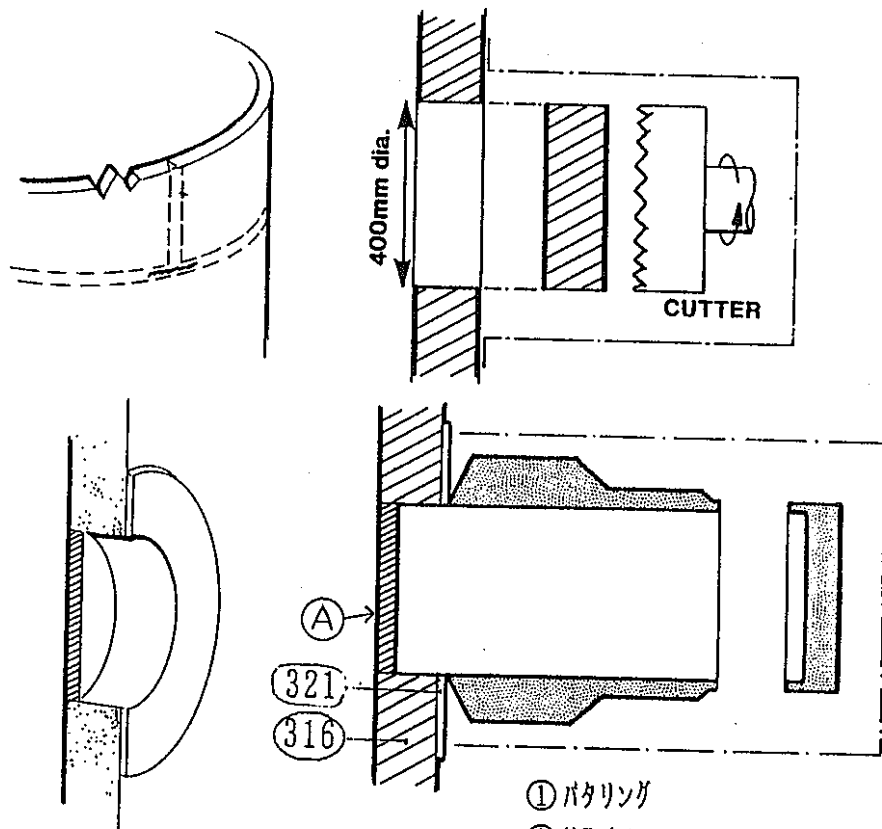
Fig. 7-1-1-12



THERMAL SLEEVE (REHEATER)

STEAM GENERATOR Vessel Repair Technique - 1988

- DEFECT FOUND** — Reheater 1 - Leaker
Superheater 2 - Ultrasonic Detection (grown)
- PLANT STATE** — Tube bundles in vessel
No internal access to vessel
Vessels argon padded



- ① ボタリング
- ② UT (ボタリングの下にクラックなし)
- ③ UTでボタリング
- ④ Aをとる
- ⑤ AをとったところのUT

- FINAL INSPECTION LEVEL** — Full volumetric inspection ⑥ キャップ
Gamma Radiography
Dye penetrant test

T 継手部

COMMERCIAL IN CONFIDENCE

OUTLINE OF THE AUTOMATIC PROTECTION SYSTEM THAT OPERATES IN THE
EVENT OF A LARGE SODIUM WATER REACTION

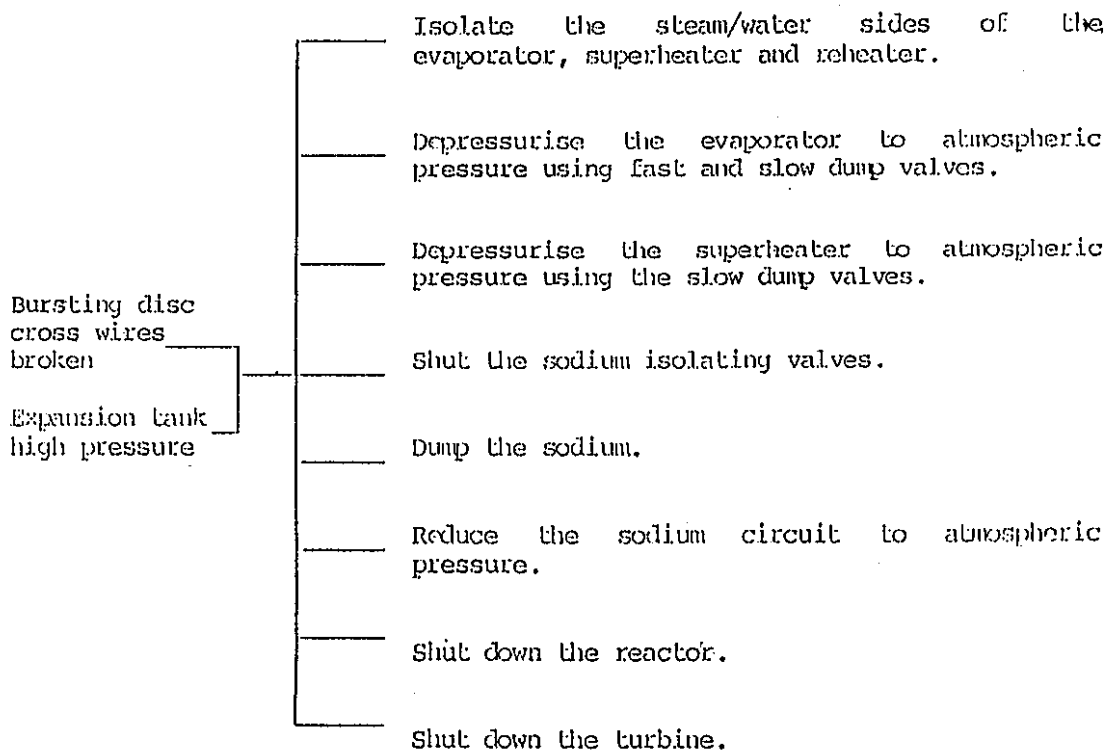


Fig. 7-1-1-15

STEAM/ WATER VALVES OPERATED BY H₂O PROTECTION SYSTEM

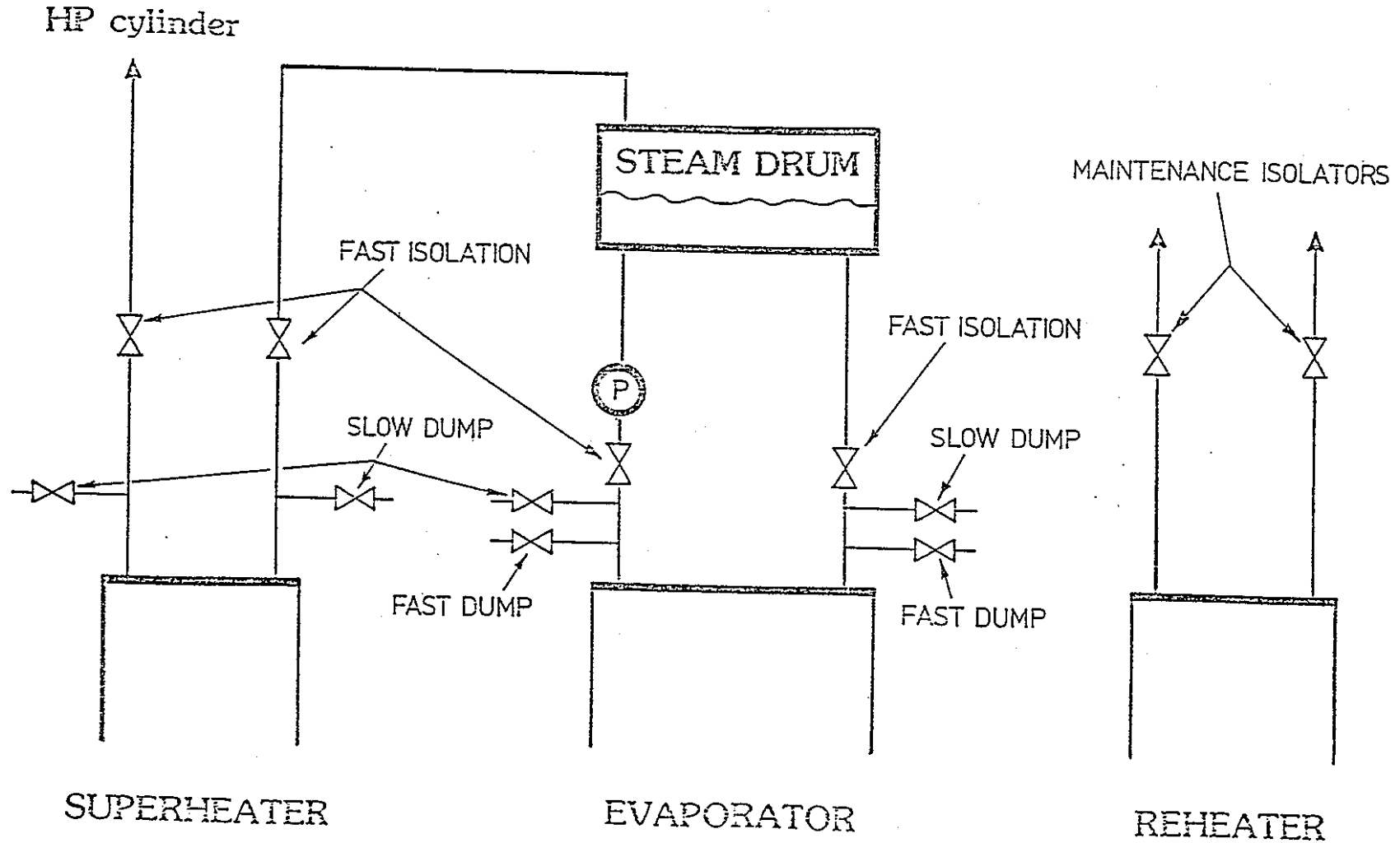


Fig. 7-1-1-16

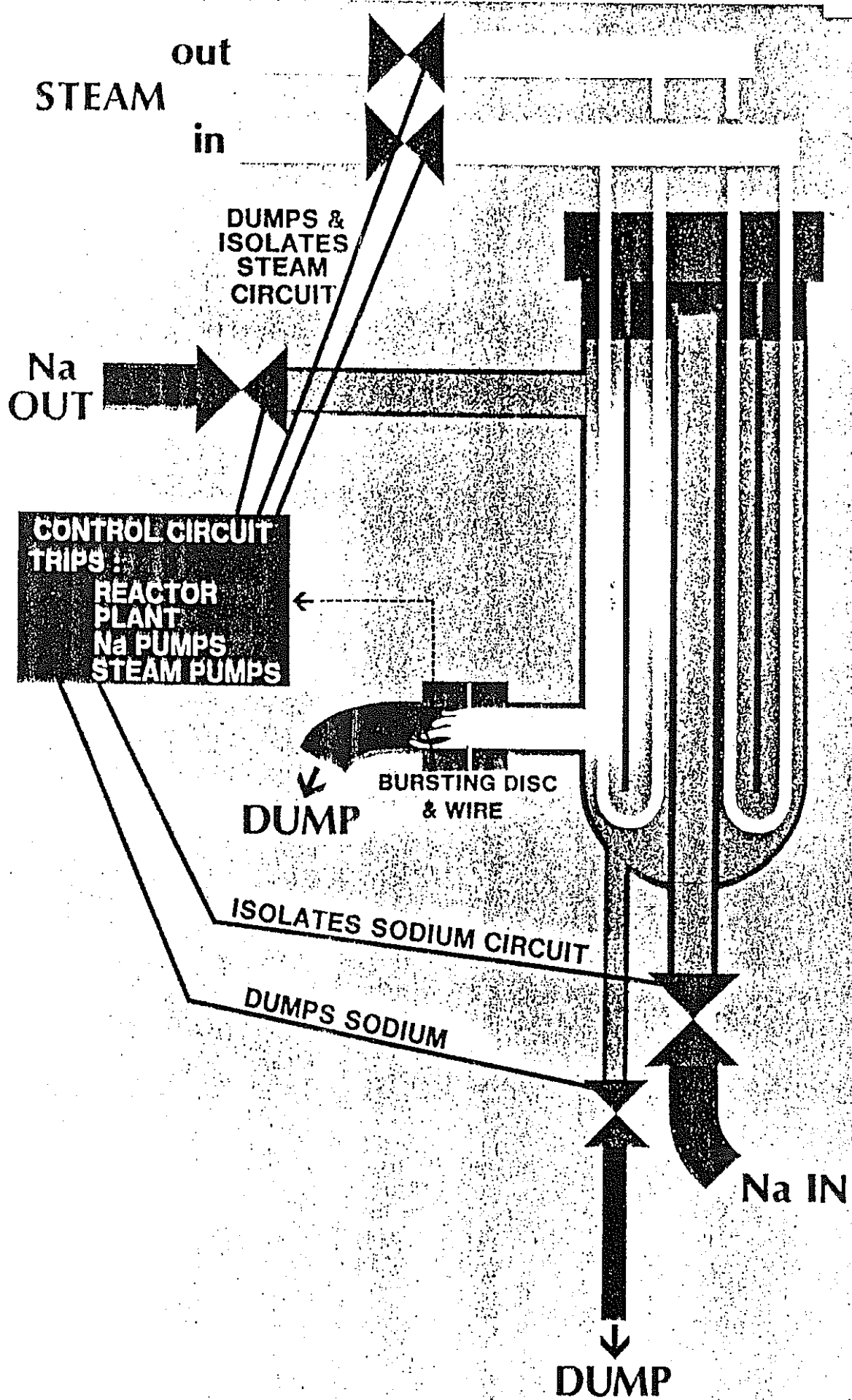


Fig. 7-1-1-17

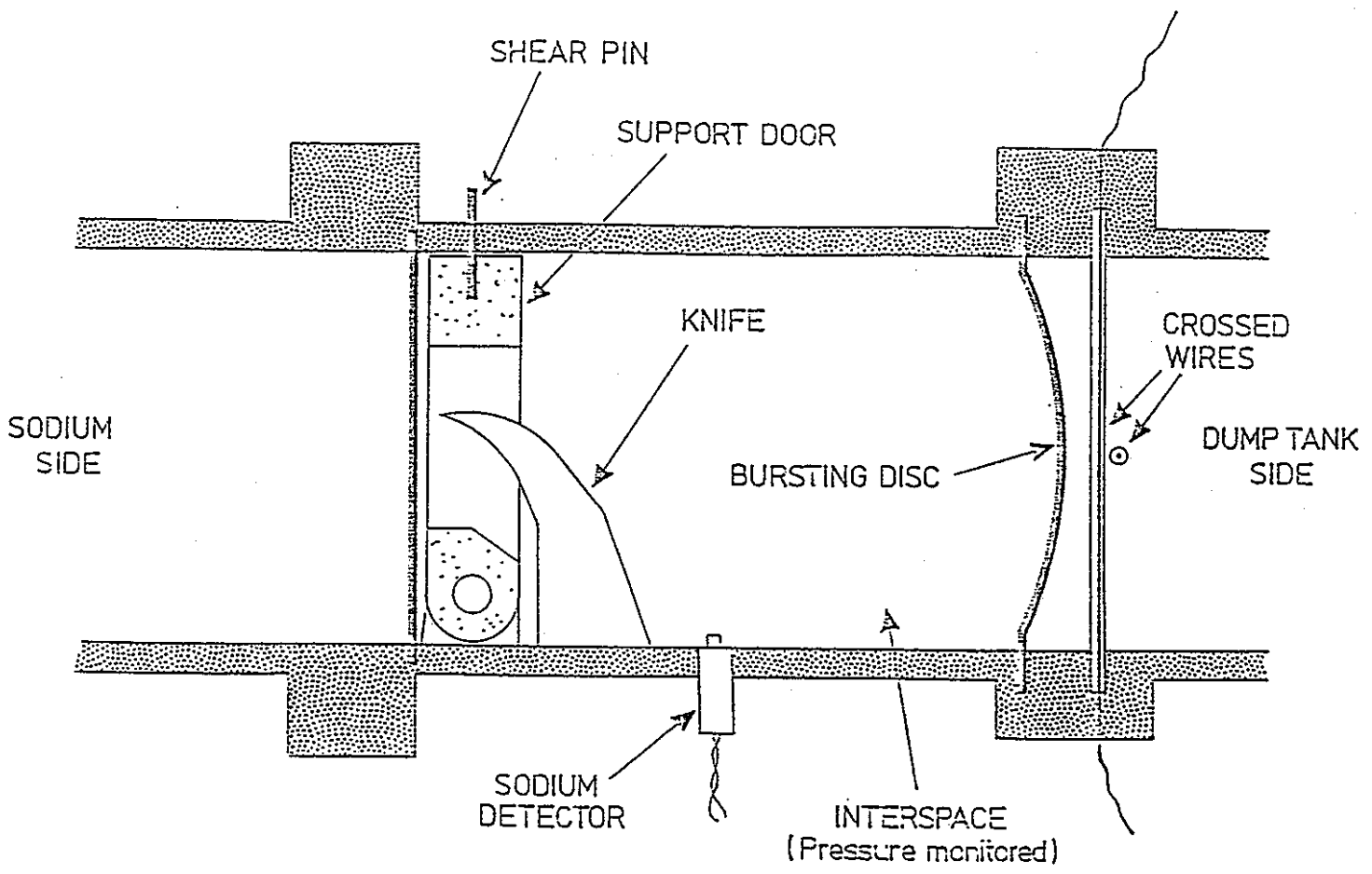


Fig. 7-1-1-18

7-1-2 Detailed description of Superheater 2
incident, Plant State and Plant
response

BATCH COLD TRAPPING No.	DATE CIRCUIT REFILLED	CIRCUIT SODIUM TEMP °C	PLUGGING TEMP °C	O ₂ CONTENT	H ₂ O CONTENT kg	IMPURITY REMOVED kg
1	28/3	300				7
2	3/4	300		100	2.9	5
3	8/4	330	315 on auto	120	3.4	5
4	18/4	330	290 on auto	90	1.33	7
5	28/4	300				
6	13/5	370		45 → 10		

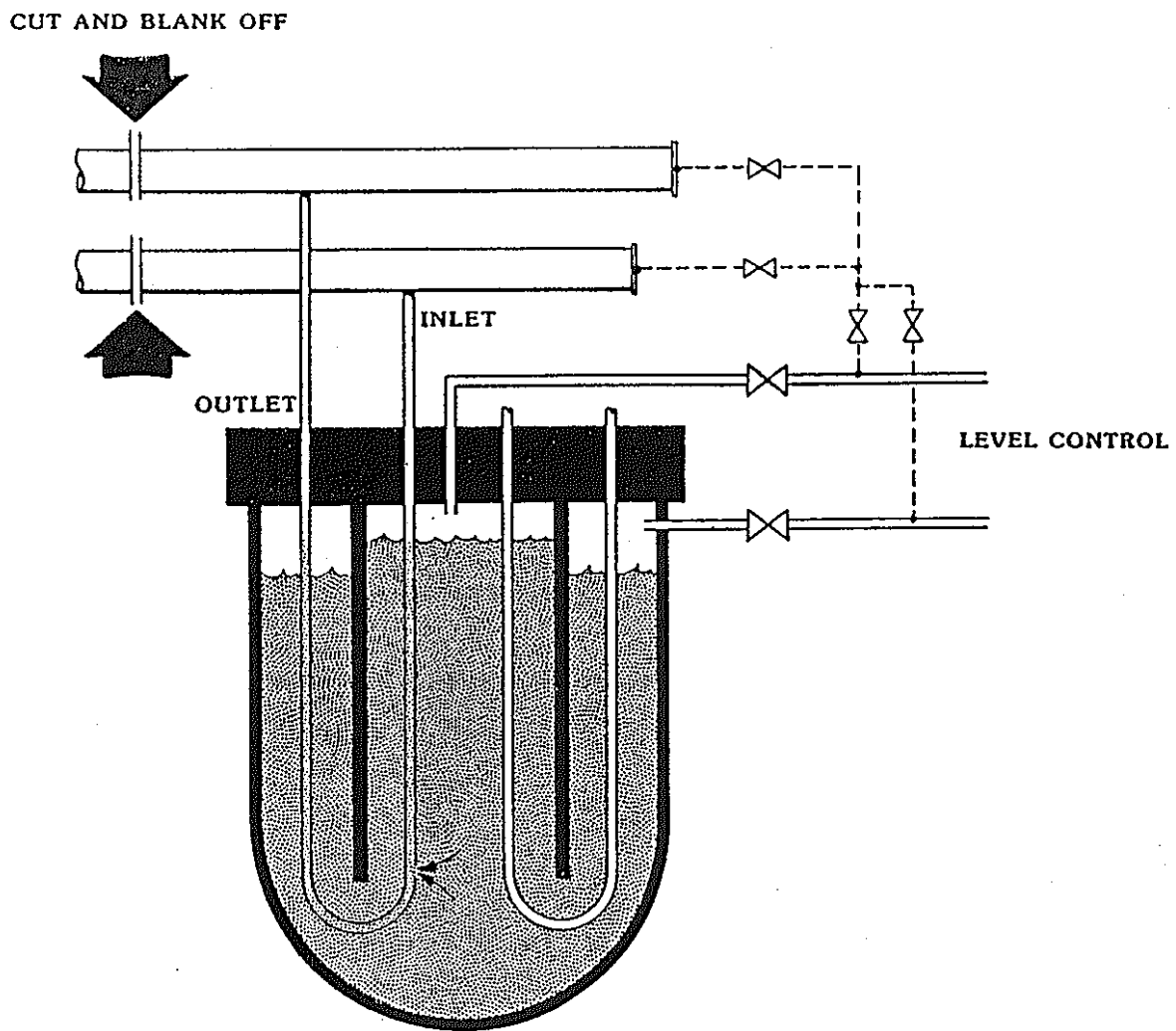


Fig. 7-1-2-2

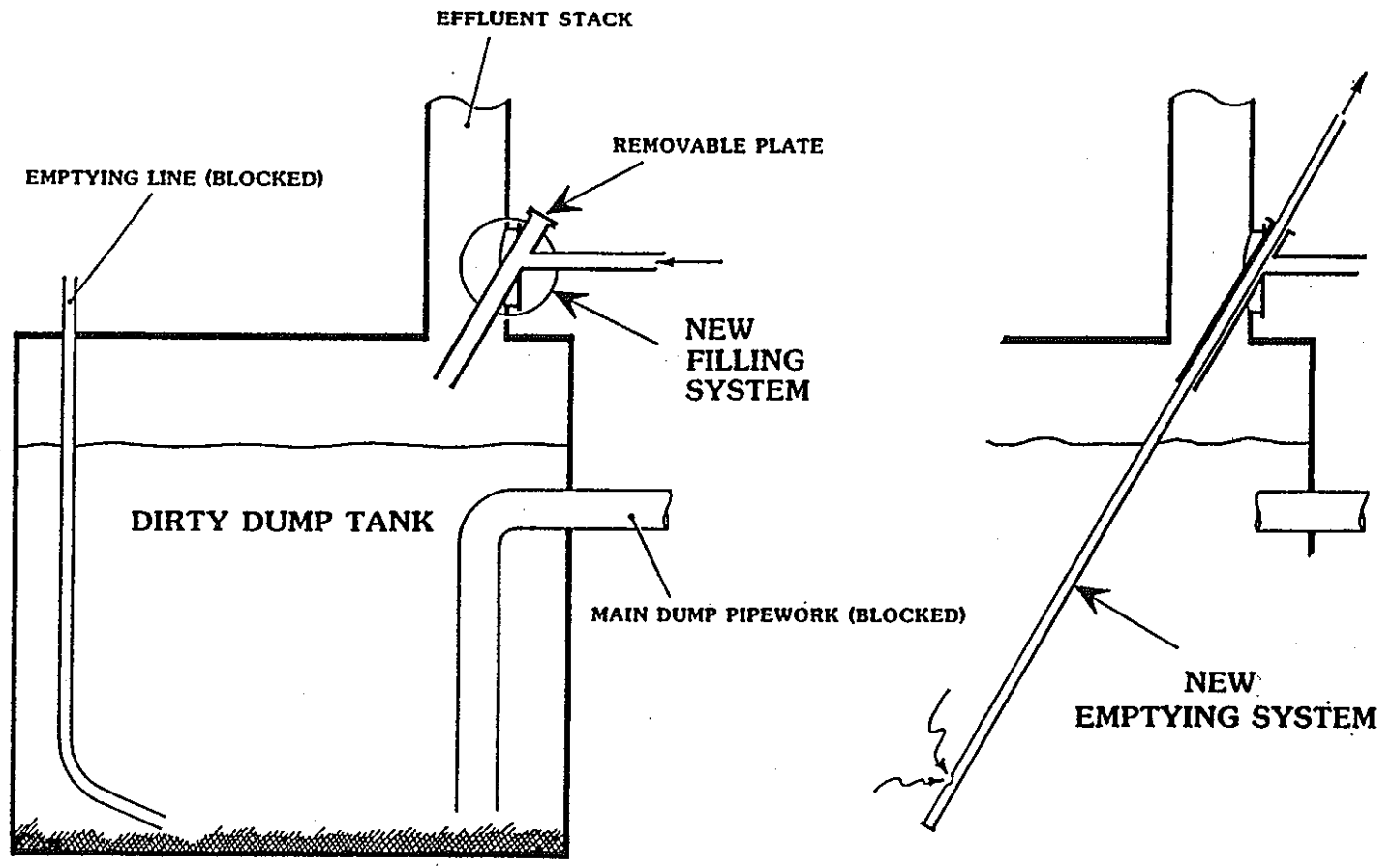


Fig. 7-1-2-3

SUPERHEATER 2 TUBE LEAK AND SUBSEQUENT CLEANUPS

- ① LEAK EVENT**
- ② REQUIREMENT TO CLEAN UP CIRCUIT**
- ③ METHODS OF CLEANING UP THE SODIUM**
- ④ BLOCKING DIP LINES**
- ⑤ SUPERHEATER GAS PIPEWORK AND
BURSTING DISC BLANKS**
- ⑥ SODIUM FILLS AND CLEANUPS**
- ⑦ SODIUM LEAK AT REHEATER**
- ⑧ FUTURE PROGRAMME**

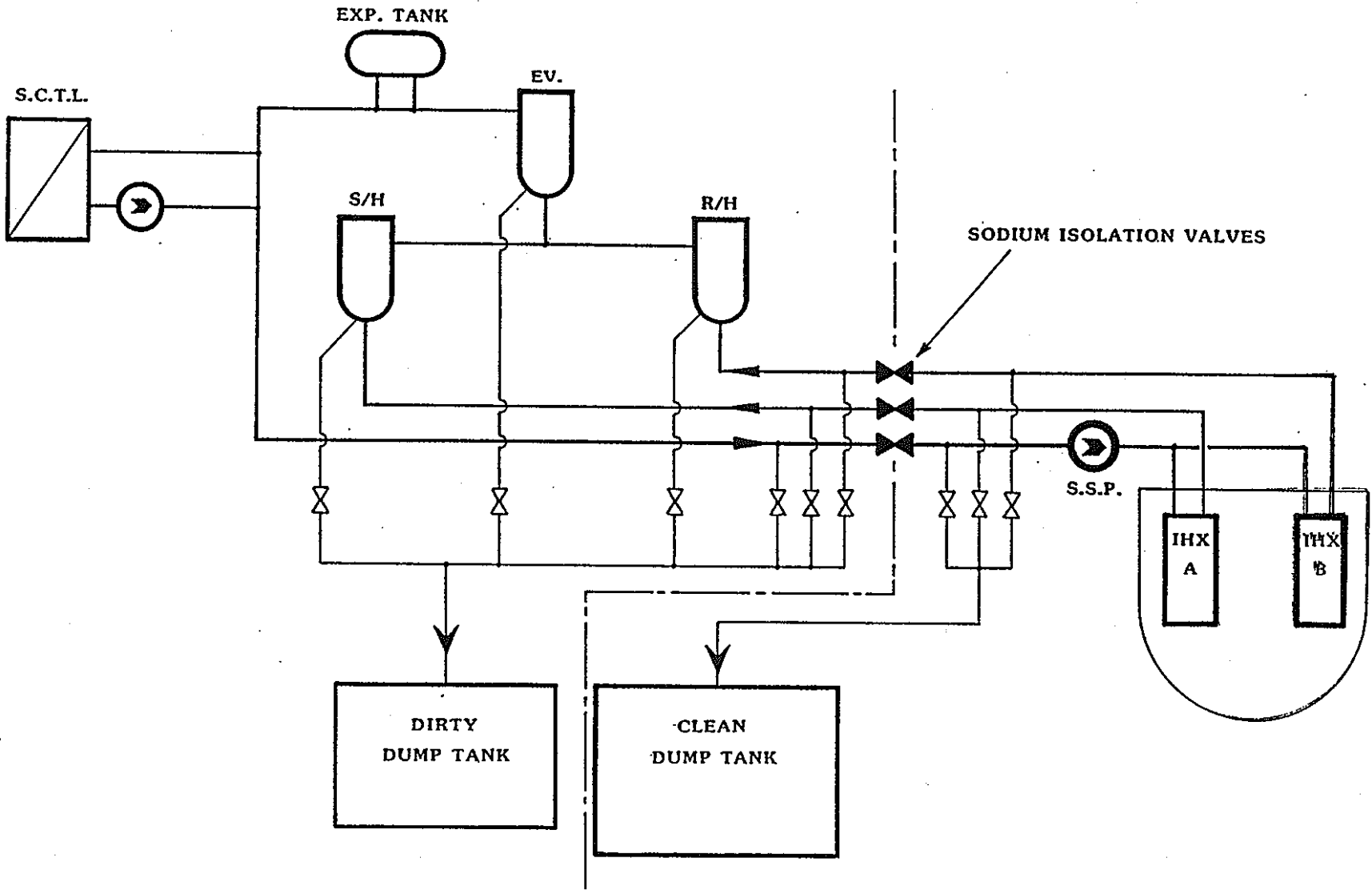


Fig. 7-1-2-5

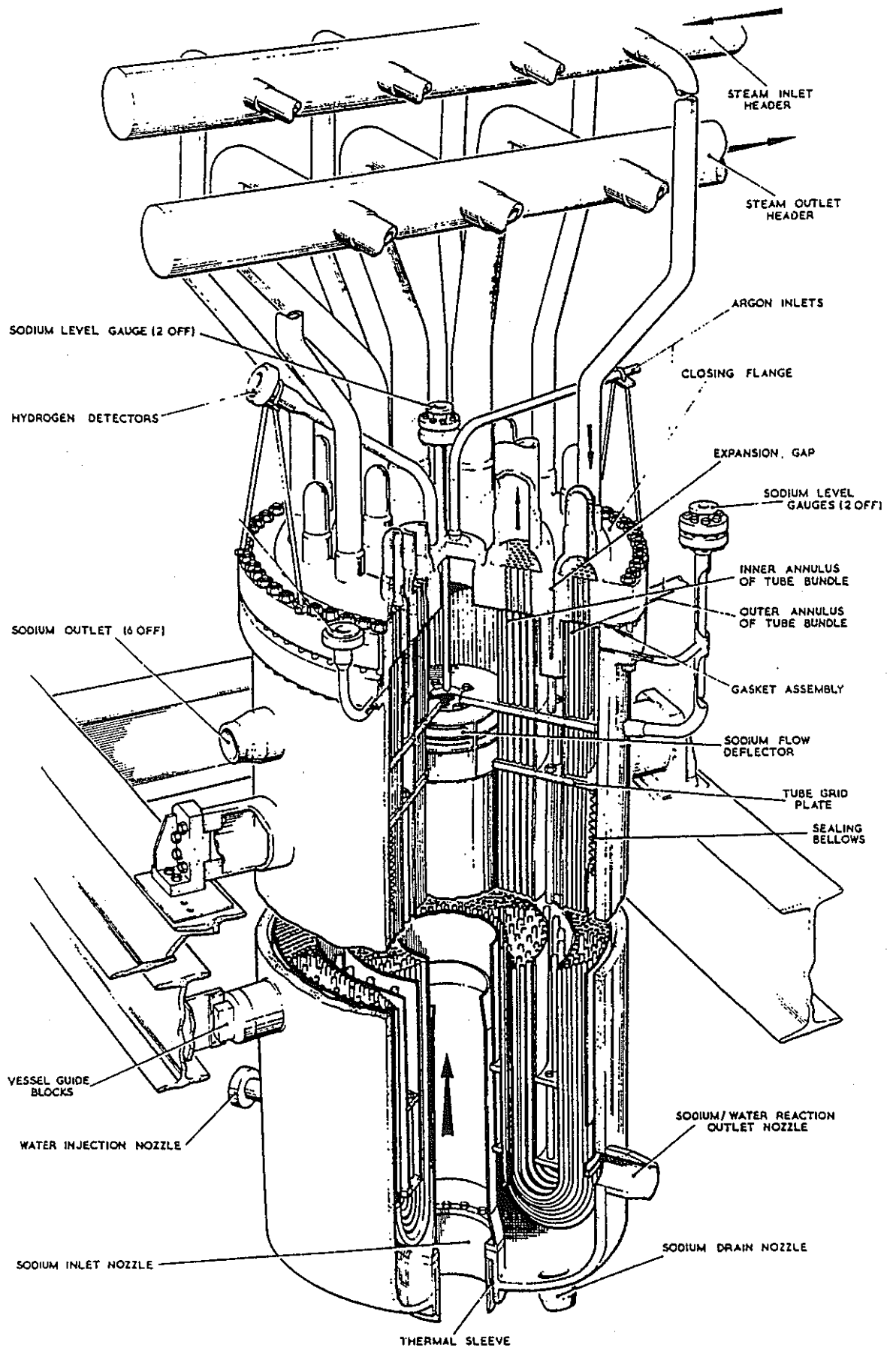
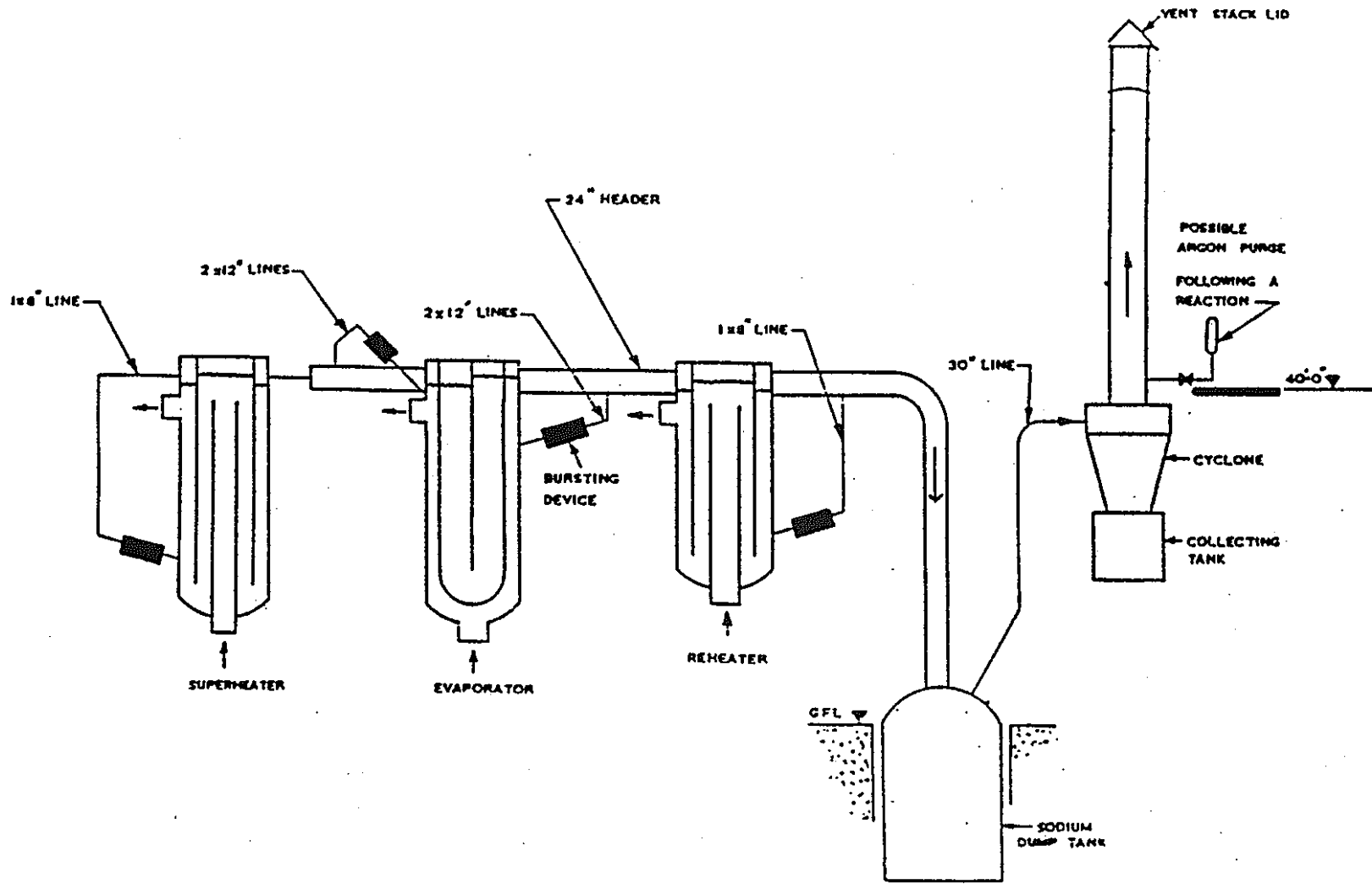


Fig. 7-1-2-6

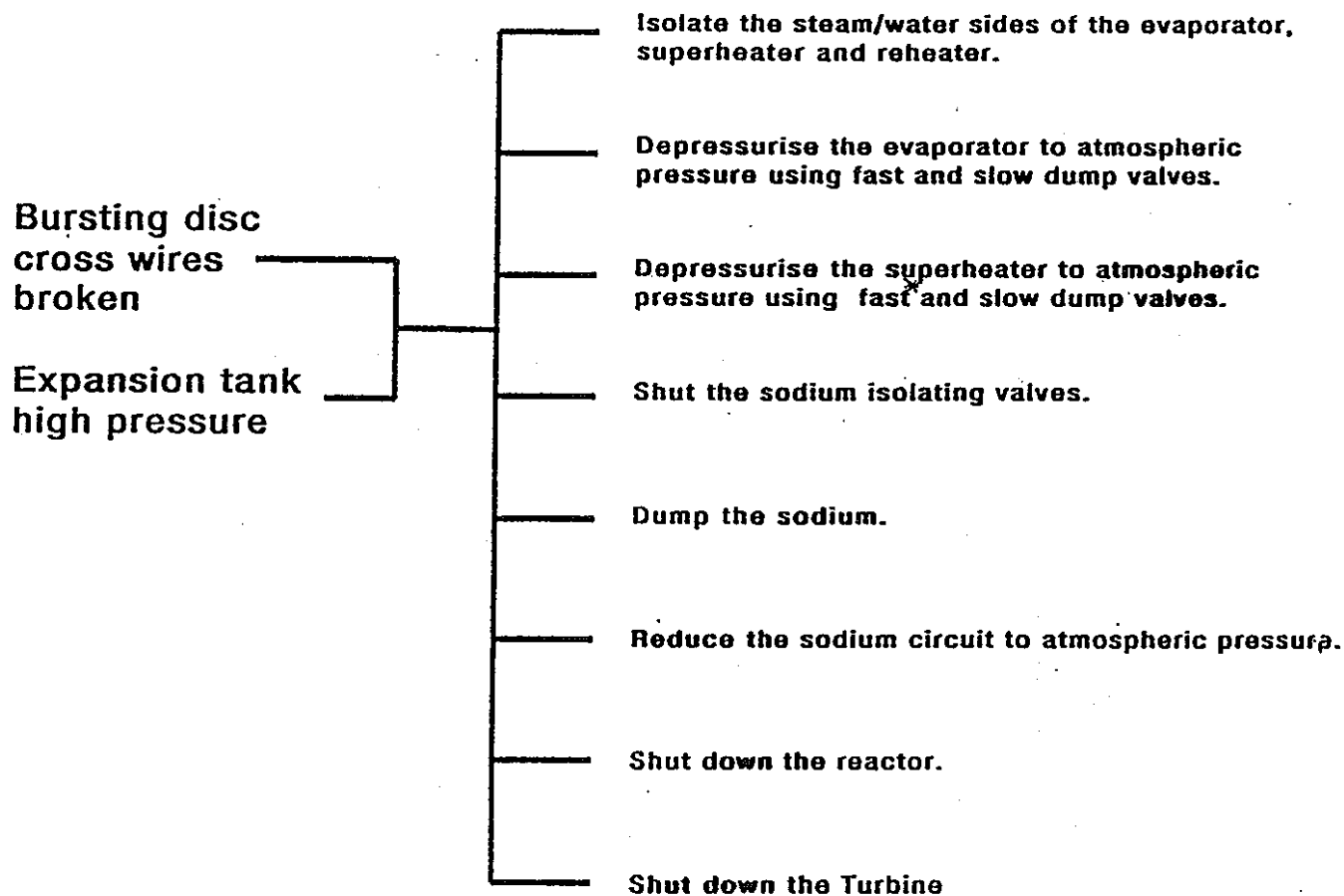


SODIUM EFFLUENT SYSTEM

Sequence of Events

TIME	EVENT
09:40:00	Dip in Superheater level (thought to be connected with trip)
09:43:27	First change in IHX flow
09:43:31	First recorded change in expansion tank pressure (to 1.7 bar)
09:43:34	Changes in pump cover gas pressure
09:43:34	Changes in levels in all vessels except superheater outlet
09:43:35	Hydrogen detected by bulk phase katherometers. (this time has been corrected for estimated response time of the detection system).
09:43:38	Further Changes in IHX flow
09:43:43	Changes in expansion tank pressure to 1.9 bar
09:43:44	First expansion tank pressure switch fired (2.28 bar)
09:43:45	Change in expansion tank level
09:43:46	Further changes in vessel levels Sodium detected in SH bursting disc interspace
09:43:48	Bursting disc X wire trip
09:43:49	Sodium detected in RH and Evap 4 bursting disc interspace
09:43:52	Sodium detected in Evap 3 bursting disc interspace

OUTLINE OF THE AUTOMATIC PROTECTION SYSTEM THAT OPERATES IN THE EVENT OF A LARGE SODIUM WATER REACTION



* not fitted at time of incident

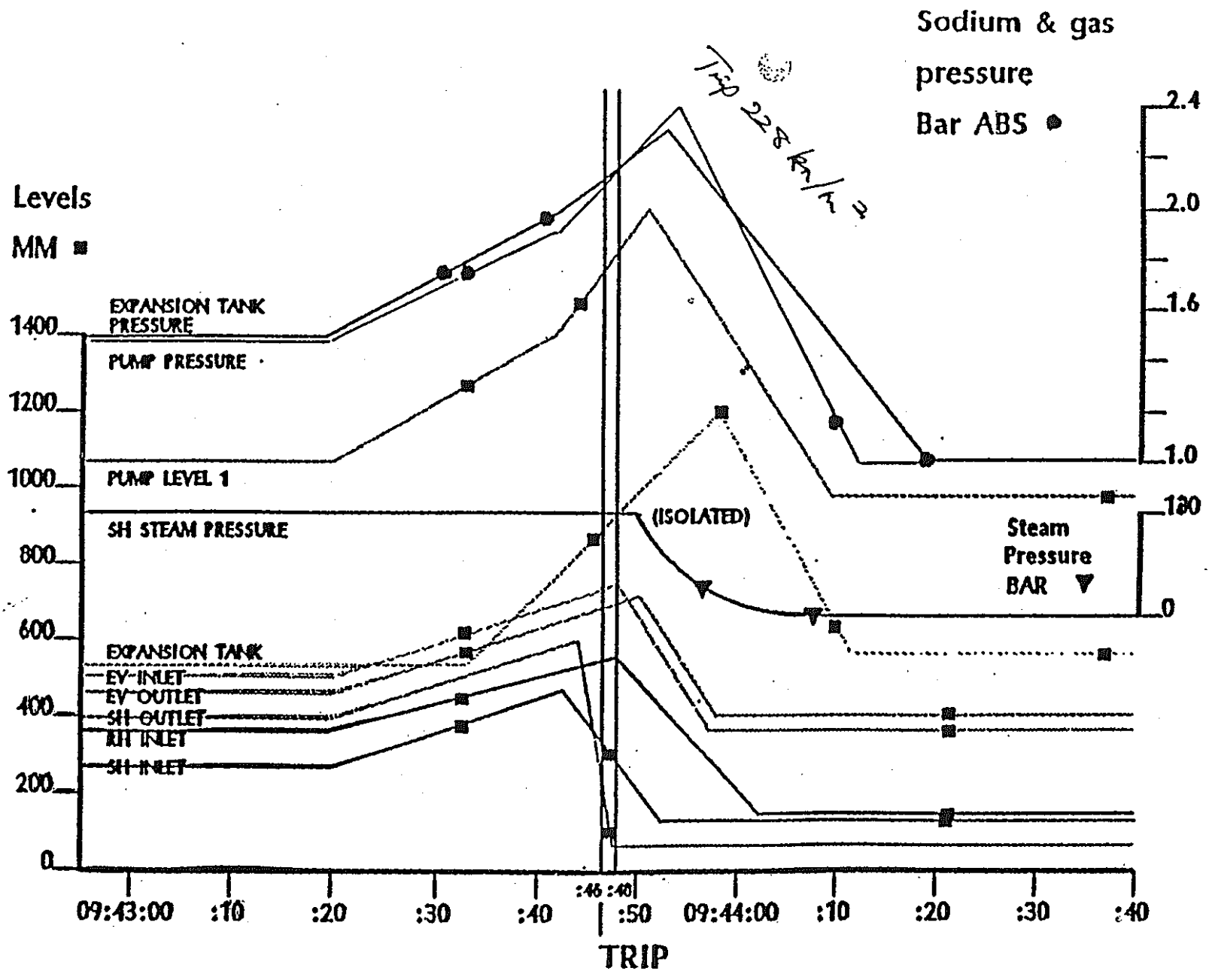


Fig. 7-1-2-10

Cover Note FIGURE

9010-210

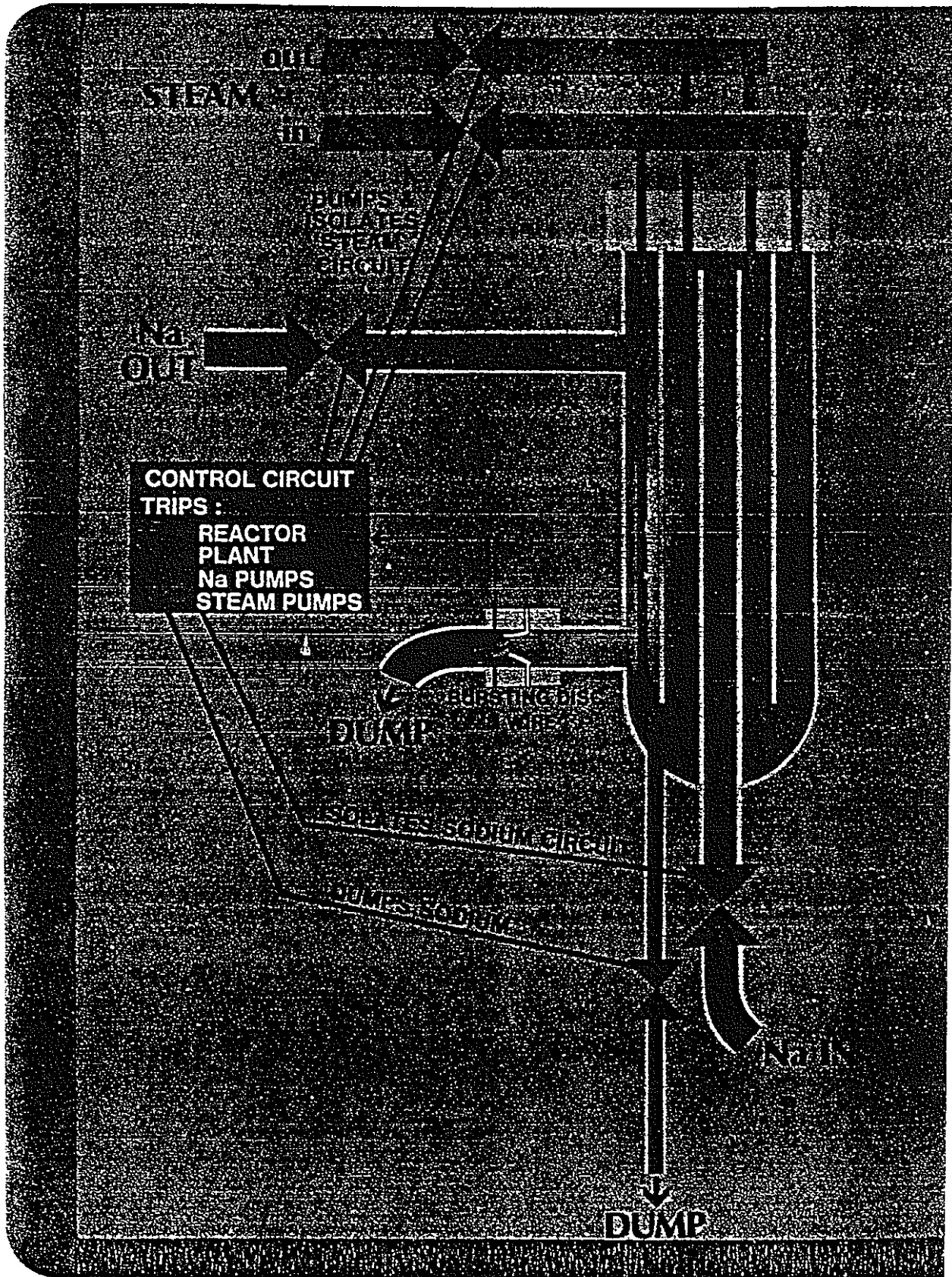


Fig. 7-1-2-11

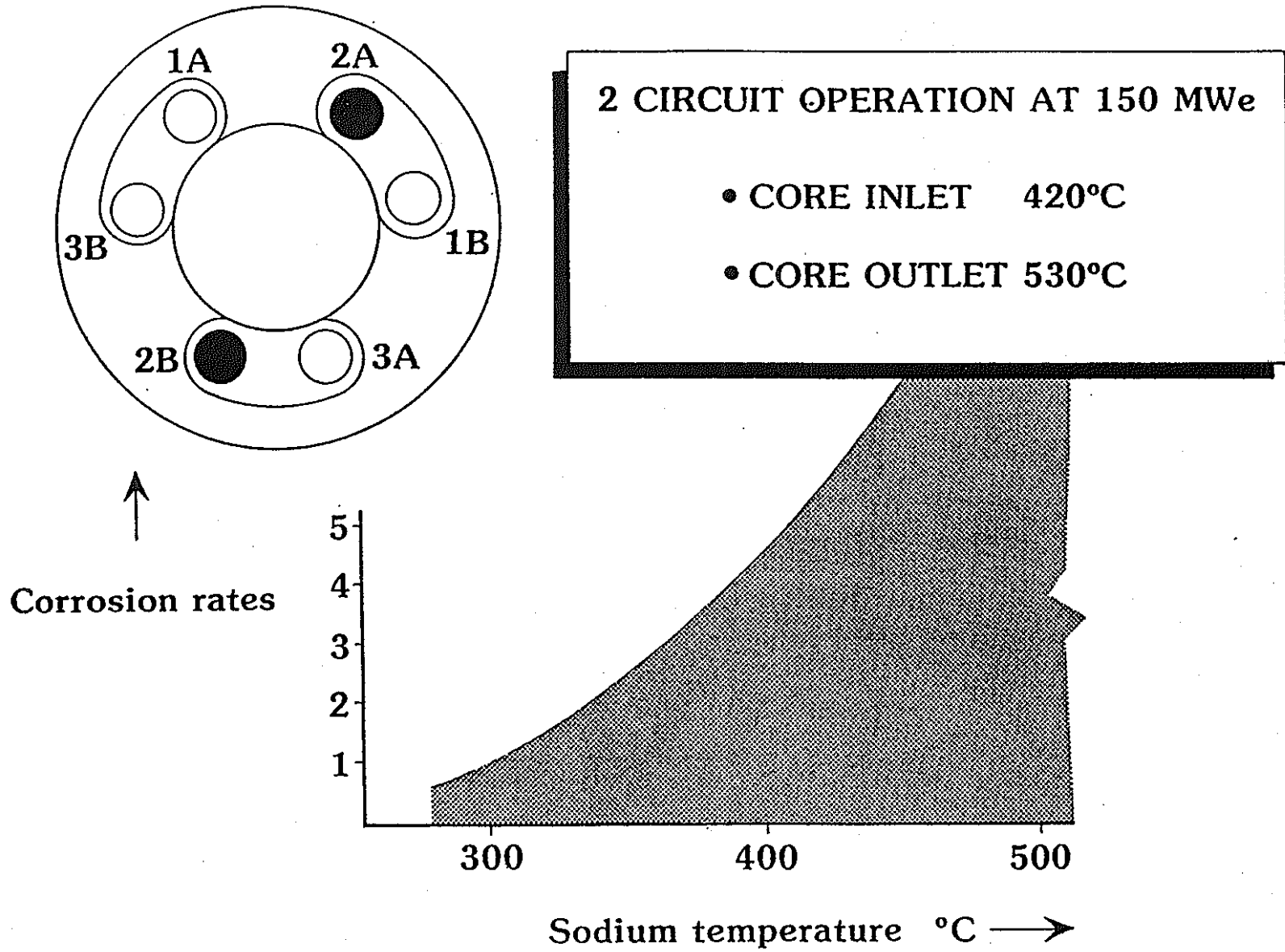


Fig. 7-1-2-12

7-1-3 Calculation of Event including
description of ARK code

1. DESCRIPTION OF THE ARK CODE
2. RESULTS OF ARK CALCULATIONS TO DETERMINE THE LEAKRATE HISTORY DURING THE FIRST PHASE OF THE SH₂ LEAK
3. RESULTS OF CALCULATIONS TO DETERMINE THE IHX PRESSURES EXPERIENCED DURING THE SH₂ LEAK
4. DESCRIPTION OF THE CALCULATIONS CARRIED OUT TO INVESTIGATE THE EFFECTS OF MULTIPLE TUBE RUPTURES IN AN EVAPORATOR
5. DESCRIPTION OF THE WORK IN HAND TO PRODUCE A FULLY QUALITY ASSURED VERSION OF THE ARK CODE

DESCRIPTION OF THE ARK CODE

1-D MODELLING OF A NETWORK OF PIPES AND
COMPONENTS

FLUIDS MODELLED: LIQUID - INCOMPRESSIBLE
GAS - INCOMPRESSIBLE
IN FIRST VERSION
- COMPRESSIBLE
IN CURRENT VERSION
TWO-PHASE - INCOMPRESSIBLE
IN FIRST VERSION
- COMPRESSIBLE
IN CURRENT VERSION

INTERFACES BETWEEN DIFFERENT ZONES OF FLUID ARE
TRACKED THROUGH CIRCUIT

NO MIXING BETWEEN ZONES WITHIN A PIPE

GAS AND LIQUID MIXING AT A JUNCTION MIX
TO FORM A HOMOGENEOUS TWO-PHASE MIXTURE
DOWNSTREAM

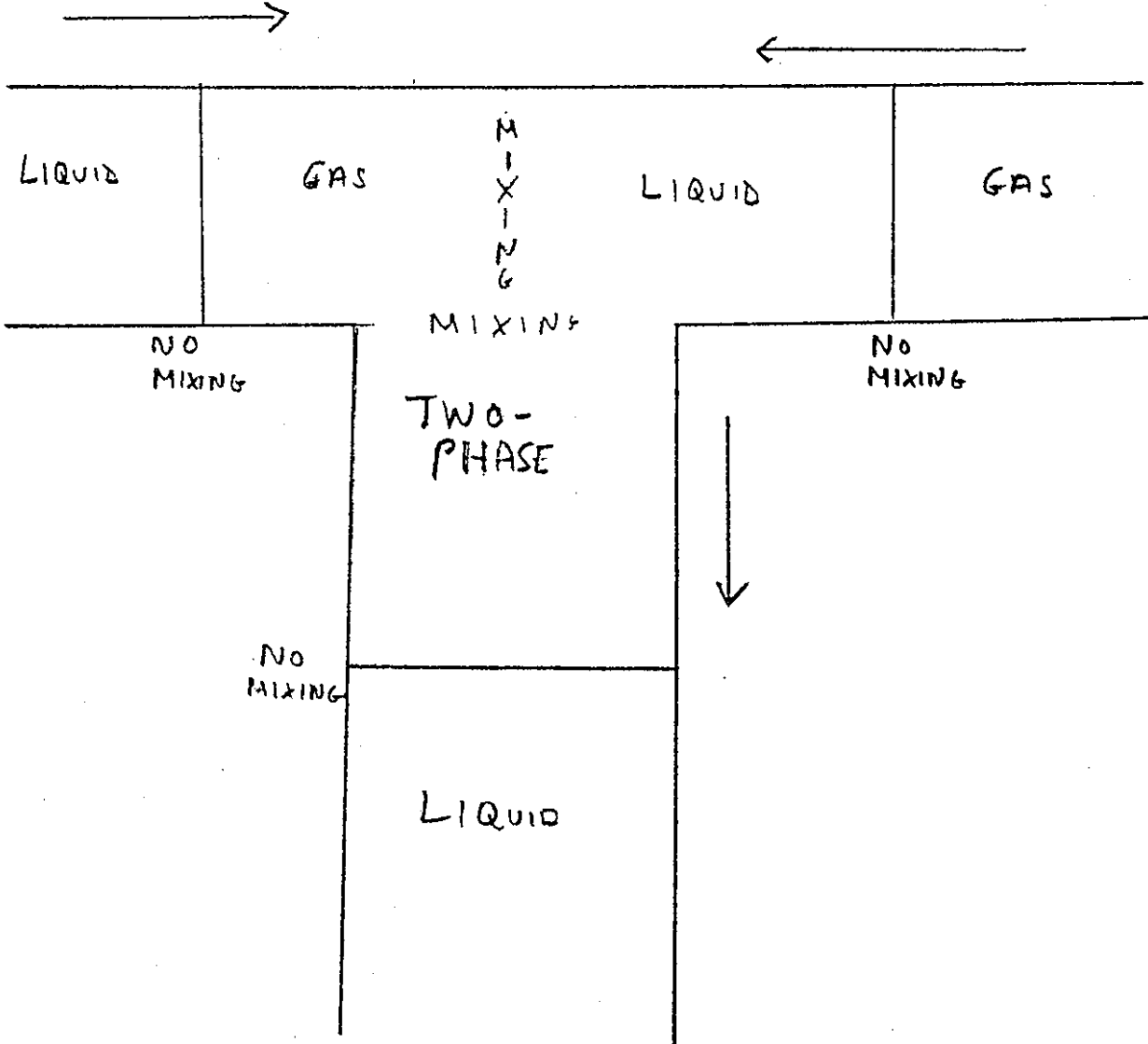


Fig. 7-1-3-3

COMPONENTS MODELLED: PIPES
GAS SPACES
VALVES
PUMP
BURSTING DISCS
CONSTANT PRESSURE
SOURCES/SINKS
SODIUM-WATER REACTIONS:
CHOICE OF REACTION
CHOICE OF GAS TEMPERATURE
STEAM DUMP MODELLED
EFFECT OF CHANGE IN
SODIUMSIDE AND
STEAMSIDE PRESSURES ON
LEAKRATE CALCULATED
GASES IN GAS SPACES OR PRODUCED BY LEAKS CAN
BE ISOTHERMAL OR ADIABATIC

RESULTS OF ARK CALCULATIONS TO DETERMINE
THE LEAKRATE HISTORY DURING THE FIRST
PHASE OF THE SH2 LEAK

MODELLING ASSUMPTIONS:

INITIAL GAS SPACE VOLUMES IN THE CIRCUIT
WERE AS INDICATED FROM THE PFR PDR
DATA FOR THE PERIOD PRIOR TO THE LEAK EVENT

THE SECONDARY CIRCUIT PUMP WAS DELIVERING
ITS NOMINAL FULL SPEED HEAD

THE LEAK WAS SITUATED IN THE INLET OF THE
SUPERHEATER

THE STEAM REACTED TO FORM HYDROGEN AT THE
SODIUM TEMPERATURE

THE HYDROGEN FORMED WAS ASSUMED TO BEHAVE
ISOTHERMALLY

HALF A MOLE OF HYDROGEN WAS PRODUCED FOR
EACH MOLE OF STEAM INJECTED [IE THE REACTION
OCCURRING WAS THAT TO FORM NaOH]

GAS SPACE VOLUMES AND PRESSURES AT THE TIME OF
THE SUPERHEATER 2 LEAK

EVAPORATOR	INLET	0.32	Cu m	2.24	BARS	ABS
	OUTLET	0.33	Cu m	1.67	BARS	ABS
SUPERHEATER	INLET	0.18	Cu m	3.18	BARS	ABS
	OUTLET	0.11	Cu m	2.71	BARS	ABS
REHEATER	INLET	0.09	Cu m	3.06	BARS	ABS
	OUTLET	0.12	Cu m	2.73	BARS	ABS
EXPANSION TANK		22.0	Cu m	1.52	BARS	ABS
PUMP TANK		3.25	Cu m	1.44	BARS	ABS

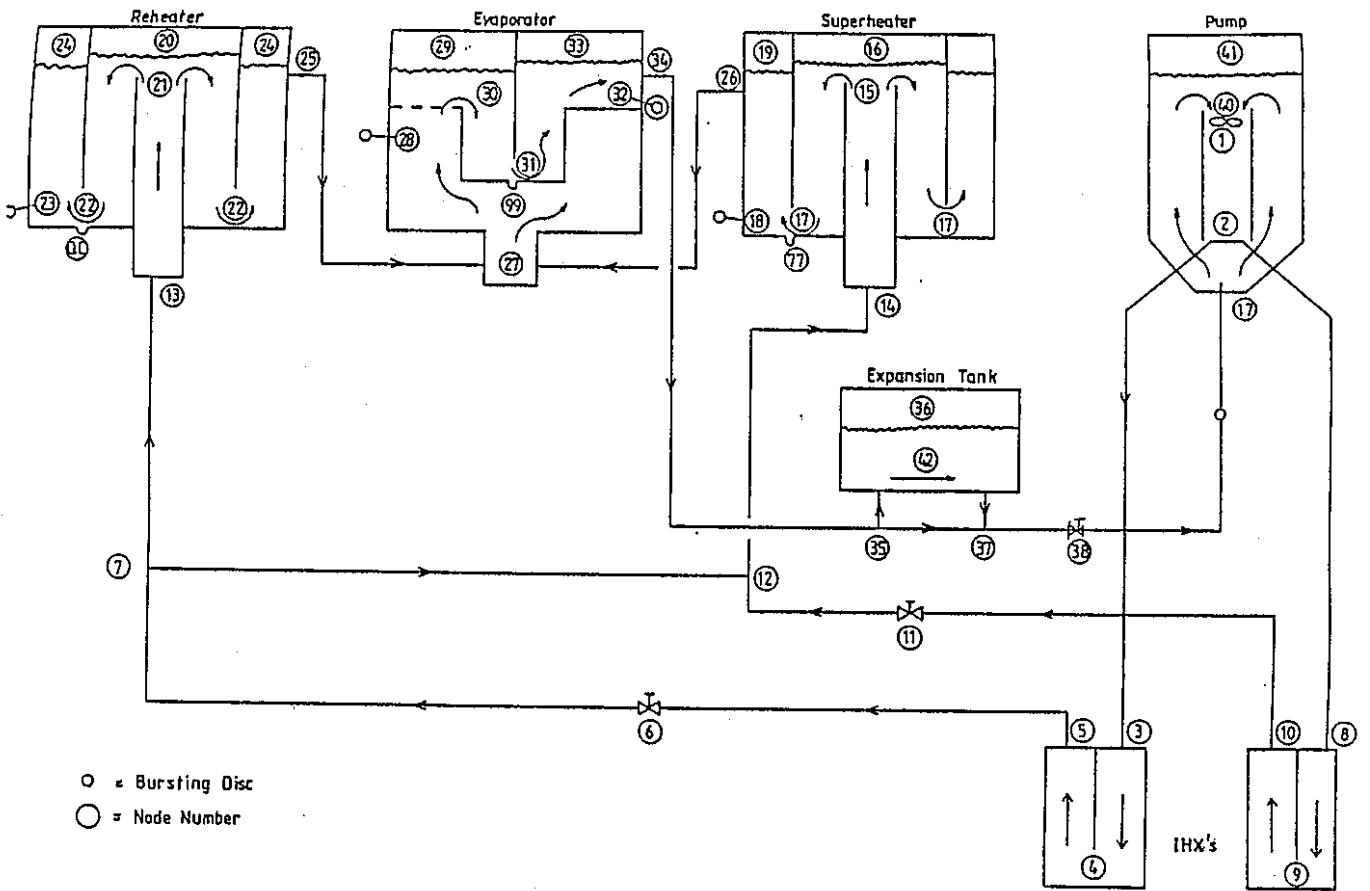


FIG. 2 SECONDARY CIRCUIT MODEL

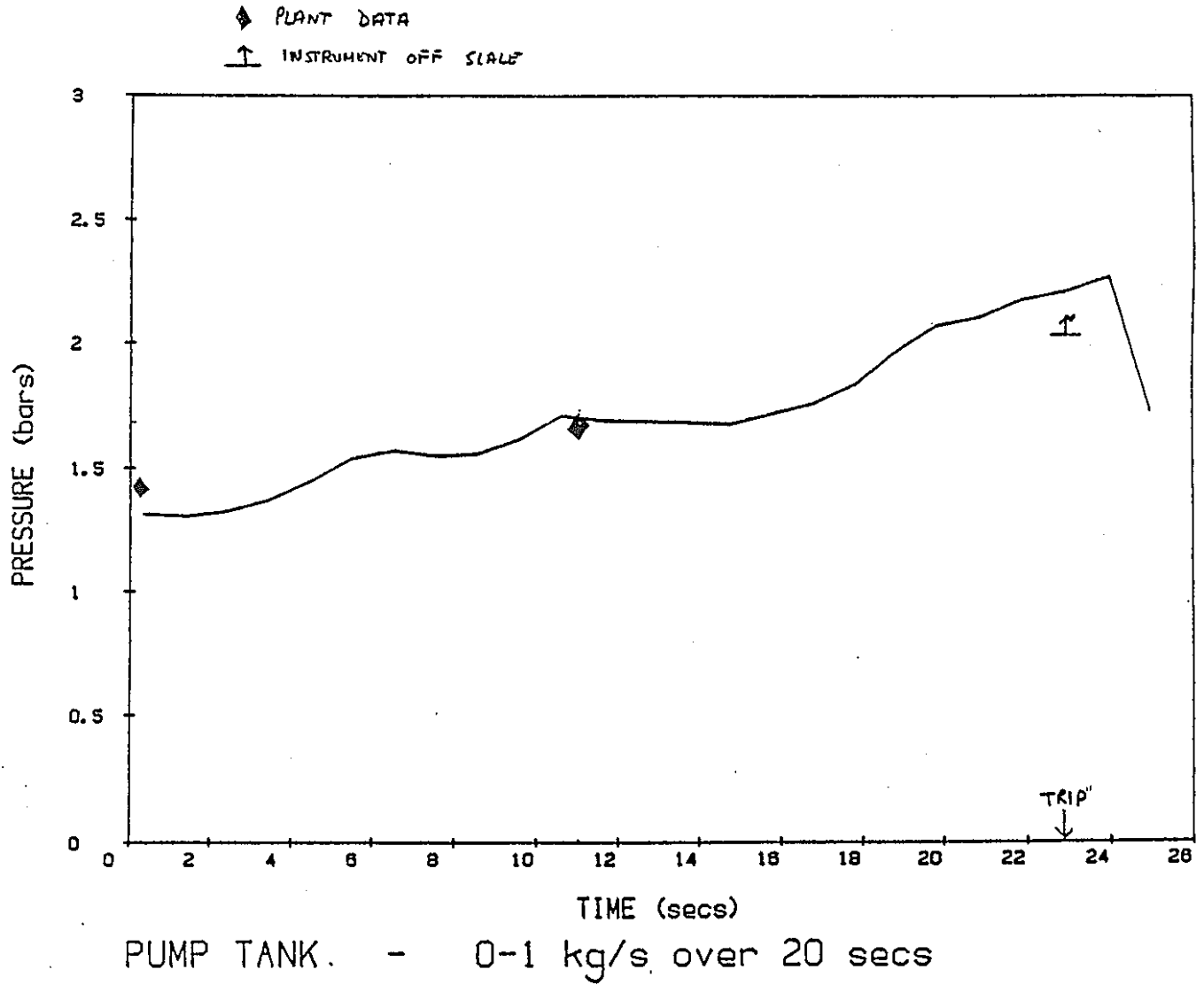


Fig. 7-1-3-8

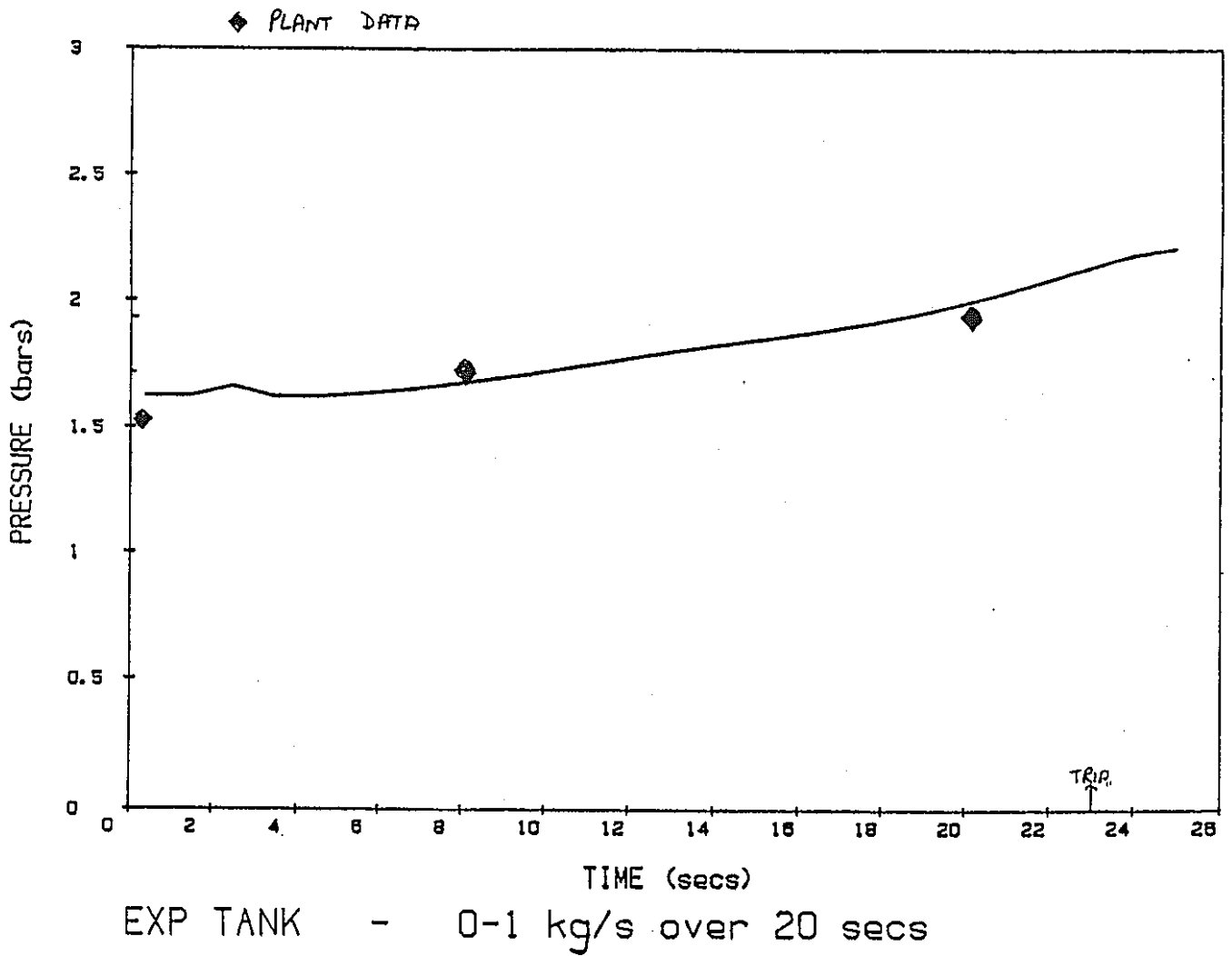


Fig. 7-1-3-9

RESULTS OF THE CALCULATIONS :

DUE TO THE FACT THAT THERE IS VERY LIMITED PLANT DATA IT IS NOT POSSIBLE TO BE DEFINITIVE

A LEAK GROWING FROM ESSENTIALLY ZERO TO 1 KG/S IN A PERIOD OF 20S AGREES REASONABLY WITH THE PLANT DATA: IE THE EXPANSION TANK AND PUMP TANK PRESSURES

SUCH A LEAK BEHAVIOUR IS PREDICTED BY ARK TO RUPTURE THE SUPERHEATER BURSTING DISC AFTER 23S WHICH IS IN REASONABLE AGREEMENT WITH THE ASSUMPTION THAT THIS PHASE OF THE LEAK LASTED FOR 26S

RESULTS OF CALCULATIONS TO DETERMINE THE IHX
PRESSURES EXPERIENCED DURING THE SH2 LEAK

MODELLING ASSUMPTIONS:

THE INDICATIONS DURING POST LEAK CLEAN-UP WERE
THAT THE MAJORITY OF THE STEAM INJECTED WAS
UNREACTED

THEREFORE IT WAS ASSUMED THAT THE GAS
PRESSURISING THE UNIT WAS UNREACTED
STEAM WHICH WAS ASSUMED TO REMAIN AT 773K-

THIS IS REGARDED AS BEING PESSIMISTIC-
IT IS EQUIVALENT TO ASSUMING THE NaOH REACTION
WITH HYDROGEN AT 1546K

IT WAS ASSUMED THAT THE FLOWRATE THROUGH A
FAILED TUBE WAS 1 KG/S AT THE FULL SUPERHEATER
PRESSURE OF 130 BARS

THE INITIAL MASS OF STEAM IN THE ISOLATED
SUPERHEATER WAS ASSUMED TO BE 160 KG

IT WAS ASSUMED THAT THE ONLY ESCAPE ROUTE FOR
STEAM WAS THROUGH FAILED TUBES INTO THE
SUPERHEATER-IE NO STEAM DUMP

IT WAS ASSUMED THAT THE LEAKRATE PER FAILED
TUBE WAS PROPORTIONAL TO THE STEAM PRESSURE
WHILST THE FLOW WAS CHOKED AND PROPORTIONAL
TO THE PRESSURE DIFFERENCE WHEN IT BECAME
UNCHOKED

THE STEAM PRESSURE WAS ASSUMED TO BE
PROPORTIONAL TO THE REMAINING MASS

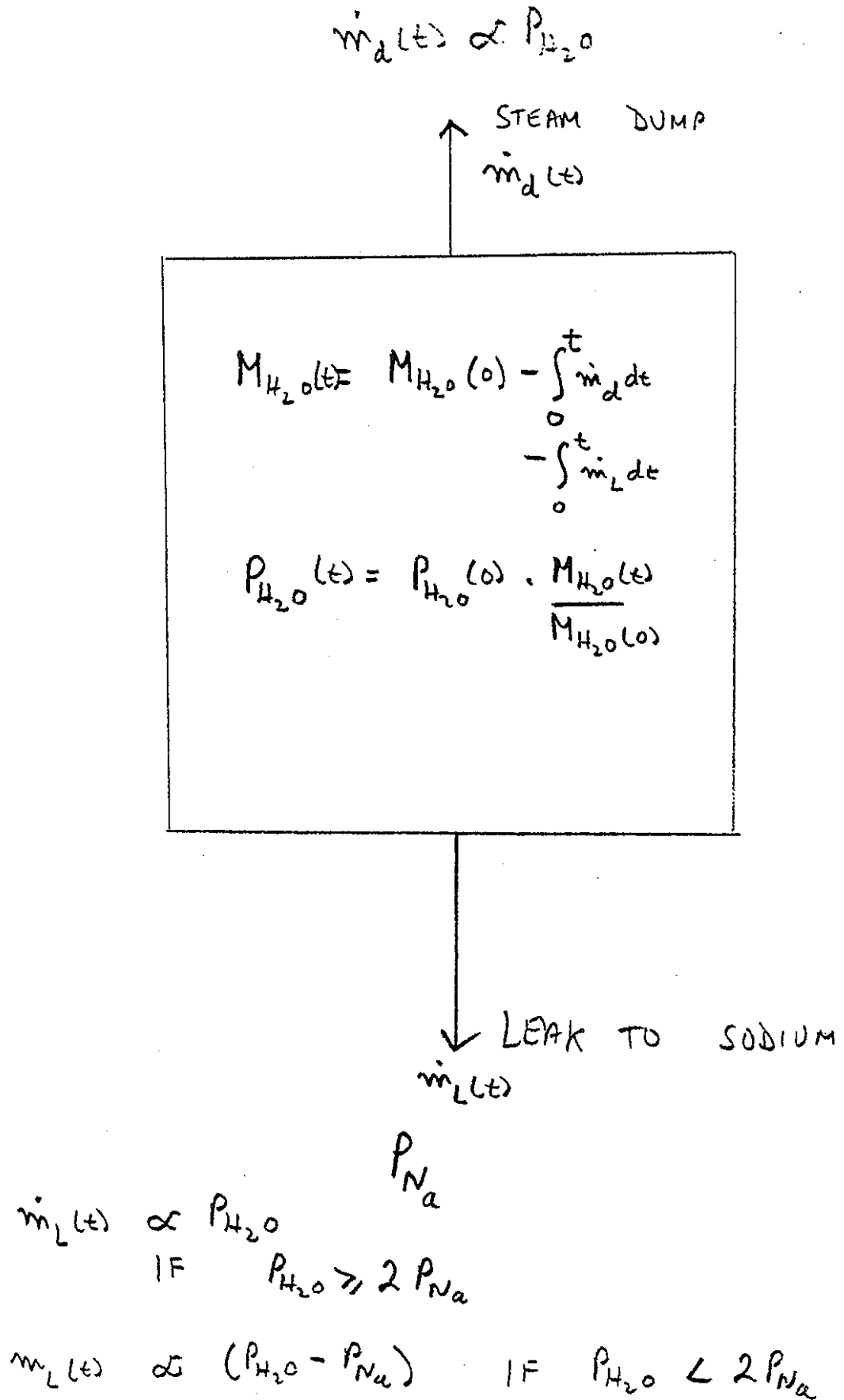


Fig. 7-1-3-12

TWO CASES WERE EXAMINED:

CASE 1: BEST ESTIMATE FINAL ESCALATION-
PRODUCES GOOD FIT TO STEAMSIDE
PRESSURE HISTORY- DESCRIBED IN
LIMET PAPER

CASE 2: PESSIMISTIC FINAL ESCALATION-
ASSUME 20 TUBES FAILED WITHIN
FIRST SECOND OF THE FINAL
ESCALATION

IN BOTH OF THESE CASES THE INITIAL PHASE WAS
MODELLED AS A LEAK GROWING FROM ZERO TO
1 KG/S OVER A PERIOD OF 4 S WITH THE FINAL
ESCALATION STARTING 9 S AFTER THE LEAK STARTS-

THIS IS A PESSIMISTIC INITIAL BEHAVIOUR -
BUT IT HAS LITTLE EFFECT ON THE PRESSURES
EXPERIENCED BY THE IHX DURING THE FINAL
ESCALATION-

THIS PESSIMISTIC INITIAL PHASE WAS CHOSEN
TO REDUCE THE LENGTH OF ARK CALCULATIONS
REQUIRED

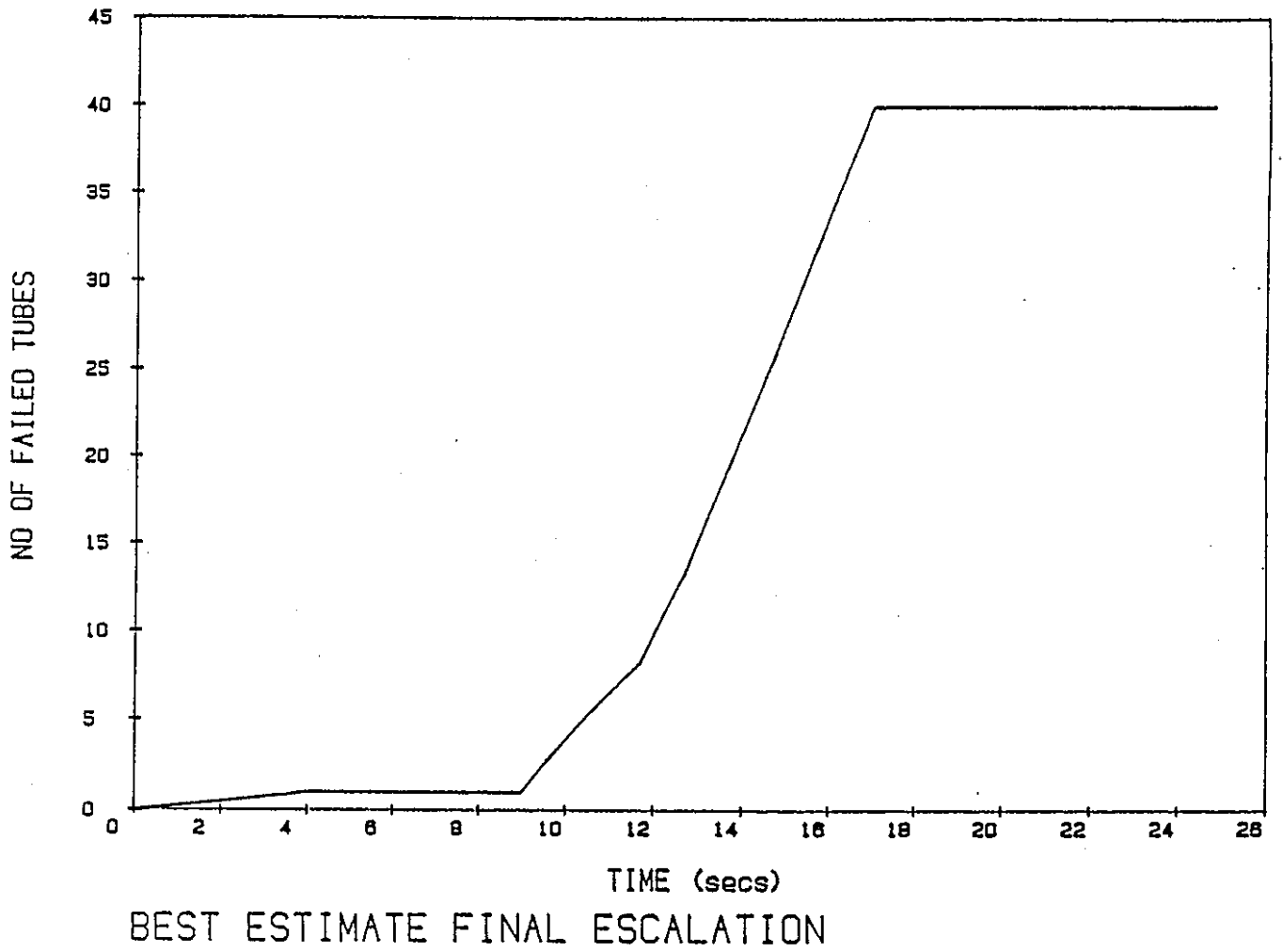


Fig. 7-1-3-14

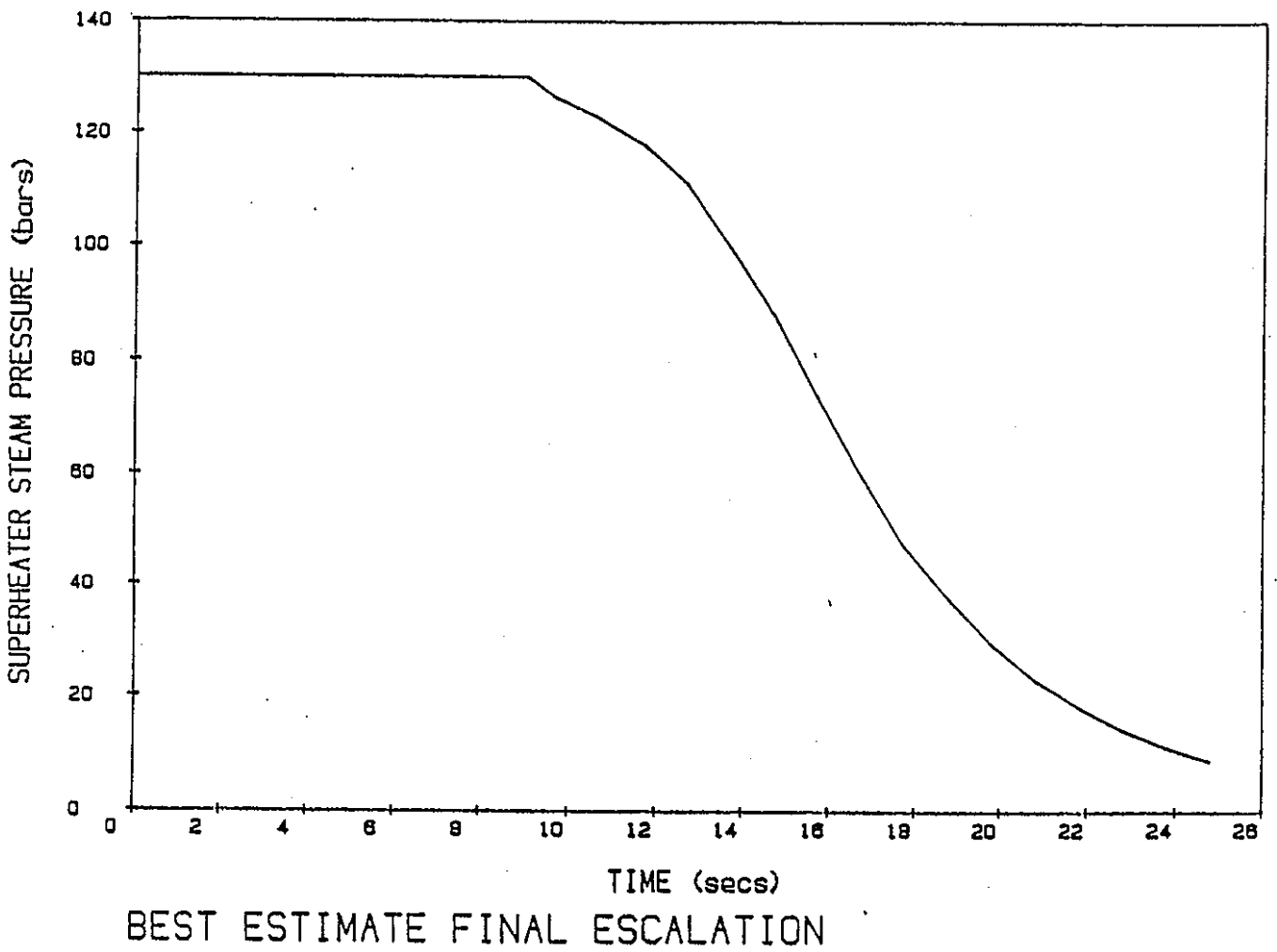


Fig. 7-1-3-15

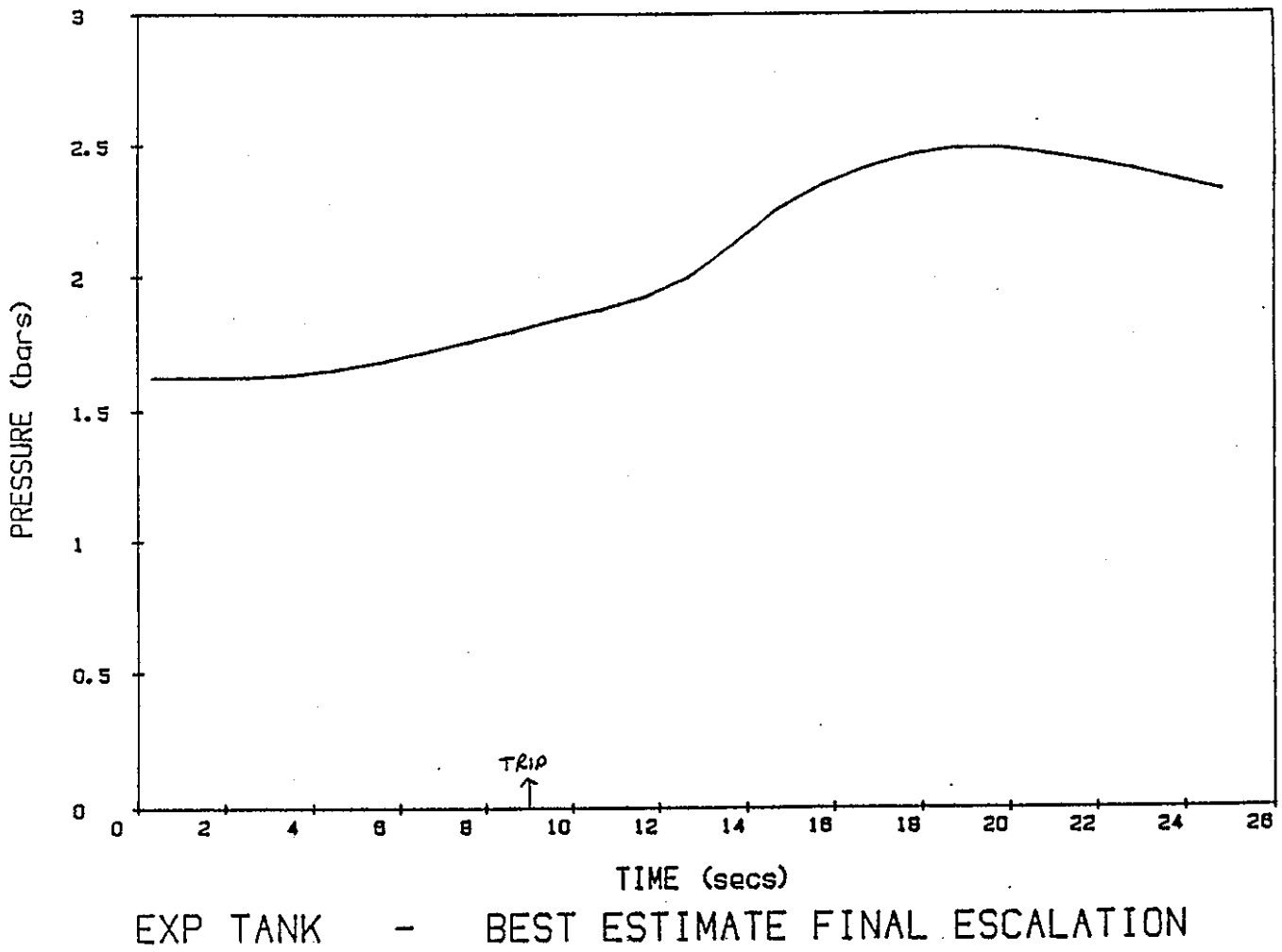
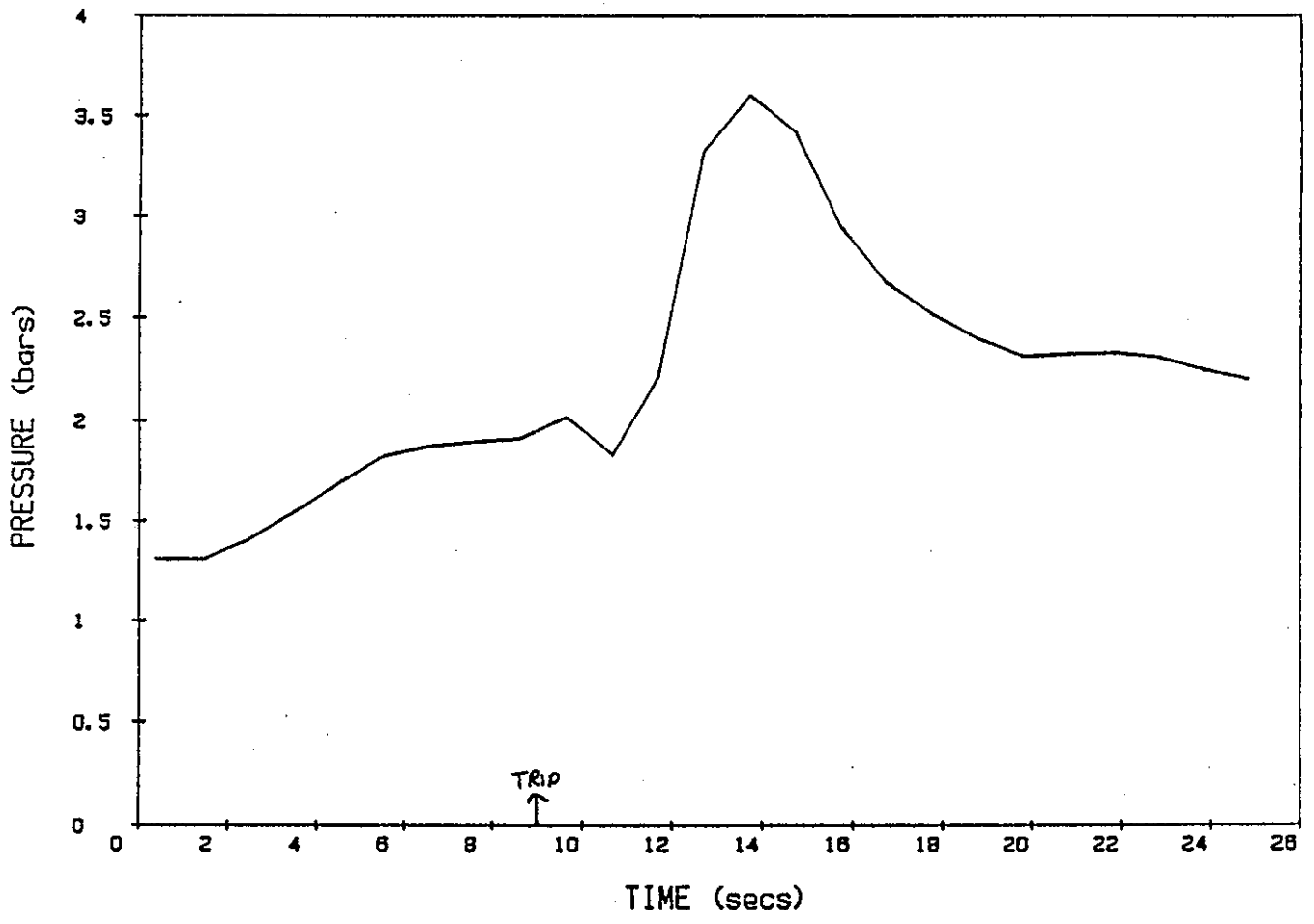


Fig. 7-1-3-16



PUMP TANK - BEST ESTIMATE FINAL ESCALATION

Fig. 7-1-3-17

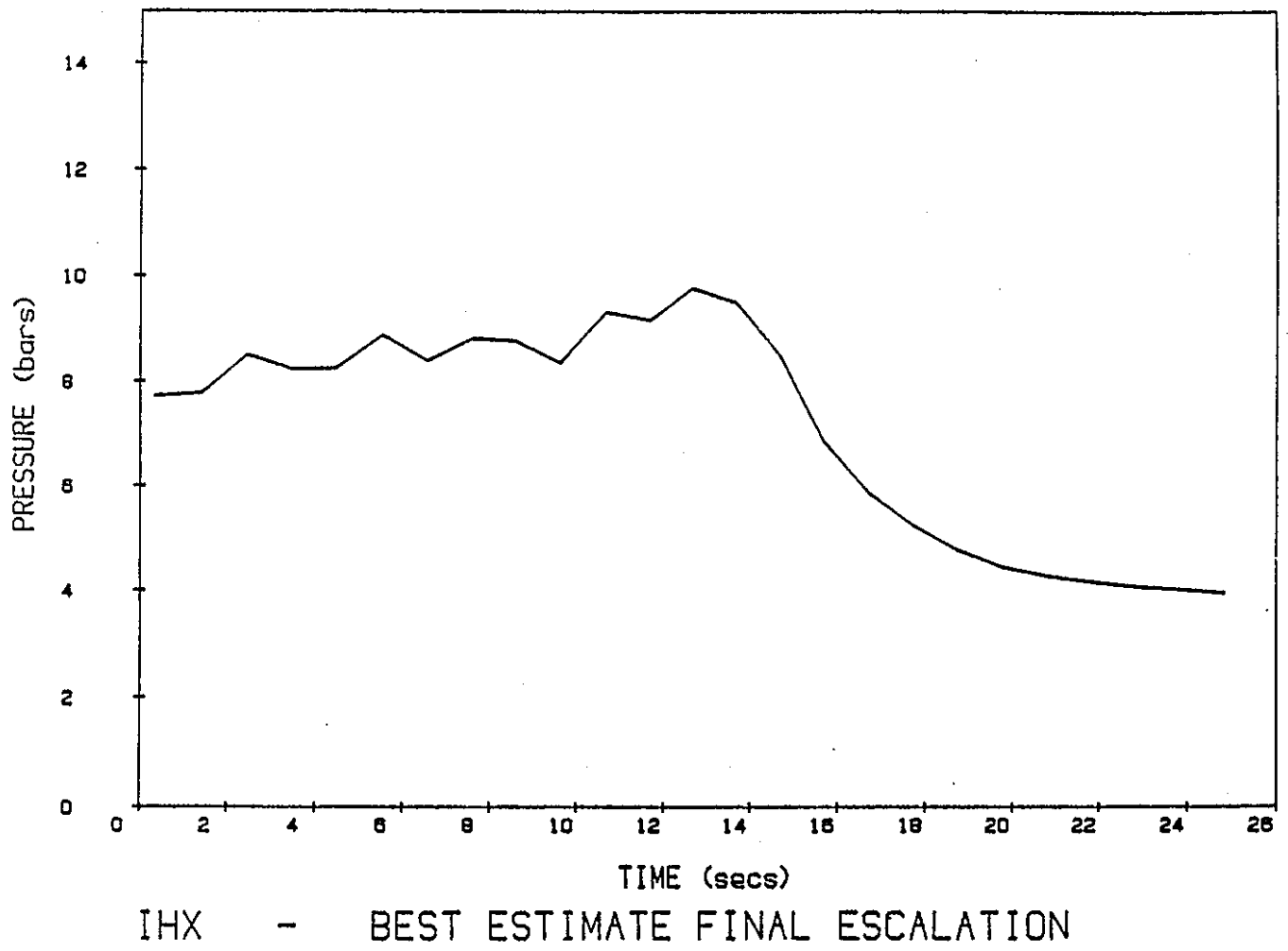


Fig. 7-1-3-18

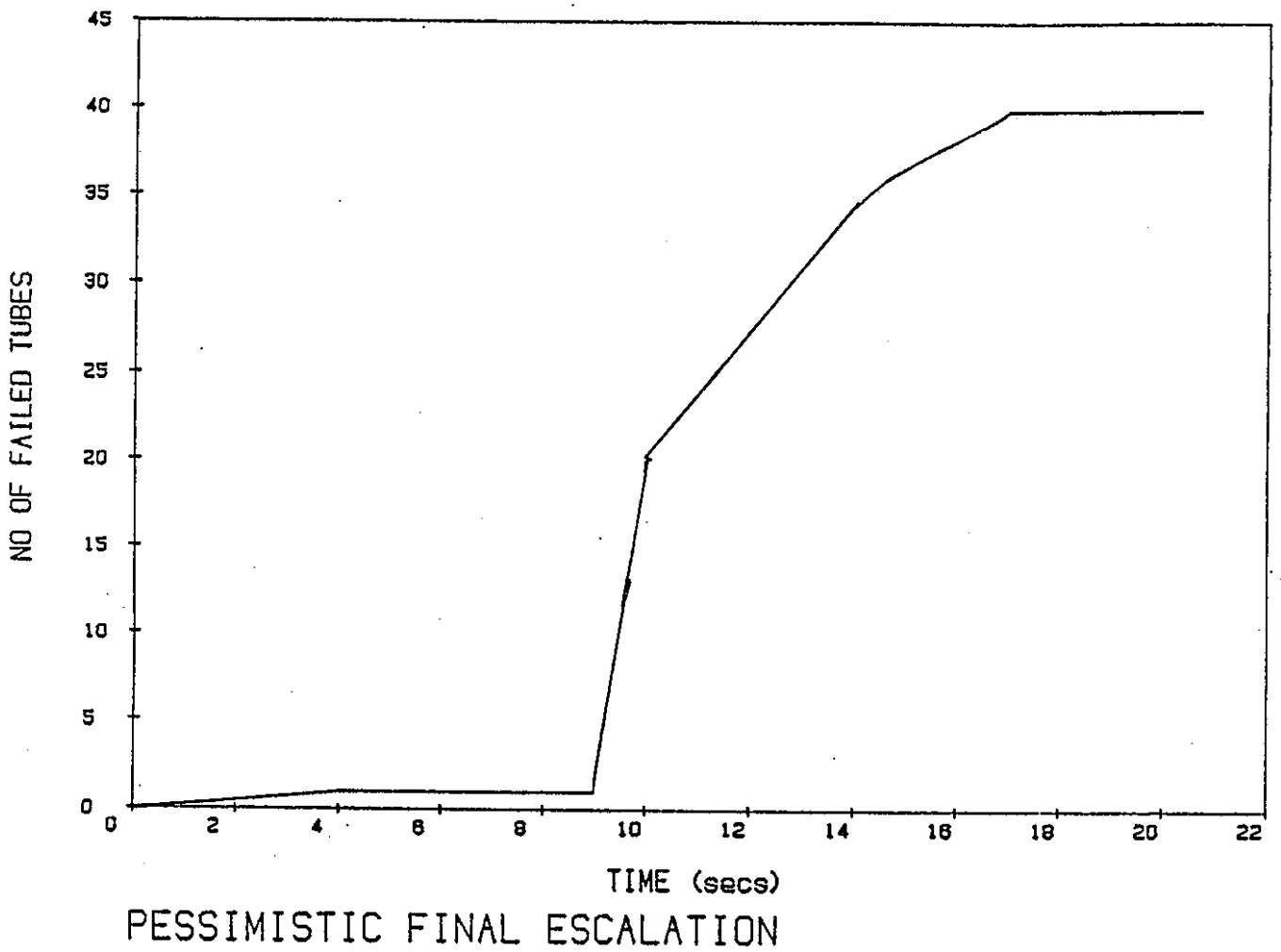


Fig. 7-1-3-19

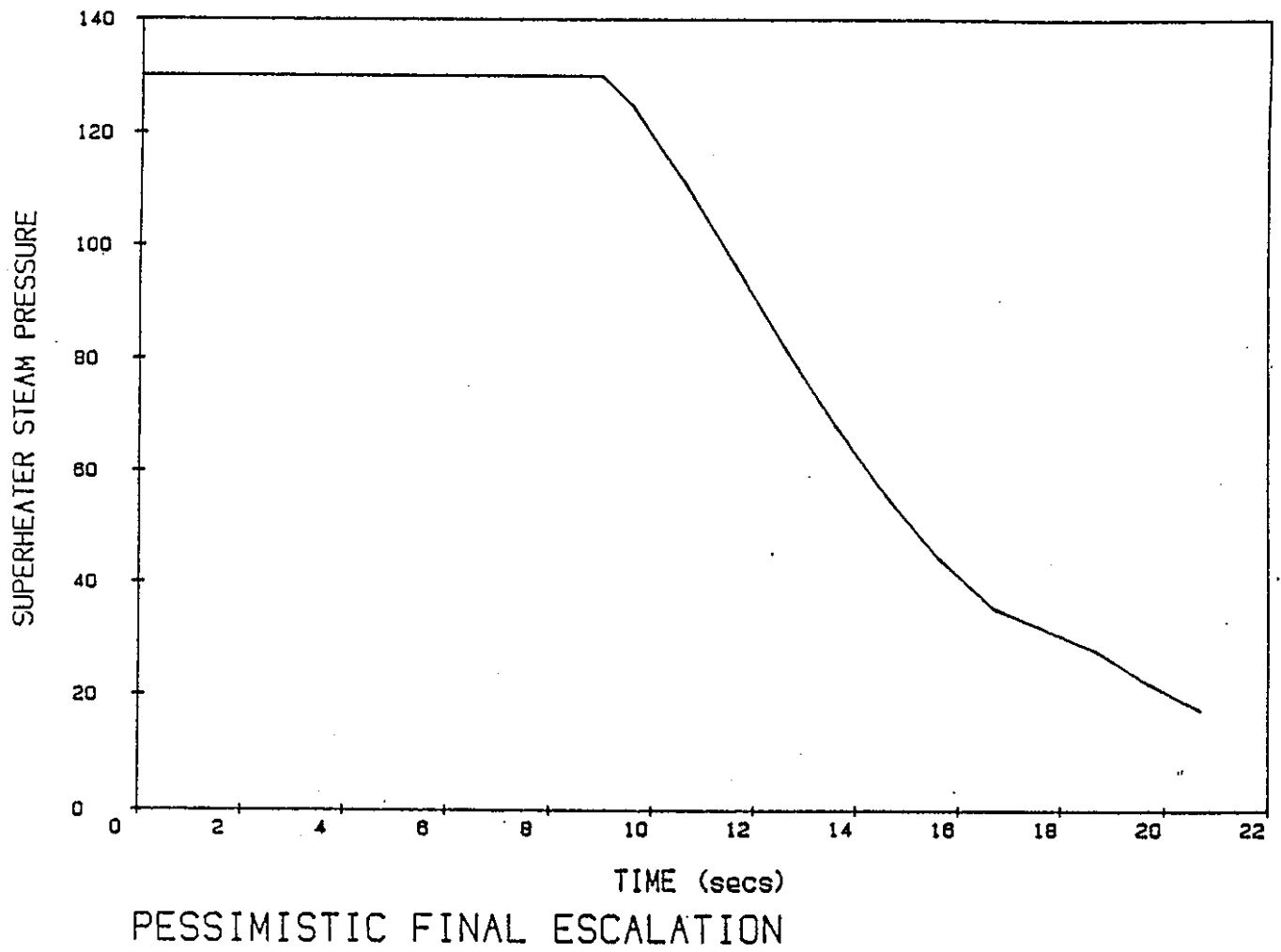


Fig. 7-1-3-20

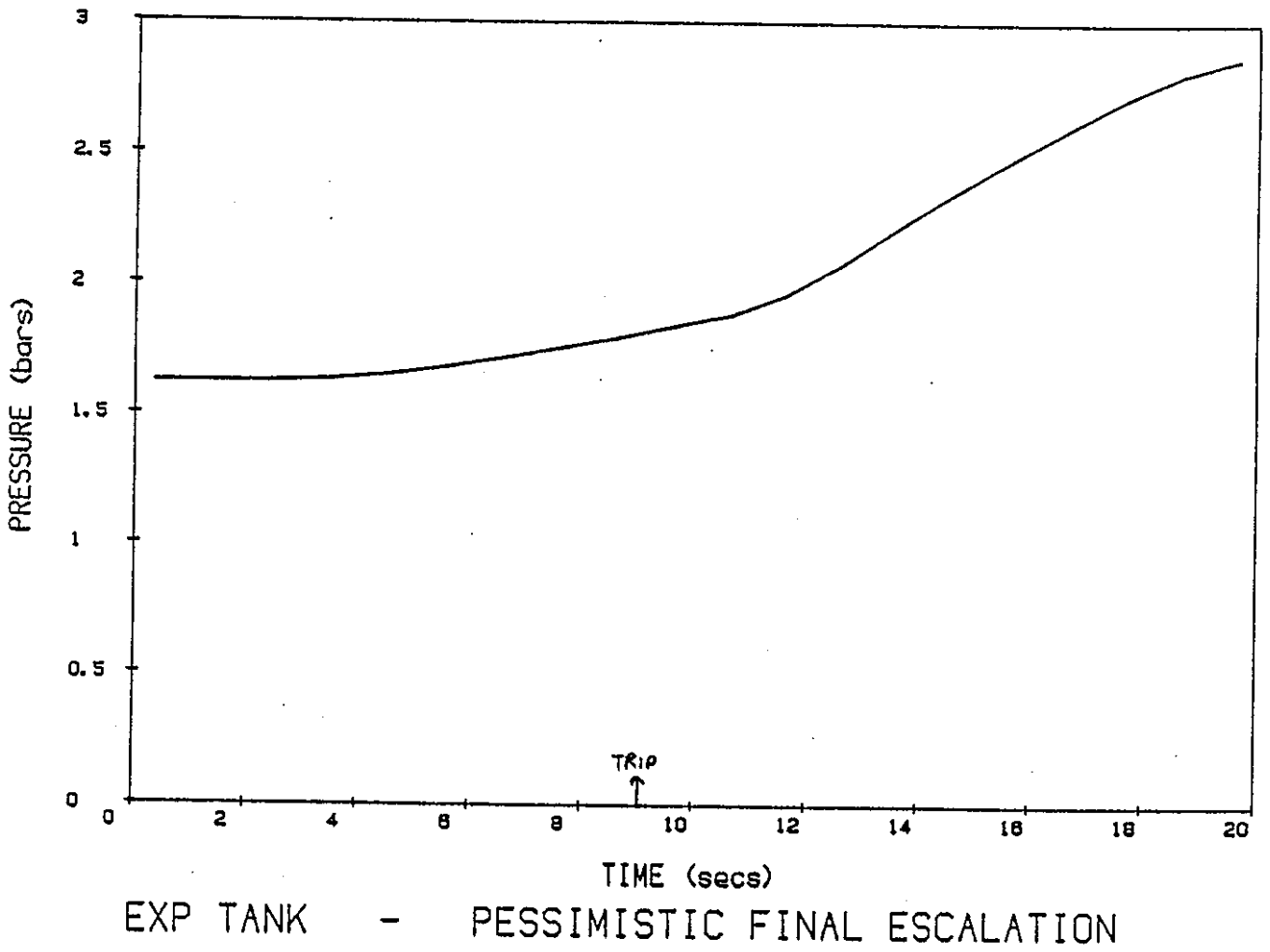
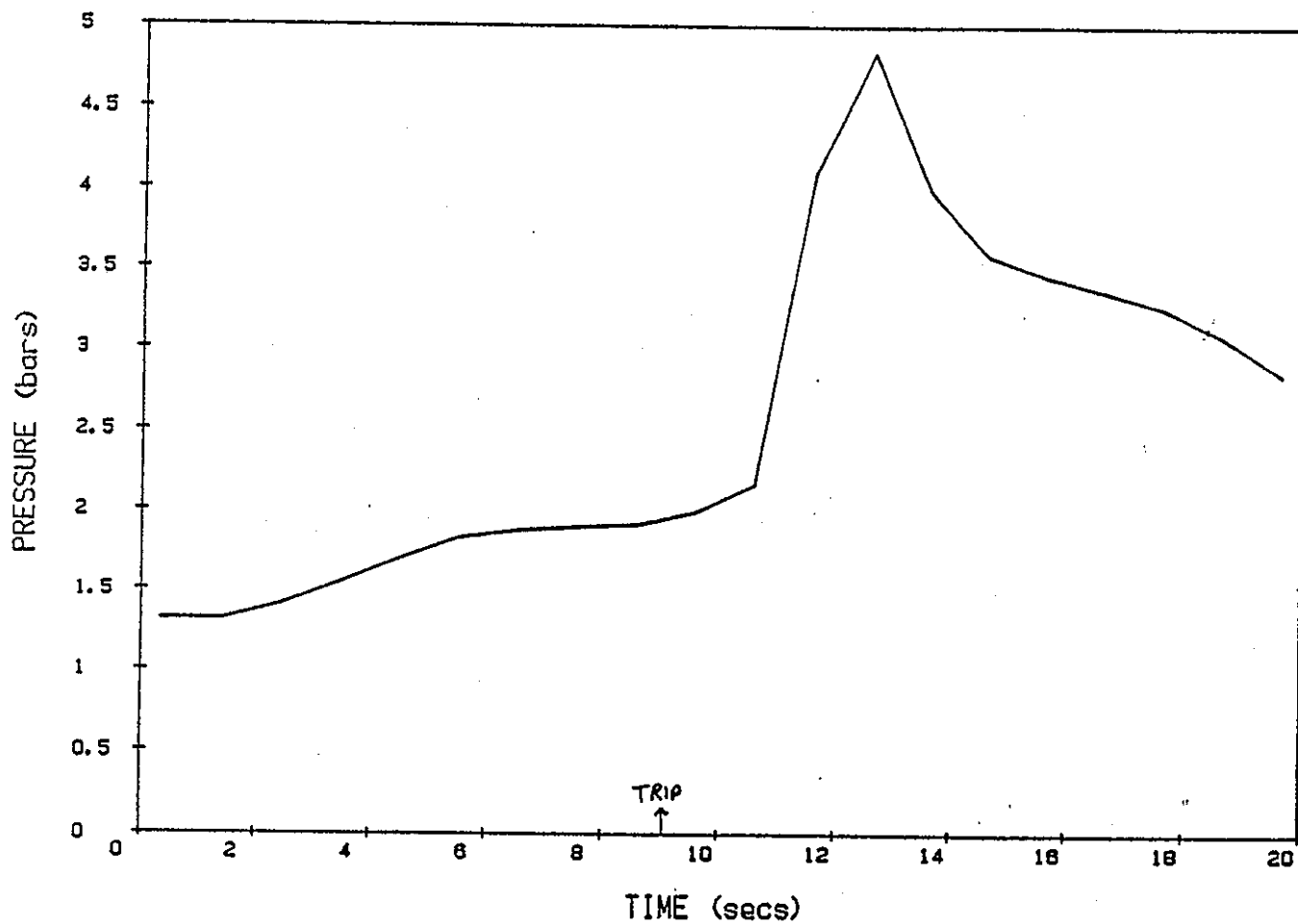


Fig. 7-1-3-21



PUMP TANK - PESSIMISTIC FINAL ESCALATION

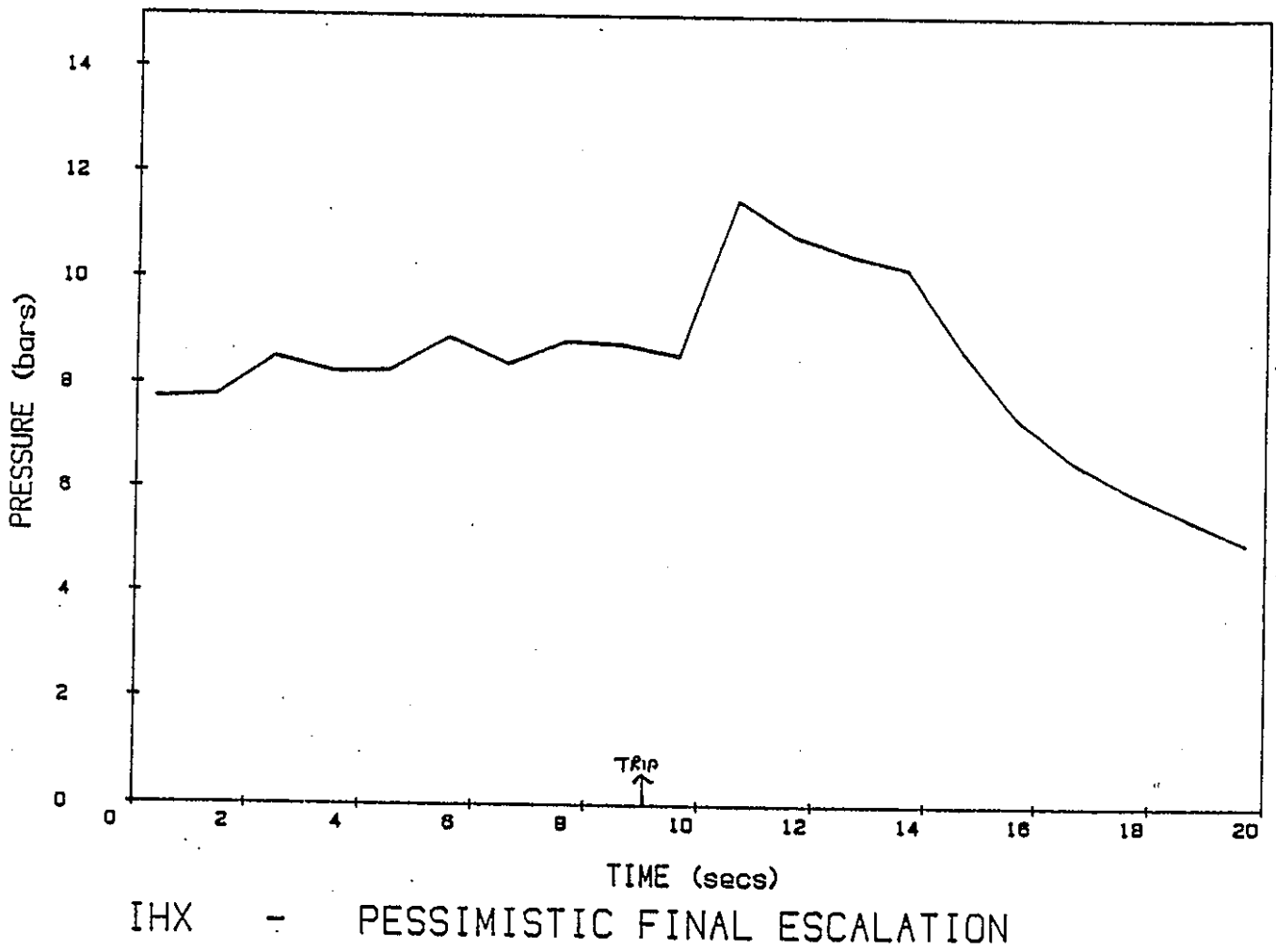


Fig. 7-1-3-23

RESULTS:

CASE 1- BURSTING DISCS ARE PREDICTED
TO RUPTURE AS FOLLOWS-

SUPERHEATER - AT THE INITIATION OF
THE FAILURE OF THE SECOND TUBE

REHEATER - 3.1 S AFTER THE
SUPERHEATER DISC

EVAPORATOR INLET - 3.55 S AFTER
THE SUPERHEATER DISC

- PEAK IHX PRESSURE = 10.5 BARS ABSOLUTE

CASE 2 - BURSTING DISCS ARE PREDICTED
TO RUPTURE AS FOLLOWS-

SUPERHEATER - AT THE INITIATION OF THE
FAILURE OF THE SECOND TUBE

REHEATER - 1.1 S AFTER THE
SUPERHEATER DISC

EVAPORATOR INLET - 1.1 S AFTER THE
SUPERHEATER DISC

- PEAK IHX PRESSURE = 11.5 BARS ABSOLUTE

CONCLUSIONS FROM THESE CALCULATIONS TO
DETERMINE THE IHX PRESSURE DURING THE
SUPERHEATER LEAK

THE BEST ESTIMATE OF PEAK IHX PRESSURE IS
10.5 BARS ABSOLUTE. A PESSIMISTIC CALCULATION
WHICH IS TOO EXTREME COMPARED TO PLANT DATA
PLACES AN UPPER BOUND OF 11.5 BARS ABSOLUTE.

IT IS CLEAR THAT THE IHXs DID NOT EXPERIENCE
PRESSURES IN EXCESS OF THEIR NORMAL DESIGN
LIMIT OF 15 BARS.

DESCRIPTION OF THE CALCULATIONS CARRIED OUT
TO INVESTIGATE THE EFFECTS OF MULTIPLE TUBE
RUPTURES IN AN EVAPORATOR

LEAK IN SUPERHEATER 2 INDICATED THAT MULTIPLE
TUBE RUPTURES MUST BE CONSIDERED

THE DBA OF 1 DEGF IS NO LONGER VALID

MULTIPLE TUBE FAILURE INCIDENT IN AN EVAPORATOR
WOULD BE MORE SERIOUS THAN IN THE SUPERHEATER:

LARGER BORE TUBES

WATER IN TUBES RATHER THAN STEAM

LEAKRATE PER DEGF IN SUPERHEATER = 1 KG/S

LEAKRATE PER DEGF IN EVAPORATOR = 13 KG/S

THEREFORE IT WAS NECESSARY TO CALCULATE THE
PRESSURES EXPERIENCED BY THE IHXS DURING
MULTIPLE TUBE FAILURE INCIDENTS IN AN
EVAPORATOR

IT WAS NECESSARY TO DETERMINE THE CONSEQUENCES
OF FAILURE TO OPERATE OF THE VARIOUS
COMPONENTS IN THE PROTECTION SYSTEM:

ISOLATION OF EVAPORATOR FROM STEAM DRUM

SODIUM ISOLATION VALVES

OPERATION OF BURSTING DISCS

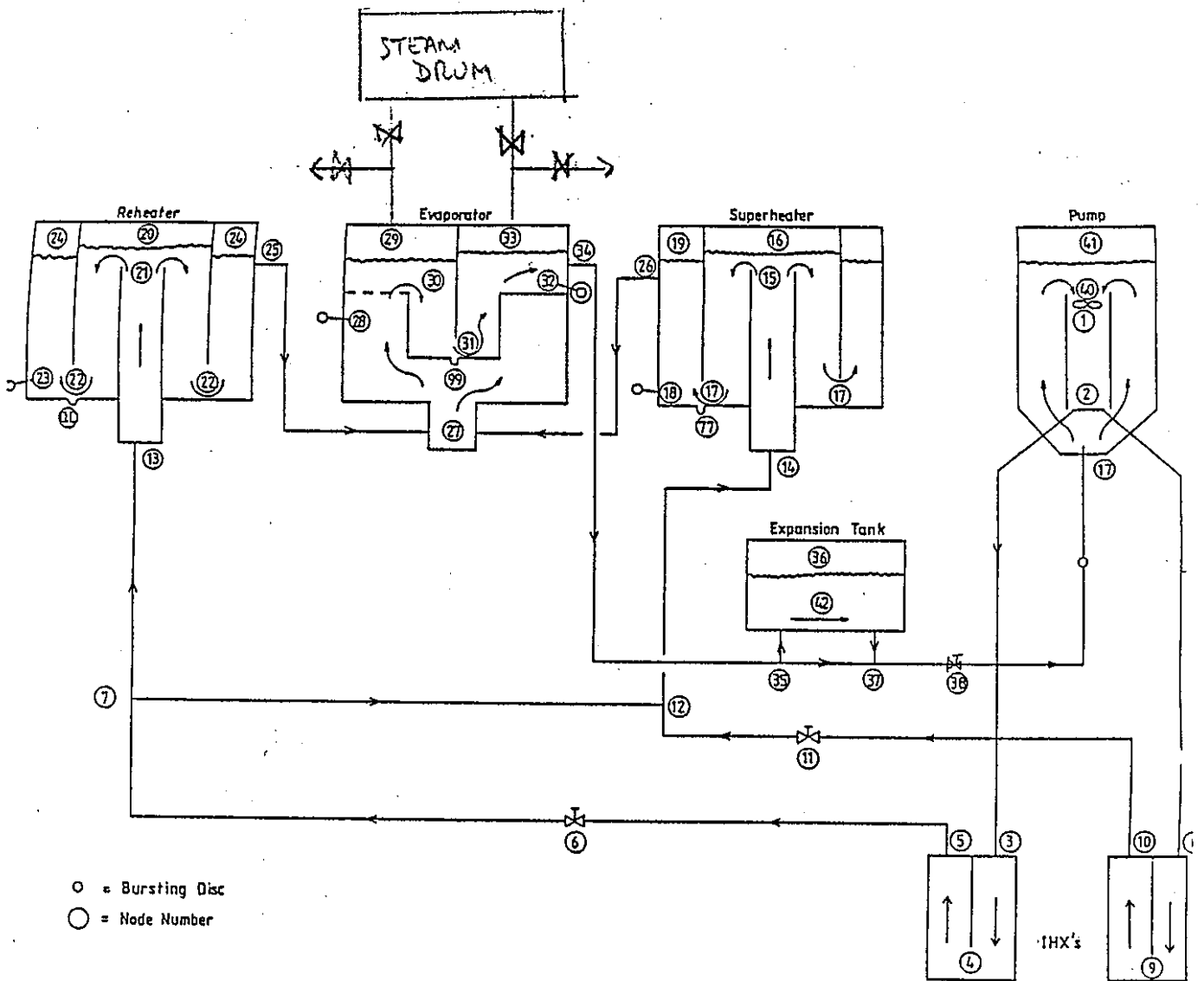
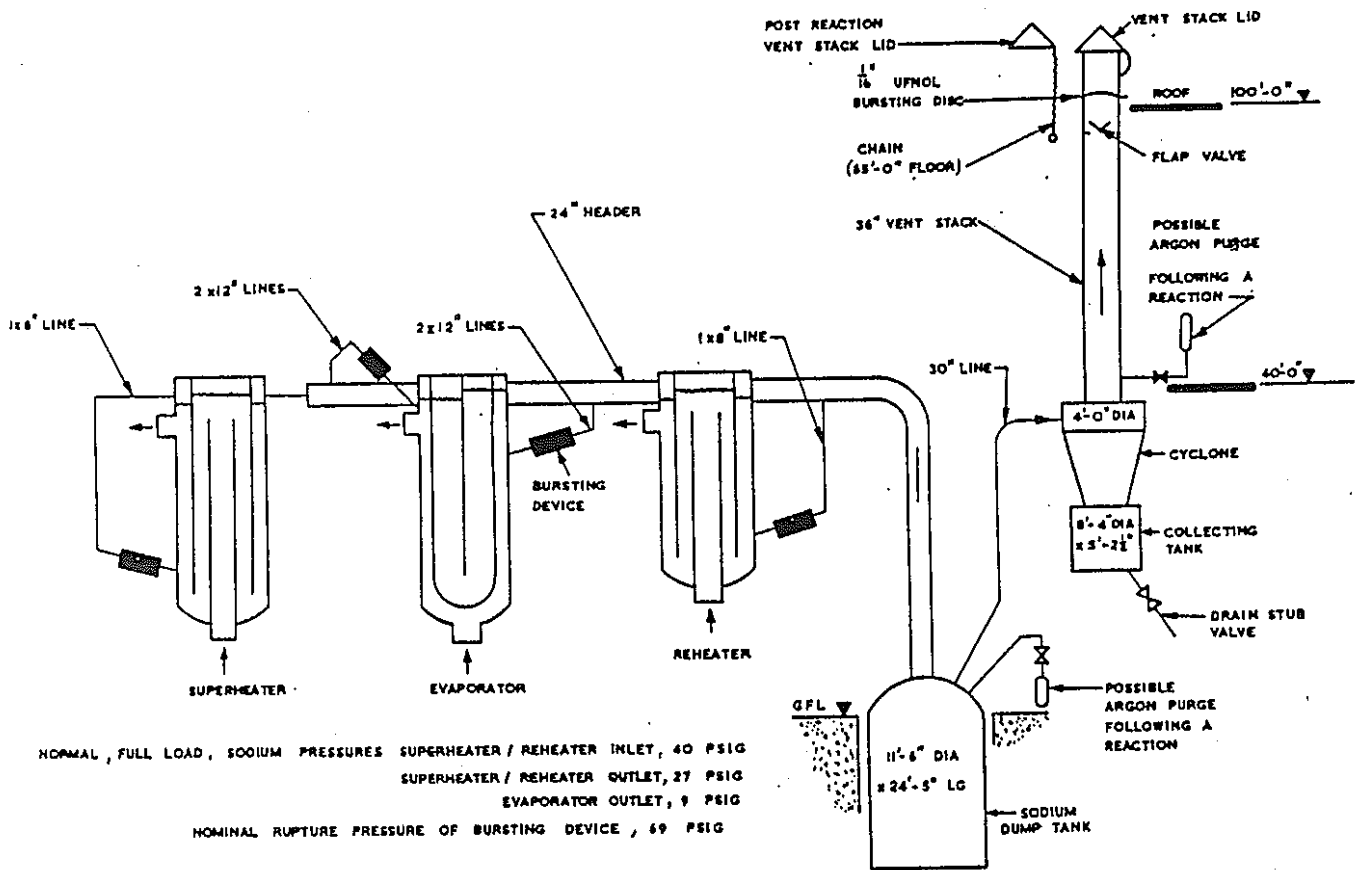


FIG. 2 SECONDARY CIRCUIT MODEL



SODIUM EFFLUENT SYS

MODELLING ASSUMPTIONS:

NO REACTION- STEAM AT 600K-
THIS IS EQUIVALENT TO ASSUMING THE
NaOH REACTION PRODUCING HYDROGEN AT
1200K

THIS ASSUMPTION WAS CHOSEN SINCE THE INDICATIONS
WERE THAT THE MAJORITY OF THE STEAM INJECTED
DURING THE SUPERHEATER 2 LEAK WAS UNREACTED

THE STEAM WAS ASSUMED TO BE ISOTHERMAL

THE LEAKRATE PER DEGK AT FULL EVAPORATOR
WATERSIDE PRESSURE IS
13 KG/S: CONFIRMED BY CALCULATION AND
EXPERIMENT

THE PRESSURE ON THE WATERSIDE WAS
PROPORTIONAL TO THE REMAINING
MASS OF STEAM

THE INITIAL MASS OF WATER WAS REDUCED
BY THE AMOUNT THAT HAD ENTERED THE
EVAPORATOR AND BY THE AMOUNT THAT HAD
BEEN VENTED BY THE STEAM DUMP SYSTEM
TO CALCULATE THE INSTANTANEOUS MASS
REMAINING

THE MASS FLOWRATE OF WATER/STEAM THROUGH
THE DUMP SYSTEM WAS ALSO ASSUMED TO BE
PROPORTIONAL TO THE PRESSURE

THE FLOWRATE THROUGH A DEGK DURING THE
INCIDENT BEING MODELLED
WAS ASSUMED TO BE PROPORTIONAL TO THE
WATERSIDE PRESSURE UNTIL THE
SODIUMSIDE PRESSURE EXCEEDED HALF THE
WATERSIDE PRESSURE AND THE
FLOW WAS ASSUMED TO BE NO LONGER CHOKED

WHEN THE FLOW WAS UNCHOKED IT WAS
ASSUMED THAT THE LEAKRATE THROUGH A
DEGK WAS PROPORTIONAL TO THE PRESSURE
DIFFERENCE

THE TOTAL FLOW AT ANY TIME INTO THE
EVAPORATOR WAS ASSUMED TO BE
THE FLOW PER DEGK APPROPRIATE FOR THE
WATER AND SODIUM SIDE CONDITIONS
MULTIPLIED BY THE NUMBER OF FAILED
TUBES AT THAT TIME

SINCE MULTIPLE FAILURES OCCURRING OVER A
PERIOD OF A FEW SECONDS WERE BEING
INVESTIGATED THERE WAS NO NEED TO USE A
COMPRESSIBLE FLOW CODE TO ASSESS THE
ACOUSTIC PULSE AT THE INITIATION OF THE
EVENT- ACOUSTIC PULSES WOULD NOT SUMMATE
SINCE THE TUBES WERE NOT FAILING
SIMULTANEOUSLY

IT WAS ASSUMED THAT THE NUMBER OF TUBES
FAILING INCREASED LINEARLY WITH TIME-
THE FINAL NUMBER OF TUBES FAILED AND THE
TIME INTERVAL OVER WHICH THEY FAILED
WERE BOTH VARIED DURING THE SERIES OF
CALCULATIONS CARRIED OUT

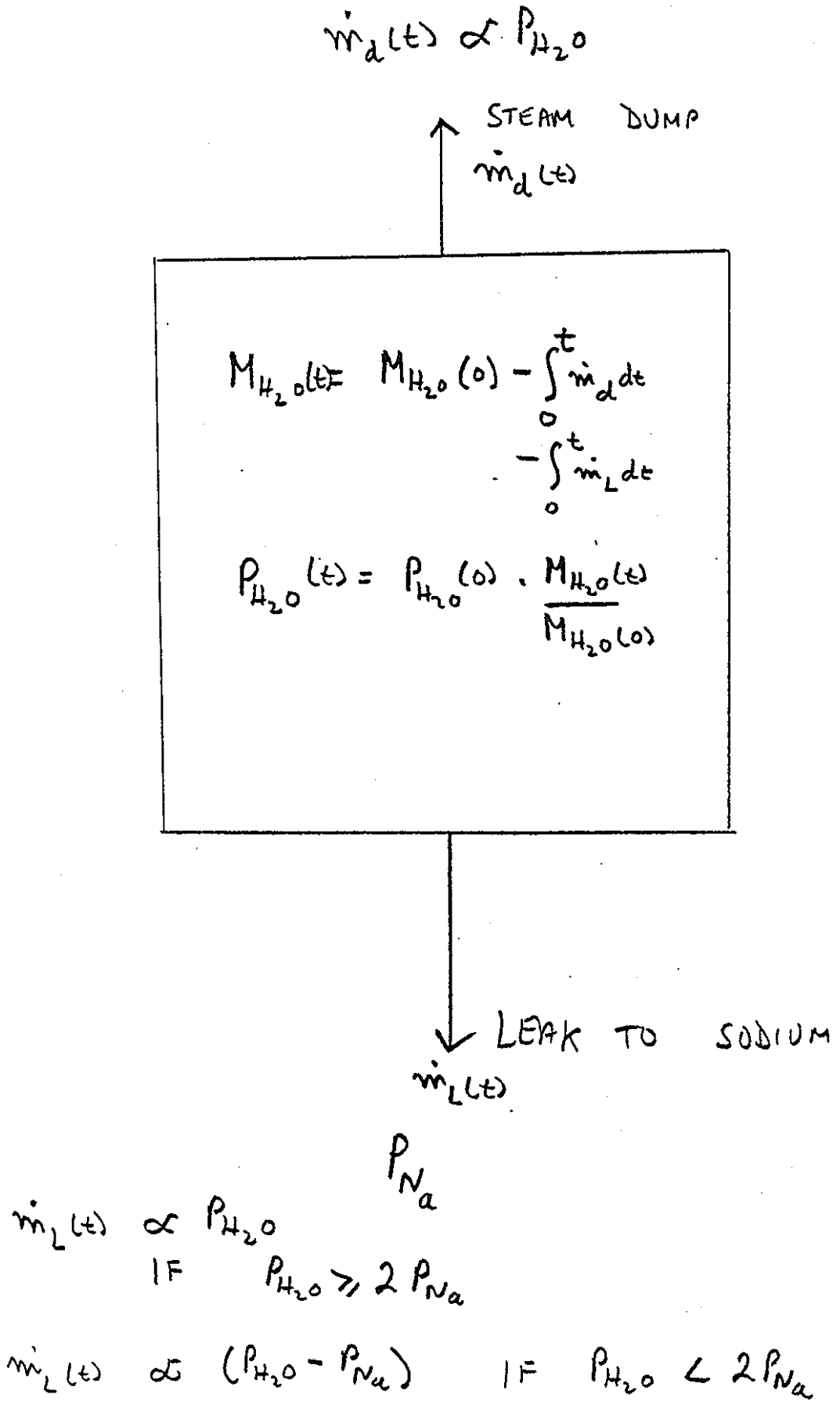


Fig. 7-1-3-30

MAIN CONCLUSIONS FROM THE ARK CALCULATIONS OF
IHX PRESSURE DURING MULTIPLE TUBE FAILURE
INCIDENTS IN AN EVAPORATOR

PRESSURES EXPERIENCED BY THE IHXS ARE DOMINATED
BY THE BACK PRESSURE PRODUCED BY THE EFFLUENT
SYSTEM

THIS BACK PRESSURE IS INFLUENCED BY THE
RELATIVELY LOW SONIC VELOCITY OF THE TWO-PHASE
MIXTURE CREATED IN THE 23" MANIFOLD

THE MODELLING OF THIS TWO-PHASE FLOW IS
IMPORTANT FOR PREDICTING IHX PRESSURES

THE ASSUMPTION OF HOMOGENEOUS FLOW IS
PESSIMISTIC:

RESULTS IN LOW PREDICTED SONIC VELOCITY

IN REALITY AT THE HIGH VOID FRACTION
PREDICTED, THE GAS WOULD FLOW AT A MUCH
HIGHER VELOCITY, CLOSE TO THE SONIC VELOCITY
OF SINGLE-PHASE GAS, AND THE LIQUID WOULD
FLOW AS A THIN FILM ON THE PIPES WALLS,
WITH PERHAPS SOME DROPLET ENTRAINMENT INTO
THE GAS STREAM

THE CLOSURE OF THE SODIUM ISOLATION VALVES DOES
NOT INFLUENCE THE QUASI-STEADY PRESSURE IN THE
IHXS-

THESE VALVES ARE DESIGNED TO LEAK AND
THEREFORE DO NOT PROVIDE MUCH PRESSURE
PROTECTION FOR THE IHXS

IF THE EVAPORATOR IS CORRECTLY ISOLATED FROM
THE STEAM DRUM WHEN THE BURSTING DISCS ARE
RUPTURED (TRIGGERED BY CROSS-WIRES) THEN FAILURE
OF ALL 498 TUBES IN A TIME INTERVAL AS SHORT
AS 1.0s WOULD NOT RESULT IN THE MAXIMUM
ALLOWABLE PRESSURE IN AN IHX BEING EXCEEDED

IF THE EVAPORATOR IS NOT ISOLATED FROM THE
STEAM DRUM, THEN FAILURE OF 150 TUBES IN A
PERIOD OF 5s WOULD BE ACCEPTABLE, WHEREAS
150 DEGFS IN 1.0s OR 498 DEGFS IN 1.0 OR 5.0s
WOULD RESULT IN UNACCEPTABLE IHX PRESSURES

IF THE EVAPORATOR IS CORRECTLY ISOLATED FROM
THE STEAM DRUM AND 150 TUBES FAIL IN A PERIOD OF
5s, THEN ONLY 1 OUT OF THE 4 EVAPORATOR
BURSTING DISC FAILING AT 3 TIMES ITS SET
PRESSURE, IS SUFFICIENT TO PROTECT THE IHXS

DESCRIPTION OF THE WORK IN HAND TO PRODUCE A FULLY QUALITY ASSURED VERSION OF THE ARK CODE

THE ASSUMPTIONS IN THE CODE AND THE MODELLING ASSUMPTIONS USED FOR THE CALCULATIONS OF IHX PRESSURES DURING MULTIPLE TUBE FAILURE INCIDENTS IN AN EVAPORATOR WERE REVIEWED BY AN INDEPENDENT REVIEW TEAM

THE CODE AND ASSUMPTIONS USED WERE FOUND TO BE VALID

THE ORIGINAL 1+6 DEG F DBA FOR PFR AND THE LATER 1 DEG F DBA PRODUCED SUCH SMALL PRESSURES IN THE IHXS THAT SAFETY WAS NOT INVOLVED

THE REQUIREMENT TO CONSIDER MULTIPLE FAILURES OCCURRING OVER A FEW SECONDS INTRODUCES SAFETY QUESTIONS

ARK WAS NOT DEVELOPED FOR SAFETY CALCULATIONS AND HAD NO QUALITY ASSURANCE

IT WAS DECIDED THAT A NEW VERSION OF THE CODE SHOULD BE DEVELOPED WITH FULL QUALITY ASSURANCE- QUARK

THE EUROPEAN SPACE AGENCY (ESA) SOFTWARE ENGINEERING STANDARD IS BEING APPLIED

THE OPPORTUNITY IS BEING TAKEN TO IMPROVE SOME OF THE MODELLING USED IN ARK, BUT THE MAIN ASSUMPTIONS WILL BE CARRIED OVER

QUARK WILL BE MADE UP FROM THREE CODES:

QUARK-I :	INPUT PROCESSOR
QUARK-C :	CALCULATION
QUARK-O :	OUTPUT PROCESSOR

QUARK-I AND QUARK-O WILL ALLOW FOR QA TO BE APPLIED TO THE DATASETS USED AND QUARK-O WILL CLEARLY STATE THE VERSION NUMBER OF THE CODE BEING USED AS WELL AS INFORMATION RELATING TO THE QA STATUS OF THE DATASET USED

THE MODELLING ASSUMPTIONS USED IN QUARK-C WILL BE INDEPENDENTLY ASSESSED

THE ESA SOFTWARE LIFECYCLE IS AS FOLLOWS:

CONCEPT PHASE: DETERMINATION OF THE USERS WISHES

USER REQUIREMENTS PHASE: RESULTS IN A FORMAL DOCUMENT SPECIFYING THE REQUIREMENTS OF THE CODE

SOFTWARE REQUIREMENTS PHASE: RESULTS IN A FORMAL DOCUMENT SPECIFYING HOW THE REQUIREMENT WILL BE IMPLEMENTED

ARCHITECTURAL DESIGN PHASE: RESULTS IN A FORMAL DOCUMENT SPECIFYING THE TOP LEVEL OF DESIGN OF THE CODE

DETAILED DESIGN AND PRODUCTION PHASE:

RESULTS IN A FORMAL DOCUMENT DETAILING THE DESIGN AND TESTING OF THE MODULES

THE CODE IS PRODUCED

THE USERS MANUAL IS WRITTEN

TRANSFER PHASE: SYSTEM AND PERFORMANCE TESTING VALIDATION AGAINST EXPERIMENT AND OTHER CODES

OPERATIONS AND MAINTENANCE PHASE:

THE CODE IS USED AND KEPT UP TO DATE

THE QA TEAM WILL ENSURE THAT :

THE AGREED PROCEDURES AND STANDARDS FOR THE PROJECT ARE USED

THE REQUIREMENTS FROM ONE PHASE ARE MET BY THE ACTIVITIES DURING THE SUBSEQUENT PHASES

INTERNAL AUDITS AND EXTERNAL AUDITS WILL BE CARRIED OUT DURING THE PROJECT

THE TARGET FOR HANDING THE CODE OVER FOR USE IS OCTOBER 1990

7-1-4 Examination of failed unit

Visual, Mensuration, metallurgical

RESULTS OF INITIAL INSPECTION

FRETTING DAMAGE AT U-BENDS

DAMAGE TO STEAM TUBES AND CENTRAL
DUCT BETWEEN GRIDS 6 AND 7

Fig. 7-1-4-1

4036/10194

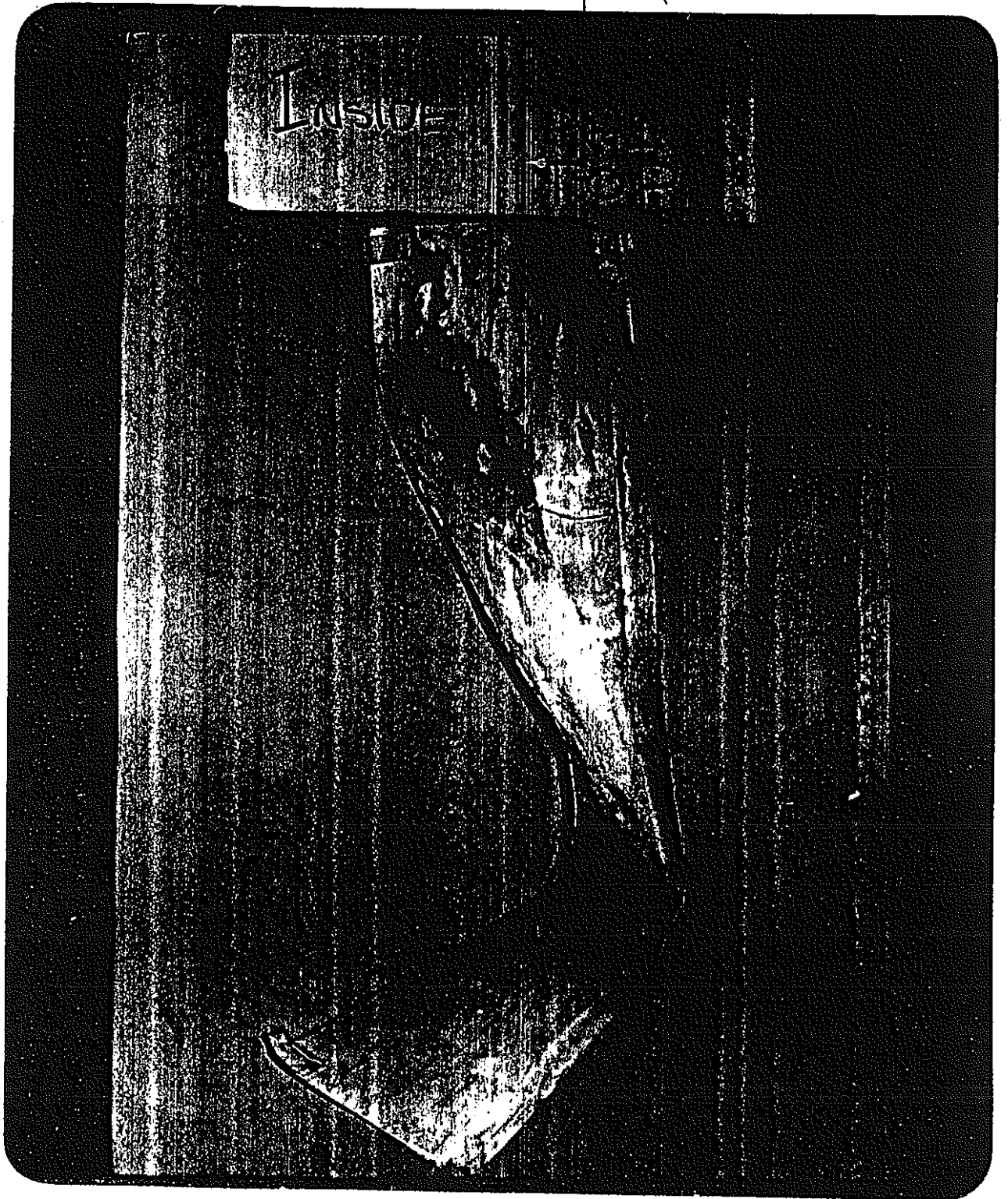


Fig. 7-1-4-2

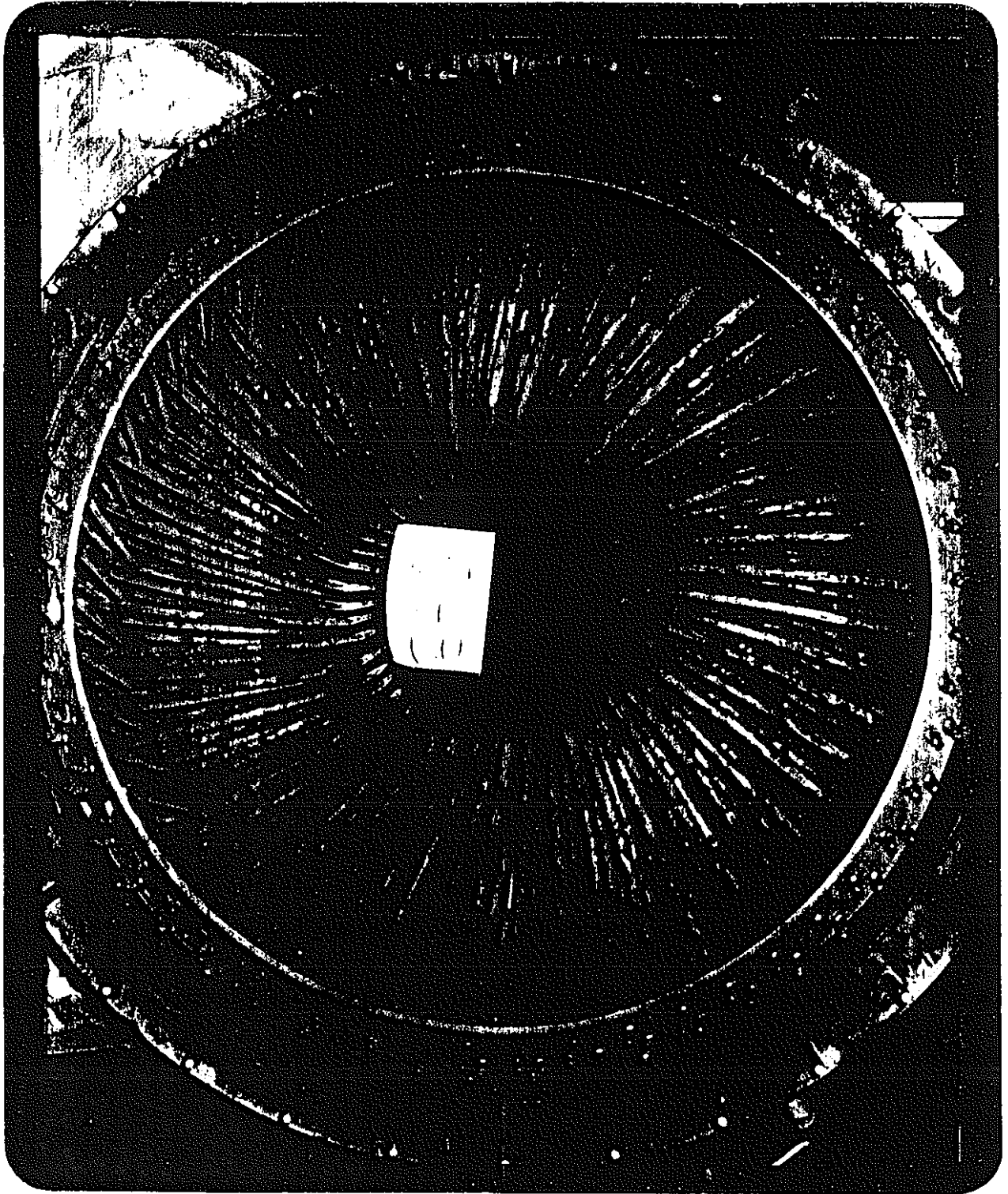


Fig. 7-1-4-3



SH3 Uベンドフィンガー部のフレッティング状況

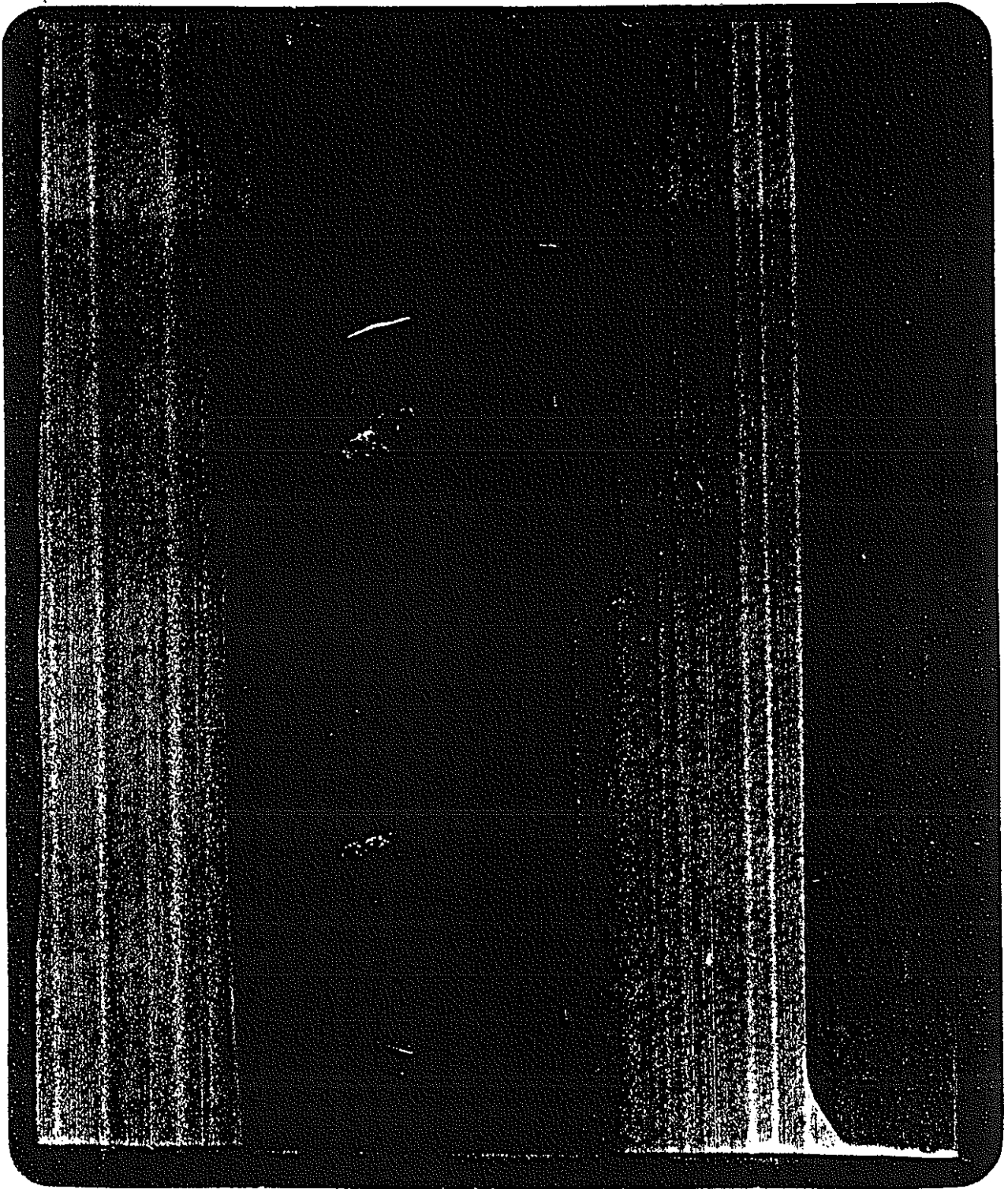


Fig. 7-1-4-5

INCIDENCE OF FRETTING DAMAGE AT LOWER AVD POSITION

NO DAMAGE	397 TUBES
RUB MARKS	109 TUBES
SLIGHT METAL REMOVAL	12 TUBES
SEVERE METAL REMOVAL	2 TUBES
- 62% THINNING WORST CASE	

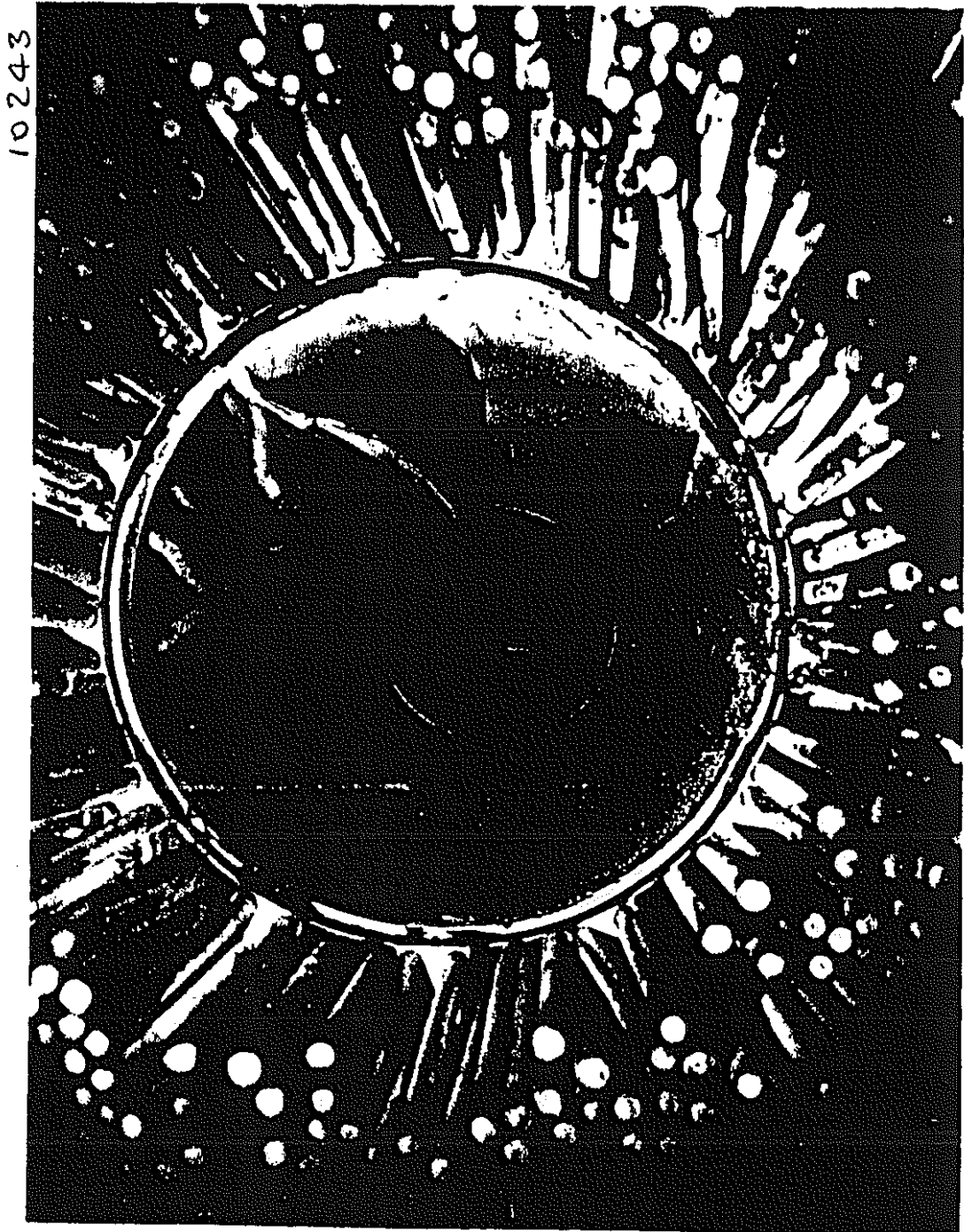


Fig. 7-1-4-7

TUBE NO. 27

Defect Length 45mm

Defect Width 35mm

Defect Area 650mm²

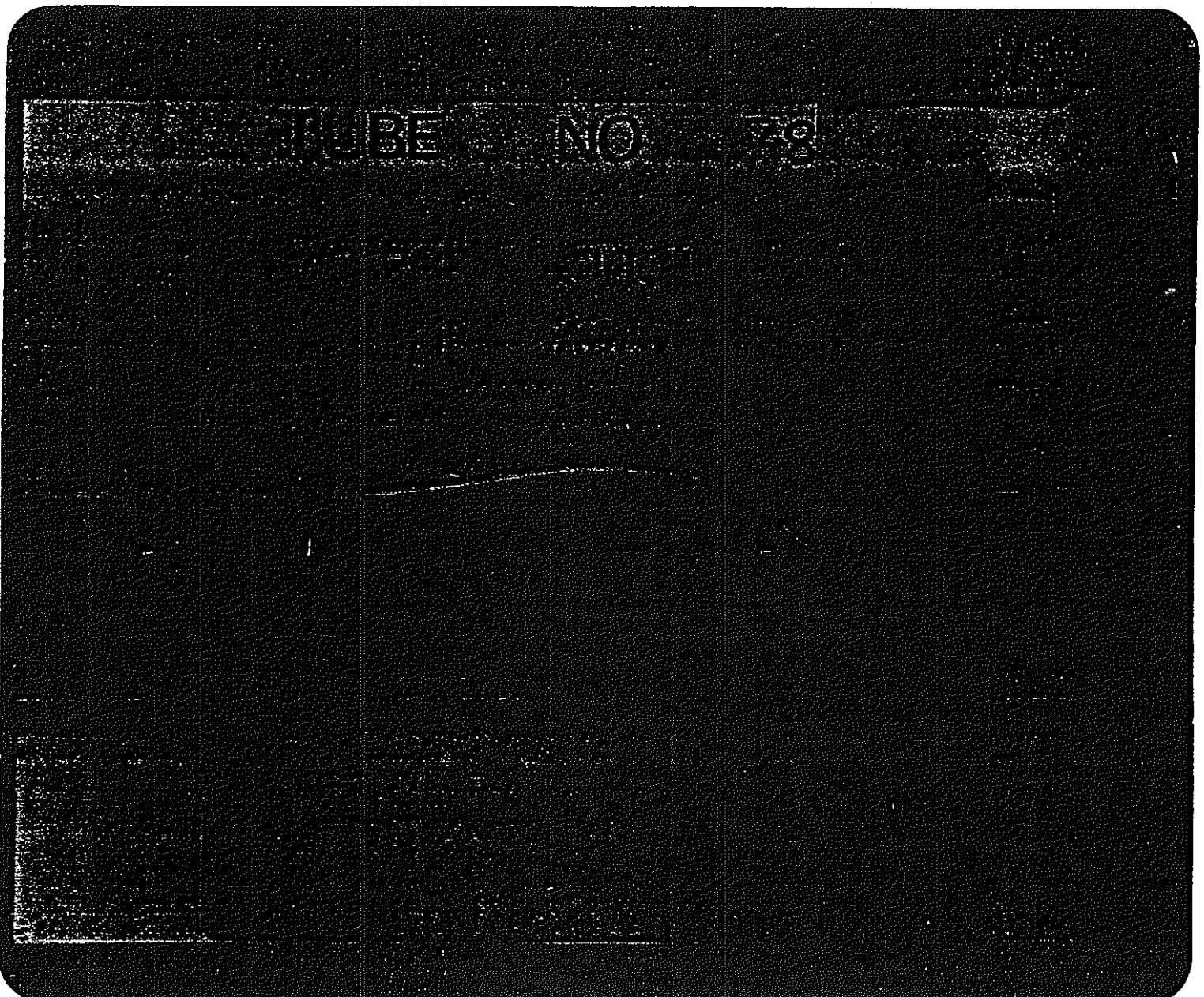


Fig. 7-1-4-10

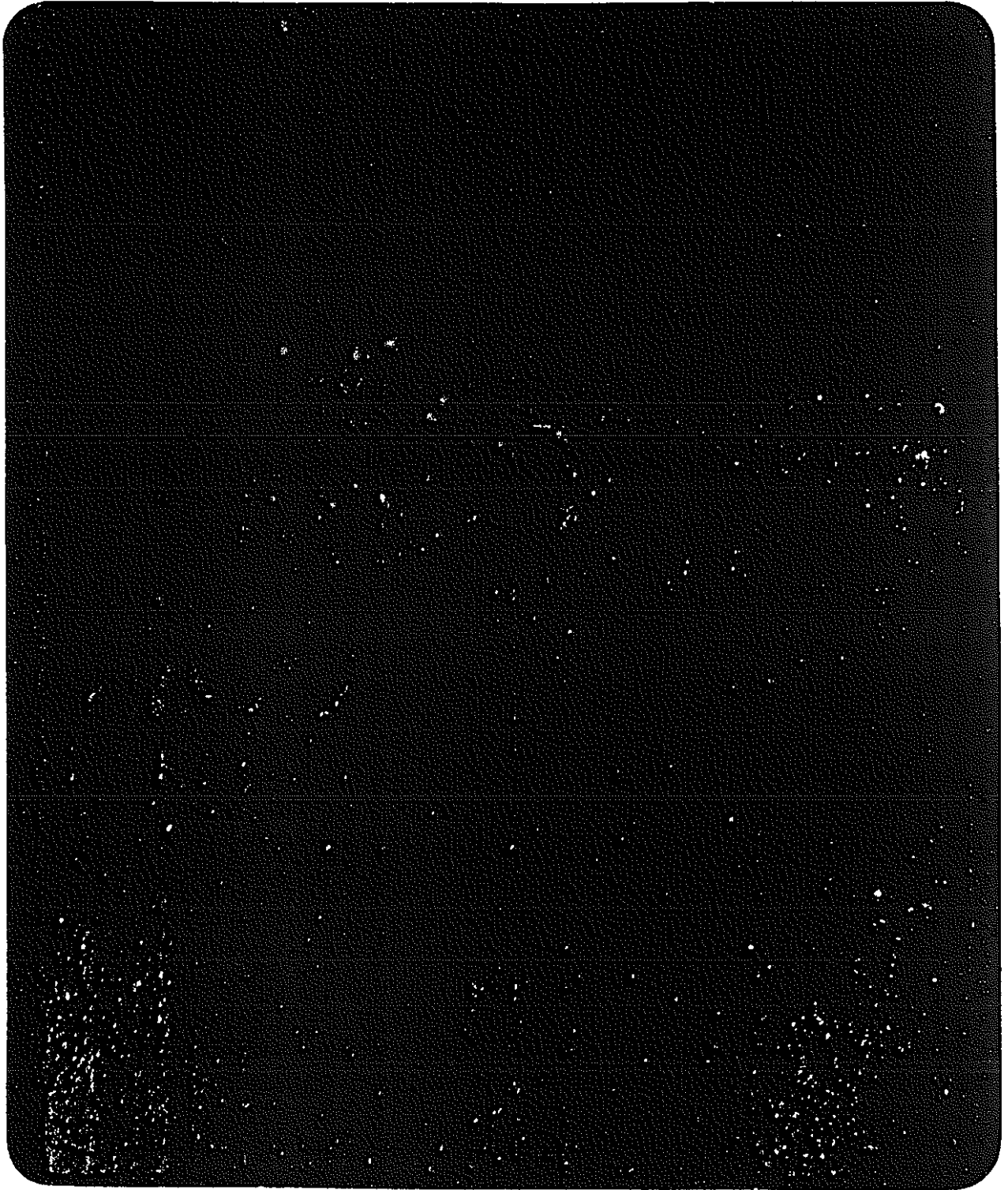


Fig. 7-1-4-11

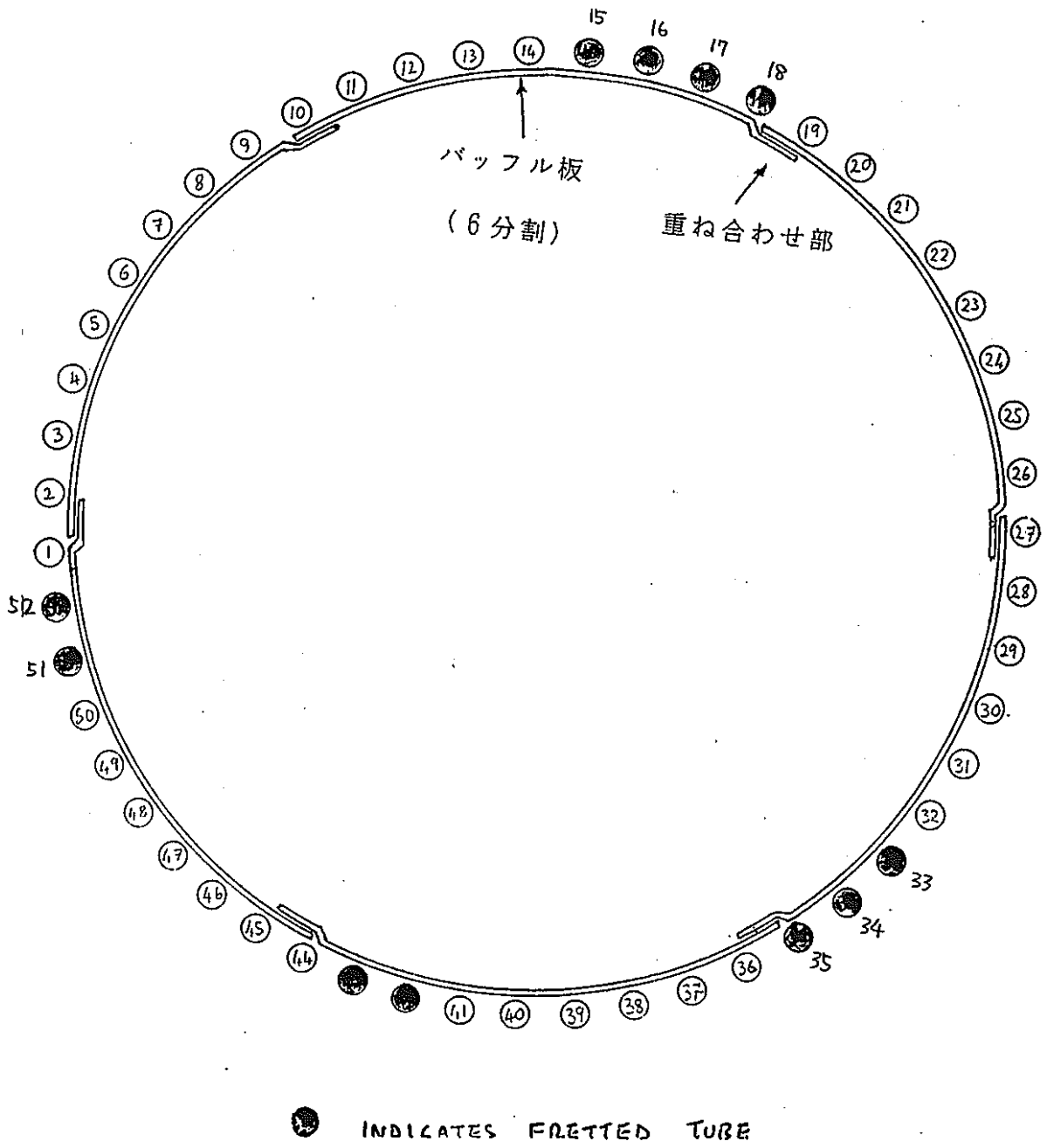
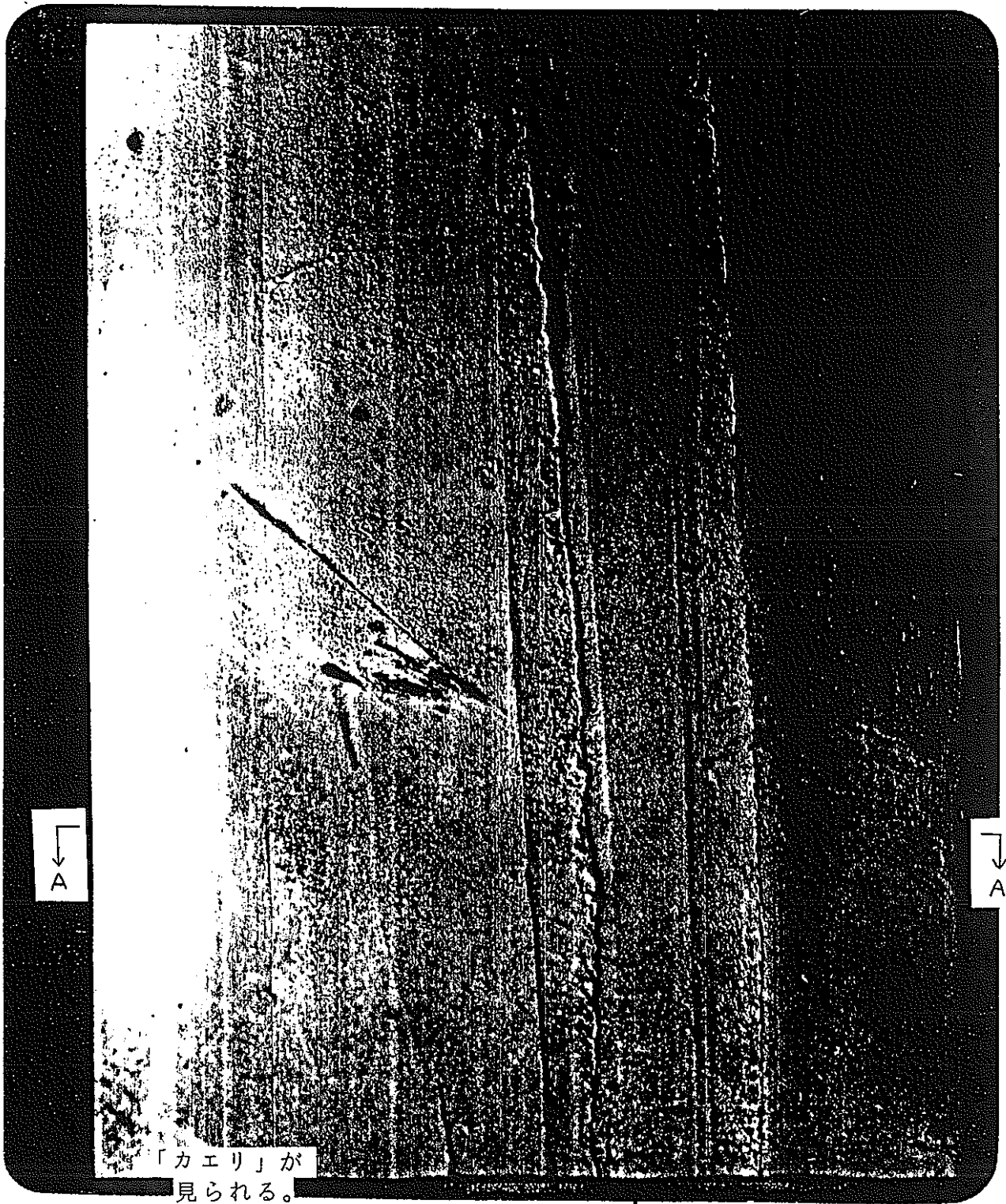
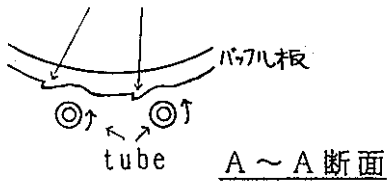


Fig. 7-1-4-12

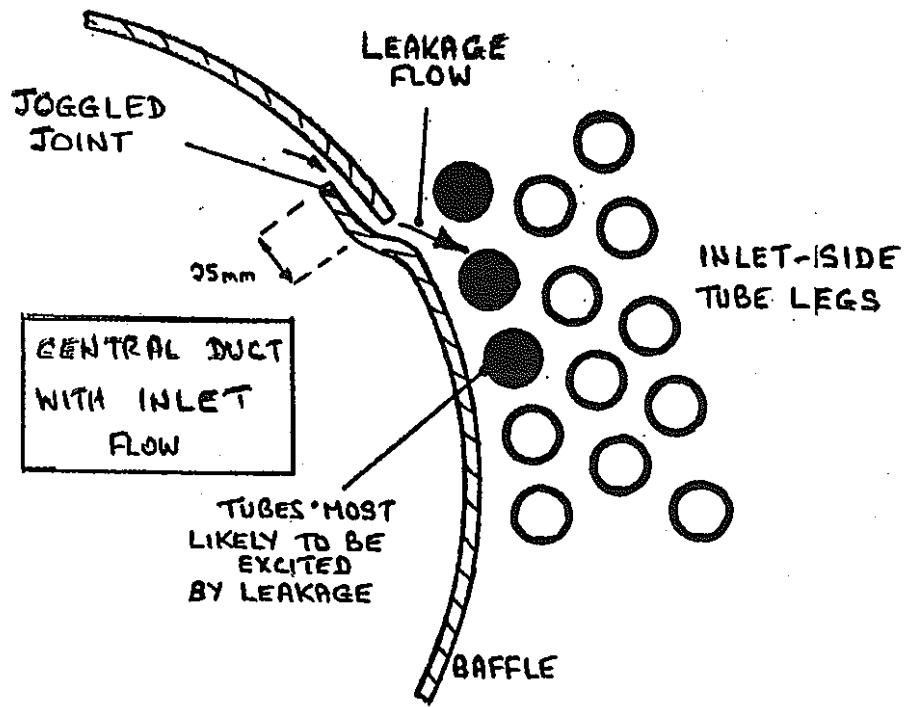


「カエリ」が
見られる。



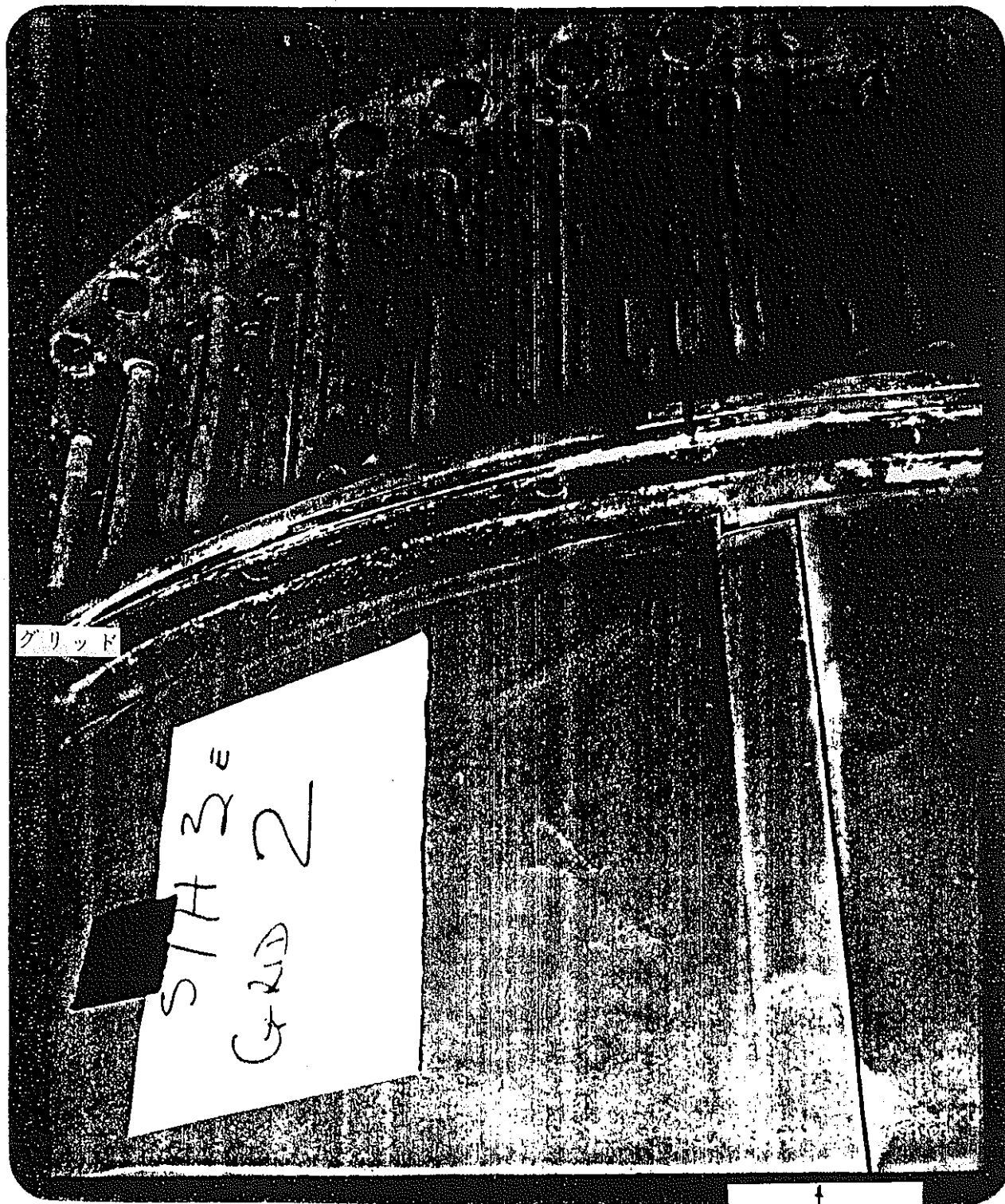
バフ板側の衝突痕

Fig. 7-1-4-13



EACH UNIT HAS SIX JOINTS, AT 60° INTERVALS

POSSIBLE LEAKAGE FLOW AT JOGGLED JOINT
ON CENTRAL BAFFLE



グリッド

S/H 3E
GRID 2

↑
バッフル板
重ね合わせ部

Fig. 7-1-4-15

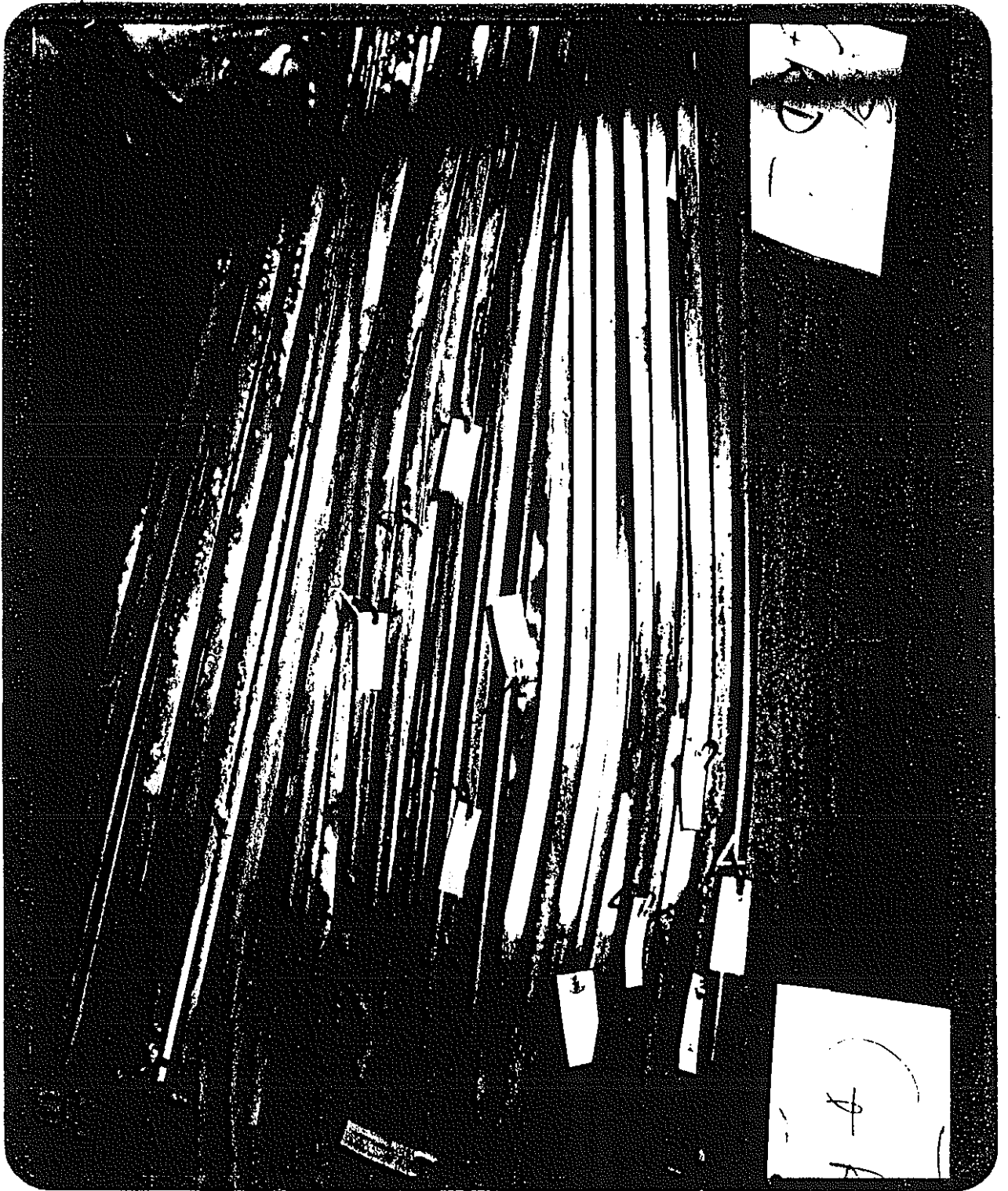


Fig. 7-1-4-16

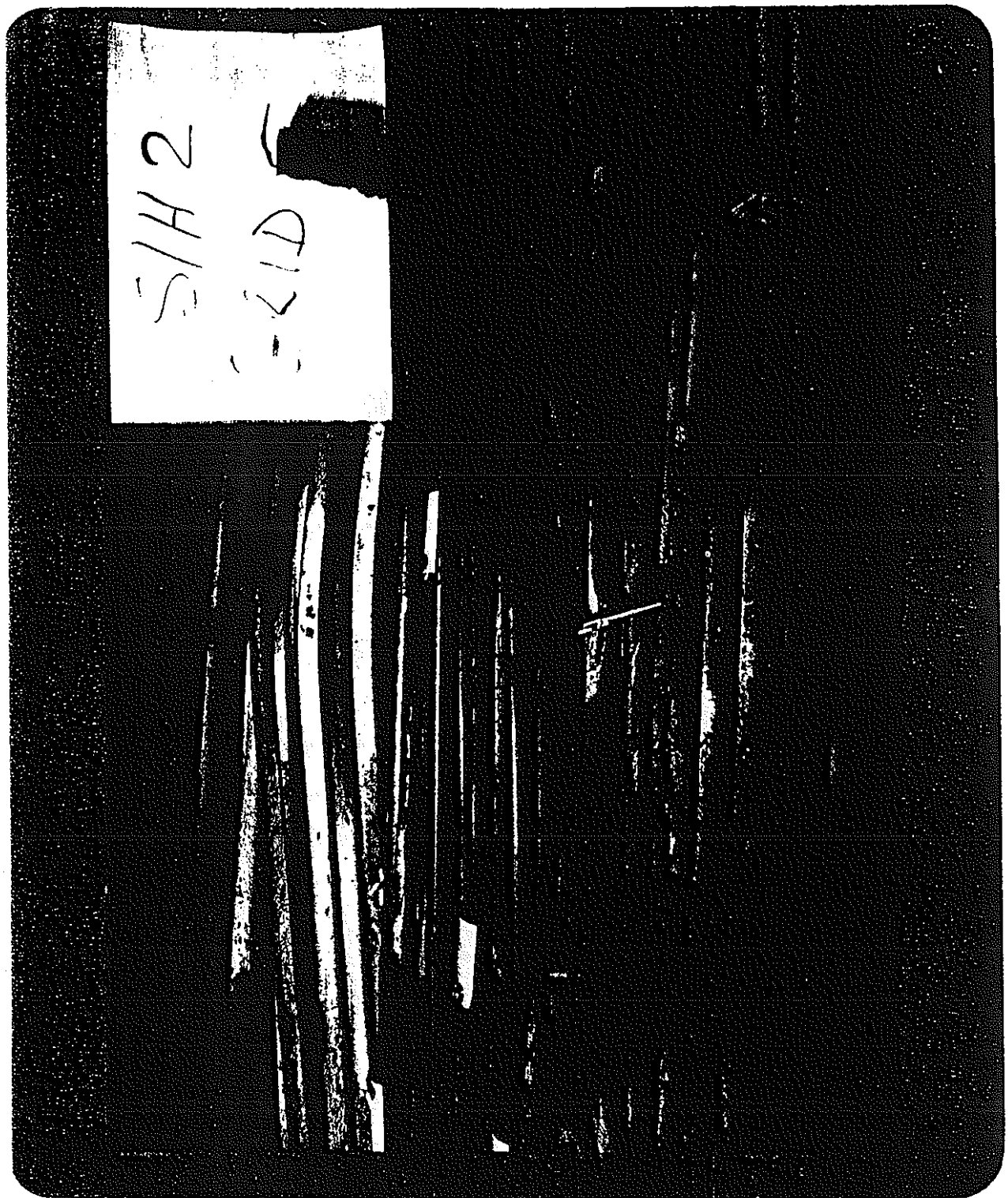
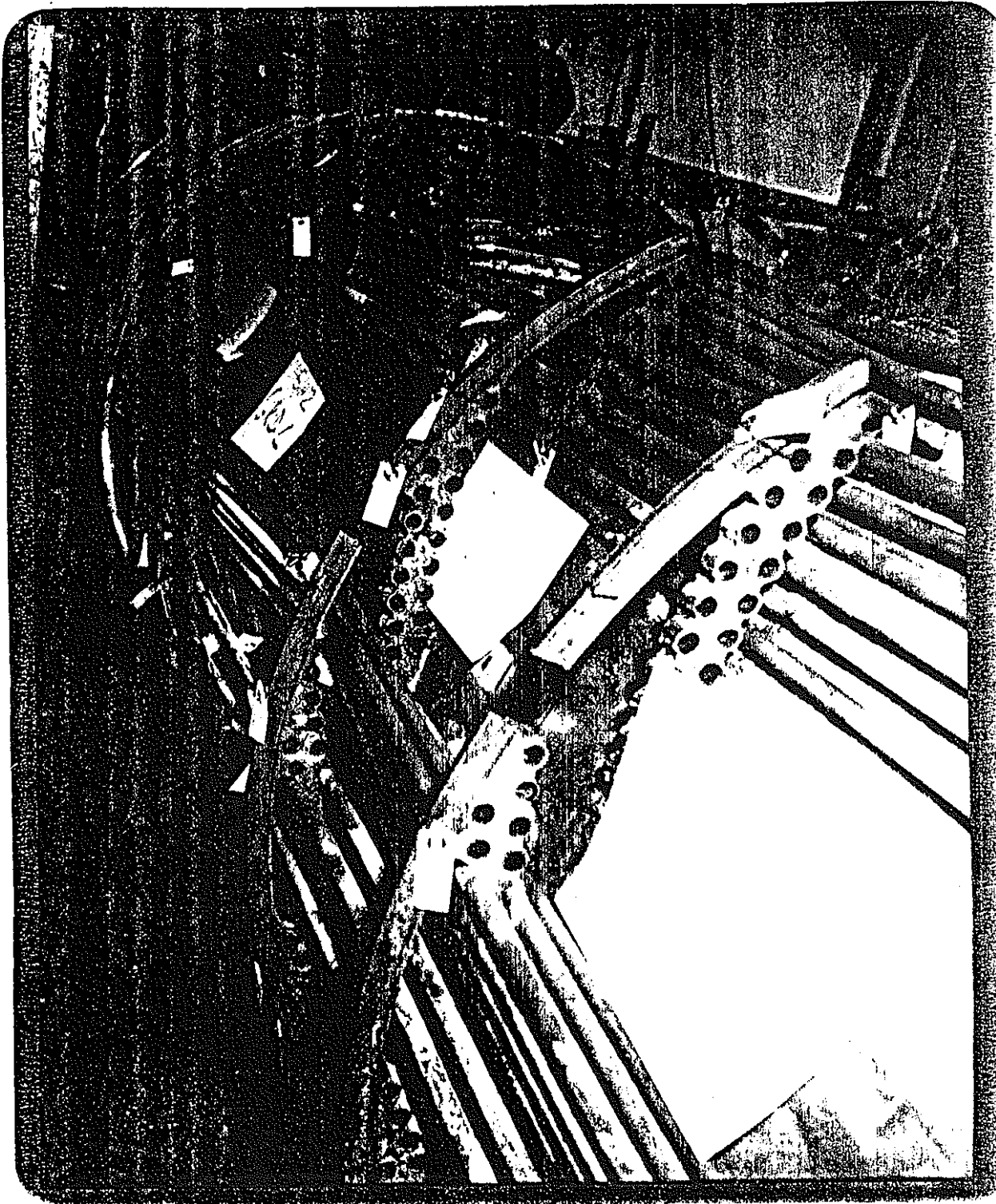


Fig. 7-1-4-17



Fig. 7-1-4-18



9036/10424

Fig. 7-1-4-19

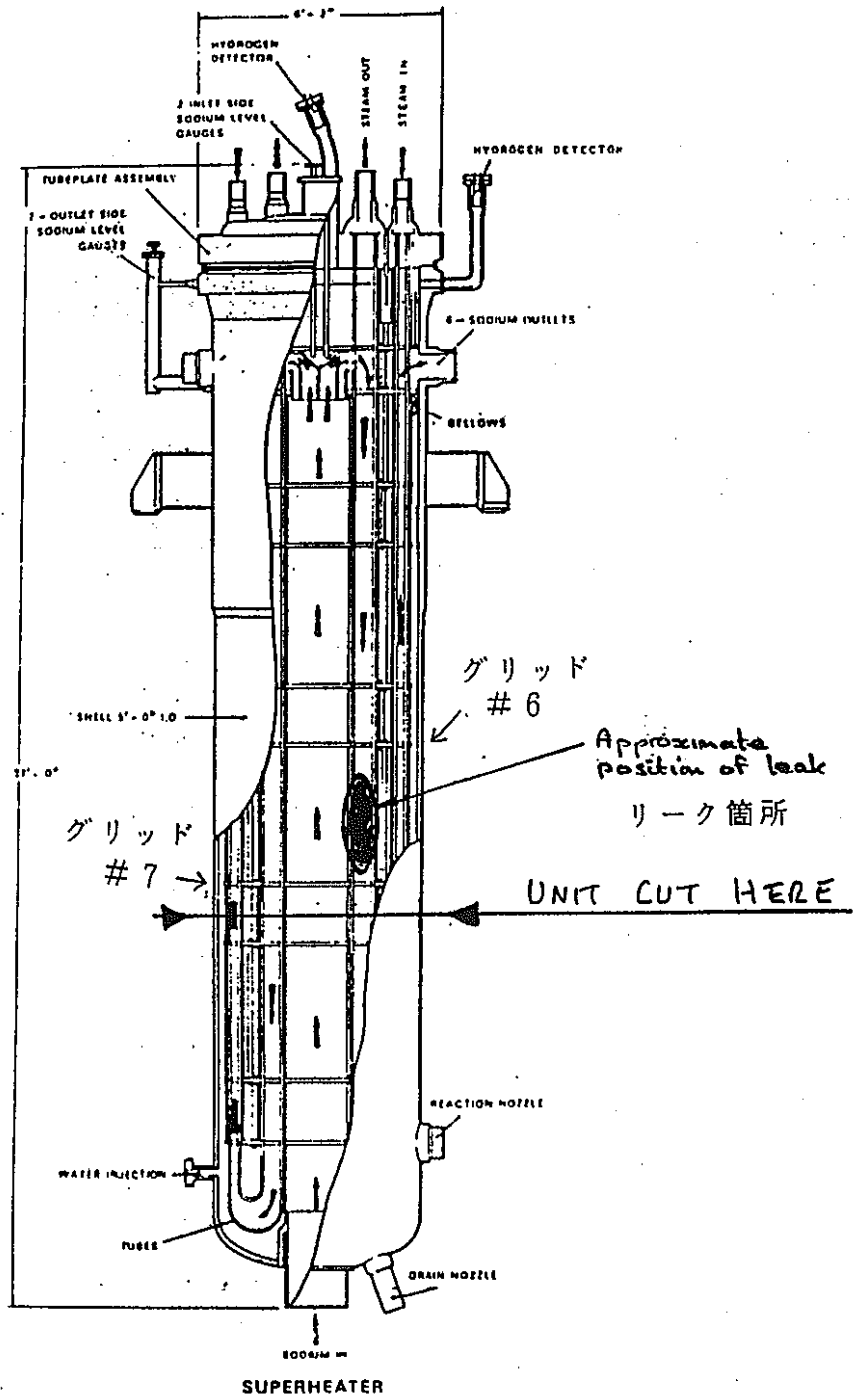


Fig. 7-1-4-20

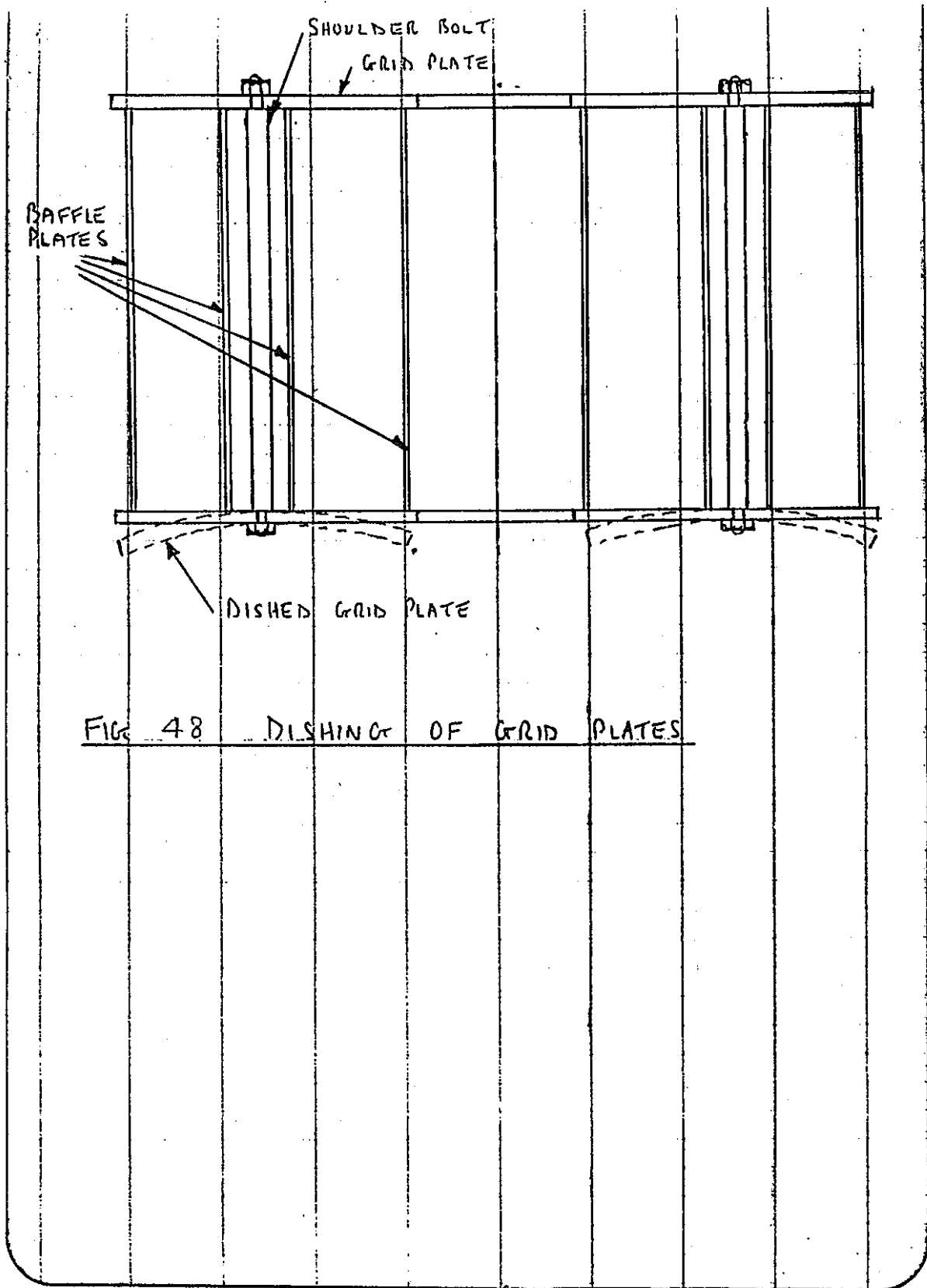


FIG 48 DISHING OF GRID PLATES

7-1-5 Mechanisms for Tube Failure Progression
and possible explanations for
Superheater 2 incident

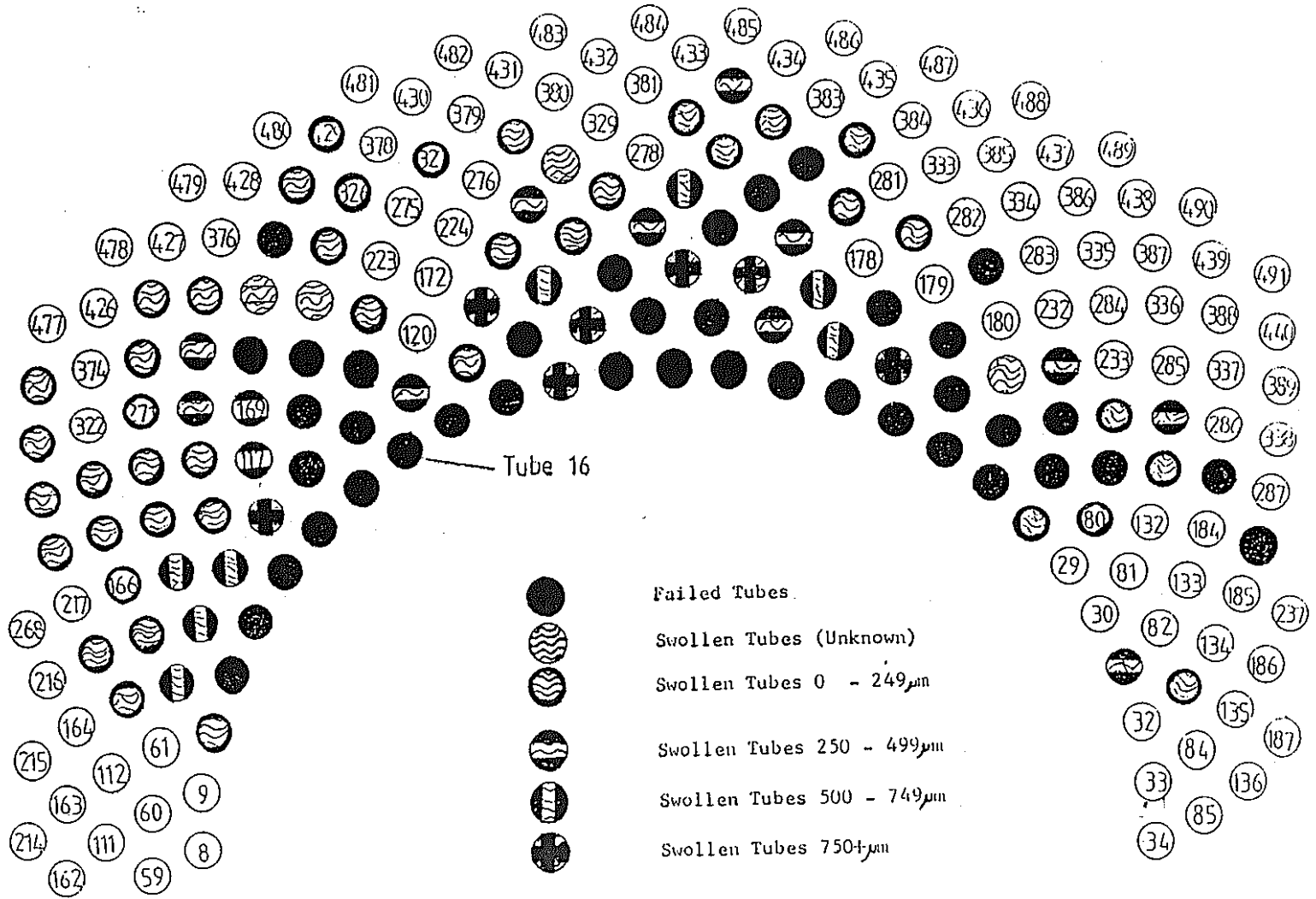


Fig. 7-1-5-1

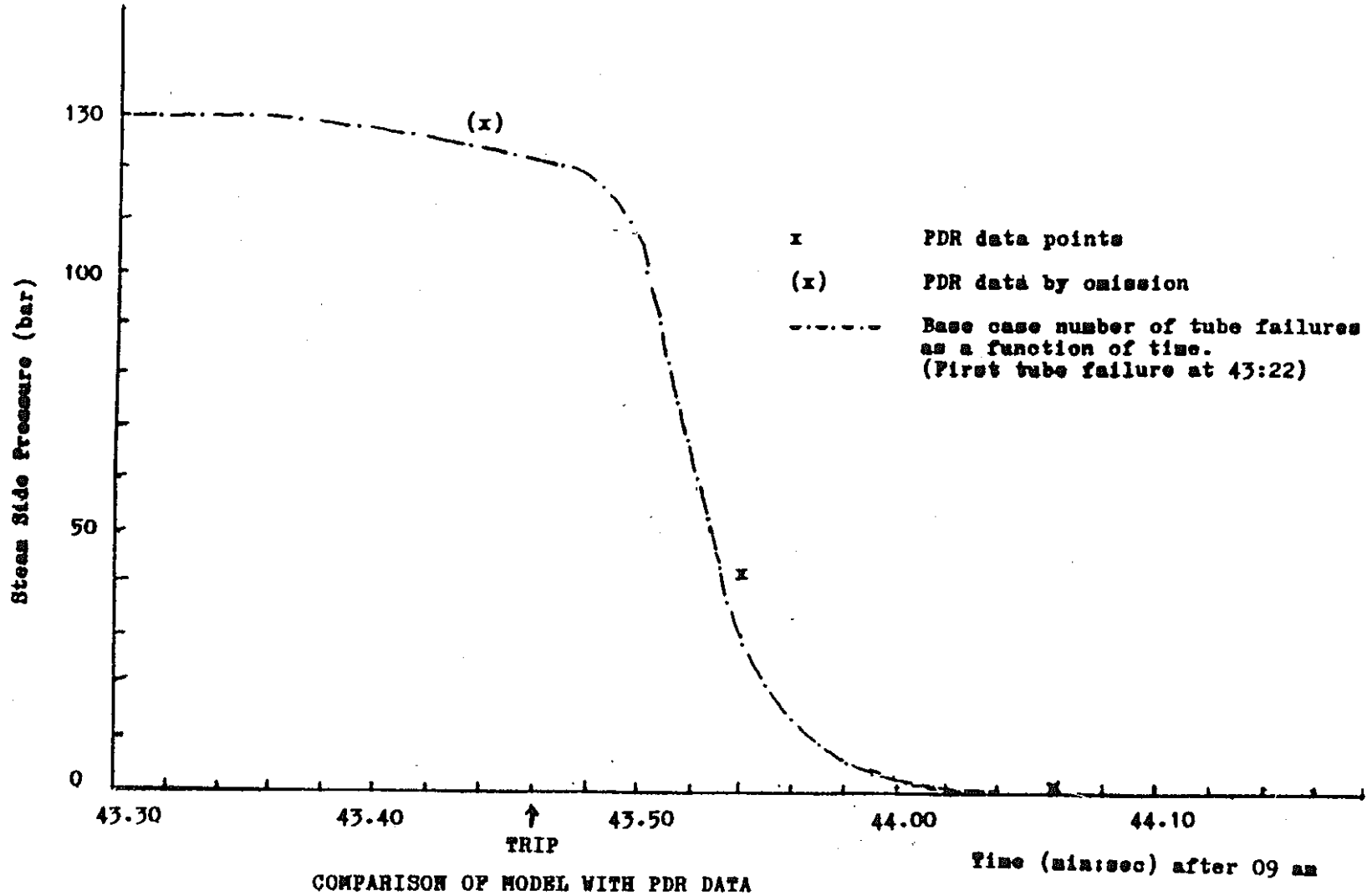
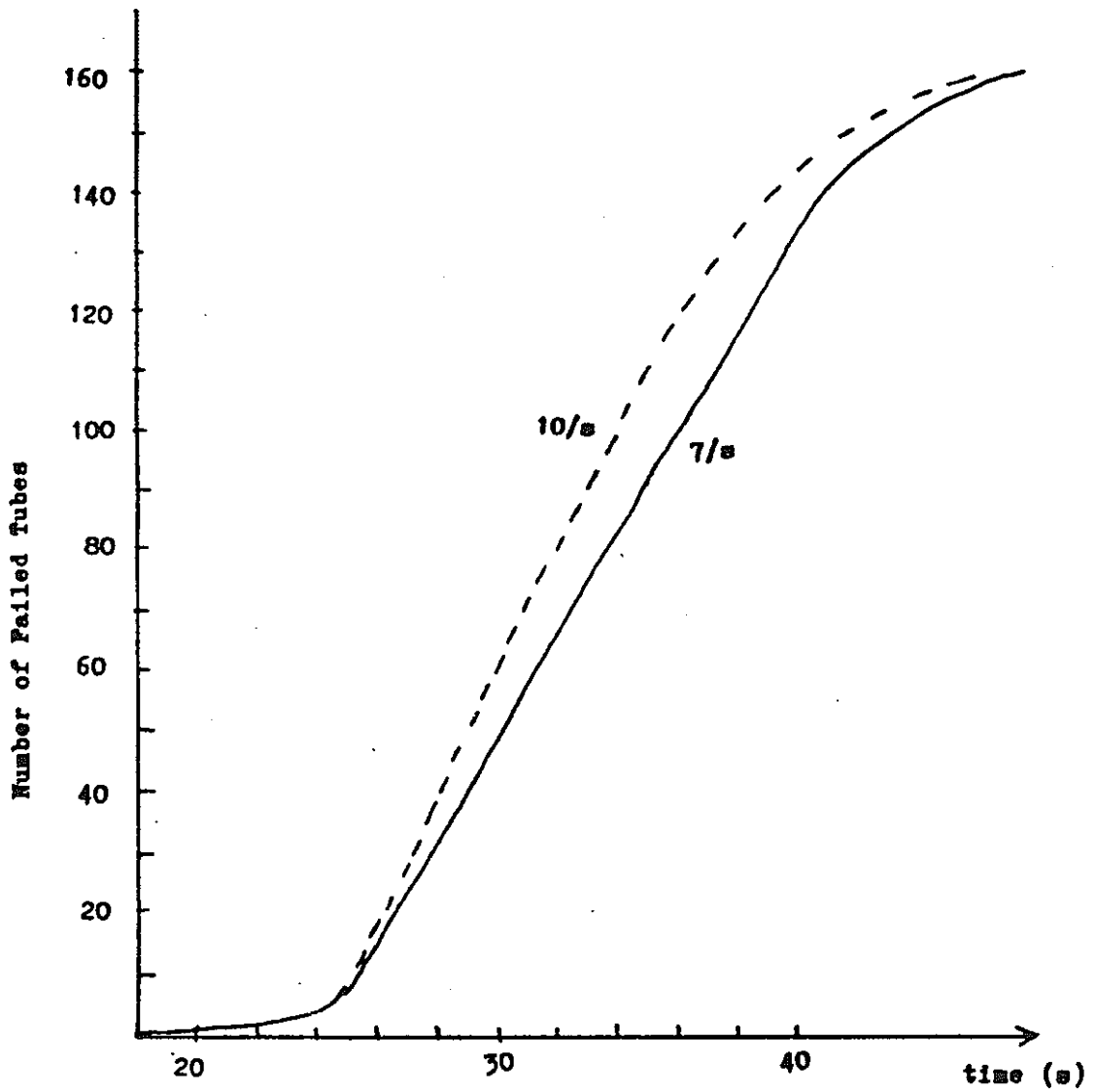
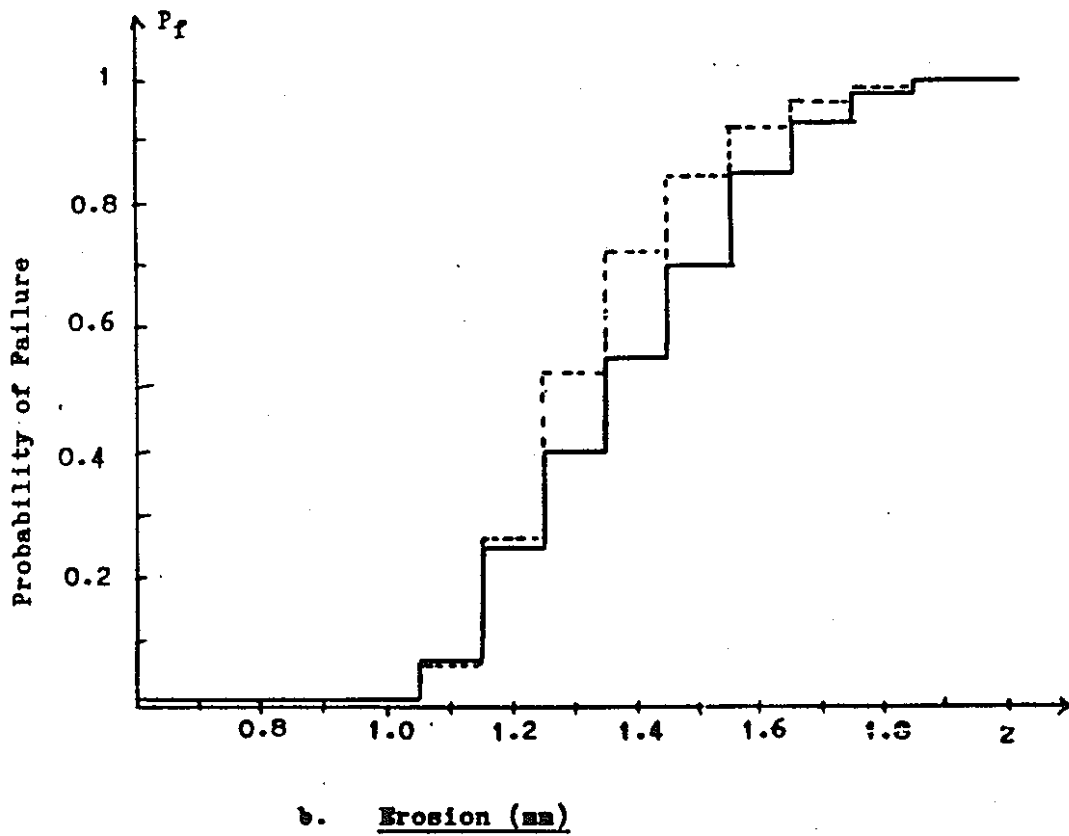
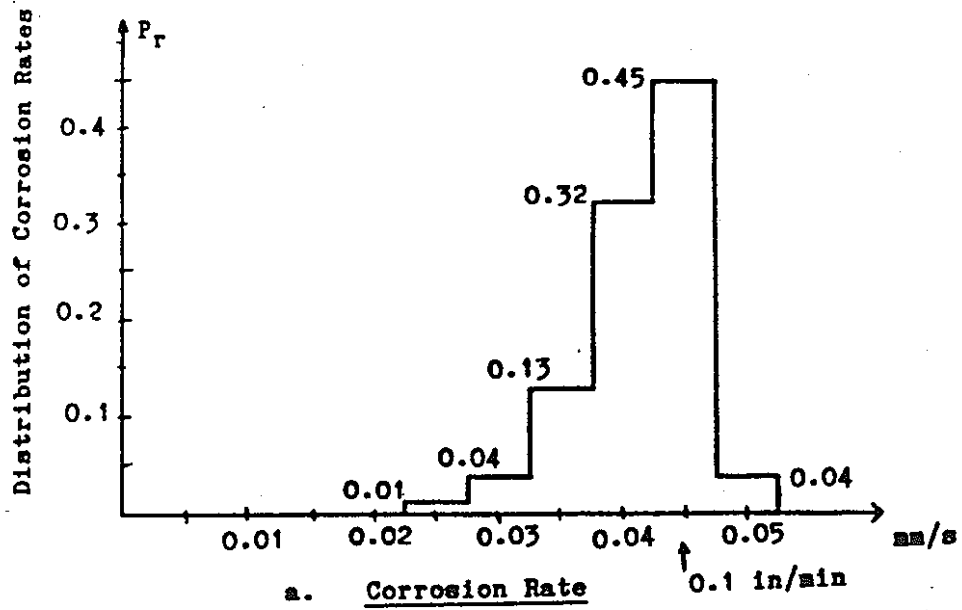


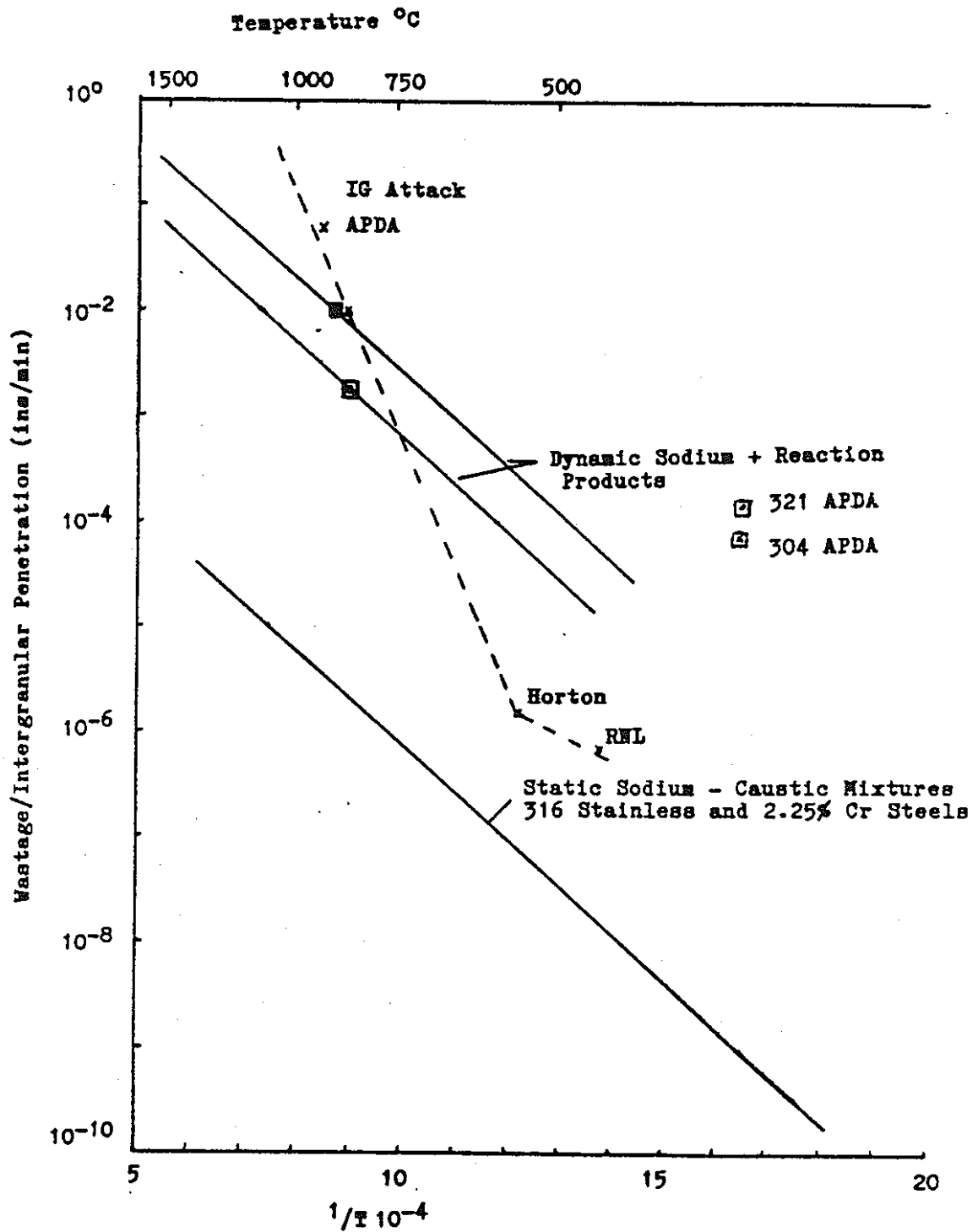
Fig. 7-1-5-2



NUMBER OF FAILED TUBES vs TIME - BASE CASE -
FIRST CASCADE

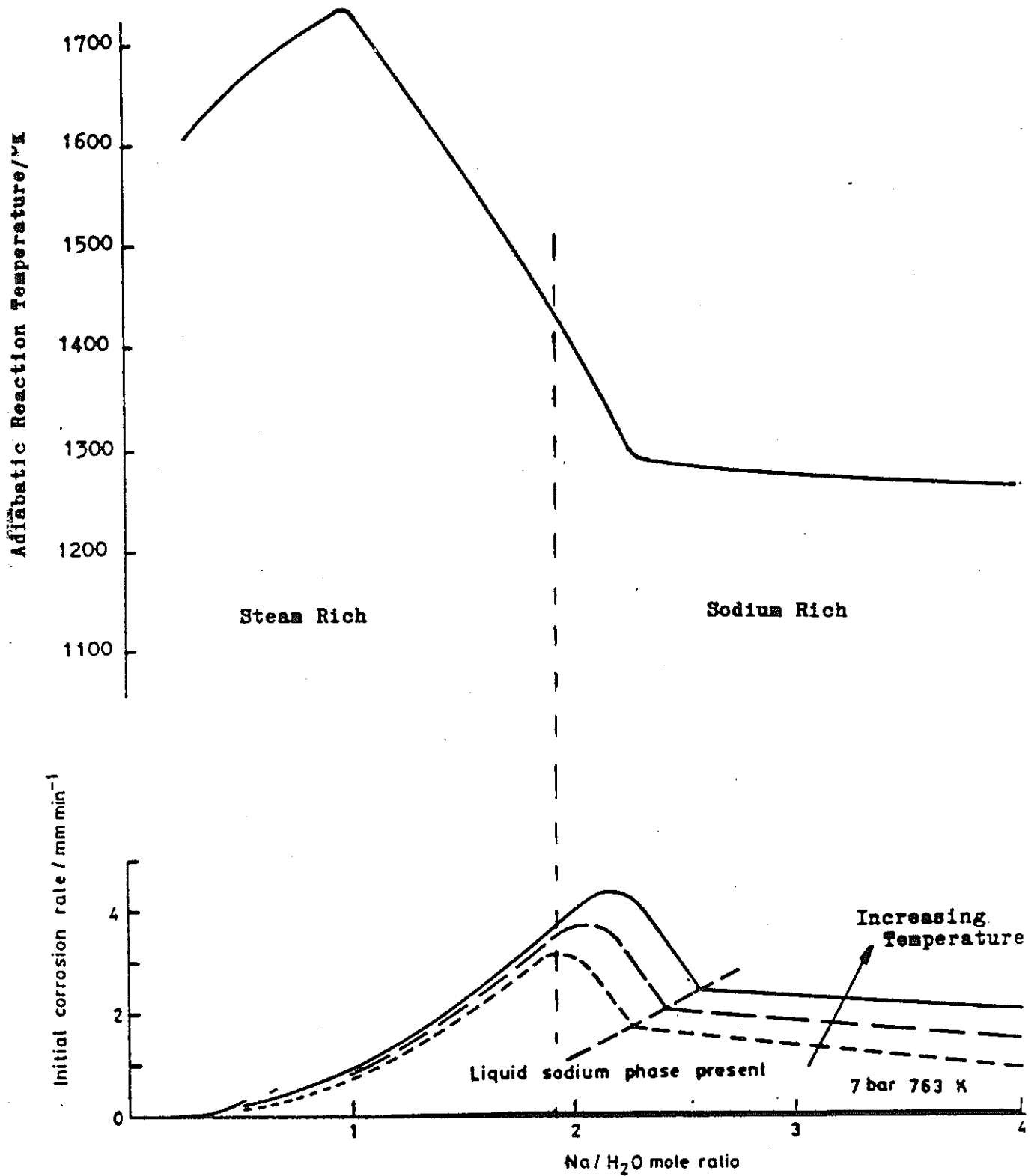


DISTRIBUTIONS OF CORROSION RATES AND FAILURE PROBABILITIES



CORROSION DATA FOR STEELS IN SODIUM-CAUSTIC MIXTURES

Fig. 7-1-5-5



VARIATION OF CORROSIVITY AND TEMPERATURE
ACROSS A STEAM JET IN SODIUM

Fig. 7-1-5-6

COMMERCIAL IN CONFIDENCE



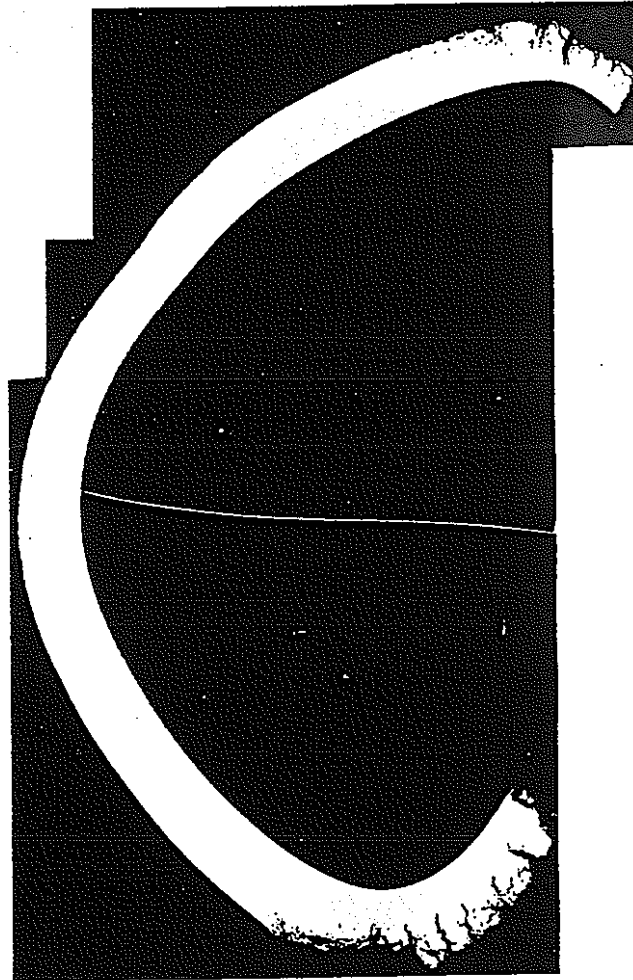
(a) Area in same orientation as the plane of rupture showing wall thinning with superimposed channelling and interspersed intergranular cracking over an arc of 12 mm length. x 20

TRANSVERSE SECTION IN PLANE 4 MM ABOVE THE TOP END
OF THE RUPTURE ON TUBE 27

FIGURE 3.

MS Note 200

COMMERCIAL IN CONFIDENCE



(a) Unetched macro through mid-plane of rupture showing some apparent wall thinning on both sides of the plane of rupture and evidence of channelling and significant intergranular cracking on outer surface in the same region.
x 5

TRANSVERSE SECTION THROUGH MID-PLANE OF RUPTURE ON TUBE 118

FIGURE 3.

MS Note 209

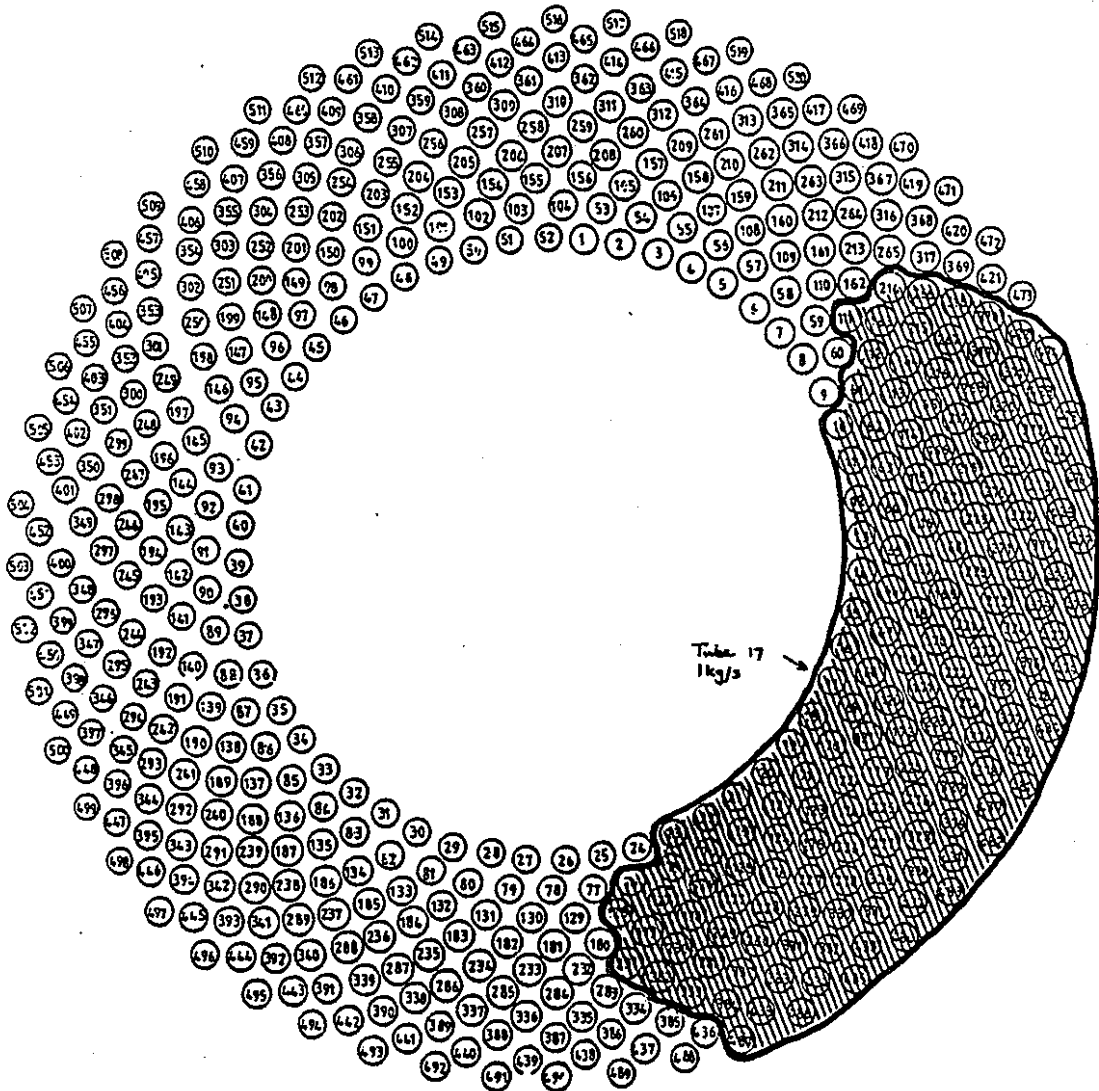
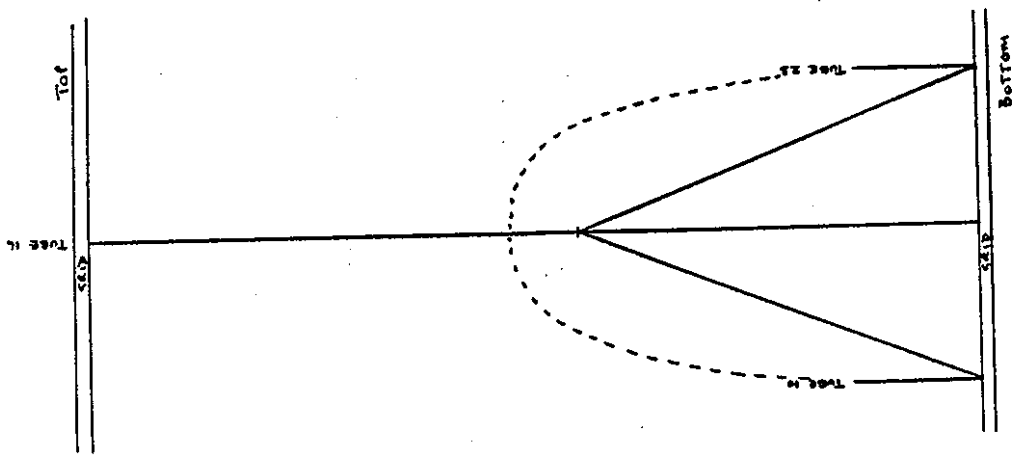


Fig. 7-1-5-9

Fig. 7-1-5-9

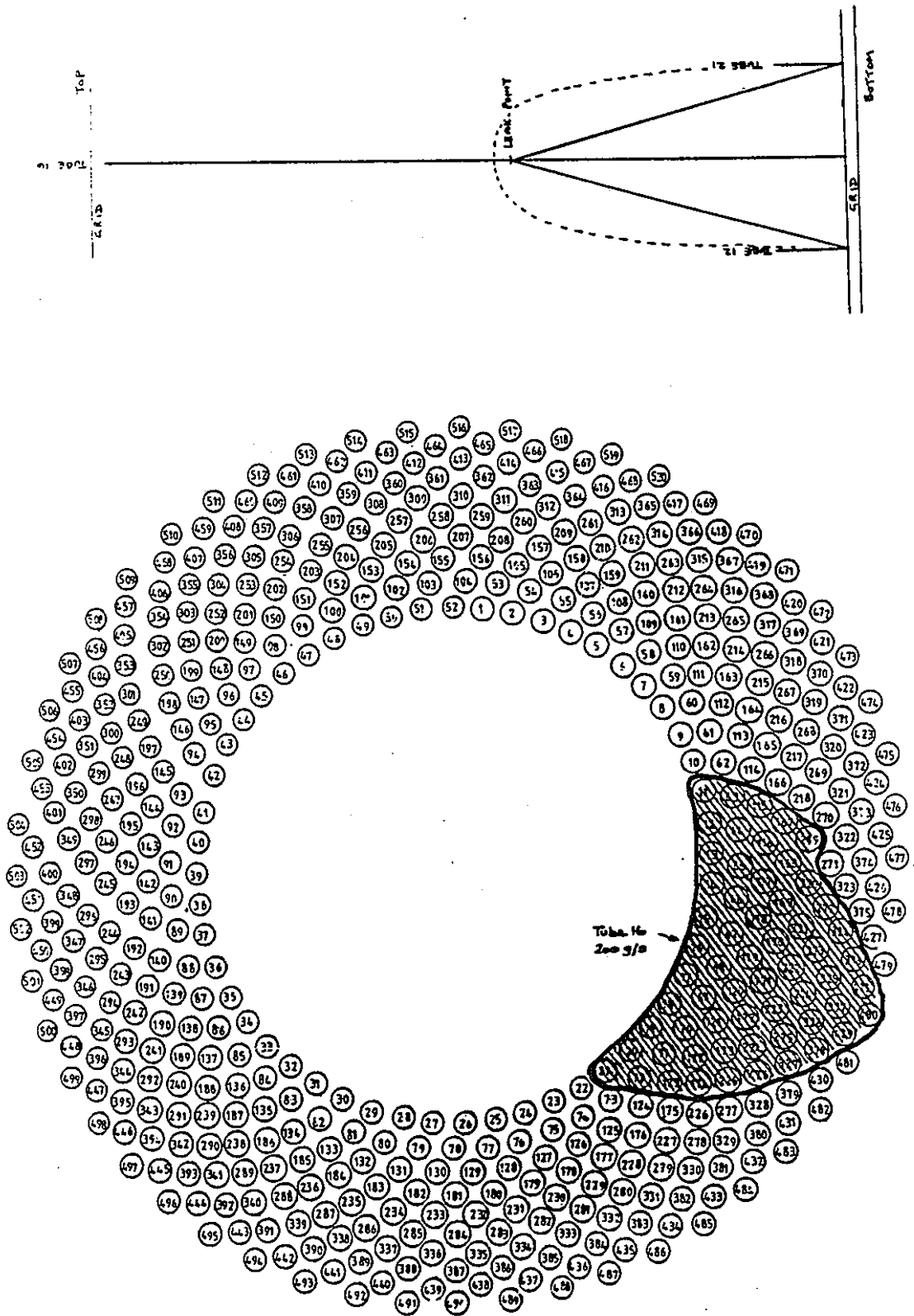
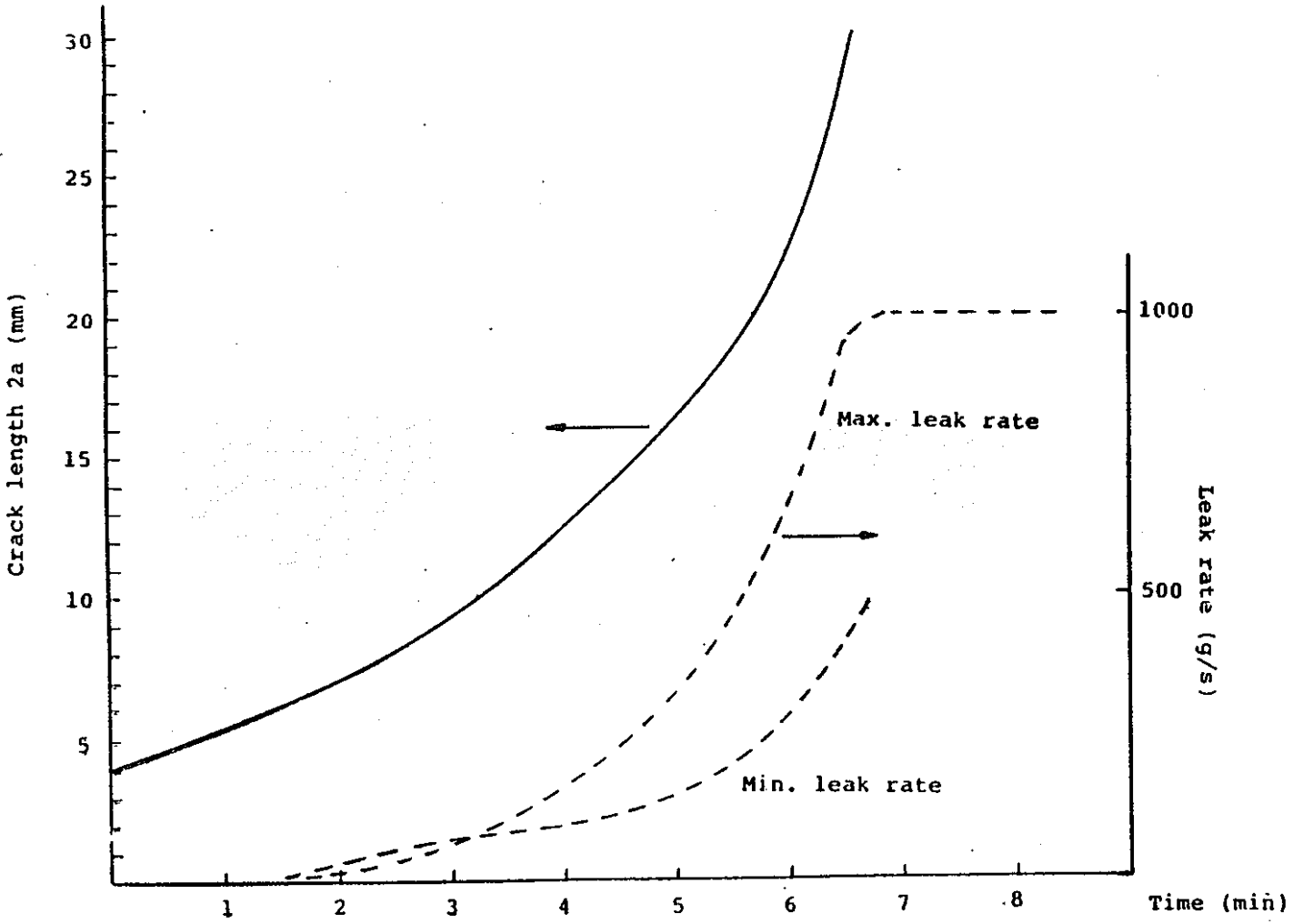


Fig. 7-1-5-10



INITIAL CRACK LENGTH AND FLOWRATE AS A FUNCTION OF TIME.

TUBE NO. 16

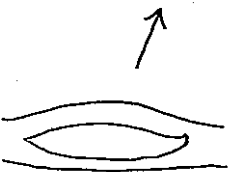
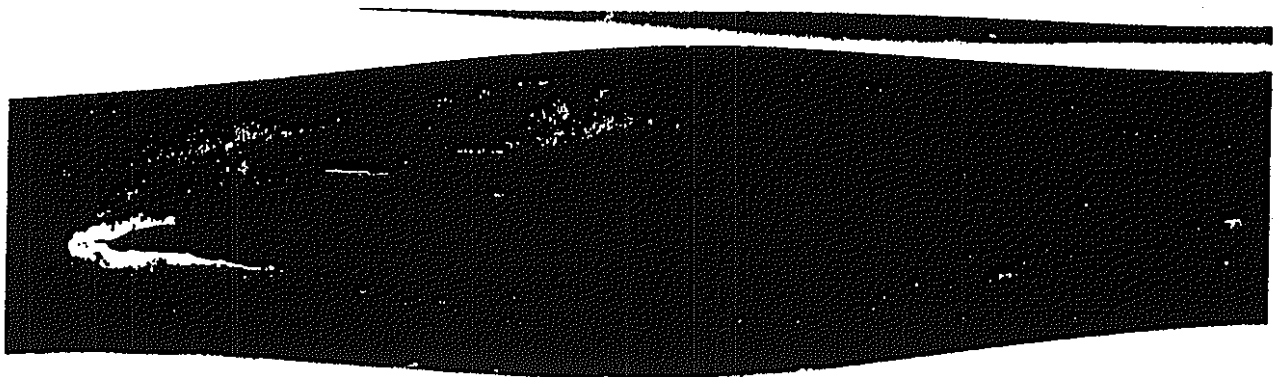
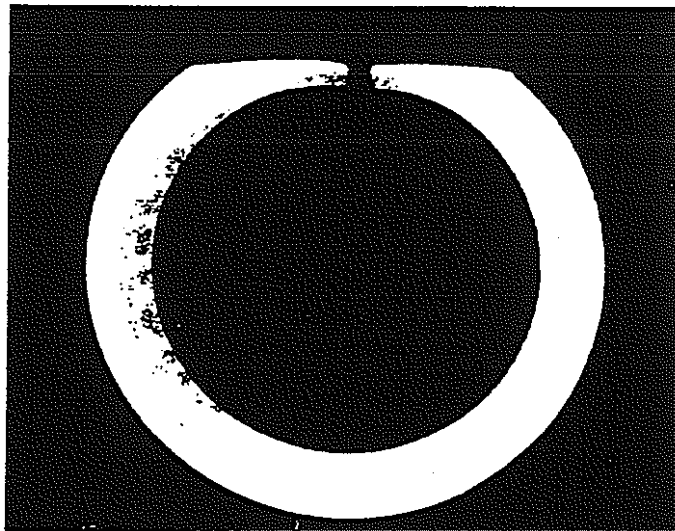


Fig. 7-1-5-12

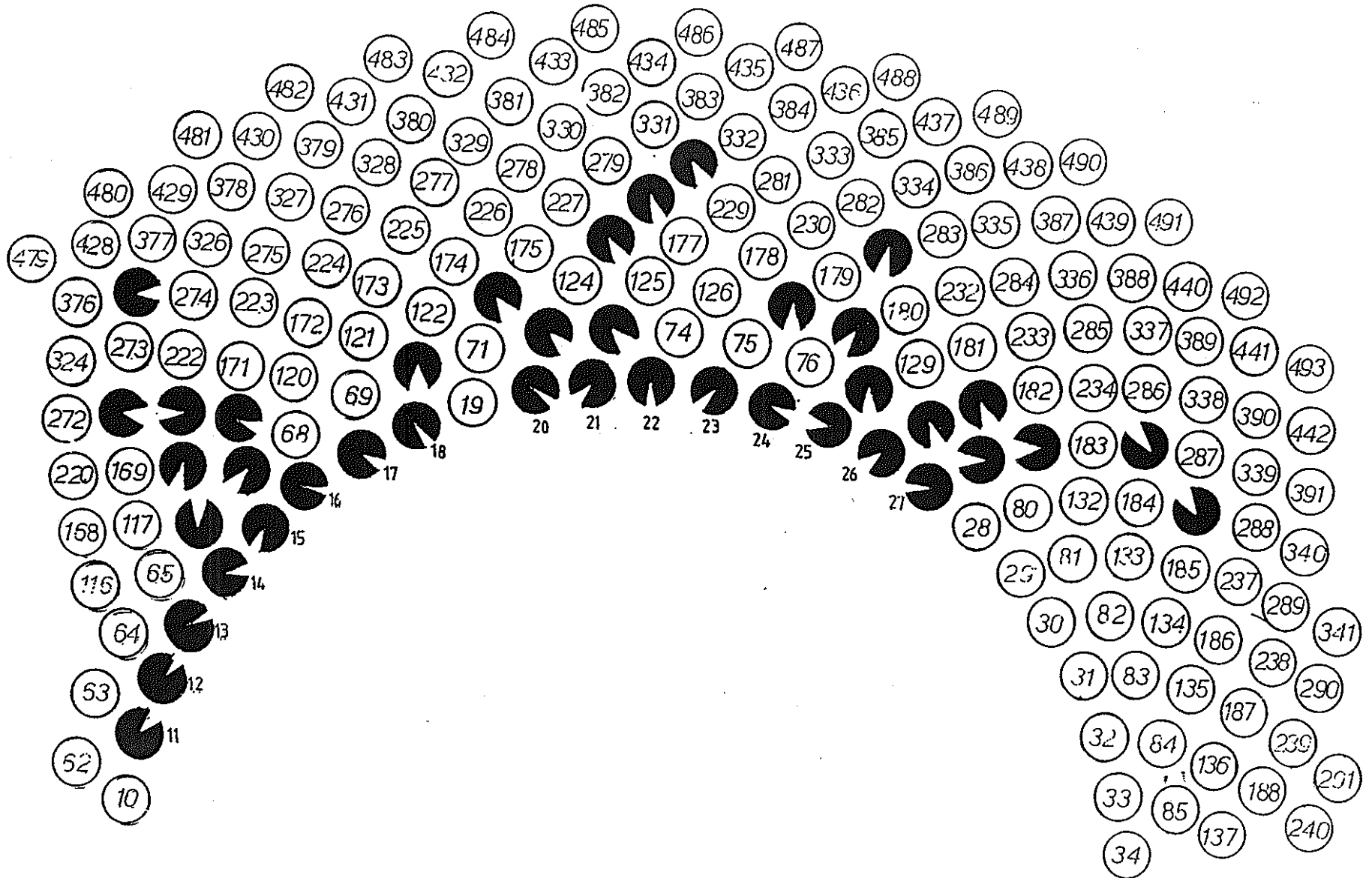
MOUNT 477

TOP END OF BURST



45

Fig. 7-1-5-13



Plan of failed tubes showing orientation of defects

Fig. 7-1-5-14

7-1-6 Measures taken to allow
further operation

THE PROBLEM

- SUPERHEATER 2 LEAK FEBRUARY 1987
- MULTIPLE TUBE FAILURE (40)
- WITHIN SHORT TIMESCALE
(POSSIBLY LESS THAN 5s)
- WHEN TRANSLATED TO EVAPORATOR
- NO LONGER GUARANTEE THAT IHX WILL REMAIN
INTACT AFTER TUBE FAILURE
修余.

● **EXISTING SAFETY CASE 1987**

- I POSSIBILITY OF UNDER SODIUM LEAK VERY SMALL
 - II TIMESCALE FOR FAILURE PROPAGATION FOR SMALL LEAK ALLOWED
TIMELY SHUTDOWN BY EXPANSION TANK PRESSURE AND/OR
BURSTING DISC TRIP - 'KNOCK ON' FAILURE MODEL
 - III degf - RAPID SEPARATION OF REACTING COMPONENTS
- DEMONSTRATE THAT THE INTEGRITY OF THE IHX_s IS PRESERVED.

● **FIRST RESPONSE**

- I PRESSURES WITHIN THOSE PREDICTED FOR degf
- II PLANT SAFETY SHUT DOWN - LOGIC APPEARED TO HAVE WORKED
- III ONLY QUESTION - WHY HAD FAILURE OCCURRED?

● **EXAMINATION OF SUPERHEATER 2**

- I 40 TUBES FAILED - LARGE FAILURE AREAS
- II OVERHEATING
- III THEREFORE VERY RAPID TIMESCALE

LEADS TO :

- I MONITORING SODIUM COOLING AS PUMP RUN DOWN (S/H AND R/H)
- II S/H2 WORST CASE OR CLOSE TO IT
- III EVAPORATORS - RELY UPON EXPERIMENTAL EVIDENCE WITH
WATER COOLED TUBES

● **CAUSE OF INITIAL LEAK IN SUPERHEATER 2**

- I FLOW INDUCED TUBE VIBRATION
- II PROBLEM RECOGNISED IN S/H AND R/H - CORRECTED IN RTB_s
THEREFORE REPLACE ALL EXISTING S/H AND R/H WITH RTB_s

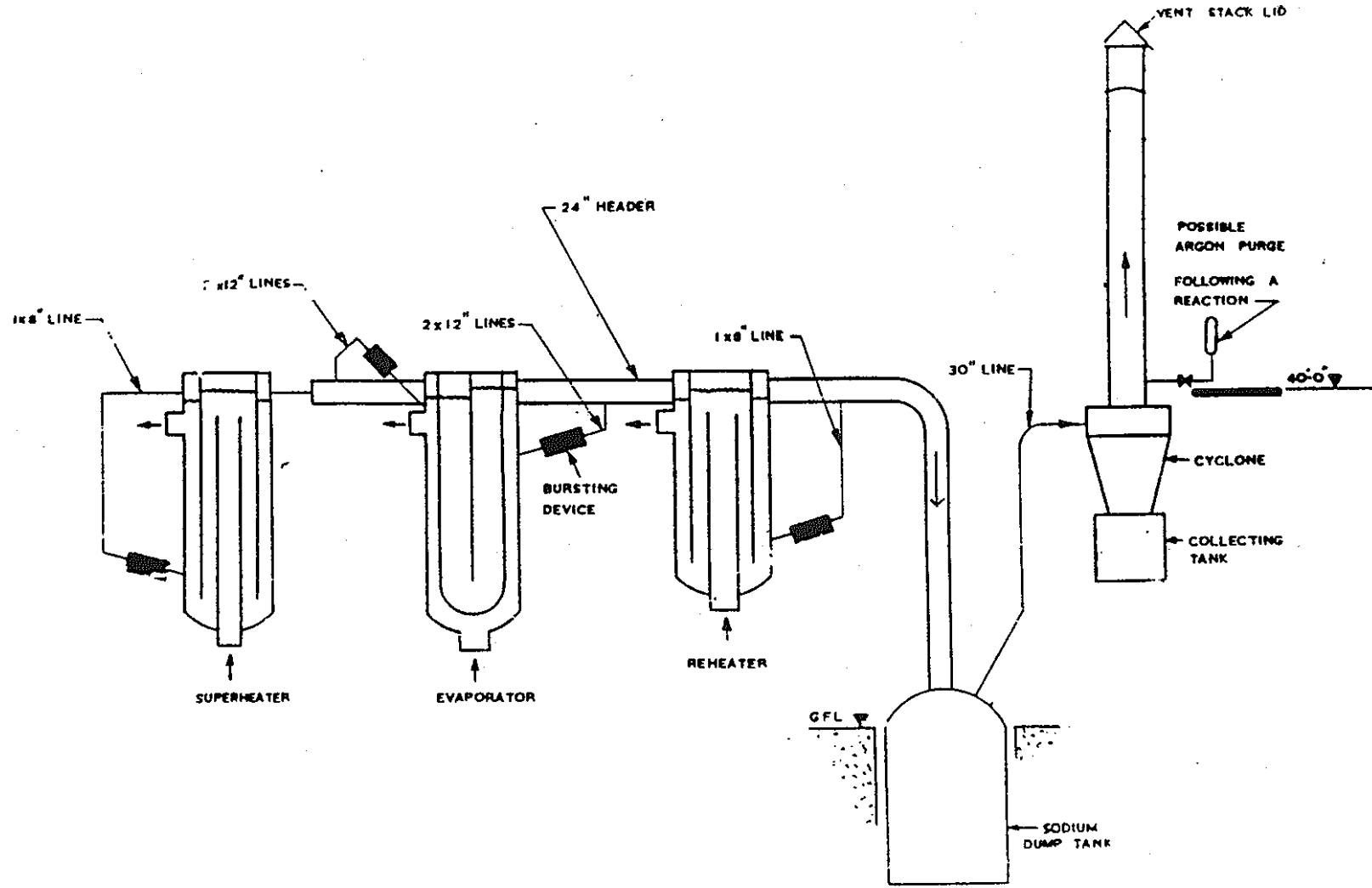
- **FURTHER ASSESSMENT.**
 - EVAPORATOR WORST CASE
 - CANNOT GUARANTEE COOLING WITHIN TUBE
 - HEAT FLUX TOO HIGH
 - PROPOSE ENGINEERING MODIFICATIONS TO SECONDARY CIRCUITS AND EFFLUENT SYSTEM

- **APPARENT CONTRADICTION WITH EXPERIMENTAL AND THEORITICAL UNDERSTANDING OF SODIUM/WATER REACTIONS**
 - RAMIFICATIONS, NEED TO BE SURE
 - PEER REVIEW SET UP

- **AFTER DECEMBER - STATUS OF SAFETY CASE - JAN 31st DEADLINE**
 - 3 SEPARATE SUBMISSIONS - ALL UNSUCCESSFUL
 - SWP DECIDES TO AWAIT OUTCOME OF PEER REVIEW
 - RELIANCE OF ARK - NOT QA STANDARD
 - STRENGTH OF SECONDARY CIRCUITS, EFFLUENT SYSTEM AND IHX
 - THEREFORE PFR SHUTDOWN UNTIL PEER REVIEW GROUP REPORT AND FRESH SAFETY SUBMISSION BASED UPON PRG IS SUCCESSFUL - END OF FEB ' 88

FOLLOW UP ACTIONS

1. QA AND VALIDATION OF ARK
 - . CODE
 - . EXPTS
2. TUBE FAILURE ESCALATION
 - . MECHANISMS
 - . DEMONSTRATION
 - . STEAM COOLING OF TUBES
3. STRENGTH OF SECONDARY SODIUM CIRCUITS AND EFFLUENT SYSTEM
4. REDESIGN OF EFFLUENT SYSTEM
5. INSPECTION OF EVAPORATOR TUBES
 - . RELOAD 16 ALL TUBES IN 3 UNITS
6. CONDITION OF THE INTERMEDIATE HEAT EXCHANGERS
7. MAGNETITE CLEANING
 - . MECHANICAL METHOD
8. FLOW LIMITERS
 - . COLLAPSING TUBE DEVICE
 - . SPRING DEVICE
9. UNDER SODIUM HYDROGEN DETECTION
10. BURSTING DISC ASSESSMENT
 - . COMMON MODE FAILURE LIMITATION



SODIUM EFFLUENT SYSTEM

Fig. 7-1-6-5

PROPOSED MODIFICATION TO DUMP SYSTEM

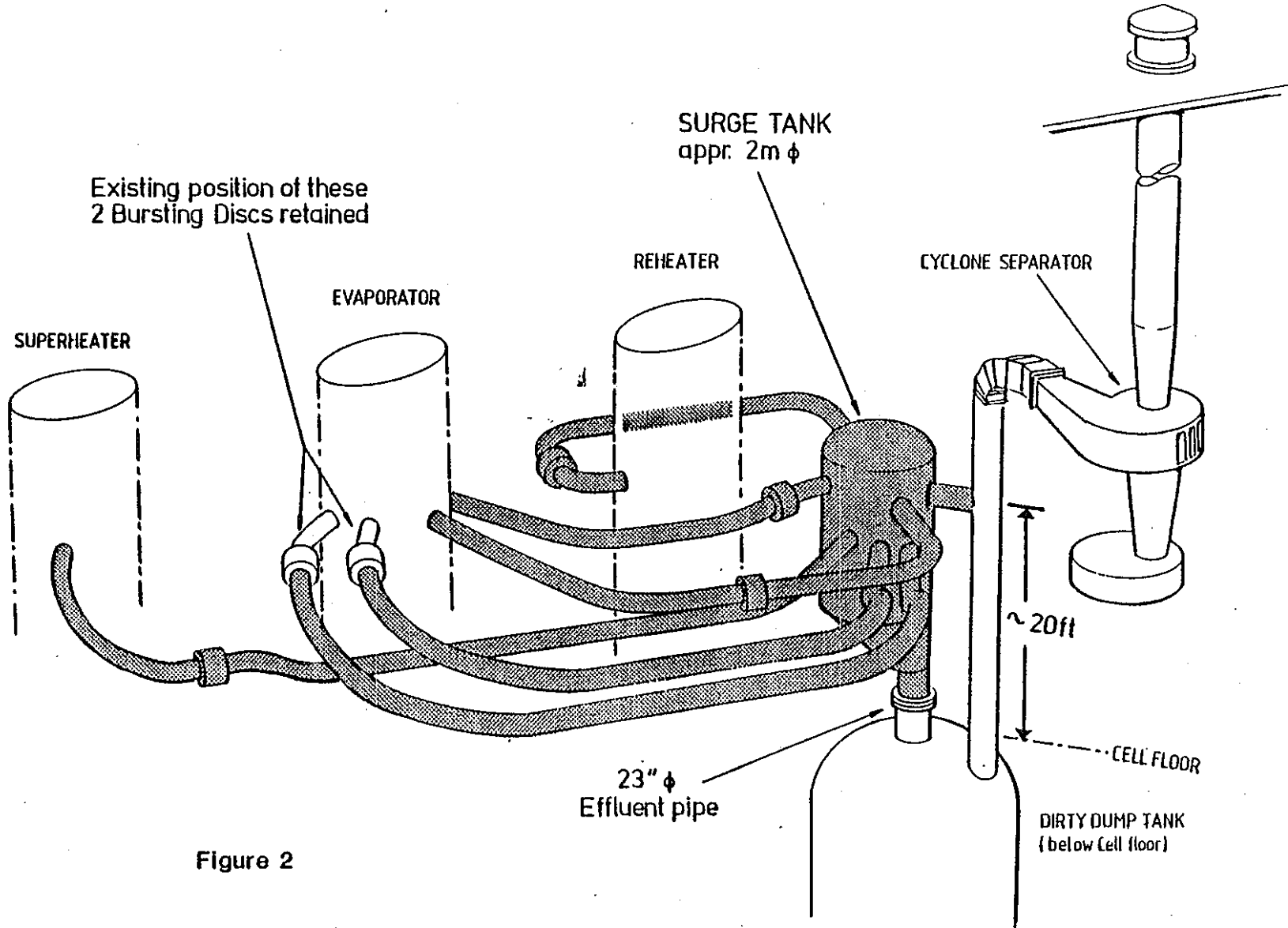


Figure 2

Fig. 7-1-6-6

STRUCTURAL INTEGRITY

- . Safety case includes assumptions about the state of components - how valid are these with time - defines target performance parameters (strength etc) for component

- . Assessment of conditions being experienced by component - plant measurements - how accurately must conditions be known?

- . Assessment of original design - what were the original margins

- . Structural integrity assessment of margins compared to operating conditions and required performance - fitness for purpose

- . How can SI assessment be tested - what inspection is required - what routine maintenance is required

- . Benefits
 - . Demonstrate fitness for purpose - soundly based
 - . Identify justifiable inspection and maintenance programmes
 - . Provide lessons for future designs - ie what inspection requirements need to be built in, what instrumentation is required.
 - . Improved reliability

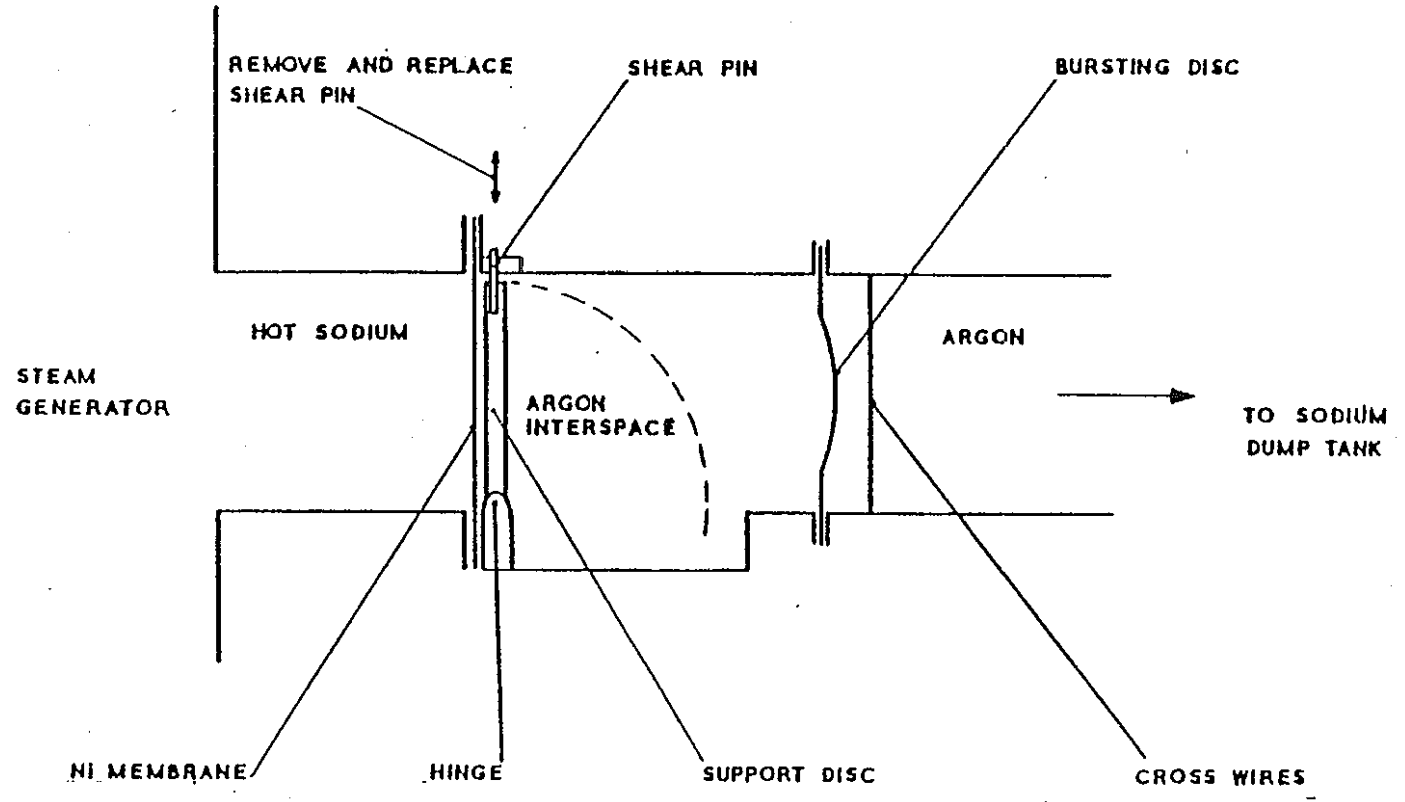
- . First target - IHX

PROBLEMS

● SPURIOUS TRIPS

Plant Conditions that will bypass the trip :

	CONDITIONS	SYSTEM RESPONSE
1	Low Argon Pressure -----	All 3 Circuits off line
2	Low Sample Flow -----	Kath off line
3	Unauthorised access to ----- Control Panel	Kath off line
4	Low Loop Flow -----	Circuit off line
5	Low Sodium Temperature ----- in Loop	Circuit off line
6	Low Reference Flow -----	Kath off line
7	Katherometer Block ----- Temperature out of Specification	Kath off line



BURSTING DEVICE — P.F.R.

FIGURE 2

7-2-1 Na/H₂O work in Japan related to
SGU Designs in MONJU and DFR

PNC/AGT-8 Information Exchange Meeting on Sodium Water Reaction, Dounreay, UK, March 15-17,1989

Na-water reaction studies
related to
SG design for Monju

Speaker: H.Hamada

Oarai Engineering Center

Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation

Japan



Contents

1 Selection of DBL for Monju and validation of its conservatism

2 Integrity of Monju secondary sodium system in case of DBL
accident

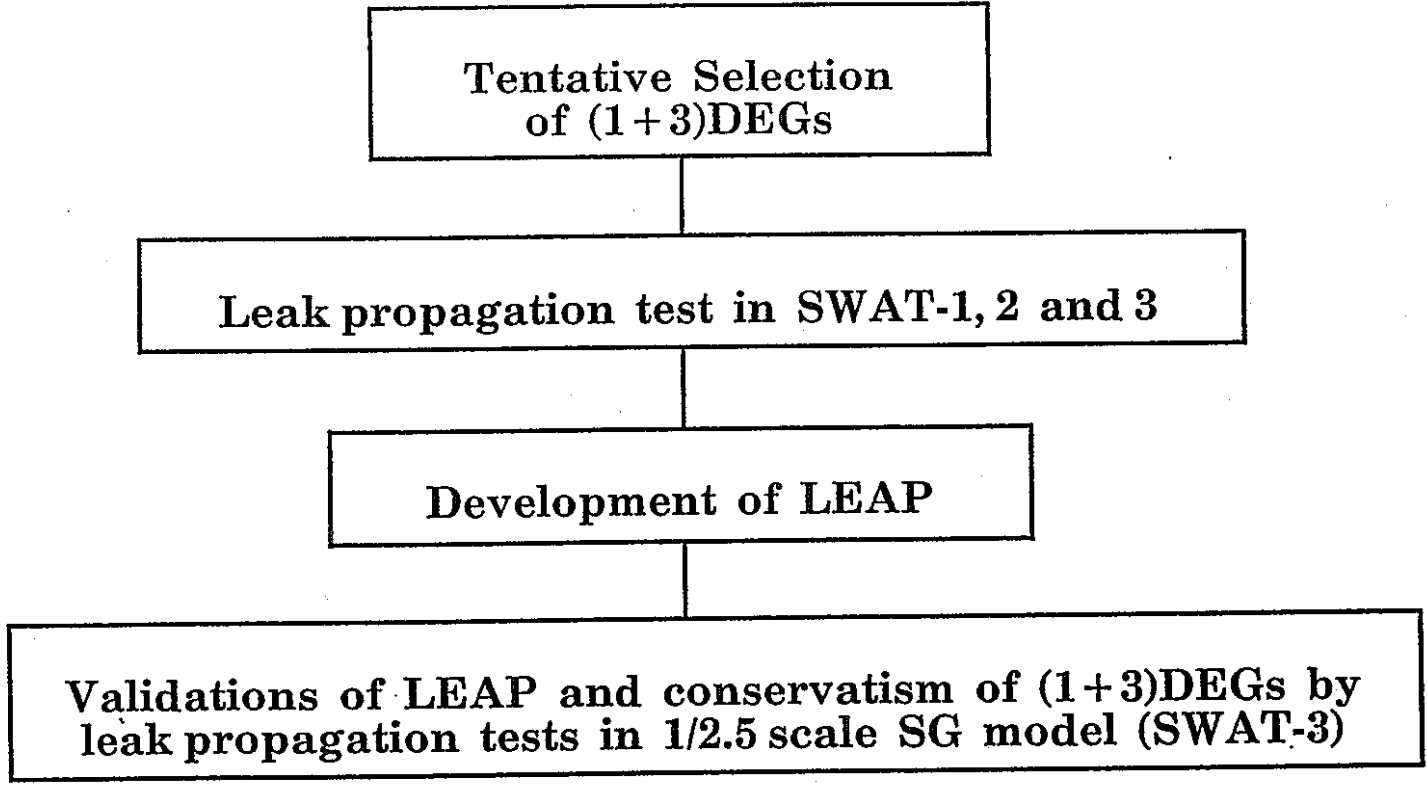
3 Development of leak detection system



1 Selection of DBL for Monju and validation of its conservatism

1-1 Selection of DBL for Monju





Procedure of DBL selection and validation of its conservatism

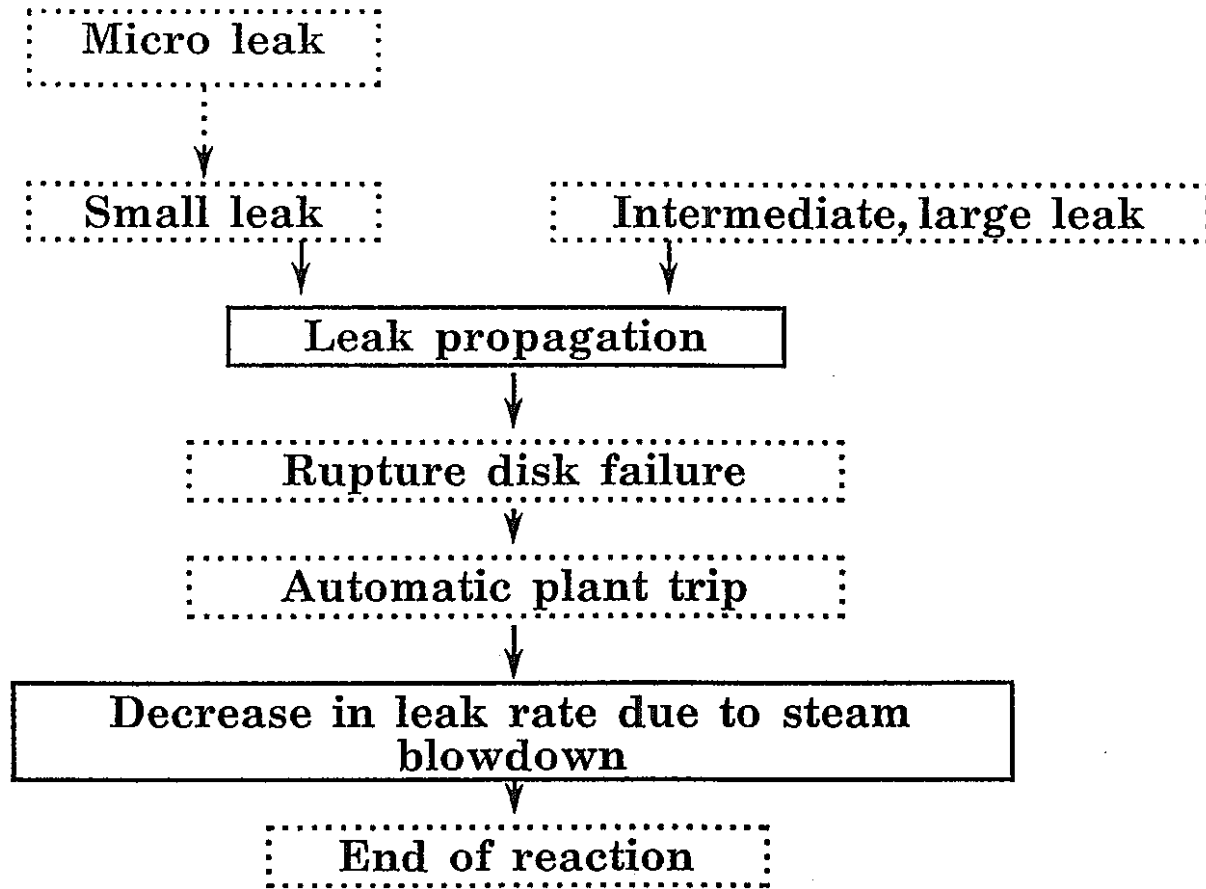


1 Selection of DBL for Monju and validation of its conservatism

1-2 Features of the LEAP code



Fig. 7-2-1-5



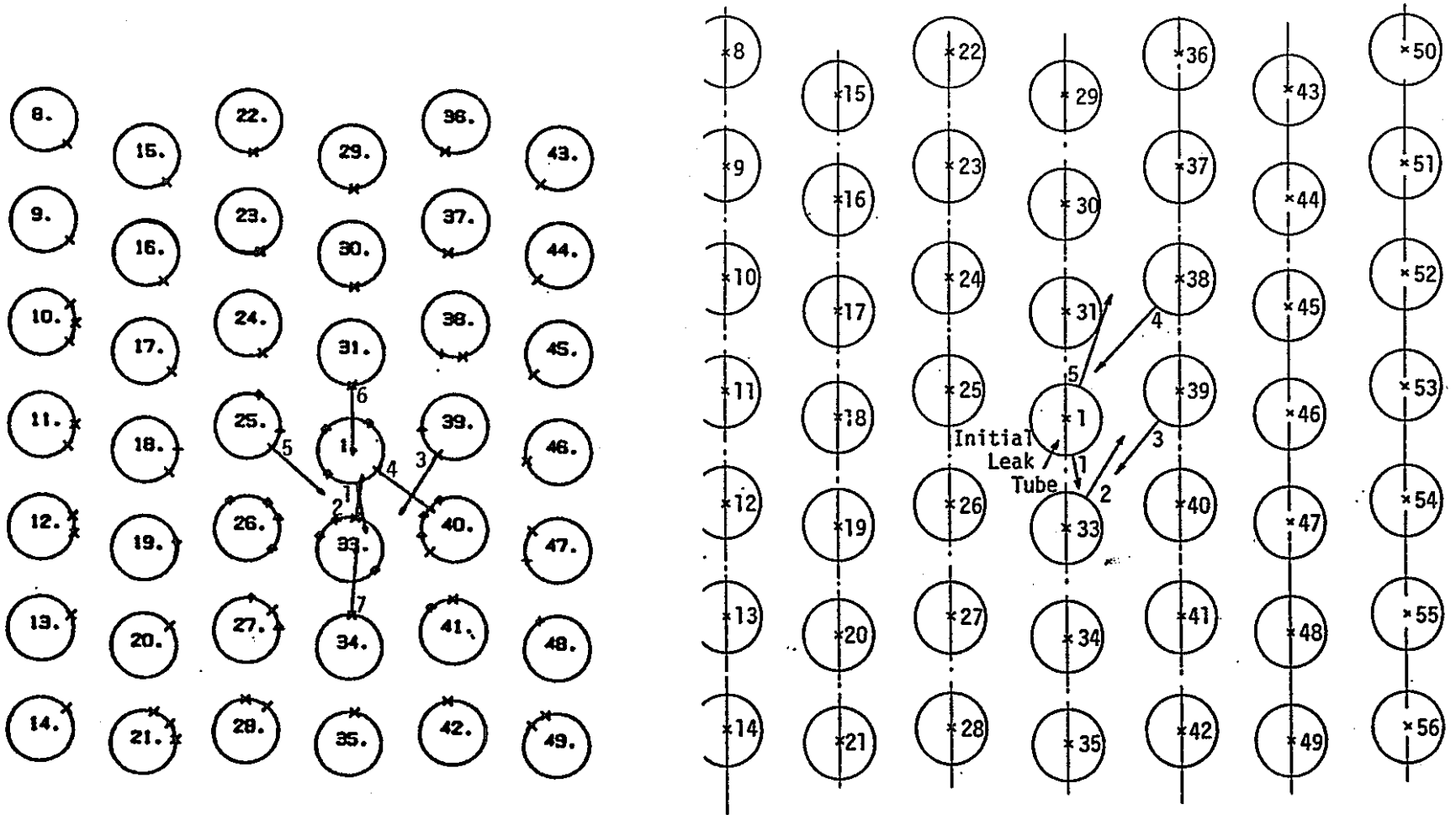
LEAP calculates processes shown in □.



1 Selection of DBL for Monju and validation of its conservatism

1-3. Validation of LEAP

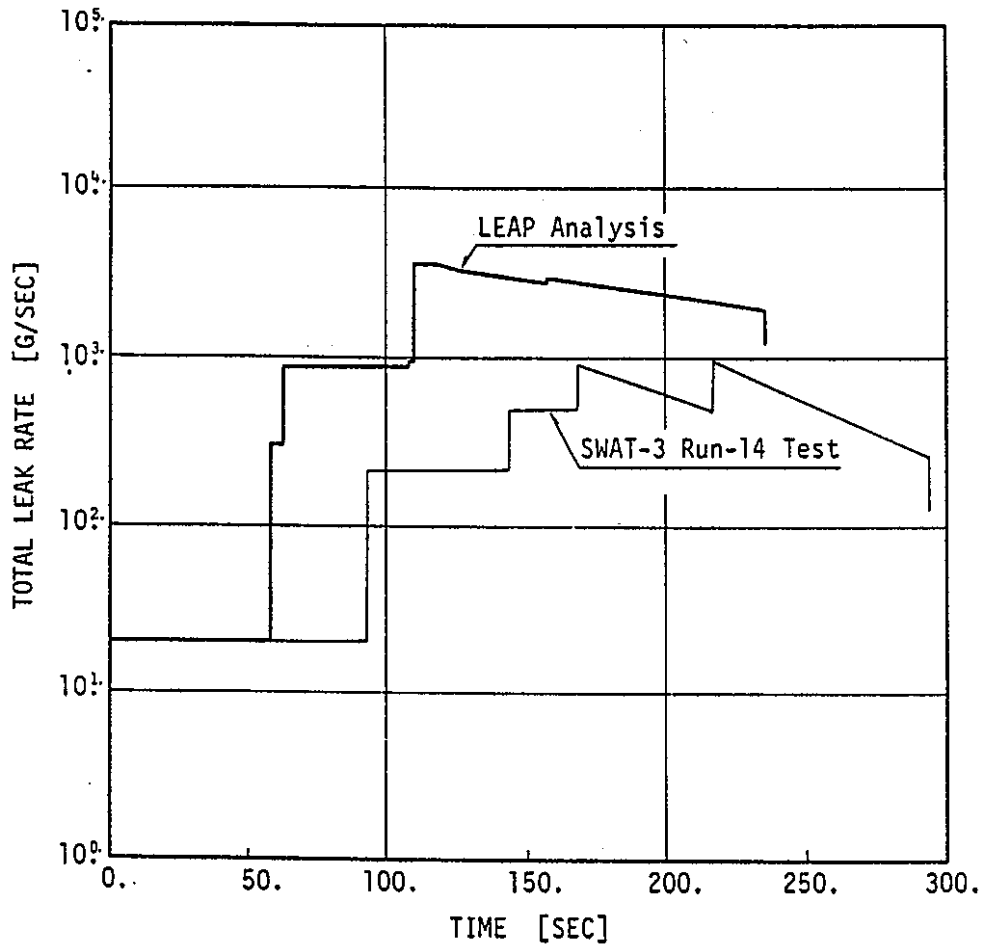




LEAP calculation results

SWAT-3 test results in Run-14

Comparison between LEAP and test results on tube failure propagation.



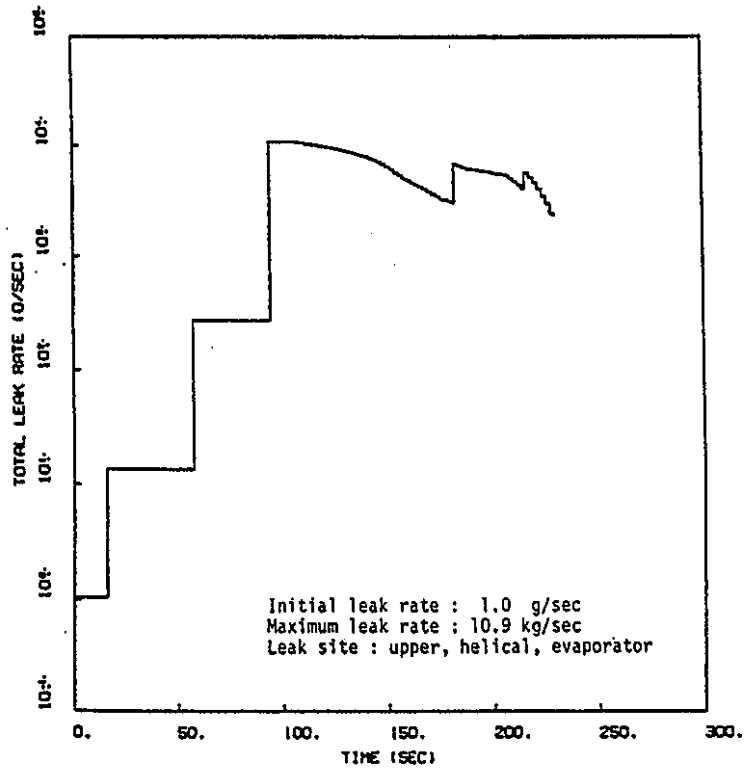
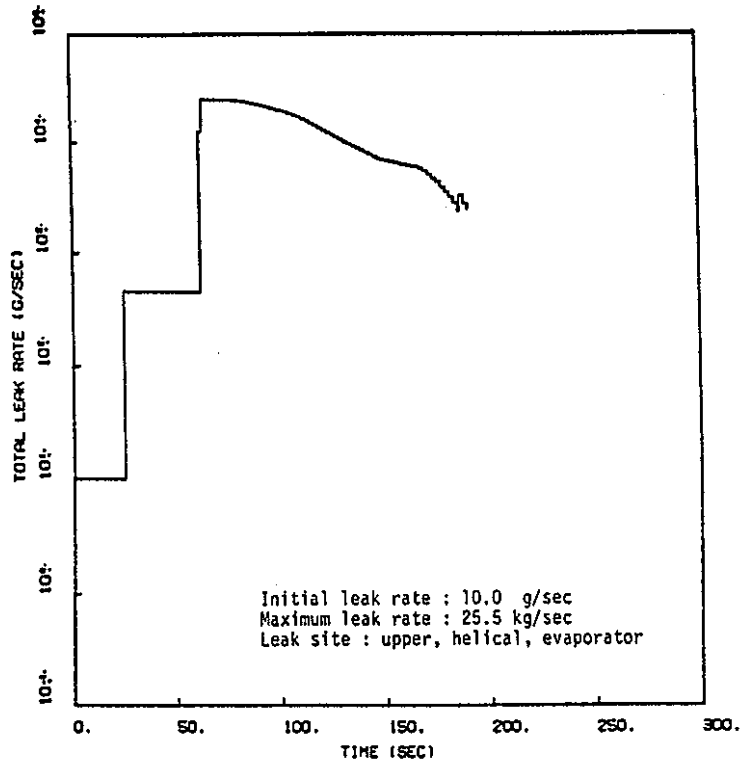
Comparison between LEAP and Test (Run-14)

1 Selection of DBL for Monju and validation of its conservatism

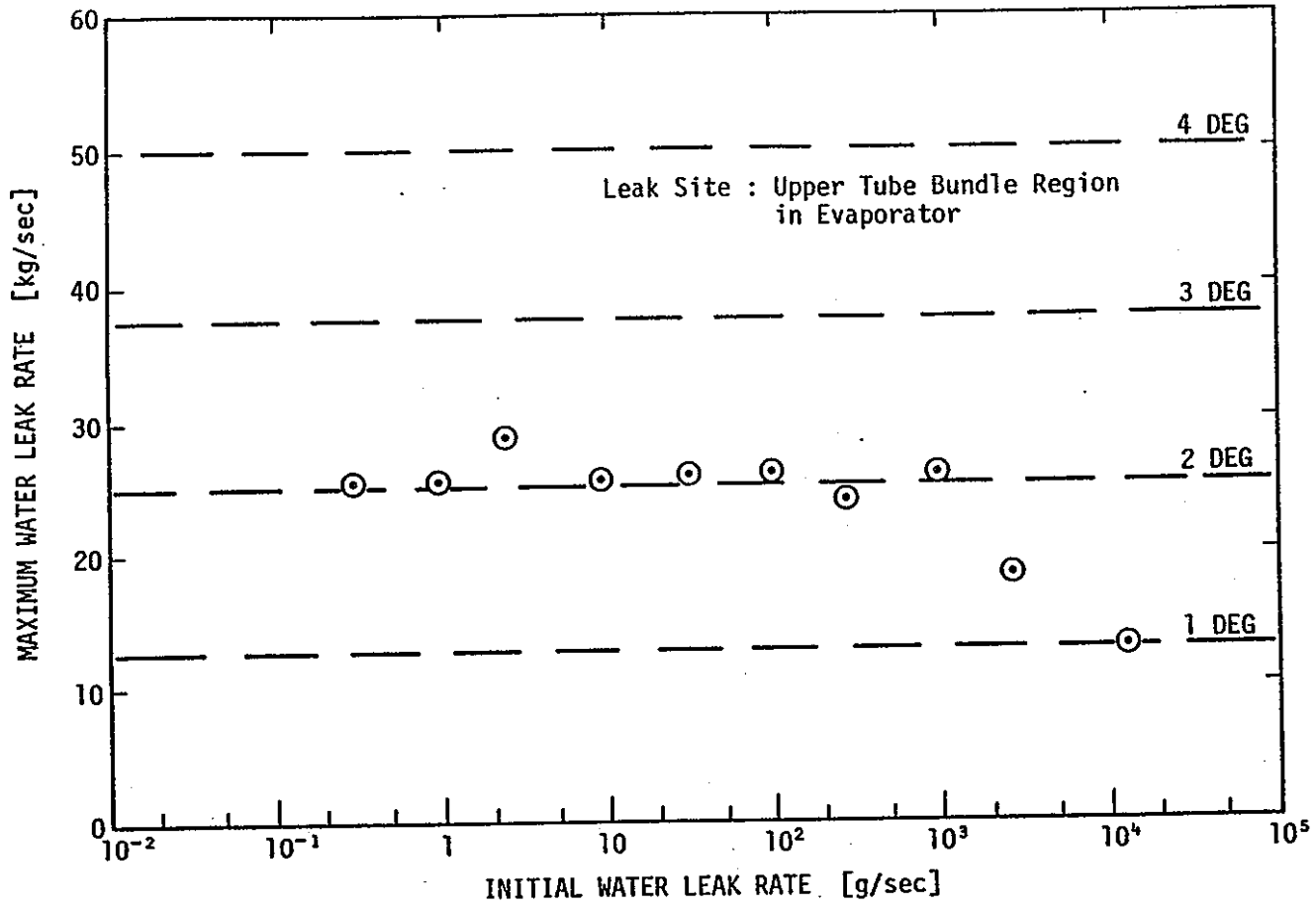
1-4 Evaluation of leak propagation in Monju SG



Fig. 7-2-1-10



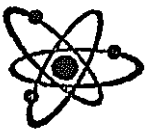
Examples of failure propagation analysis for Monju evaporator



Relation between Initial Leak Rate and Maximum Leak Rate by LEAP Calculation

Results

1. The LEAP code was developed based on results of tube failure propagation tests by SWAT-1, SWAT-2, and SWAT-3.
2. Tube failure propagation test using a 1/2.5 scale model of the Monju evaporator in SWAT-3 revealed conservatism of LEAP as well as conservatism of the (1 + 3) DEGs DBL.



2 Integrity of Monju secondary sodium system in case of DBL accident

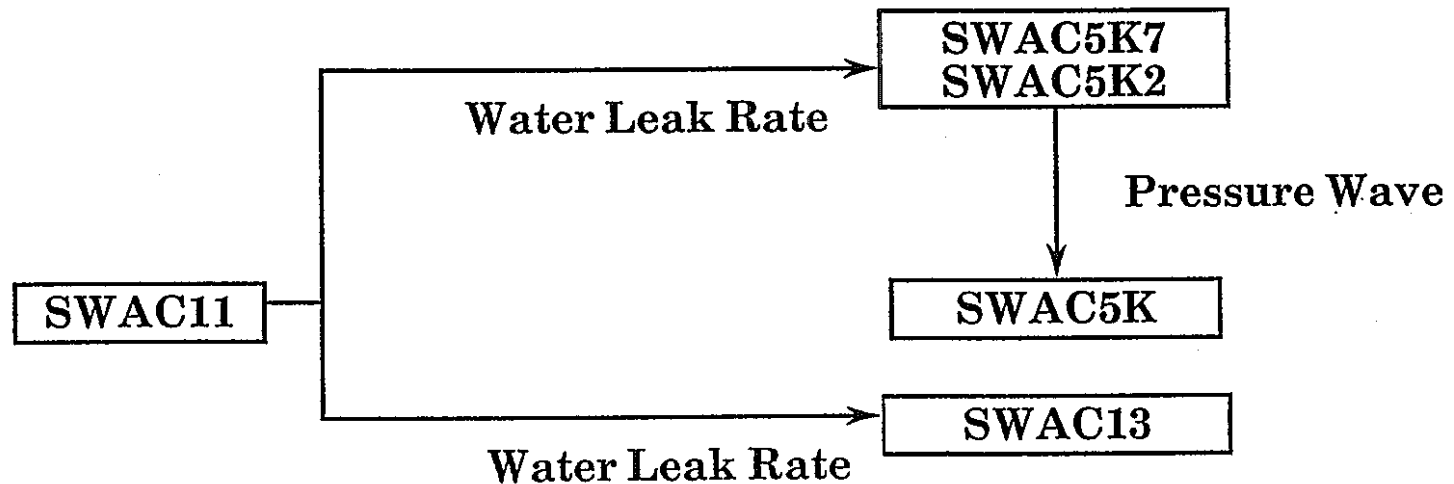
2-1 Development of SWACS code



SWACS

To analyze initial pressure propagation and quasi-steady state pressure behavior in the event of large sodium-water reaction accident

- * SWAC5K7: initial spike pressure calculation of a helical tube leak
- * SWAC5K2: initial spike pressure calculation of a downcomer tube leak
- * SWAC5K : propagated pressure calculation in a secondary loop
- * SWAC13 : quasi-steady pressure calculation
- * SWAC11 : water leak rate calculation



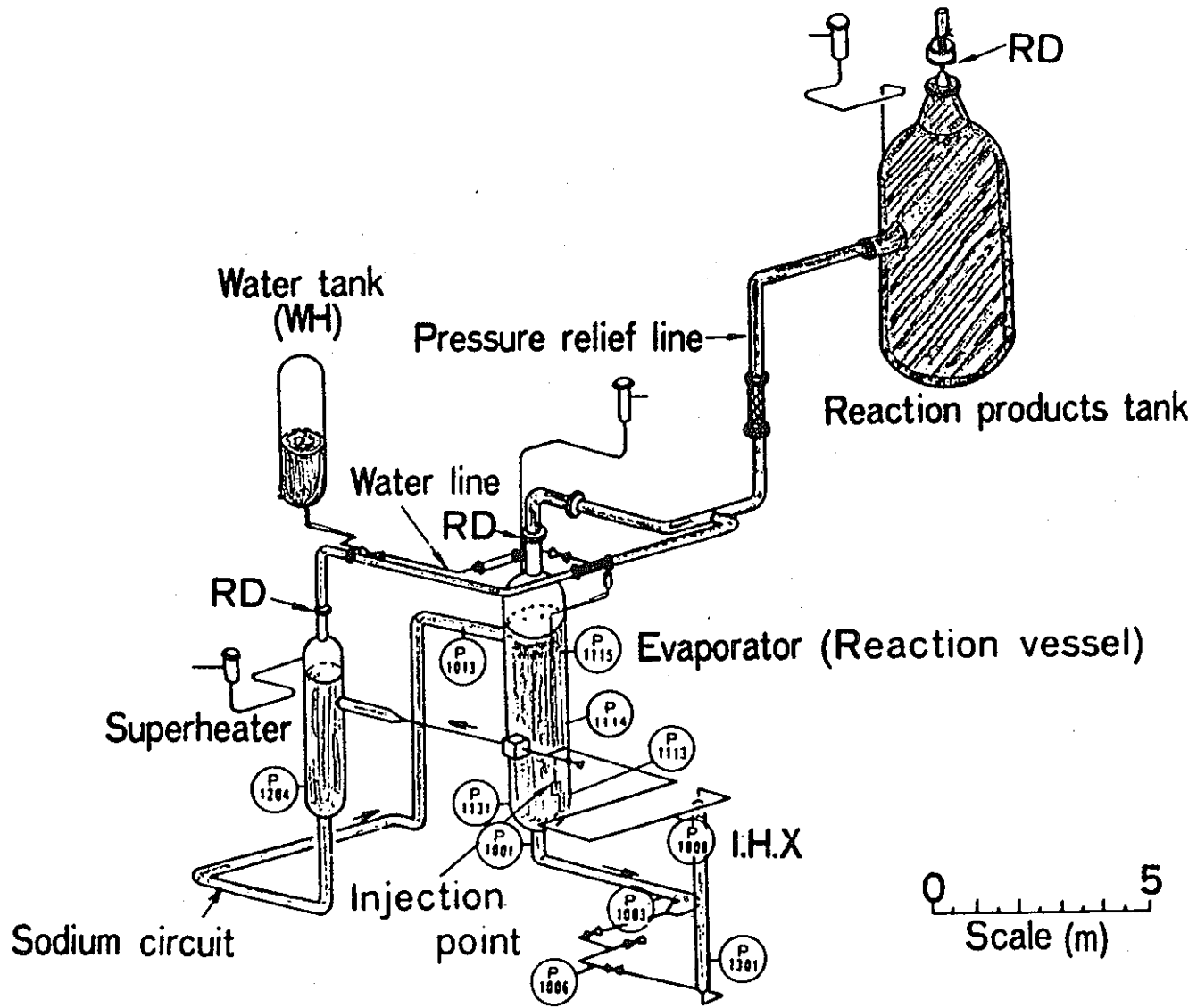
Structure of SWACS



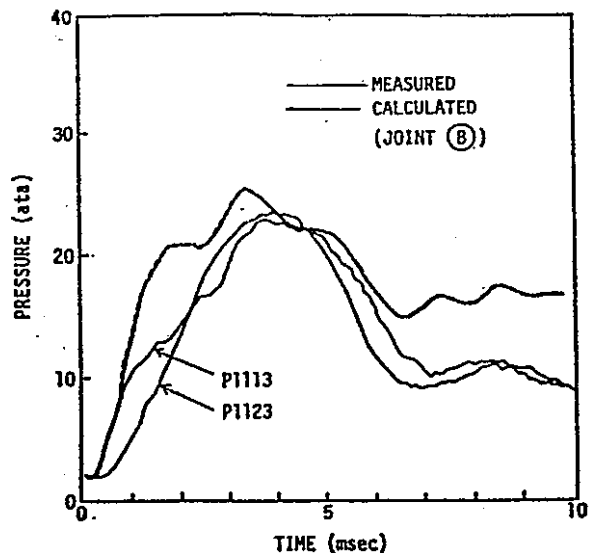
2 Integrity of Monju secondary sodium system in case of DBL accident

2-2 Validation of SWACS code

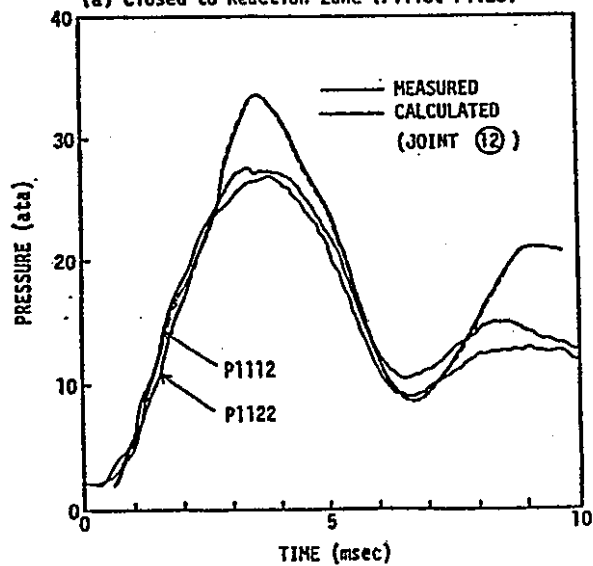




Layout of SWAT-3

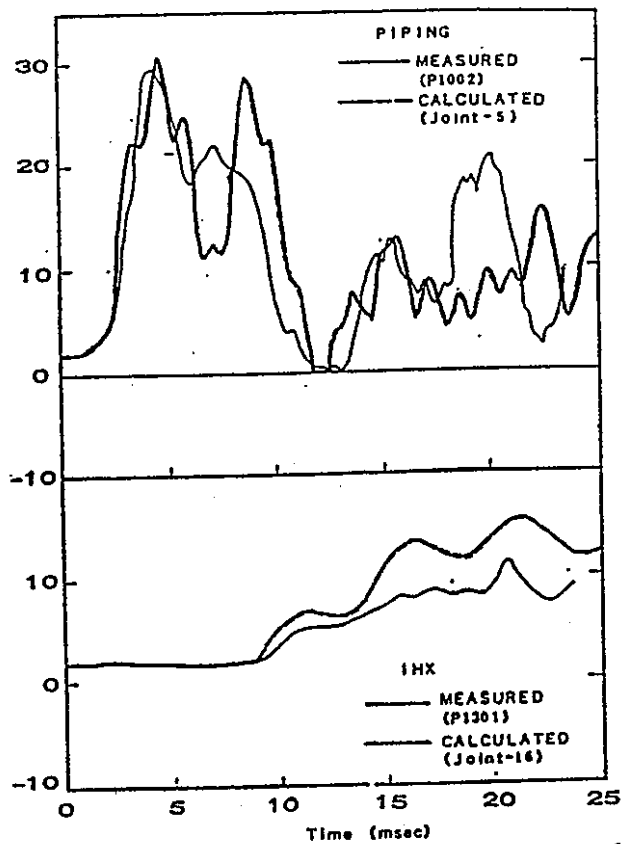


(a) Closed to Reaction Zone (P1113, P1123)



(b) at Lower Pienum (P1112, P1122)

Comparison between Measurements and Calculation on Pressure in Run-5 test



Calculated and Measured Propagated Pressure in SWAT-3 Run-5

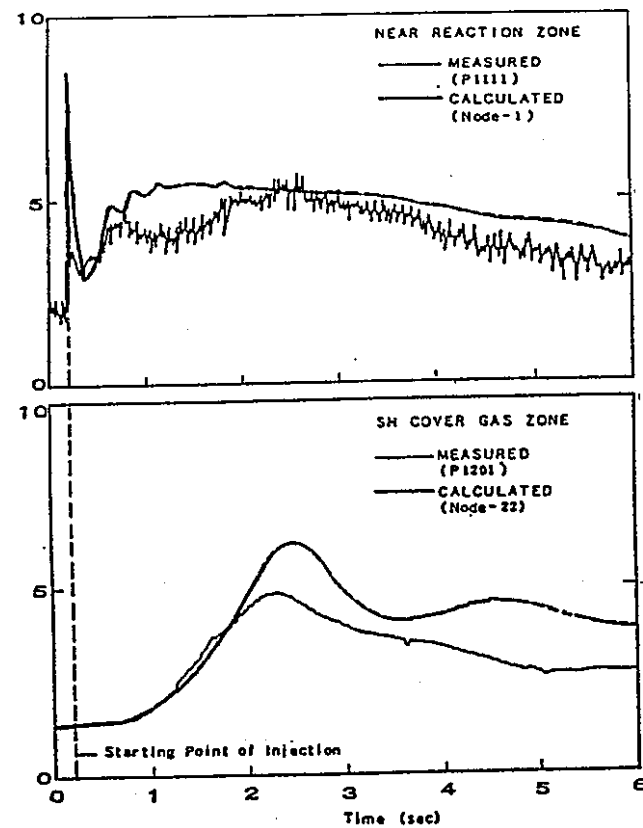


Figure 11 Calculated and Measured Quasi-Steady Pressure in SWAT-3 Run-3

2 Integrity of Monju secondary sodium system in case of DBL accident

2-3 Evaluation of integrity of Monju secondary system by SWACS



	Initial pressure	Quasi-steady pressure
Leak rate	1 DEG	1 + 3 DEGs
SG	○	○
IHX	○	○
Piping	○	○

Evaluation of integrity of the Monju secondary system by SWACS

Results

1. The SWACS code was developed to analyze initial pressure spike and quasi-steady state pressure build-up following a large leak sodium water reaction accident.
2. The comparison of SWACS with the SWAT-3 test results showed conservatism of the calculated results by SWACS.
3. Evaluation by SWACS revealed that integrity of the Monju secondary system is maintained even in the event of the DBL accident.

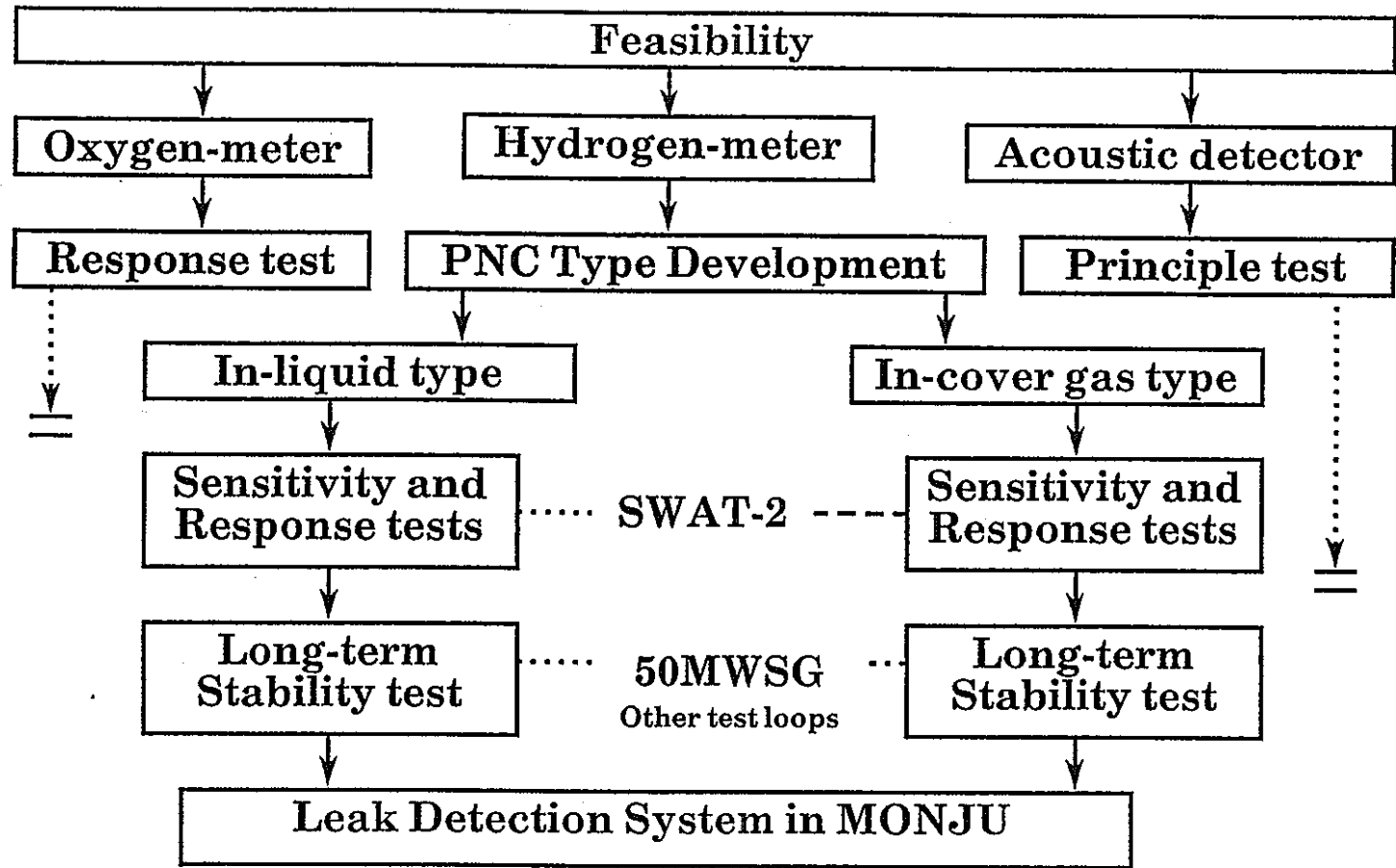


3 Development of leak detection system

3-1 Development of leak detectors



Fig. 7-2-1-22



Leak Detector Development



3 Development of leak detection system

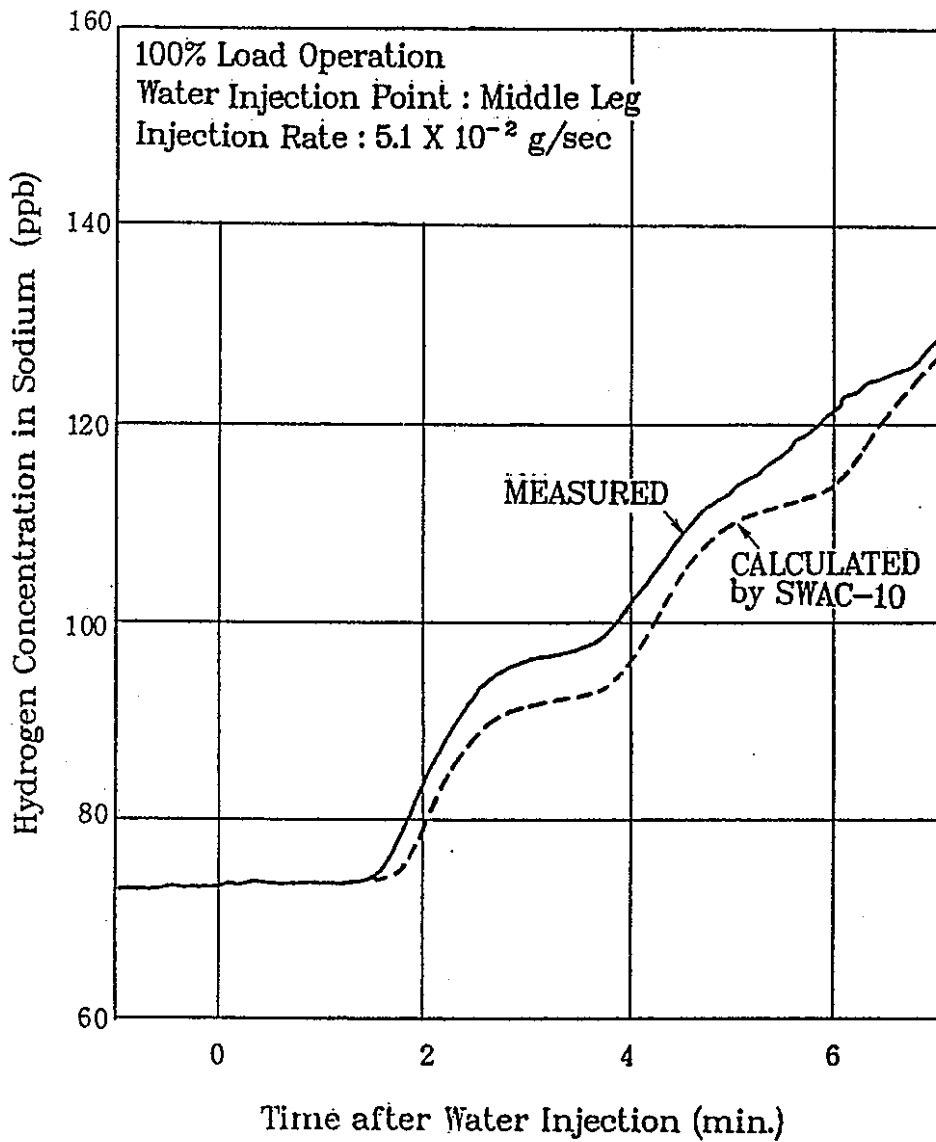
3-2 Development and validation of SWAC-10 code



Features of SWAC-10

1. SWAC-10 calculates response of in-sodium hydrogen meter considering hydrogen transport in the secondary sodium system.
2. SWAC-10 provides safety map which compares the curves of hydrogen detection time and leak propagation time.





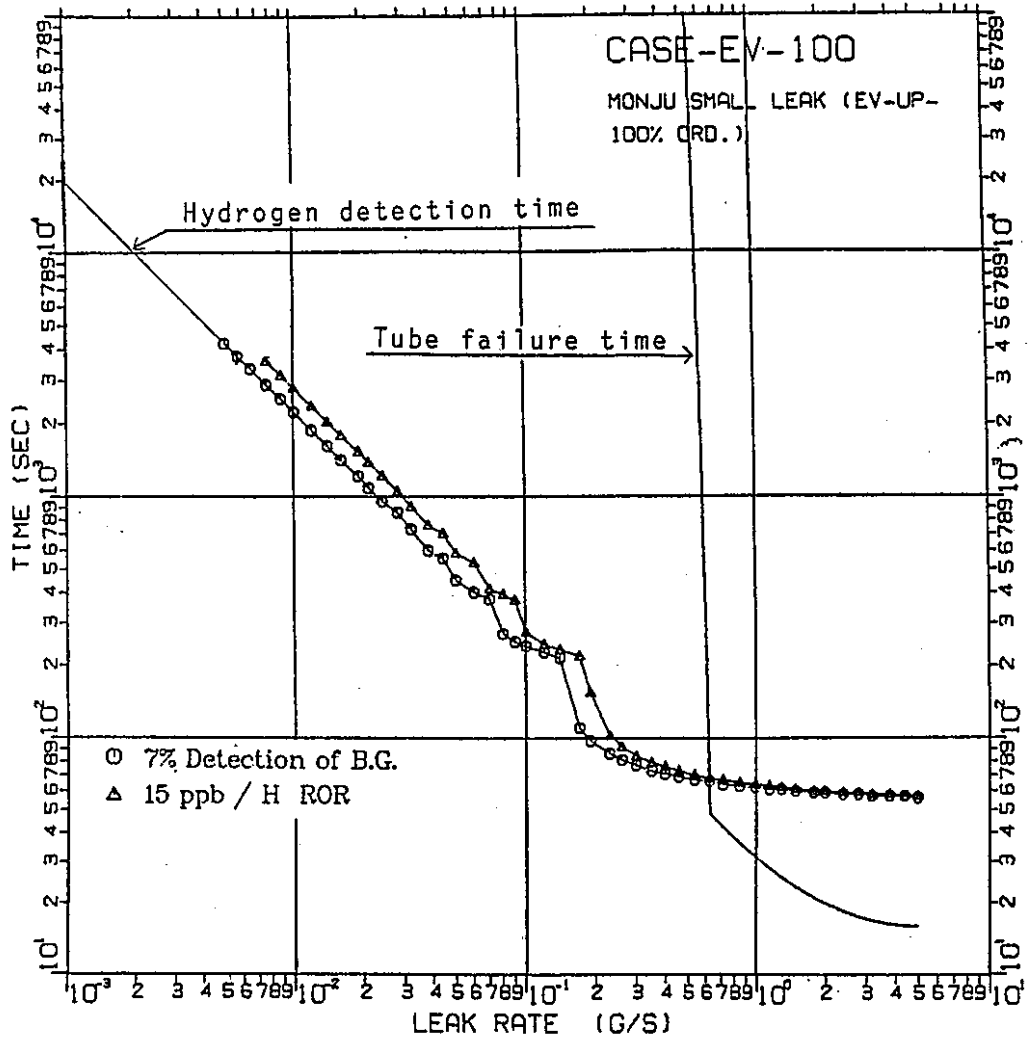
Calculated and measured hydrogen concentration following water injection into 50MW steam generator test loop

3 Development of leak detection system

3-3 Evaluation of response of in-sodium leak detector

by SWAC-10





Comparison between calculated hydrogen detection time and experimental tube failure time for Monju Evaporator

Results

1. In-sodium hydrogen meter

- 1.1) PNC type Mk-IV was developed for Monju.
- 1.2) Satisfactory results on sensitivity, response and durability were obtained.

2. In-cover gas hydrogen meter

Excellent operating experience was obtained. and was adopted for Monju.

3. SWAC-10 code

- 3.1) Validated by water injection test results in the 50MWSG test facility.
- 3.2) Used to evaluate response of Monju leak detection system.

AGT8/JAPANESE Specialists' Meeting on
Under Sodium Water Reactions,
Dounreay, 15 - 17 March 1989

SODIUM - WATER REACTION STUDY
ON STEAM GENERATOR (SG) DESIGN
OF DFBR IN JAPAN

--- DBL (DESIGN BASIS LEAK) OF SG ---

PNC JAPAN

(DFBR DESIGN STUDY IS CONDUCTED BY JAPC)

① SG AND SODIUM – WATER LEAK REACTION PRODUCTS RELEASING SYSTEM (SWRPS) (FIGURES 1,2)

S G	
DFBR (TENTATIVELY)	M O N J U
ONCE – THROUGH UNIT TYPE	ONCE – THROUGH SEPARATED TYPE WITH EVAPORATOR AND SUPERHEATER
HELICAL COIL TYPE	SAME
WITHOUT DOWNCOMER TUBES	WITH DOWNCOMER TUBES
Mod.9Cr – 1Mo STEEL TUBES	EVAPORATOR : 2 1/4 Cr – 1Mo STEEL SUPERHEATER : TYPE 321SS
HAVING SODIUM FREE SURFACE COVERED WITH ARGON GAS	SAME
A RUPTURE DISK AT UPPER PART OF SG	AT UPPER PARTS OF EVAPORATOR AND SUPERHEATER
S W R P S	
DFBR (TENTATIVELY)	M O N J U
STORAGE TANK OF SWRPS COMMONLY USED AS SECONDARY SODIUM DUMP TANK	BOTH TANKS ARE INDEPENDENT EACH OTHER

② OBJECTIVES OF DBL SELECTION FOR DFBR

- REASONABLY MINIMIZE DESIGN – BASIS LEAK RATE FOR RATIONALIZATION OF DESIGN TUBE
- RATIONALIZATION OF DESIGN OF SWRPS :
REDUCE CAPACITY OF COMPONENTS (STORAGE TANK, CYCLONE SEPARATOR ETC.)
AND PIPINGS
- REDUCTION OF QUASI – STEADY STATE PRESSURE DUE TO SODIUM – WATER REACTION,
i.e., LOADING CONDITION TO STRUCTURES OF THE INTERMEDIATE HEAT TRANSPORT
SYSTEM (IHX, SG, PUMP, PIPINGS ETC.)

③ SELECTION OF DBL

● BASED ON ANALYTICAL METHOD USED FOR MONJU :

- USING LEAK PROPAGATION ANALYSIS CODE "LEAP" DEVELOPED BY PNC
- INITIAL LEAK RATE : COVERING SMALL LEAK (0.1g/s) TO 1 DEG RUPTURE
- VALUE TO BE SELECTED :

THE UMBRELLA VALUE OF THE MAXIMUM LEAK RATES DURING REACTION INITIATION TO TERMINATION (FIGURE 3)

● FLOW OF DBL SELECTION :

SIMULATE INCIDENTS DEVELOPING FROM THE INITIAL LEAK TO THE SUBSEQUENT LEAKS DUE TO LEAK PROPAGATION TAKING INTO ACCOUNT FUNCTION OF THE ASSOCIATED PROTECTION SYSTEM (FIGURE 4)

④ DIFFERENCE FROM SELECTION CONDITION OF DBL FOR MONJU

- LEAK DETECTION (IN DBL ANALYSIS) :

MONJU -- BURST OF RUPTURE DISK

DFBR --- ACOUSTIC LEAK DETECTOR ADDED TO BURST OF RUPTURE DISK
(FASTER DETECTION IN INTERMEDIATE LEAK RATE)

- PERIOD OF STEAM/WATER BLOWDOWN :

SHORTER THAN DESIGN VALUE OF MONJU (120 SEC)

-- LESS THAN 60 SEC IS ASSUMED

- MATERIAL OF SG TUBES :

MONJU -- 2 1/4 Cr - 1Mo STEEL (EVAPORATOR) TYPE 321SS (SUPERHEATER)

DFBR --- Mod.9Cr - 1Mo STEEL

STRONGER FOR TARGET (INPINGEMENT) WASTAGE THAN

2 1/4 Cr - 1Mo STEEL

⑤ PRELIMINARY ANALYSIS OF DBL

● TENTATIVE ANALYTICAL CONDITION :

- LEAK LOCATION ----- UPPER TUBE BUNDLE
- INITIAL LEAK RATE ----- 10g/s. 100g/s
- WASTAGE DATA ----- DATA FOR 2 1/4 Cr - 1Mo STEEL
- PERIOD OF BLOWDOWN -- 60 SEC
- DETECTION SIGNAL ----- RUPTURE DISK (NOT INCLUDING ACOUSTIC LEAK
DETECTOR)

- LESS THAN 1 PLUS 1 DEGS FAILURE OF THE SELECTED DBL CAN BE PROSPECTED.

(FIGURE 5)

⑥ R & D REQUIRED FOR VALIDATION OF THE SELECTED DBL

- DETAILED ANALYSIS OF DBL BY LEAP CODE
- WASTAGE TEST FOR Mod.9Cr - 1Mo STEEL ESPECIALLY IN THE RANGE OF INTERMEDIATE LEAK
 - MULTI - TARGET WASTAGE RATES FOR INITIAL LEAK RATES
 - DIAMETER OF SECONDARY TUBE FAILURE HOLE
- DEVELOPMENT OF ACOUSTIC LEAK DETECTOR
 - DETECTION CHARACTERISTICS FOR LEAK RATE

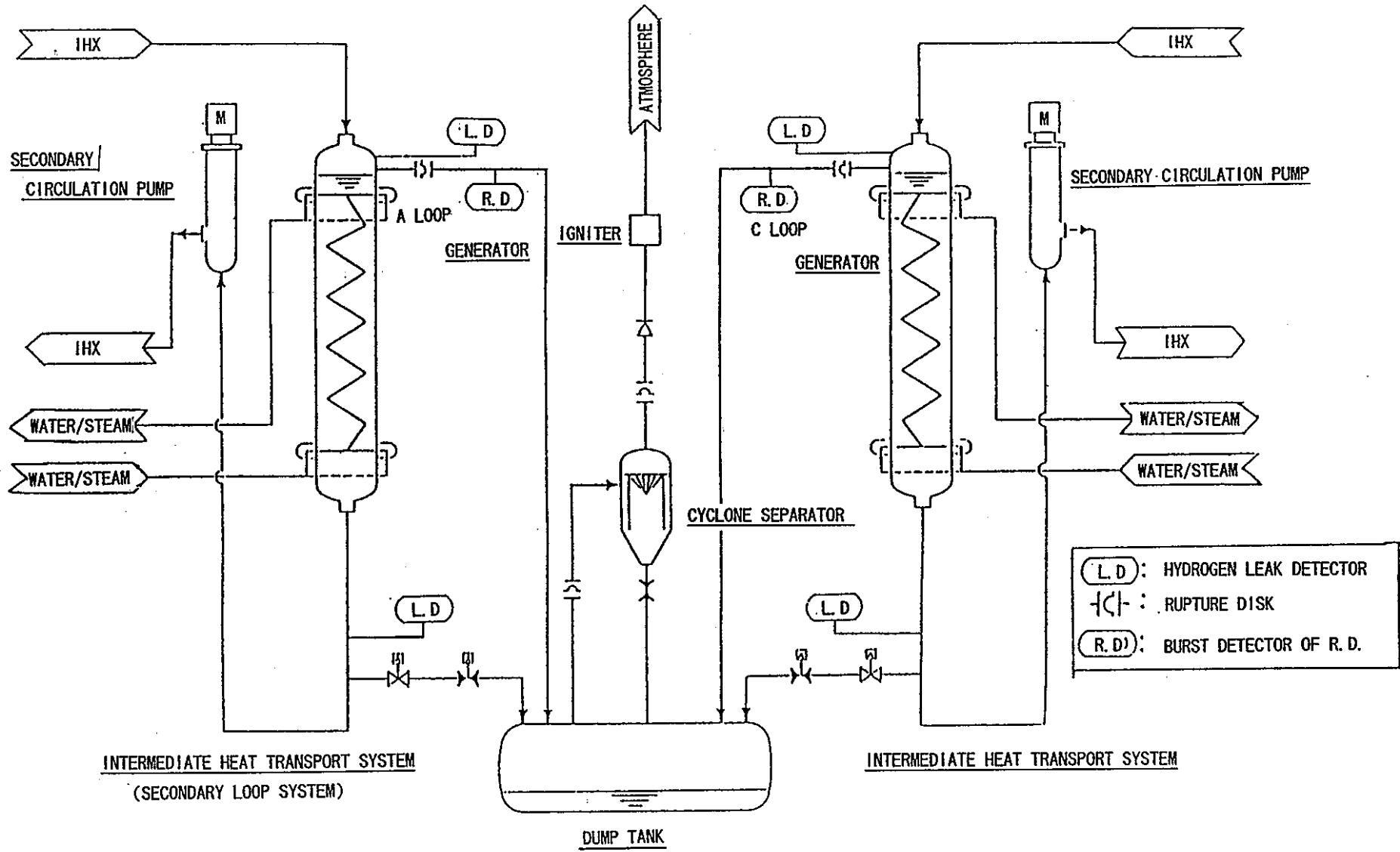


FIG.1 INTERMEDIATE HEAT TRANSPORT SYSTEM AND SODIUM - WATER REACTION PRODUCTS RELEASING SYSTEM (COST REDUCTION DESIGN STUDY)

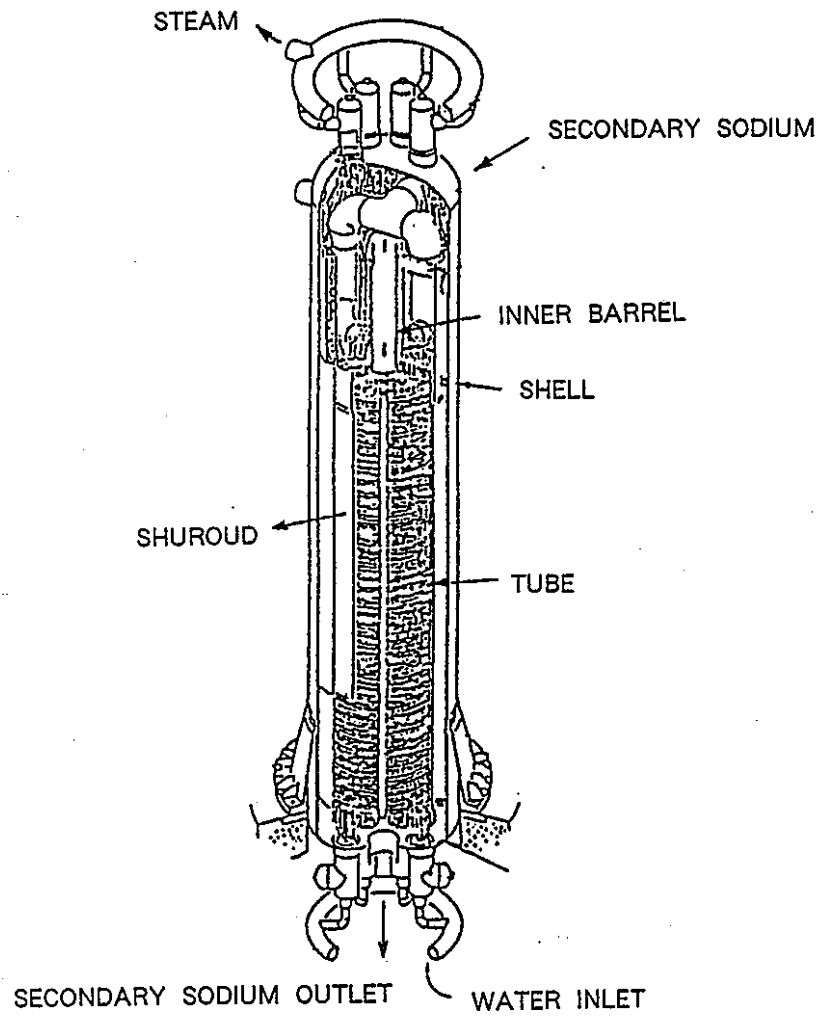


FIG.2 DFBR SG (COST REDUCTION DESIGN STUDY)

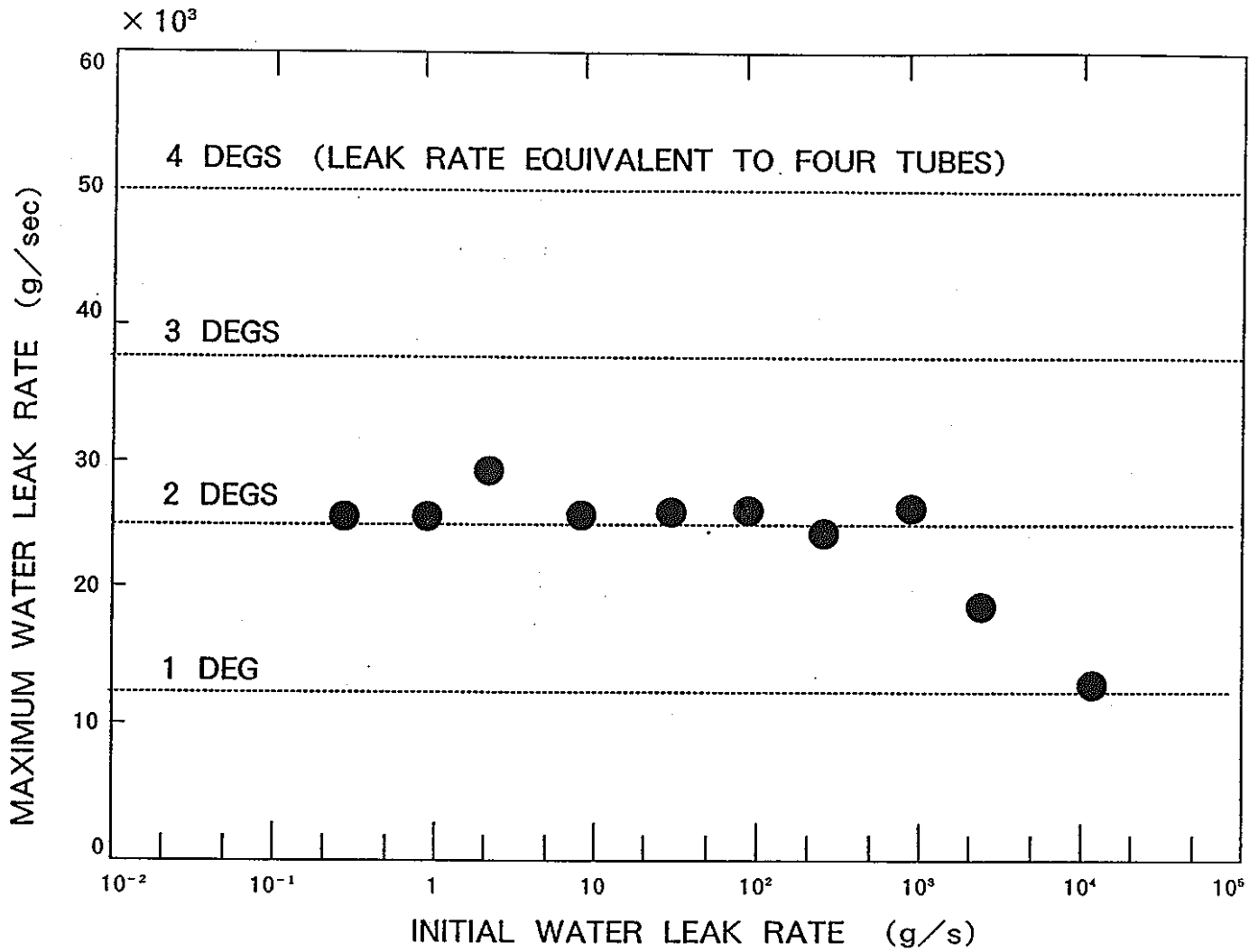


FIG.3 RELATION BETWEEN INITIAL LEAK RATE AND MAXIMUM LEAK RATE BY LEAP CALCULATION (MONJU)

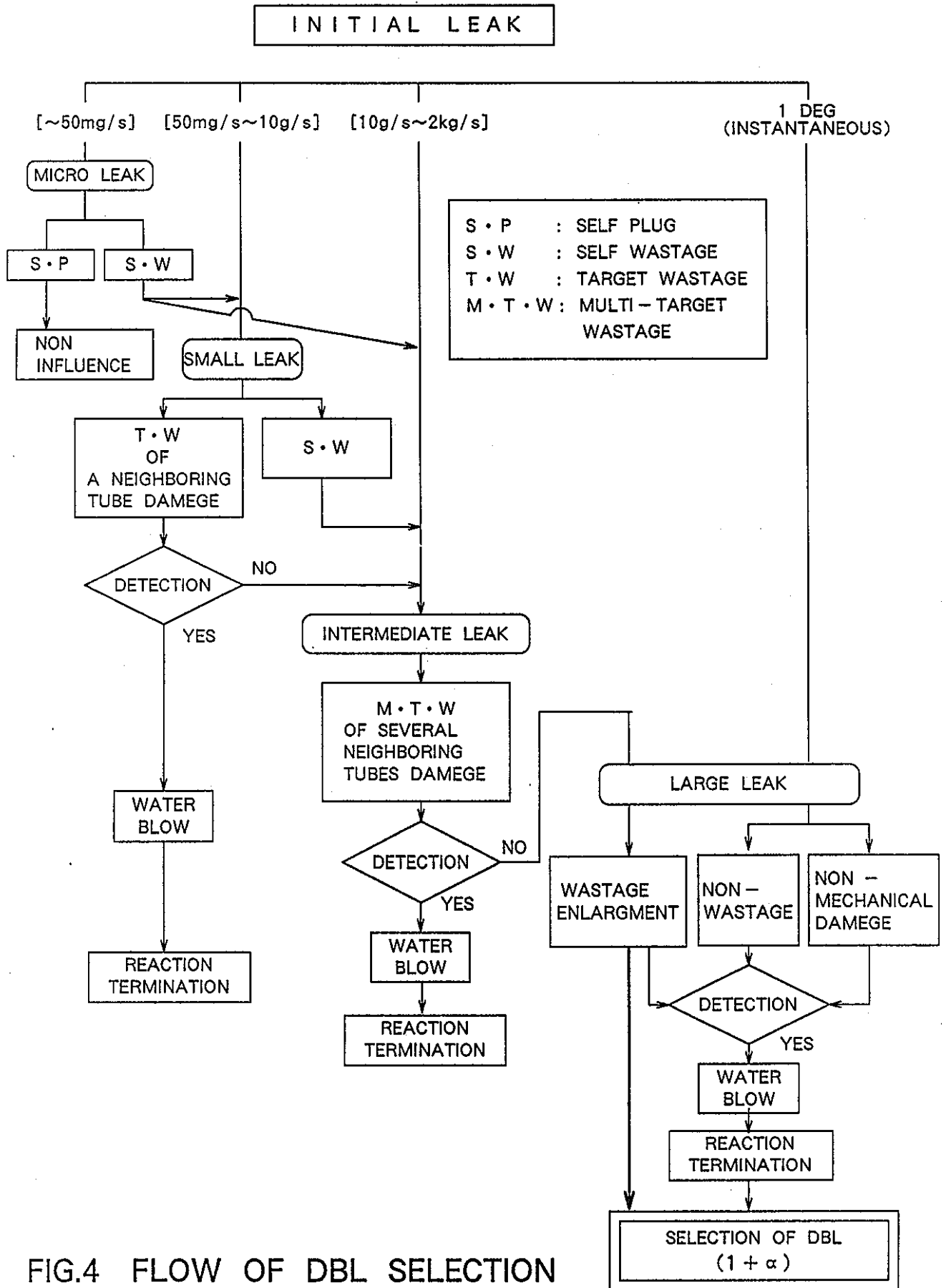
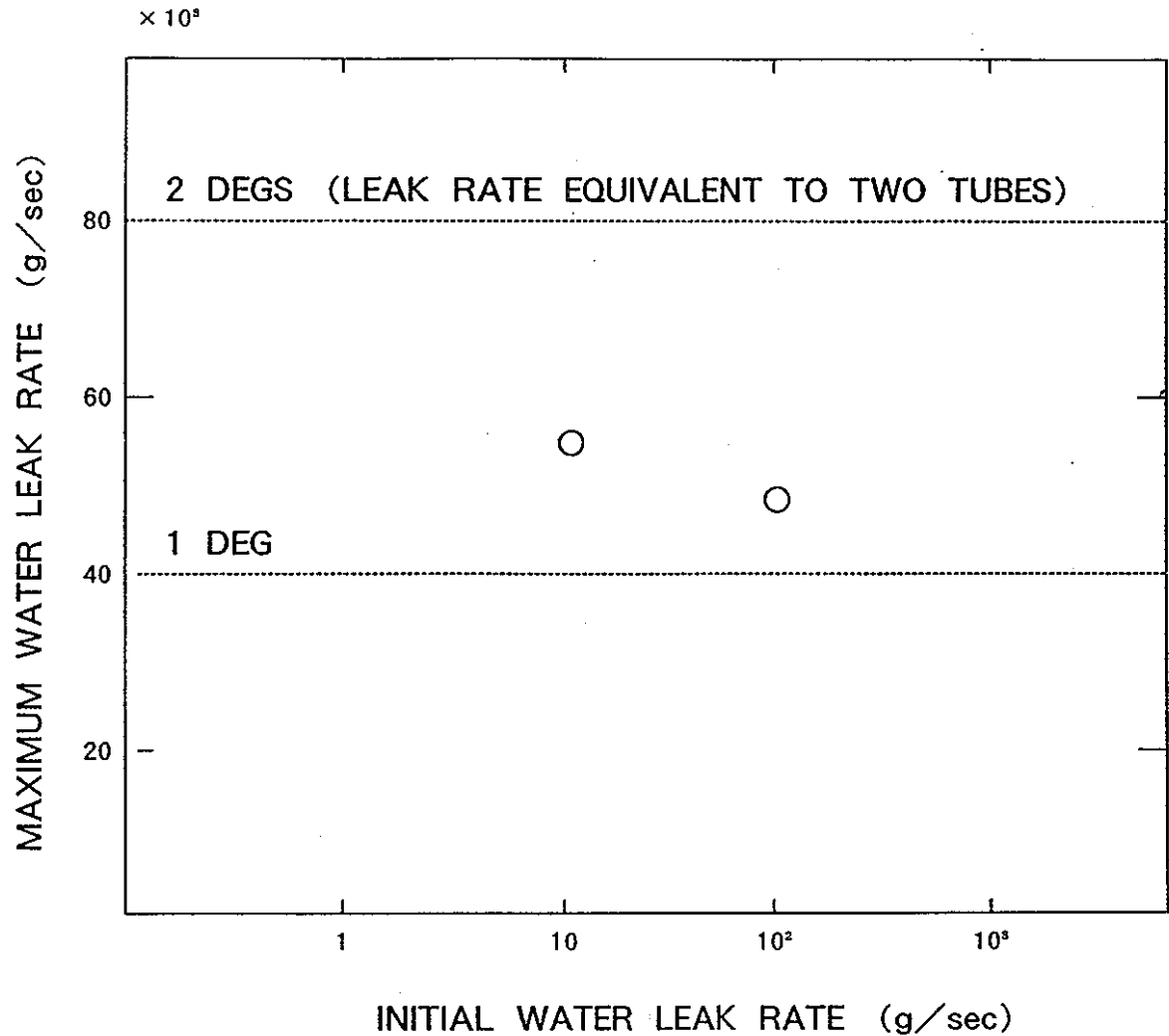


FIG.4 FLOW OF DBL SELECTION



ANALYTICAL CONDITION	
LEAK LOCATION	UPPER BUNDLE
TUBE MATERIAL	2 1/4Cr-1Mo.
SODIUM TEMP.	475 °C
WATER TEMP. WATER PRES.	453 °C 107 atg.
DETECTION SIGNAL	RUPTURE DISK

FIG.5 PRELIMINARY ANALYSIS RESULT OF DBL FOR DFBR
(COST REDUCTION DESIGN STUDY)

7-2-2 Understanding of tube failure
progression, theory and experiment,
importance of material type

PNC/AGT-8 Information Exchange Meeting on Sodium Water Reaction, Dounreay, UK, March 15-17,1989

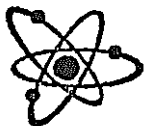
Experimental understanding of leak enlargement and leak propagation

Speaker: H.Hamada

Oarai Engineering Center

Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation

Japan



Contents

- 1 Classification of leaks and their studies
- 2 Leak enlargement and leak propagation studies
 - 2.1 Micro-leak
 - 2.2 Small-leak
 - 2.3 Intermediate-leak
 - 2.4 Large-leak



1 Classification of leaks and their studies



Fig. 7-2-2-3

CLASSIFICATION OF LEAK REGIME

Regime	Micro	Small	Intermediate	Large
Phenomenon	Self-enlargment	Target wastage	Multi-tube wastage	Thermo-hydraulics
Leak rate	0.1 g/sec		10 g/sec	2 kg/sec
Detection	Hydrogen meter	Hydrogen meter	Hydrogenmeter Pressure Sodium level	Pressure Rupture disc
Damage	No damage on adjacent tube	Single tube	Plural tubes	Trifling <i>Little Damage</i>
Test rig	SWAT-4 & 2	SWAT-2	SWAT-1 & 3	SWAT-3



Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation

Fig. 7-2-2-4

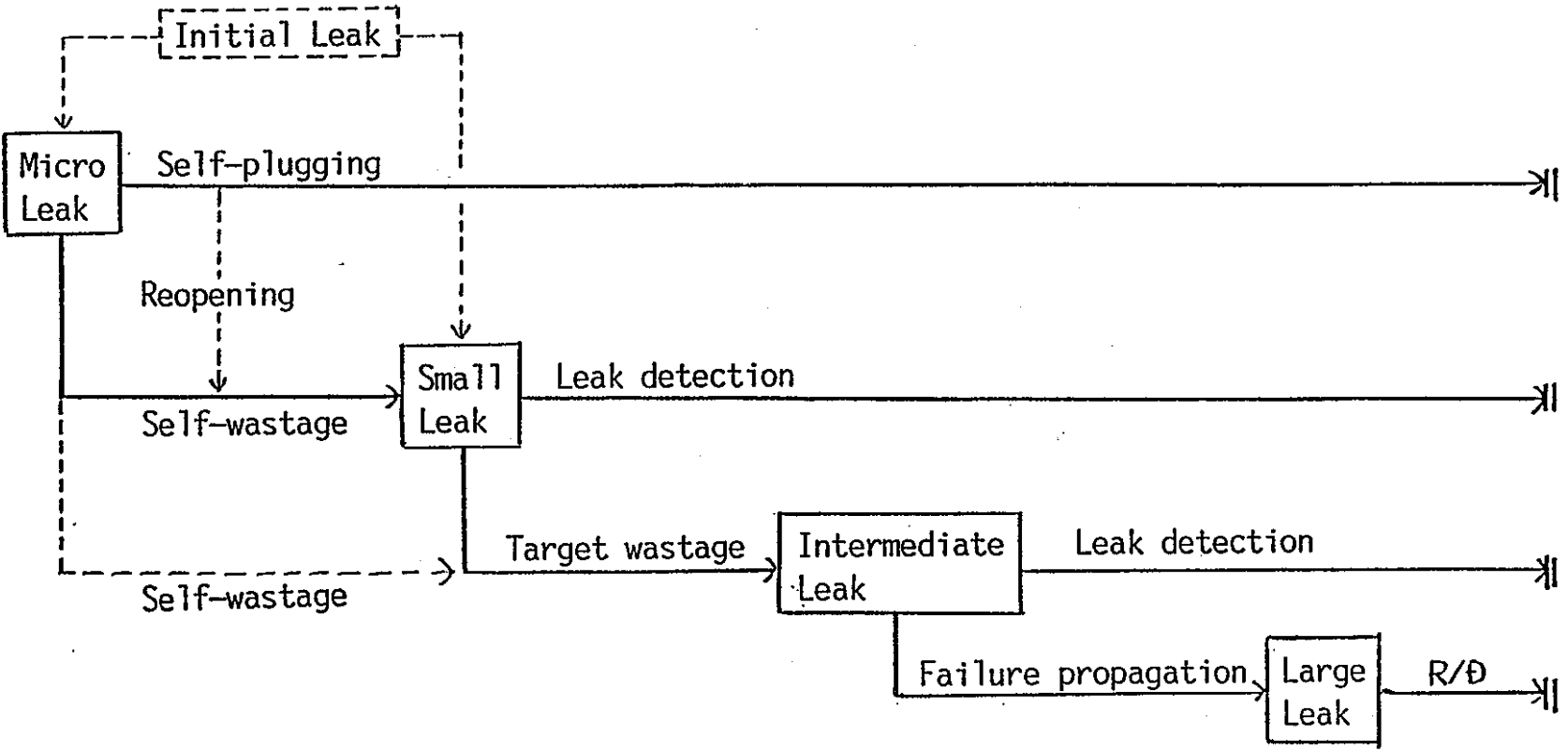


Fig. 7-2-2-5

PNC'S LEAK PROPAGATION STUDIES

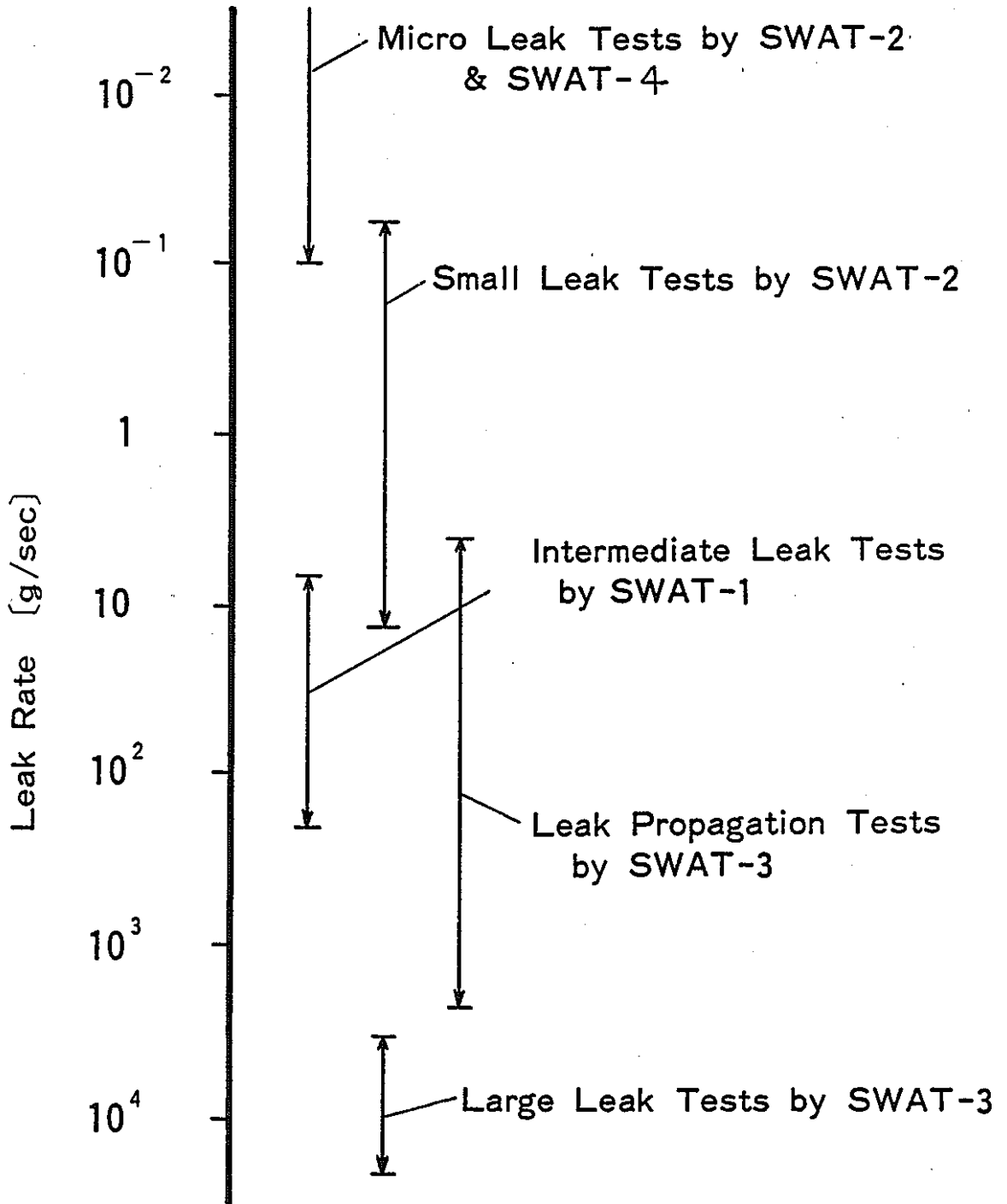


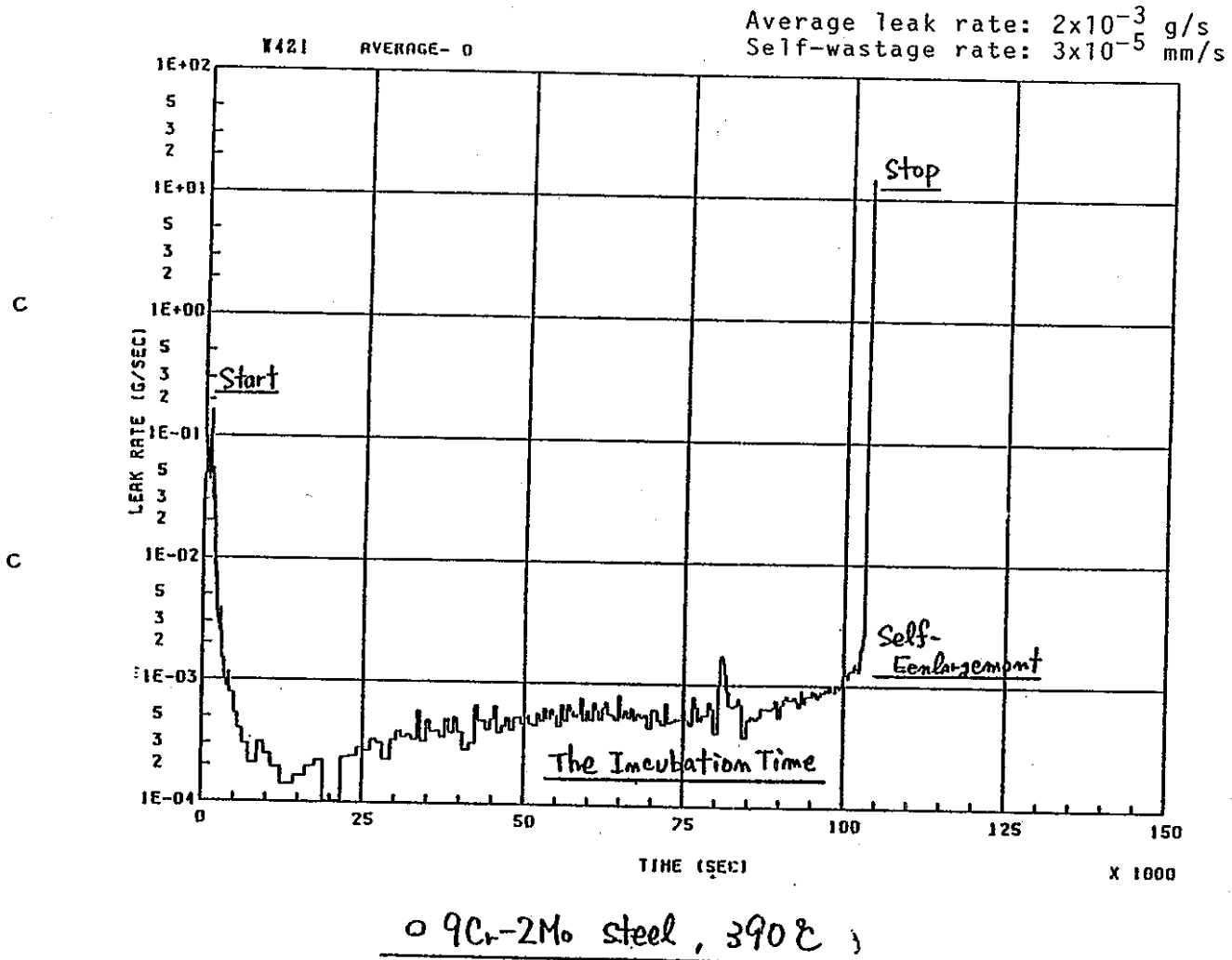
Fig. 7-2-2-6

2 Leak enlargement studies

2.1 Micro-leak



Fig. 7-2-2-7

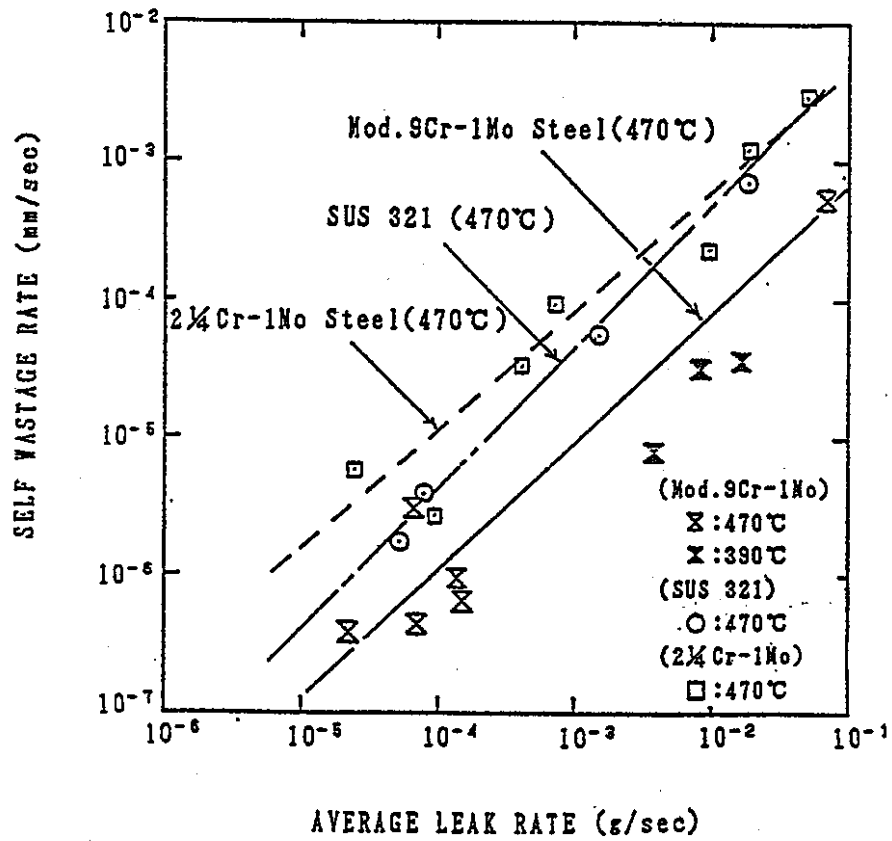


Typical change of leak rate with micro-crack.

Materials	Self-plugging threshold diameter(μm)	Enlarged holes diameter(mm)
2-1/4Cr-1Mo	≈ 70	0.4-0.9
austenitic S.S	≈ 30	0.3-0.8
Mod.9Cr-1Mo	not stable	(0.6)



Fig. 7-2-2-9



Self-wastage Rates on the Mod. 9Cr-1Mo, SUS321, and 2-1/4Cr-1Mo Steels of Slit Type Nozzles

Results

1. Wastage rate

2-1/4Cr-1Mo }austenite stainless steel}Mod.9Cr-1Mo

2. Self-plugging occurs in the case of small initial leak diameter.

3. Diameter of enlarged hole is obtained with each material.

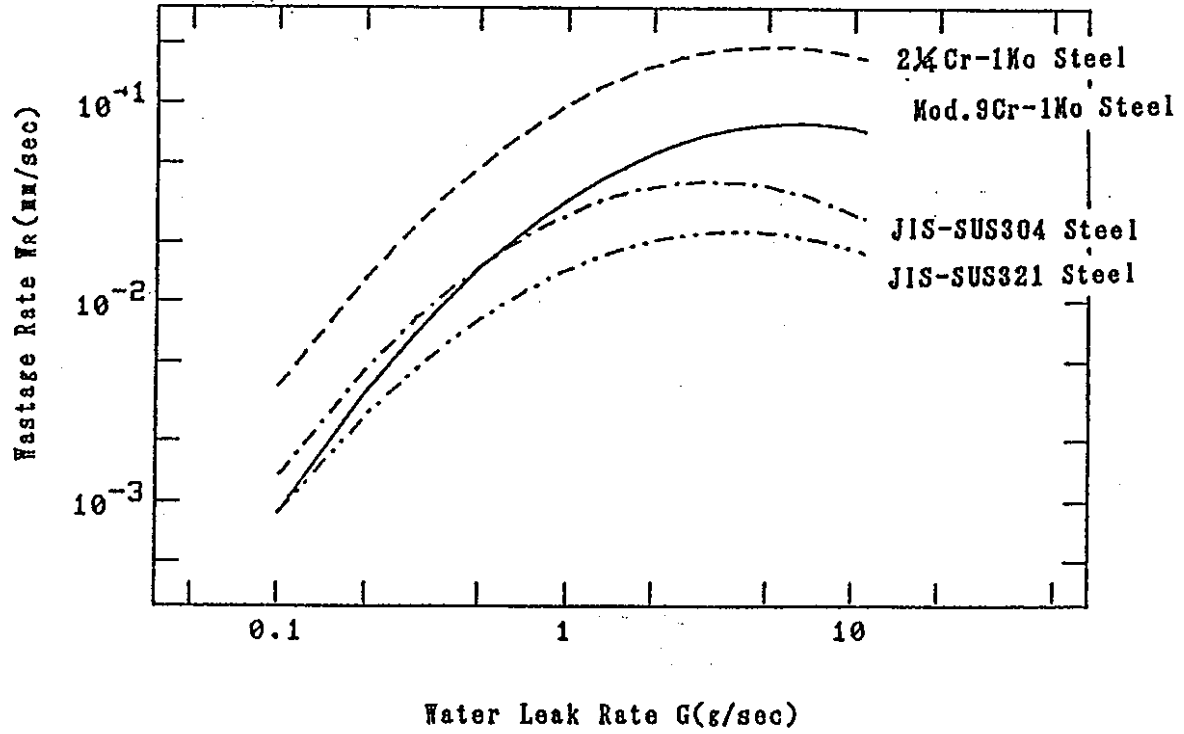
2 Leak enlargement studies

2.2 Small-leak



Fig. 7-2-2-12

Nozzle to target Distance : 16.2 mm
Sodium Temperature : 480 °C



Wastage Rate Dependence on Water Leak Rate of Various Tube Materials
(Parameter : Water Leak Rate)

Results

1. Wastage rate

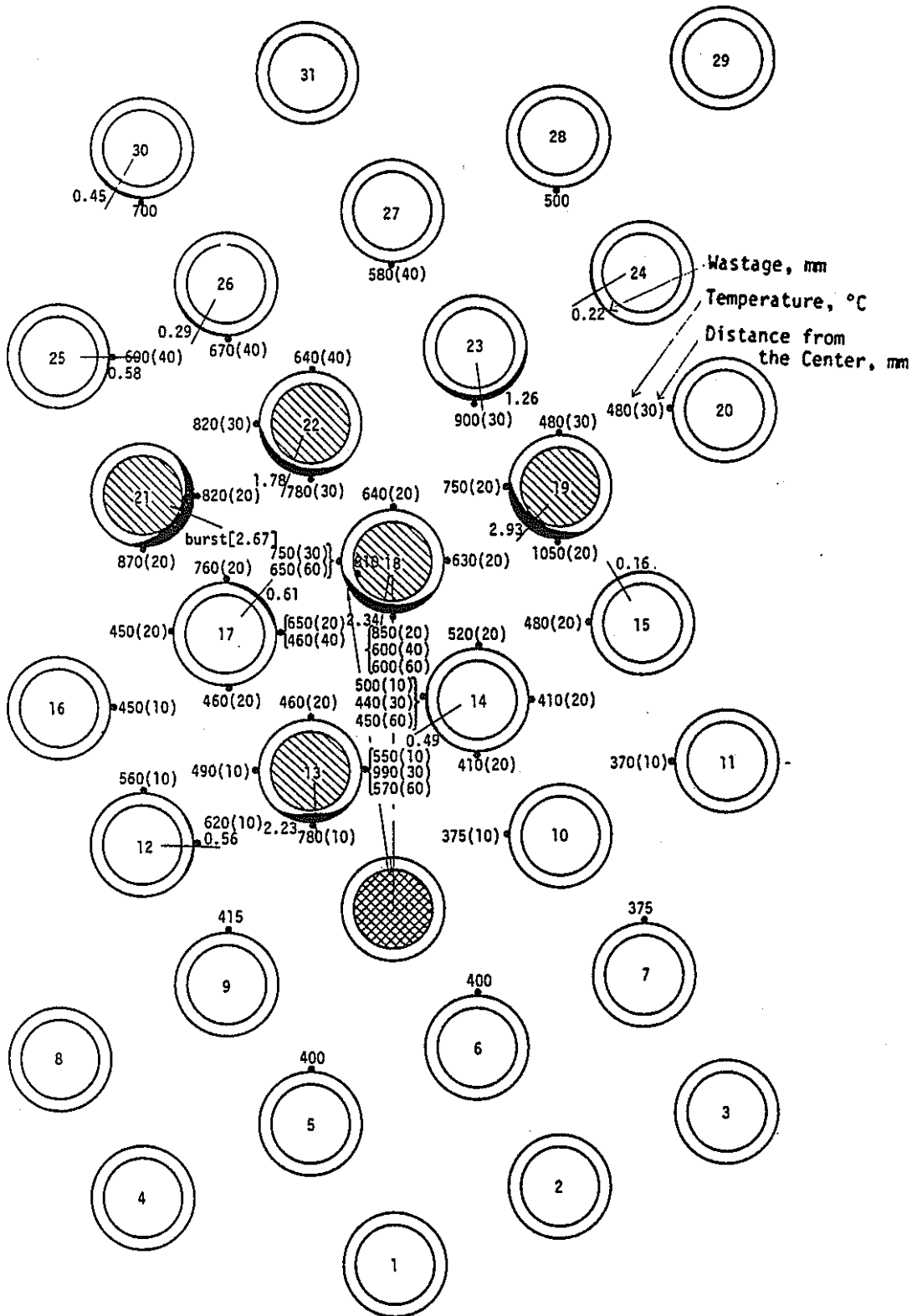
- (1) 2 -1/4Cr-1Mo austenite stainless steel Mod.9Cr-1Mo
- (2) austenitic stainless steel \approx Mod.9Cr-1Mo
(with water leak rate below 0.5 g/s)

2 Leak enlargement and leak propagation studies

2.3 Intermediate-leak

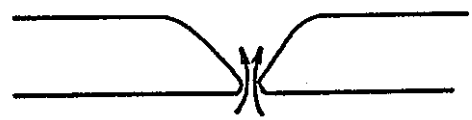
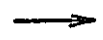
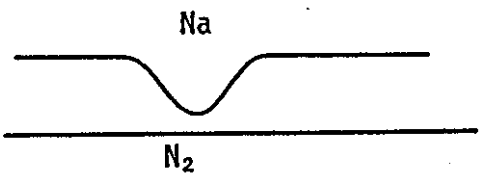


Fig. 7-2-2-15

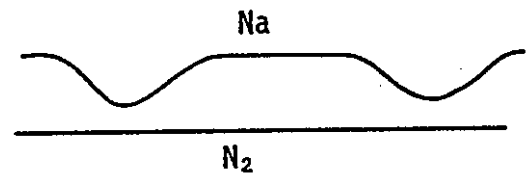


Multiple Wastage of Tubes and Reaction Temperature at t=20 sec in Run 4101

Pit type (Run 4102, 4103)



Troidal type (Run 84)



Dish type (Run 4101)

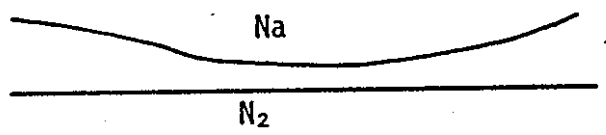


Fig. 7-2-2-17

Results

1. Maximum wastage rate was obtained at $L/D = 20 \sim 30$
2. Time for the secondary failure is independent from the water leak rate.
3. Three types of failure mode; pit, trochoidal, and dish, were observed.
4. Dominant mechanism of failure propagation is not overheating burst, but wastage.

2 Leak enlargement and leak propagation studies

2.4 Large-leak



Fig. 7-2-2-19

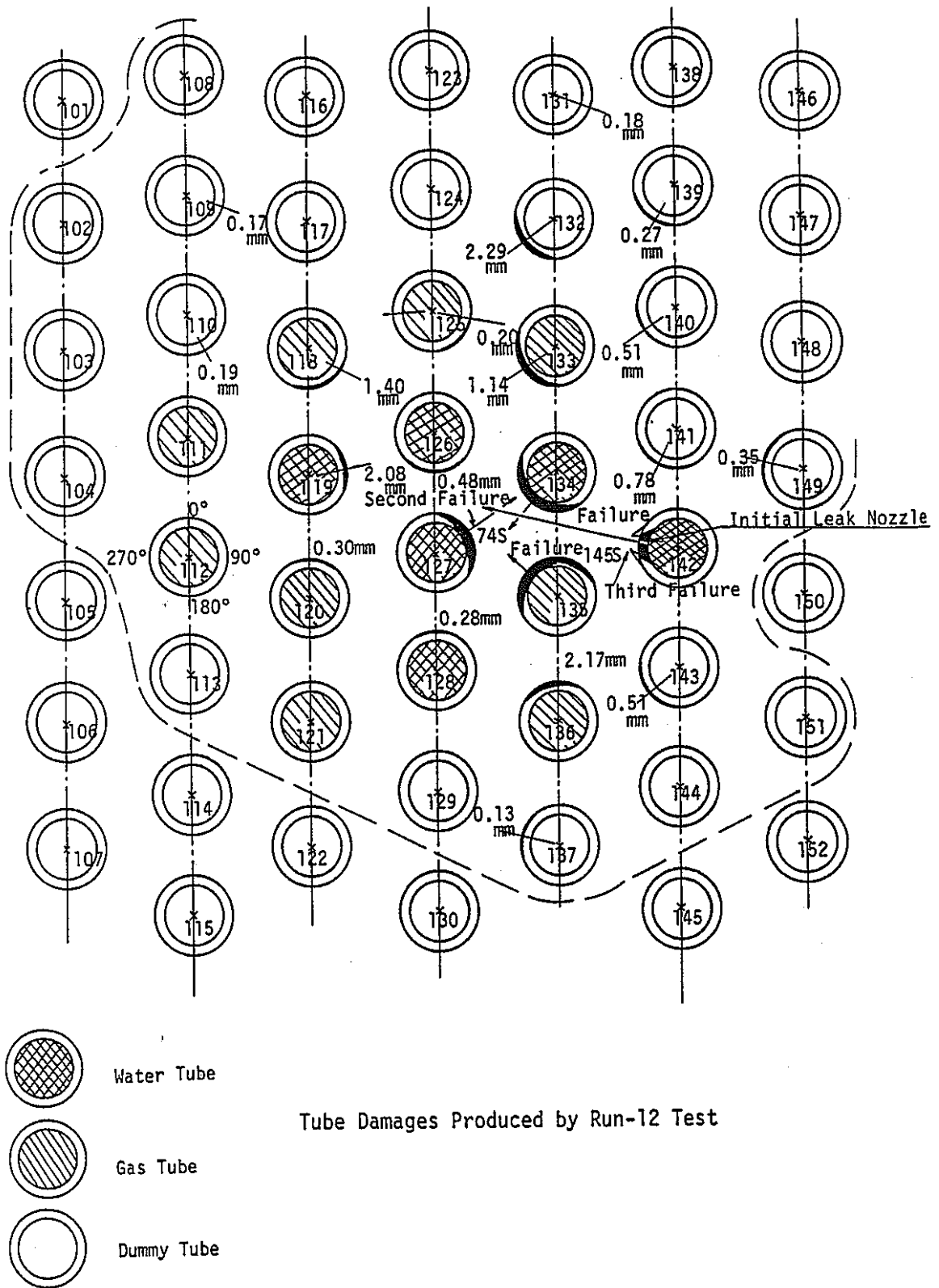
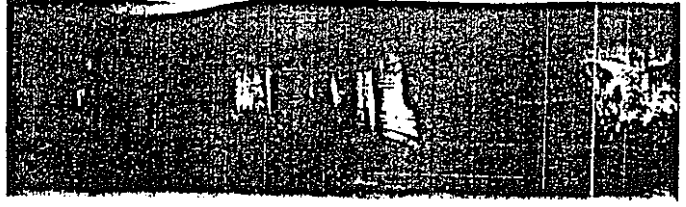


Fig. 7-2-2-20

RUN - 12



gas tube

No. 135 315°



RUN - 12

No. 142 270°

Tertiary Failure

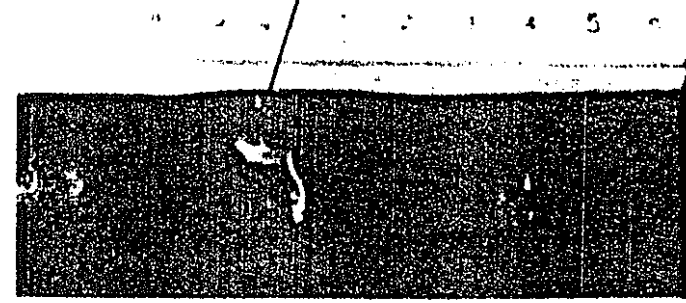
Initial Leak Nozzle

Secondary Failure



RUN - 12

No. 134 270°



RUN - 12

No. 127 90°

Fig. C.2-6 Damaged Tubes in SWAT-3 Run-12

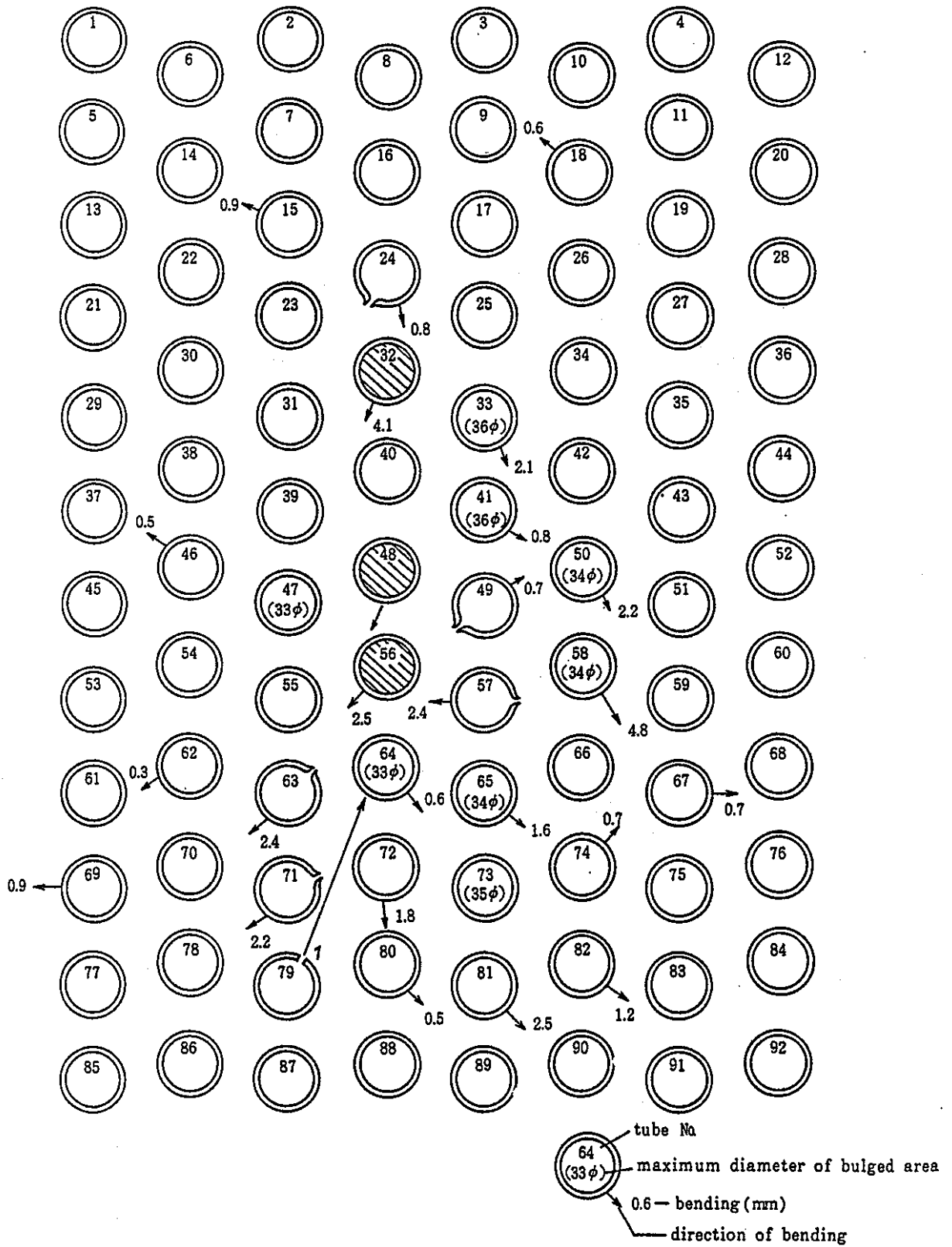


Fig. 3.4.13 Tube Damage Feature by Posttest Inspection (Run ~~18~~ 19)

	Run 16	Run 19
Initial Leak	2200 g/s	1850 g/s
Tube	Gas - Filled	Water - Cooling
No.32	15.03 sec	—
No.48	17.58 sec	—
No.56	18.75 sec	—
Failure Mode	Burst	Non Failure

Failure occurrence time



Results

1. Wastage rate decreases with the leak rate at higher leak rate than 1 kg/s.
2. Three types of failure mode; pit, troidal, and burst, were observed.
3. But, no burst occurred on water cooled tubes whose cooling conditions were similar to those of the Monju SG.



7-2-3 Detection of Tube Failure
and initiating Plant Trip in MONJU

AGT8/Japanese Specialists' Meeting
on Under Sodium Water Reactions
— Dounreay/UKAEA ; 15-17 March, 1989 —

DETECTION OF TUBE FAILURE AND
INITIATING PLANT TRIP IN MONJU

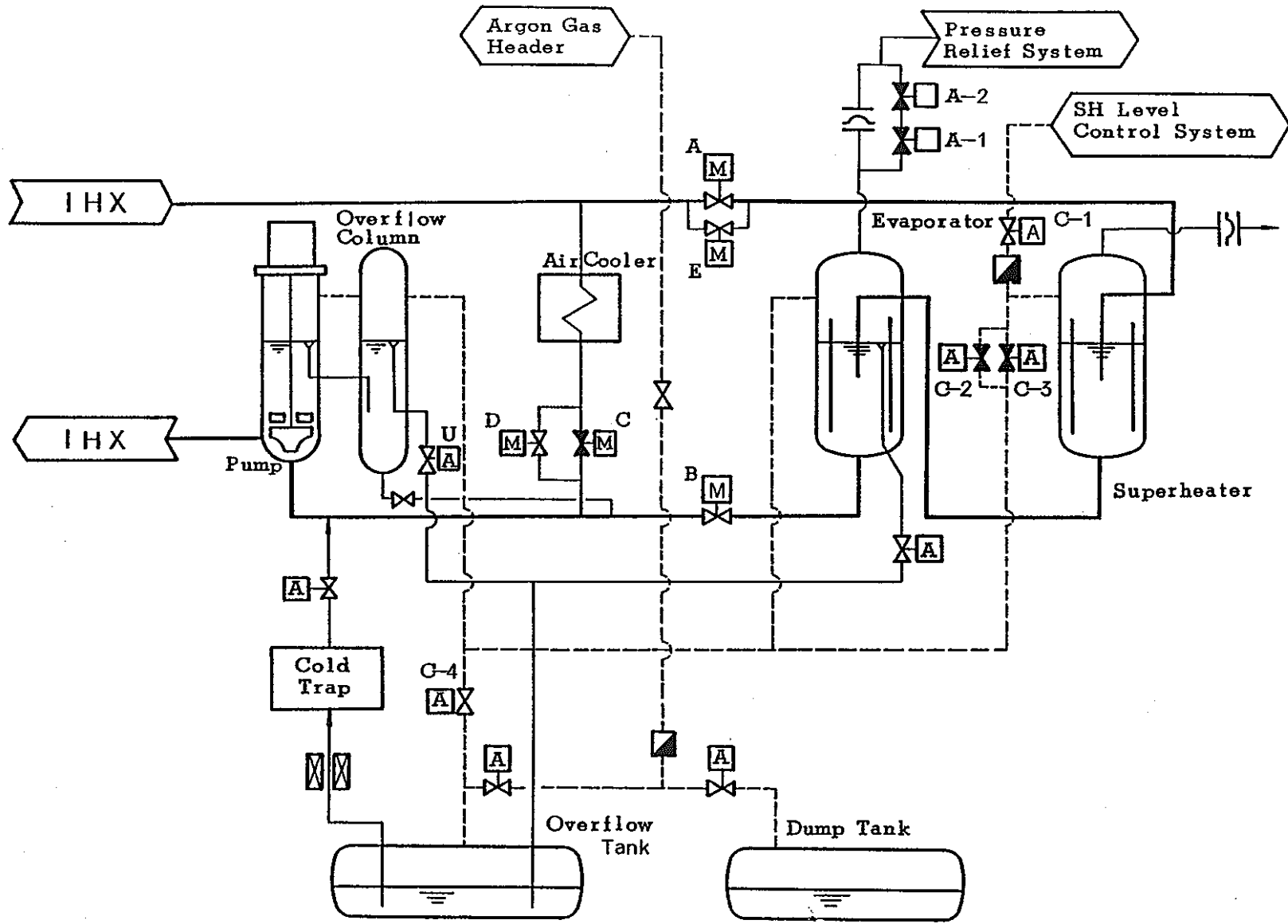
March, 1989

PNC JAPAN

Intermediate Heat Transport System

- Number of Loops : 3
- Capacity : 238 MWt per Loop
- Steam Generator : One Evaporator and One Superheater
Each Has Free Sodium Levels
- Level Control : EV...Overflow and Sodium Make-up
SH...Level Control by Cover Gas
- ACS (Auxiliary Cooling System): SG By-pass Type
- Cover Gas Pressure : 10,000 mmAq in Evaporator and Pump

2



Intermediate Heat Transport System

Leak Detection System

- (1) Hydrogen Detection System Small Leak
 - In Sodium Hydrogen Detectors
 - In Cover Gas Hydrogen Detectors

- (2) Cover Gas Pressure (Evaporator)..... Intermediate Leak

- (3) Burst of Rupture Disks Large Leak

Hydrogen Detection System

(1) In Sodium Hydrogen Detector

- Location : ① Pump Inlet ② EV Exit ③ SH Exit
- Type : Nickel diffusion-membrane type (PNC type)
- Rangeability : 45ppb ~ 10ppm (Hydrogen concentration in the sodium)
- Sensitivity : Detectable within 20 seconds, when 10% step change of concentration occurs at the diffusion membrane

(2) In Cover Gas Hydrogen Detector

- Location : Gas Phase of ① EV and ② SH
- Type : Nickel diffusion-membrane type
- Rangeability : 1 ~ 1000 Vppm
(Hydrogen concentration in cover gas)
- Sensitivity : Detectable within 40 second, when 10% step change of concentration occurs at the diffusion membrane

Detection By Hydrogen Detection System

(1) In-Sodium Hydrogen Detector

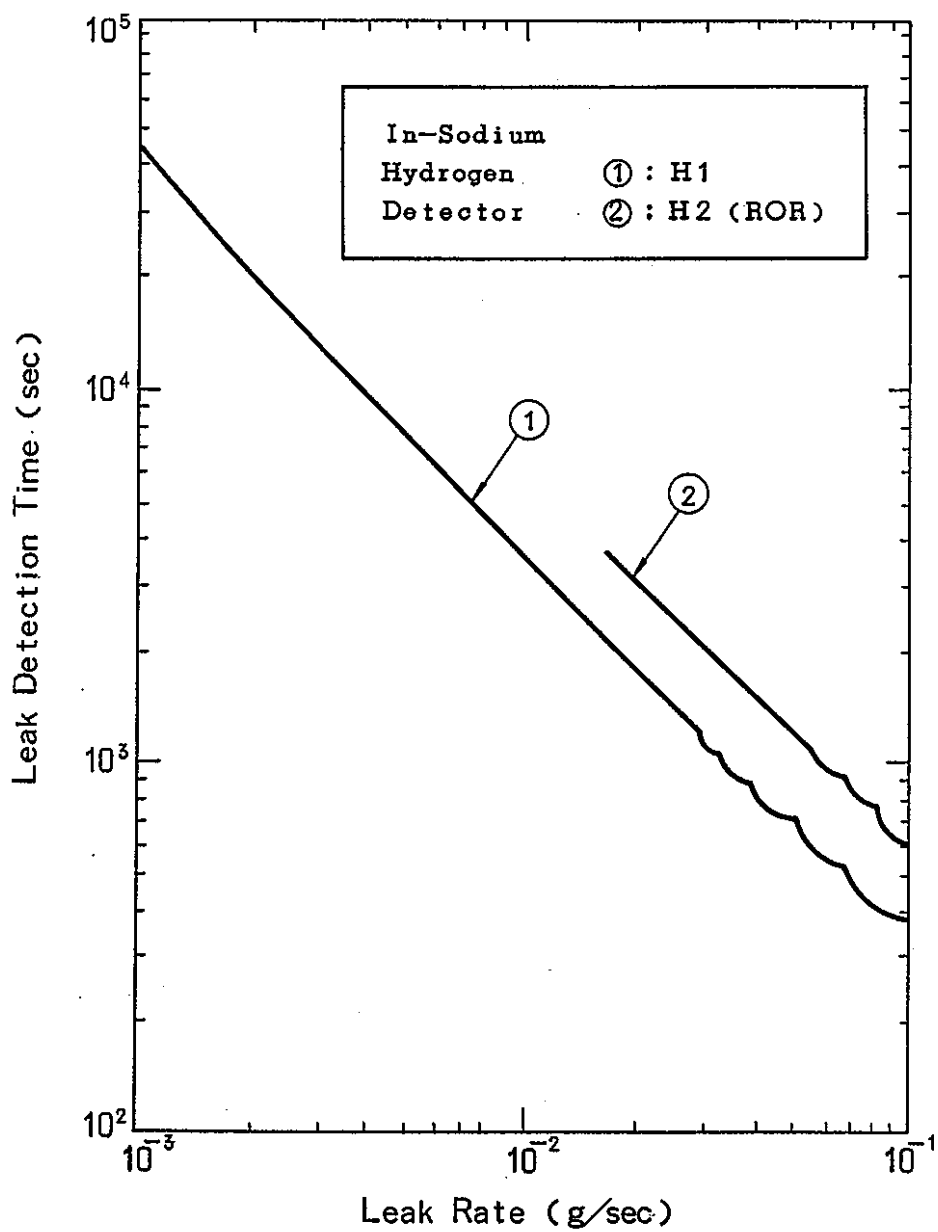
- H1 ... 7% of B.G.
- H2 ... 15ppb/60min
- H3 ... 30ppb/10min
; 2 out of 3 logic system \Rightarrow Automatic Shutdown

(2) In-Cover Gas Hydrogen Detector

- H1 ... 100 Vppm
- H2 ... 500 Vppm

(1) Sodium velocity in the steam generators 0.8m/sec ~ 0.9m/sec.
(2) Sodium velocity in the secondary system 5m/sec.
(3) Sodium purification system (a) Flow rate 10 ton/hr (b) Cold trap outlet temp. 120°C
(4) Locations of in-sodium hydrogen detectors (a) 8.4m from superheater exit (b) 2.7m from evaporator exit (c) 6m to secondary pump inlet
(5) Hydrogen background (a) 130 ~ 170ppb (30% ~ 100% power operation) (b) T.B.D. (initial start-up)
(6) Hydrogen diffusion rate through tubes (a) 2×10^{-11} g/cm ² · sec (at 400 °C) (b) 1×10^{-10} g/cm ² · sec (at initial period)

Parameters associated with Hydrogen Detection System.



SG Leak Detection Characteristics

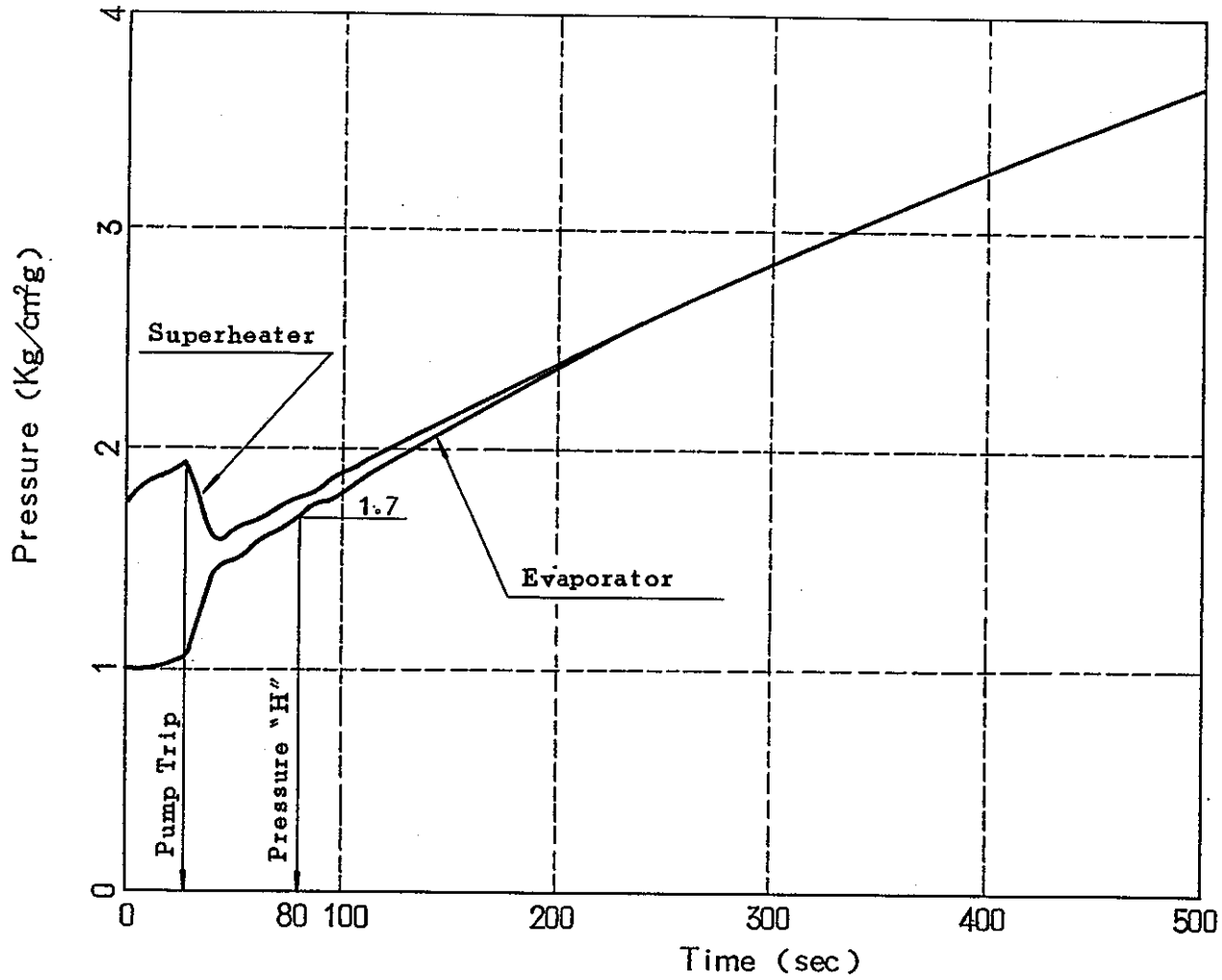
Detection By Cover Gas Pressure

(1) Cover Gas Pressure Gauge

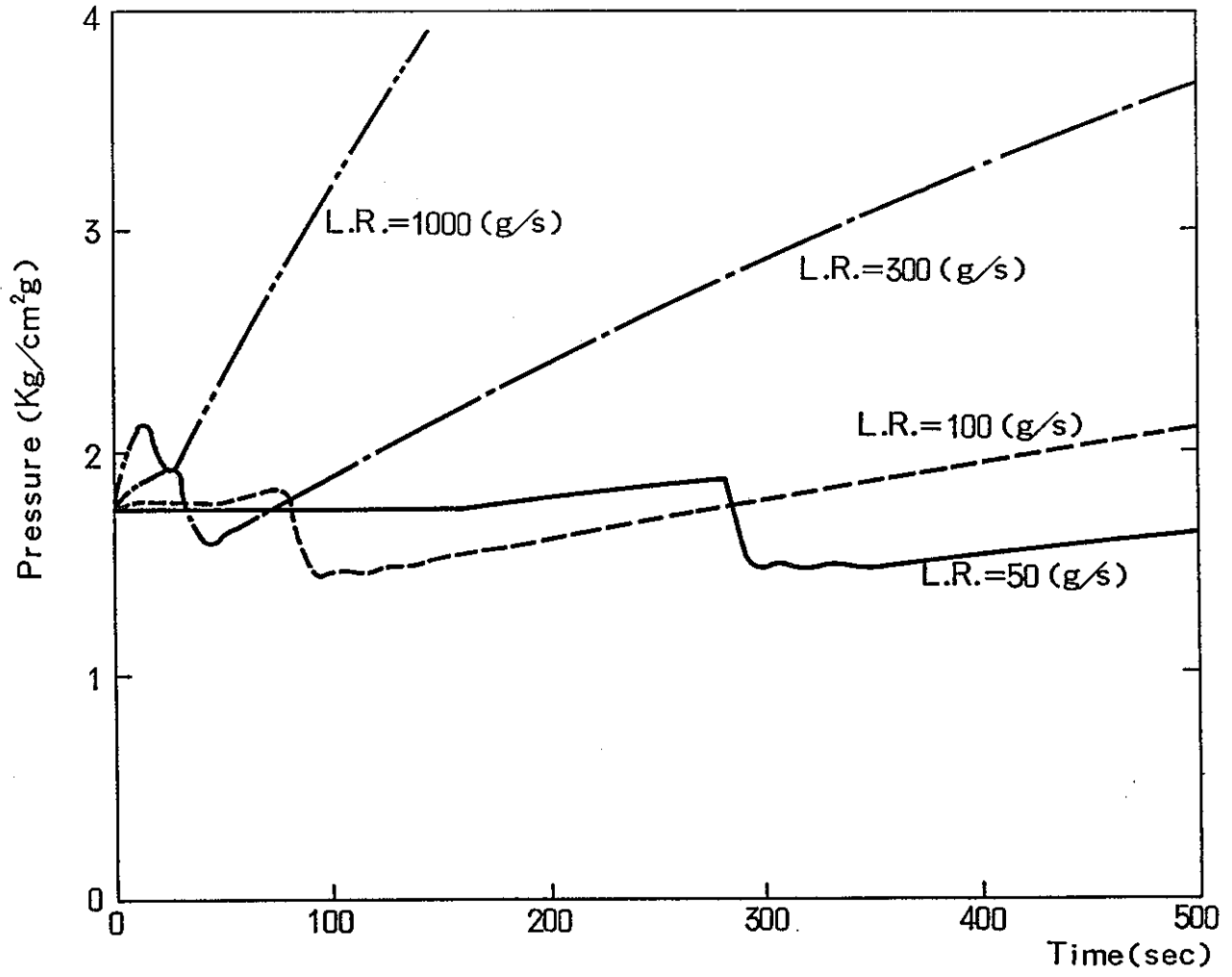
- Evaporator Cover Gas ; "H" ...1.7 atg
- 2 out of 3 logic system \Rightarrow Plant Shutdown

(2) Sequence To Plant Shutdown

- ① Change of SG Level \Rightarrow "HH" or "LL"
- ② Secondary Pump Trip
 - SH-EV Cover Gas Equalization
 - Isolation from OFT/DT Cover Gas
- ③ Evaporator Cover Gas Pressure ; "H"
- ④ Plant shutdown

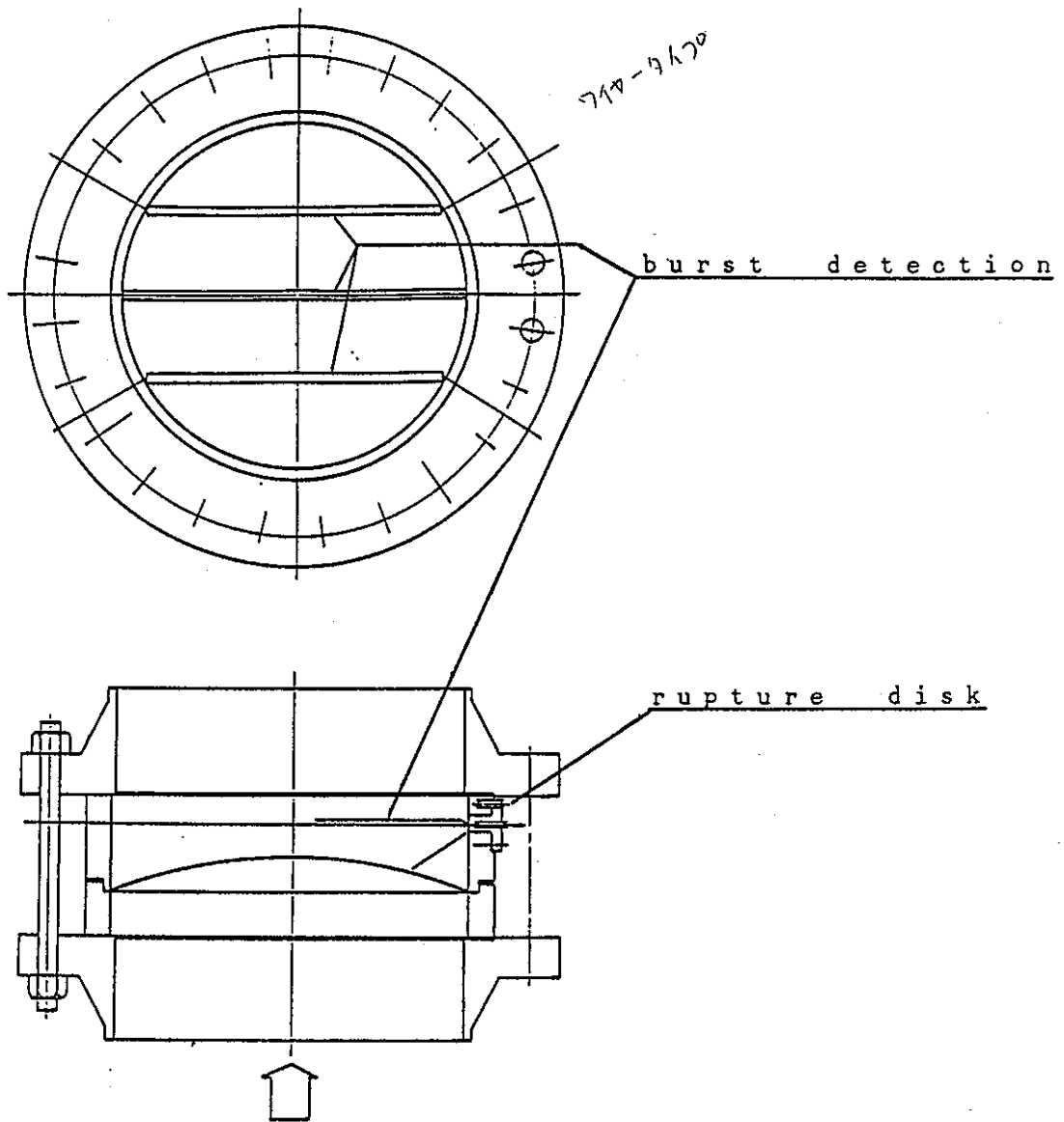


Pressure Change in Intermediate Leak.
(Leak in Superheater ; Leak Rate=300g/sec)



Pressure Change in Superheater Leak

Fig. 7-2-3-12



SPECIFICATION OF RUPTURE DISK		
	EVAPORATOR	SUPERHEATER
T Y P E	T E N S I O N	T E N S I O N
D I A M E T E R	2 6 B	2 0 B
M A T E R I A L	I N C O N E L	I N C O N E L
S E T T I N G P R E S S U R E	3 kg/cm ²	3 kg/cm ²
A C C U R A C Y	± 10 %	± 10 %

R U P T U R E D I S K

Fig. 7-2-3-13

Plant Operation for SG Protection

(1) Plant Trip

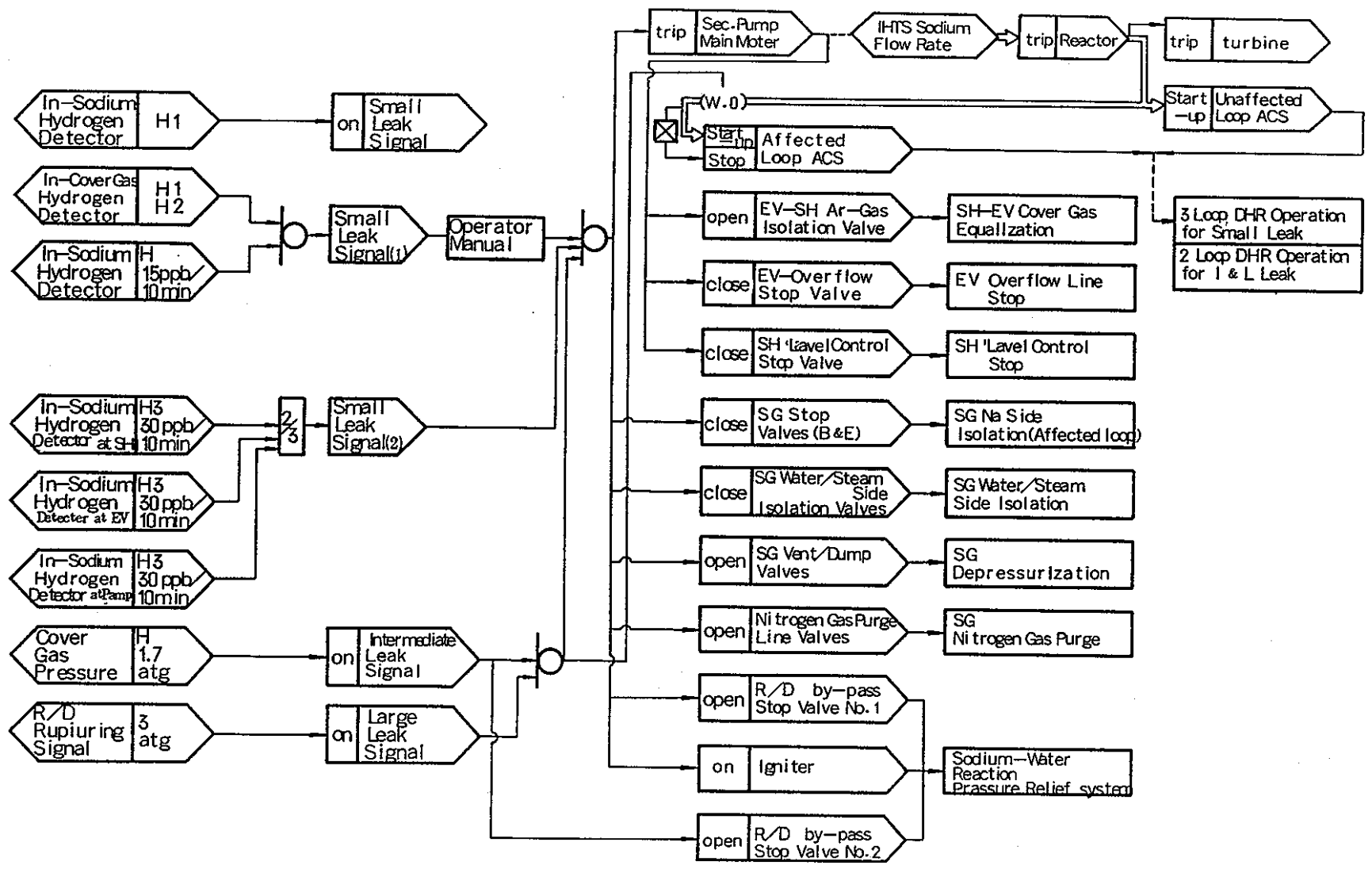
- ACS of The Affected Loop
 - ⇒ To Start-up..... Small Leak
 - ⇒ Not To Start-UP..... Intermediate or Large Leak

(2) Sodium Side Isolation

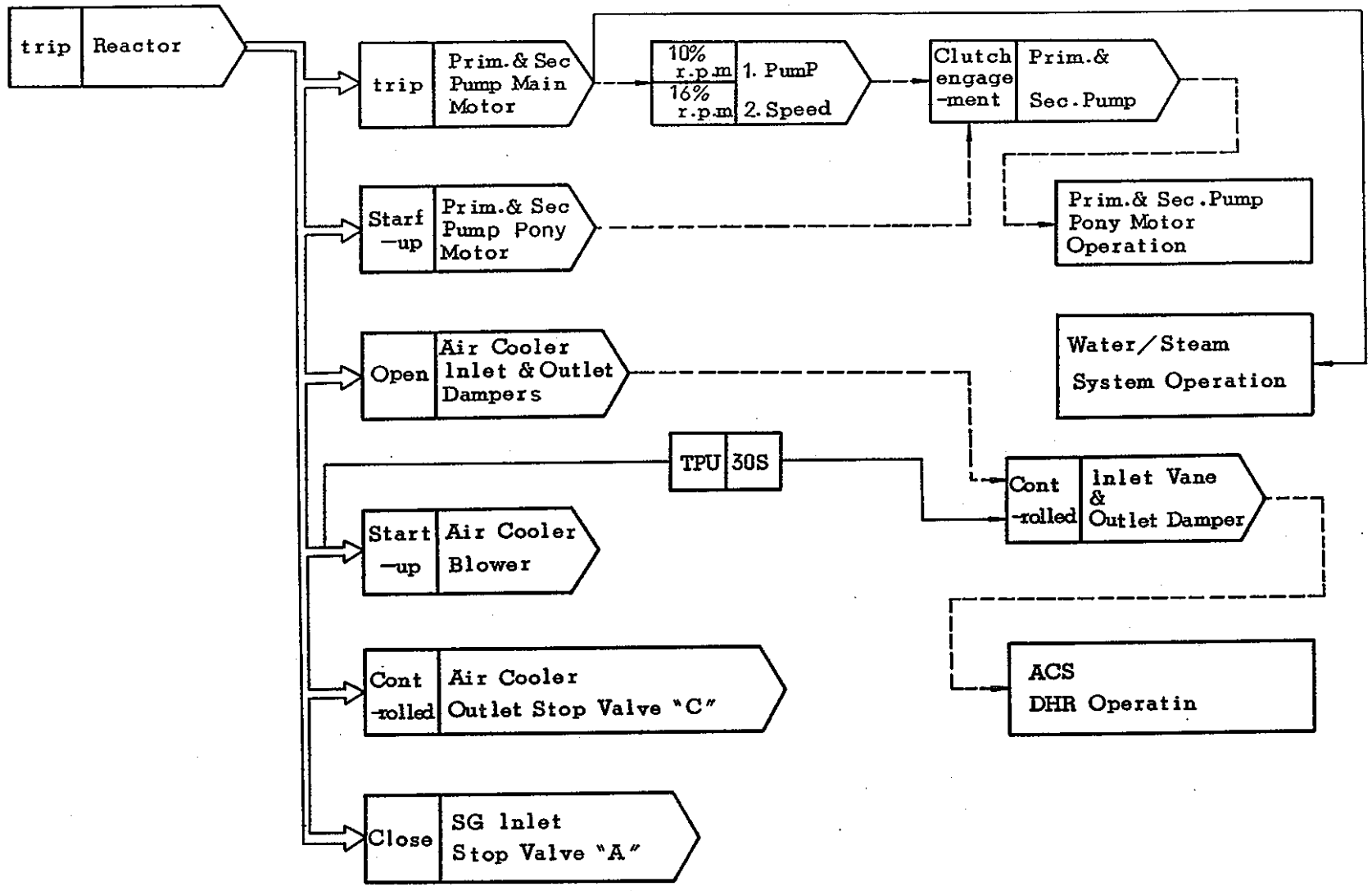
- No Immediate Sodium Drain
- R/D By-Pass Stop Valves Open Intermediate Leak

(3) Water/Steam Side Isolation

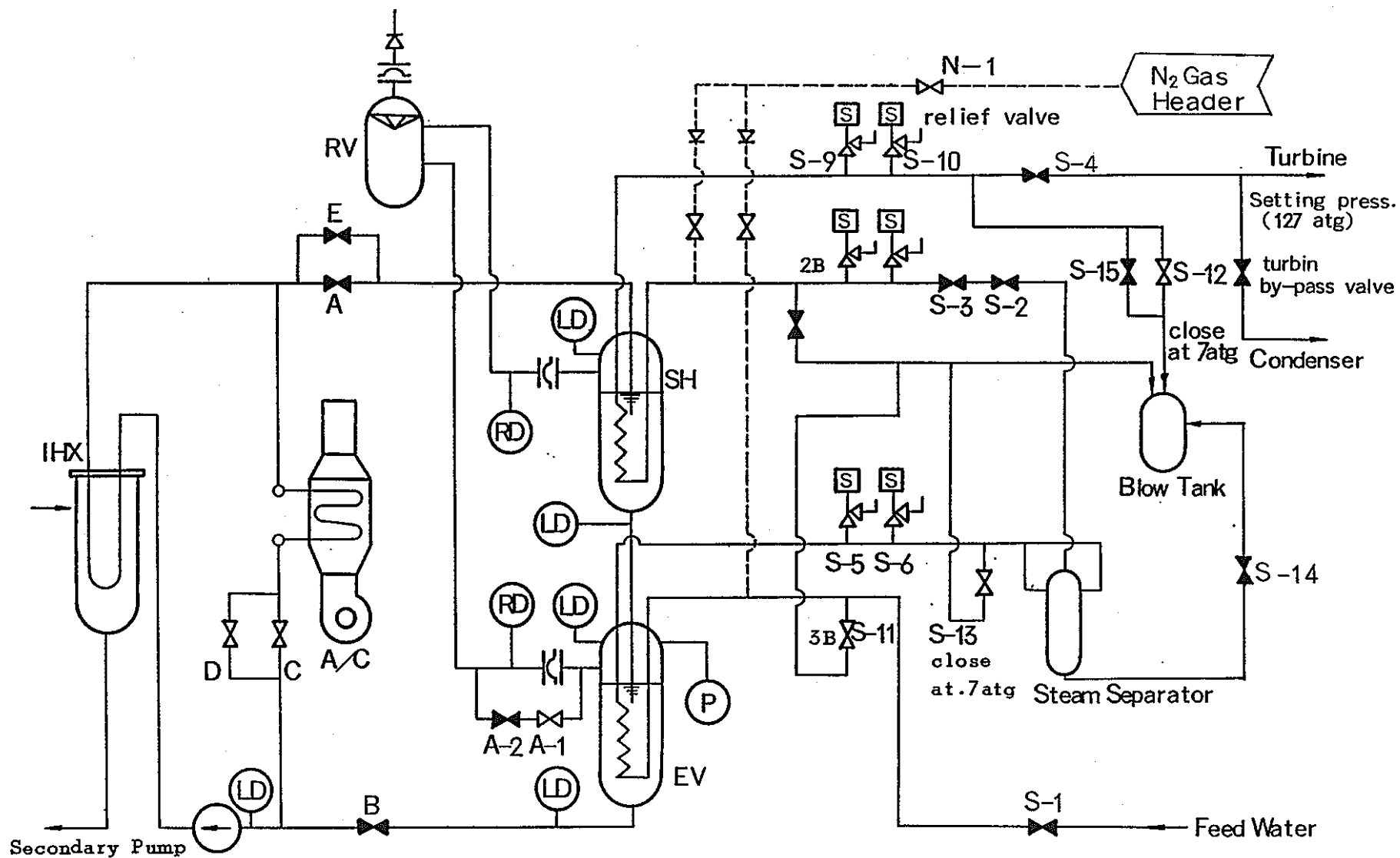
- SG Water/Steam side Isolation
- SG Water/Steam Dump
- SG Nitrogen Gas Purge. (7 atg)



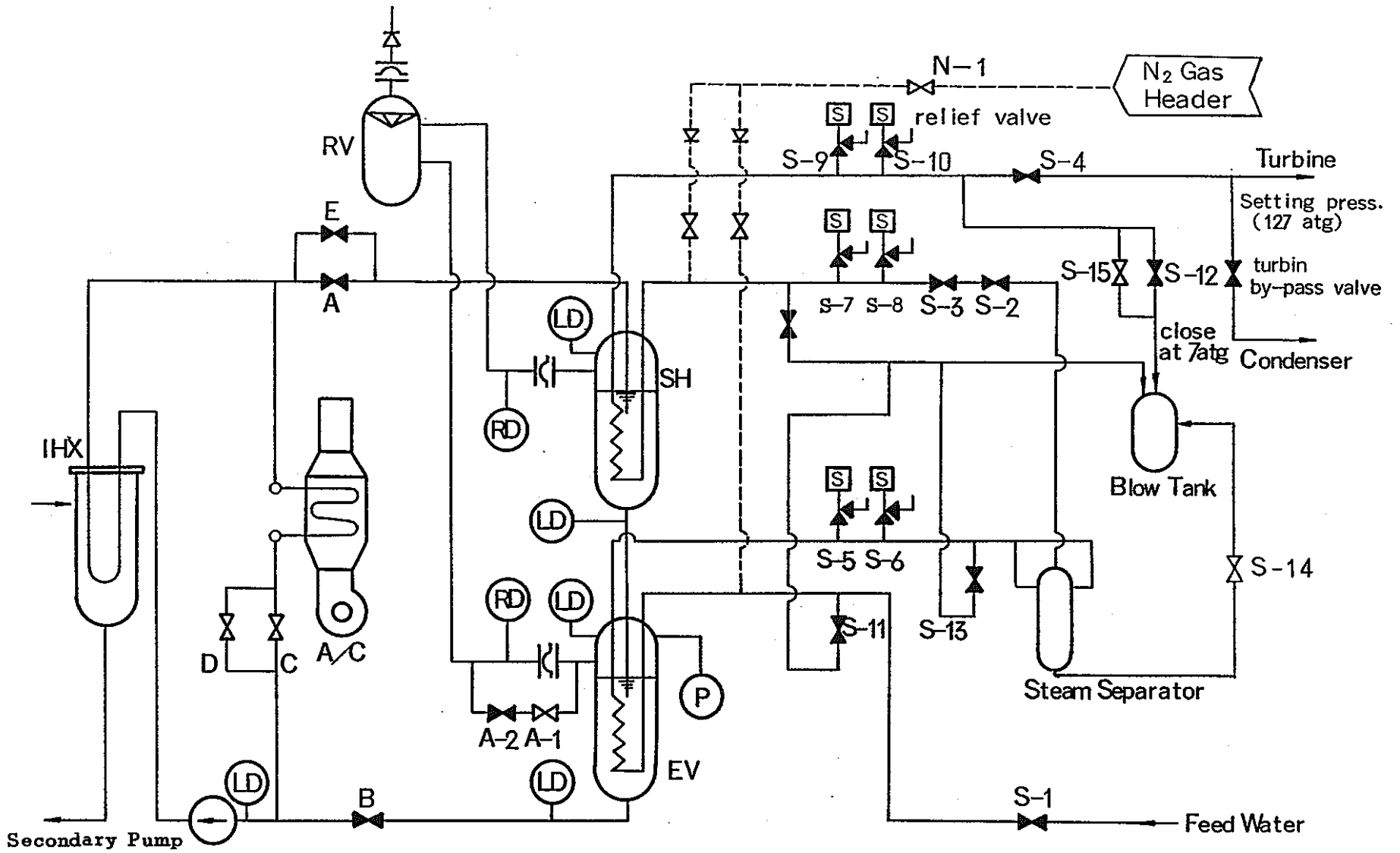
Event Flow at Sodium-Water Reaction



ACS START-UP SEQUENCE



Initial Steam Blow Route (steam pressure 127 ~7atg.)



Steam & Nitrogen Blow Route (steam pressure ~ 7 atg.)

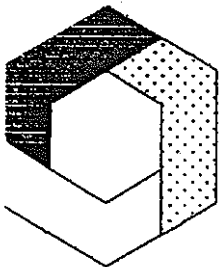
LEAK RATE (g/sec)	10^{-3} 10^{-2} 10^{-1} 10^0				10^1 10^2 10^3		
LEAK SIZE	MICRO LEAK		SMALL LEAK			INTER-MEDIATE LEAK	LARGE LEAK
DETECTOR	IN-SODIUM HYDROGEN DETECTOR				PRESSURE GAUGE	RUP-TURE DISK	
INITIATION SIGNAL	"H1"	ROR "H2"	ROR "H3"		COVER GAS PRESSURE	BUR-ST OF R.D.	
FINAL STATE	POTENTIALITY OF SELF-PLUG MANUAL SHUTDOWN		AUTOMATIC SHUTDOWN				
ACS OPERATION (AFFECTED LOOP)	START-UP \Rightarrow DHR OPERATION				START-UP AND SHUT-DOWN BY OPERATOR	NOT TO START-UP	

LEAK SIZE AND PLANT OPERATION

Note : ① LEAK SIZES correspond to the effective detectors.
 ② LEAK RATE is shown schematically.

7-3-1 Sodium/Water Test Facilities

ENGINEERING
TECHNOLOGY GROUP
SODIUM/WATER
TEST FACILITIES



DOUNREY TECHNOLOGY

DNE Sodium/Water Reaction Facilities

European Collaboration has allowed savings to be made in the UK national programme by the sharing of work.

Dounreay has therefore excess rig capacity and is able to offer facilities to interested parties. Very reasonable rates can be offered.

The rigs at Dounreay can offer:

- a) Glove box number 5 – available for experiments now.
- b) Small Water Leak Rig – available from April 1989.
- c) Super Noah – this rig is being reconstructed and will be complete in April 1990. It has an extensive programme for EFR as part of the UK contribution to the European Collaboration. However experiments on this facility have a long lead time. Dounreay can offer experiments on a commercial basis for construction in 1990 and completion in 1991.

General arrangements

- all specimens, data and records can be retained by the Customer for use as licensing evidence
- all tests can be witnessed by Customer representatives
- if required, long term accommodation for a Customer representative can be provided, both at Dounreay office, and personal accommodation at Thurso
- no access to European data



DOUNREAY TECHNOLOGY

Engineering Technology Group

Glove-Box No 5

This is a simple high throughput facility offering good statistics. Multiple target/single jet capability eliminates unwanted variability in comparative results.

Here we can offer static sodium, atmospheric pressure tests in the range 0.1 to 3 g/s to investigate the effects of changes in parameters such as:

- a) material
- b) sodium temperature
- c) tube spacing
- d) steam pressure/hole diameter
- e) sodium/water temperature difference
- f) jet shape
- g) jet angle of impingement
- h) interaction of two jets



DOUNREAY TECHNOLOGY

Engineering Technology Group

Small Water Leak Rig

Here we can offer realistic sodium flow velocity, and realistic sodium pressure conditions to investigate the effects of:

- a) sodium pressure
- b) sodium flow velocity and direction
2.5 m/s

A particularly attractive capability is being able to undertake non-isothermal tests – water injections into hot sodium.

Leak range: 1 – 20 g/s

Choice of material, spacing, temperature(s) as before.



DOUNREAY TECHNOLOGY

Engineering Technology Group

Super Noah

This rig is being refurbished to provide the best simulation of intermediate leaks, in support of the EFR programme.

Specific features of the rig are:

- a) substantial test sections - around 24 EFR type tubes
- b) correct sodium flow velocity
- c) correct water/steam conditions in target tubes
- d) multiple injections - high efficiency, fast turn round
- e) damage limitation features available to improve test section re-use (if required)
- f) shutdown protection system modelling
- g) correct sodium side pressure
- h) no limit on ultimate reaction - multiple tube ruptures and terminal temperatures acceptable within vehicles (but re-use of vehicle impossible)

Last injection can be allowed to proceed to full tube rupture if required.



DOUNREAY TECHNOLOGY

Engineering Technology Group

7-3-2 Example of Work Carried Out
in the Glovebox

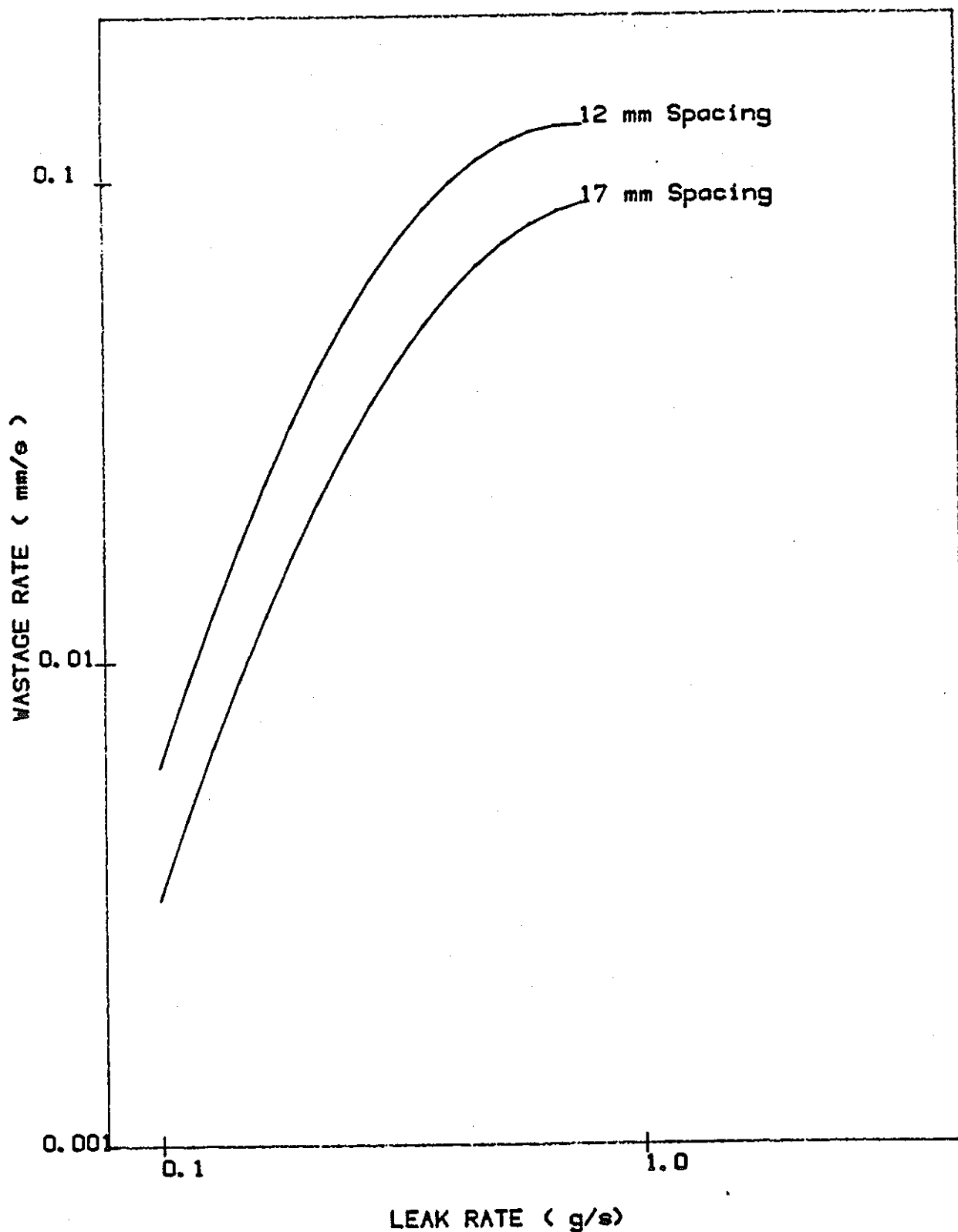
EXAMPLE OF WORK CARRIED OUT IN THE GLOVEBOX

**COMPARISON OF THE WASTAGE RESISTANCE OF
DIFFERENT FERRITIC STEELS**

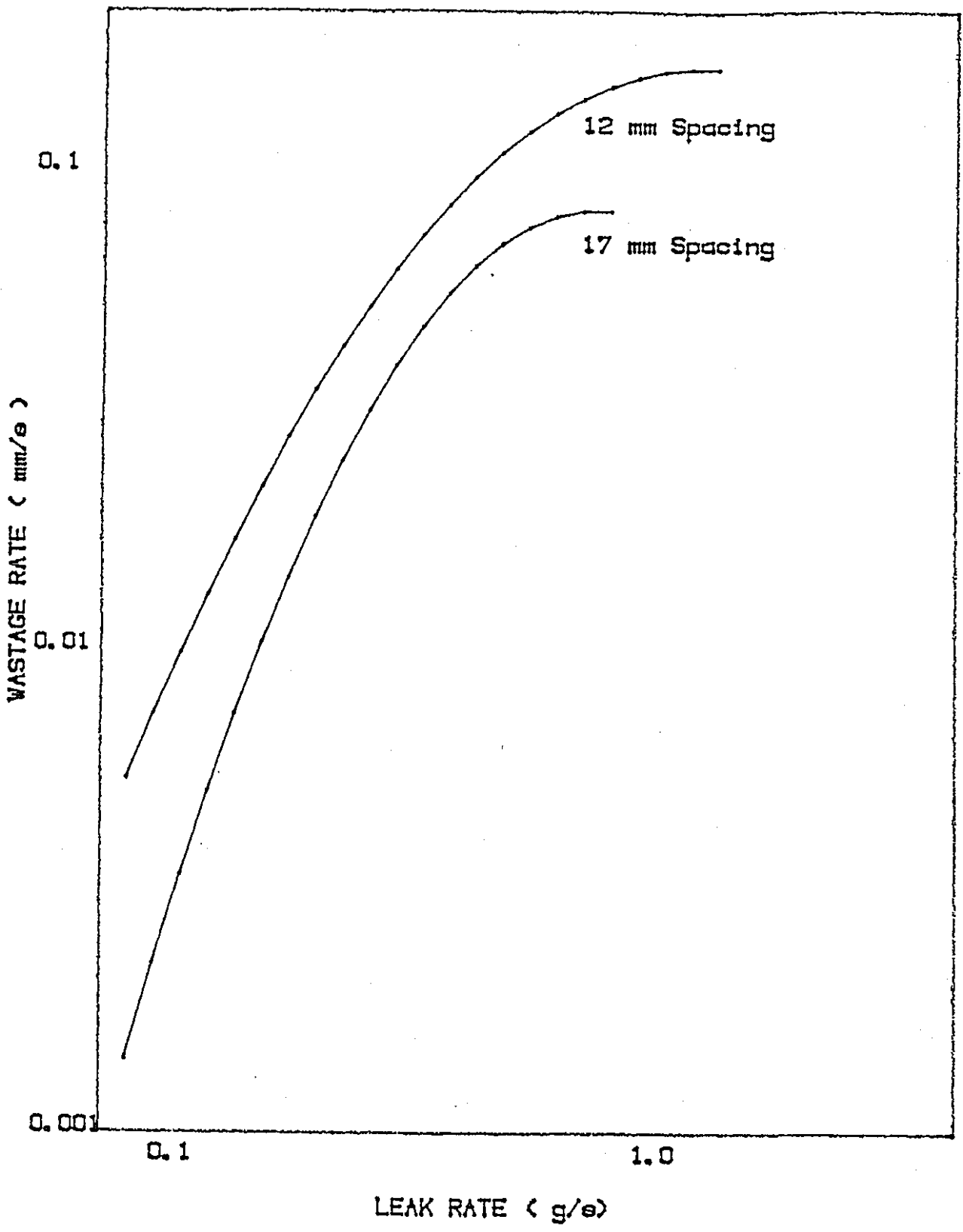
**A DATABASE OF OVER 200 DATA POINTS HAS BEEN
PRODUCED**

CONCLUSION: THERE IS NO SIGNIFICANT DIFFERENCE

BETWEEN 2.25 Cr 1 Mo, 9 Cr 1 Mo AND T91 STEELS

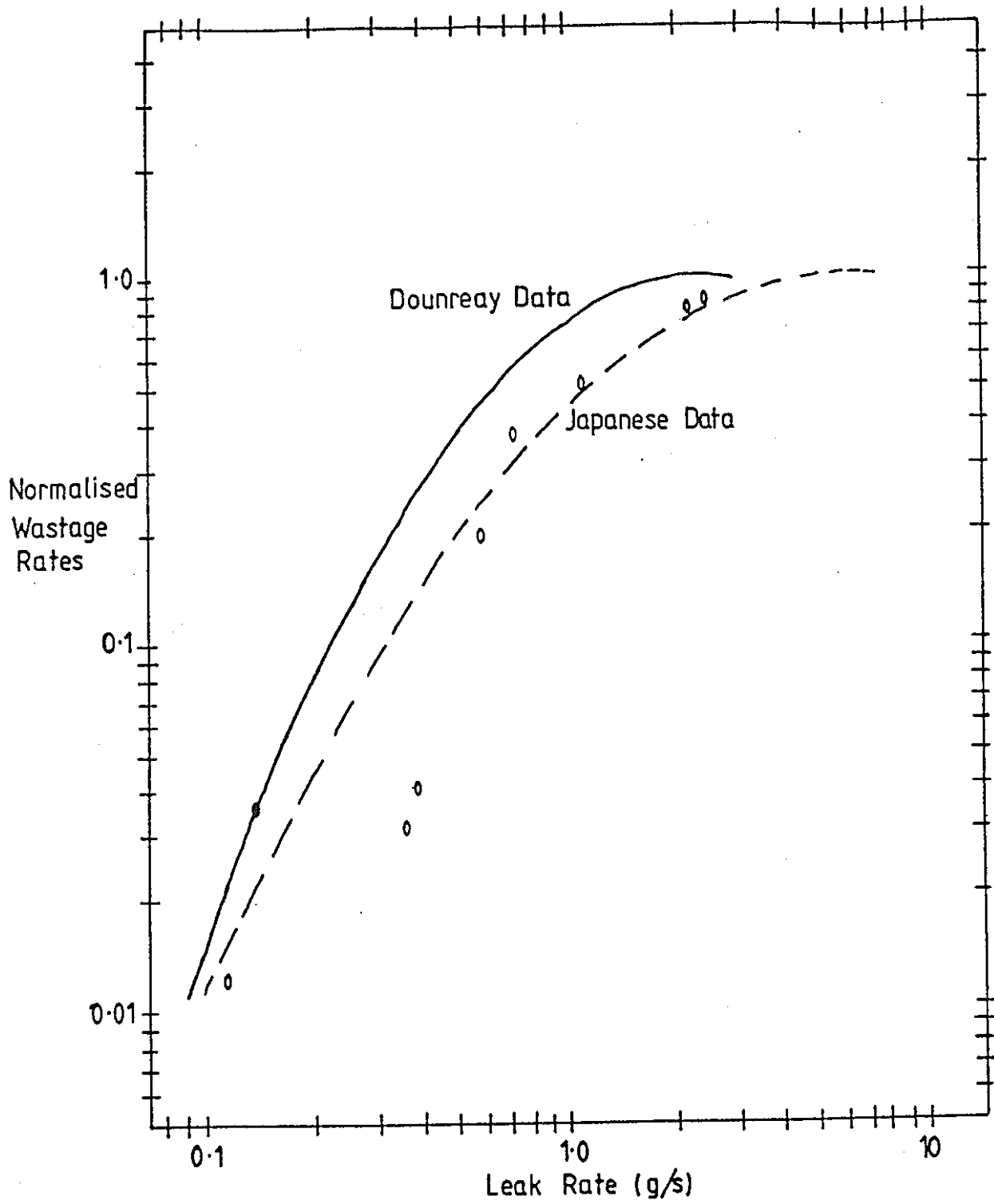


CORRELATION OF 2.25Cr-1Mo WASTAGE DATA



CORRELATION OF SCRIMO WASTAGE DATA

Fig. 7-3-2-3



NORMALISED WASTAGE RATES OF 9Cr1Mo. COMPARISON OF DATA.

PNC TN9600 89-005

7-4-1 Secondary System Performance

Secondary System Performance (100 % Power Data)

Number of secondary loops	6
Heat from 6 IHX's	3605 MW
Heat losses via insulation	1 MW
Heat from 6 secondary pumps	8.8 MW
Heat transferred across 6 SGU's	3612.8 MW
Sodium flow rate per secondary loop	2555 kg/s
Temperature from IHX exit to SGU	525 °C
Temperature from SGU exit to sec. pump	340°C
Temperature from sec. pump exit to IHX	340.4 °C
Pressure drop of secondary loop	4 bar
Power of 6 secondary pumps	
- thermal	8.8 MW
- electrical	9.3 MW

PF223, Metzner, 03/89

EFR Secondary System

Steam Generator Performance (100 % Power Data)

Sodium temperature into SGU	525 °C
Sodium temperature at SGU exit	340 °C
Heat transferred via 6 SGU's	3612.8 MW
Sodium flow per SGU	2555 kg/s
Live steam temperature	490 °C
Feed temperature	240 °C
Live steam pressure at SGU exit	185 bar
Feed flow per SGU	275 kg/s

PF223, Metzner, 03/89

**EFR
Steam Generator**

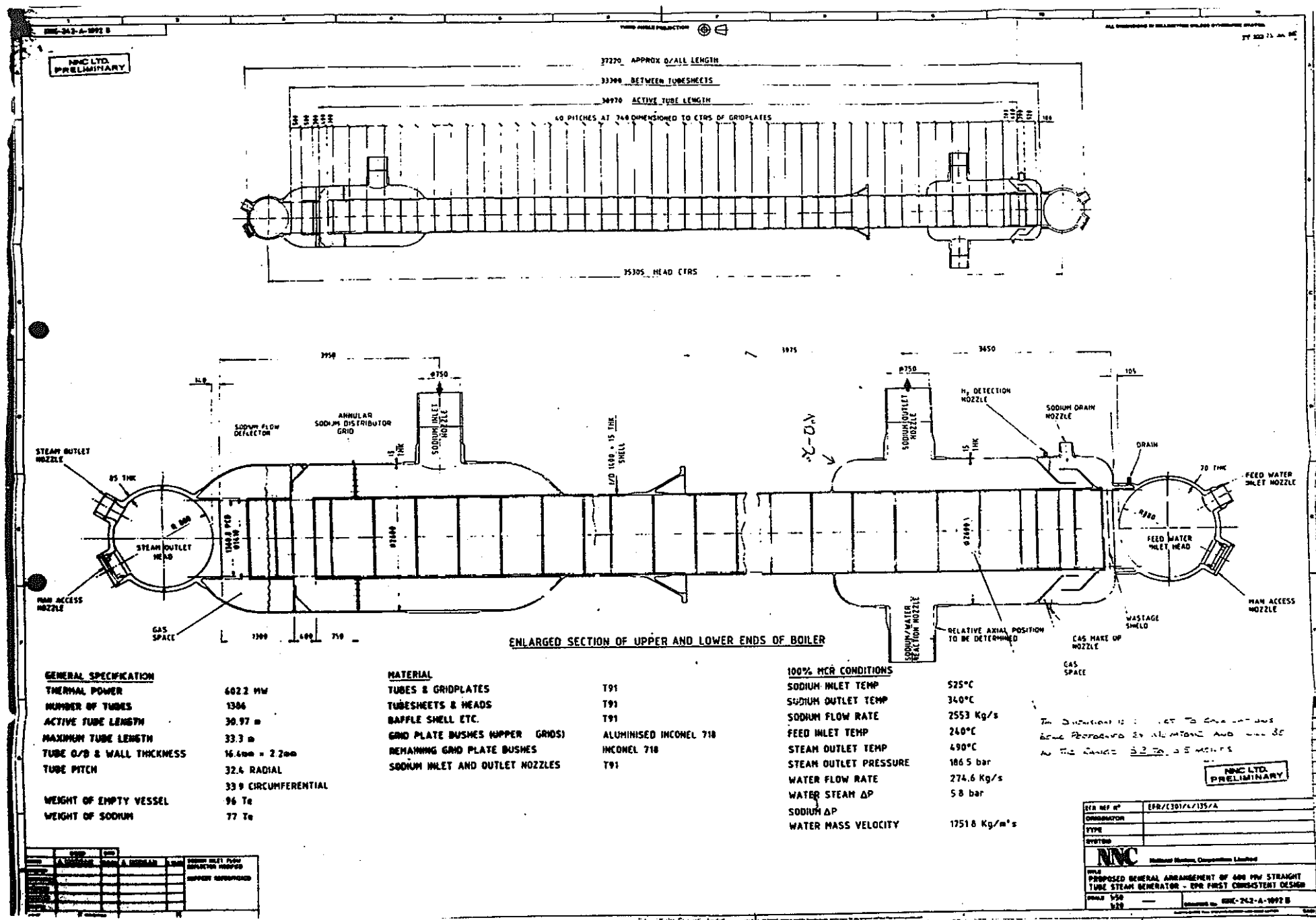
Fig. 7-4-1-2

INTERATOM**Steam Generator Dimensions**

Number of tubes	1386
Active tube length	30.97 m
Maximum tube length	33.3 m
Tube outer diameter	16.4 mm
Tube wall thickness	2.2 mm
Tube pitch	
- radial	32.4 mm
circumferential	33.9 mm
Over all length	37.22 m
Length between head centres	35.305 m
Inner shell diameter	1400 mm
Head diameter	2600 mm
Sodium inlet and outlet nozzle	DN 700
Mass of empty SGU	96·10 ³ kg
Sodium mass in SGU	77·10 ³ kg

PF223, Metzner, 03/89

EFR Steam Generator



GENERAL SPECIFICATION

THERMAL POWER	602.2 MW
NUMBER OF TUBES	1306
ACTIVE TUBE LENGTH	30.97 m
MAXIMUM TUBE LENGTH	33.3 m
TUBE O/D & WALL THICKNESS	16.4mm - 2.2mm
TUBE PITCH	32.4 RADIAL
	33.9 CIRCUMFERENTIAL
WEIGHT OF EMPTY VESSEL	96 Tt
WEIGHT OF SODIUM	77 Tt

MATERIAL

TUBES & GRIDPLATES	T91
TUBESHEETS & HEADS	T91
BAFFLE SHELL ETC.	T91
GRID PLATE BUSHES (UPPER GRIDS)	ALUMINISED INCONEL 718
REMAINING GRID PLATE BUSHES	INCONEL 718
SODIUM INLET AND OUTLET NOZZLES	T91

100% MCR CONDITIONS

SODIUM INLET TEMP	525°C
SODIUM OUTLET TEMP	340°C
SODIUM FLOW RATE	2553 Kg/s
FEED INLET TEMP	240°C
STEAM OUTLET TEMP	490°C
STEAM OUTLET PRESSURE	186.5 bar
WATER FLOW RATE	274.6 Kg/s
WATER STEAM ΔP	5.8 bar
SODIUM ΔP	
WATER MASS VELOCITY	17518 Kg/m's

In dimension 12: let to the tubes be reserved by aluminum and use 30 in the range 13.2 to 15 mm P.S.

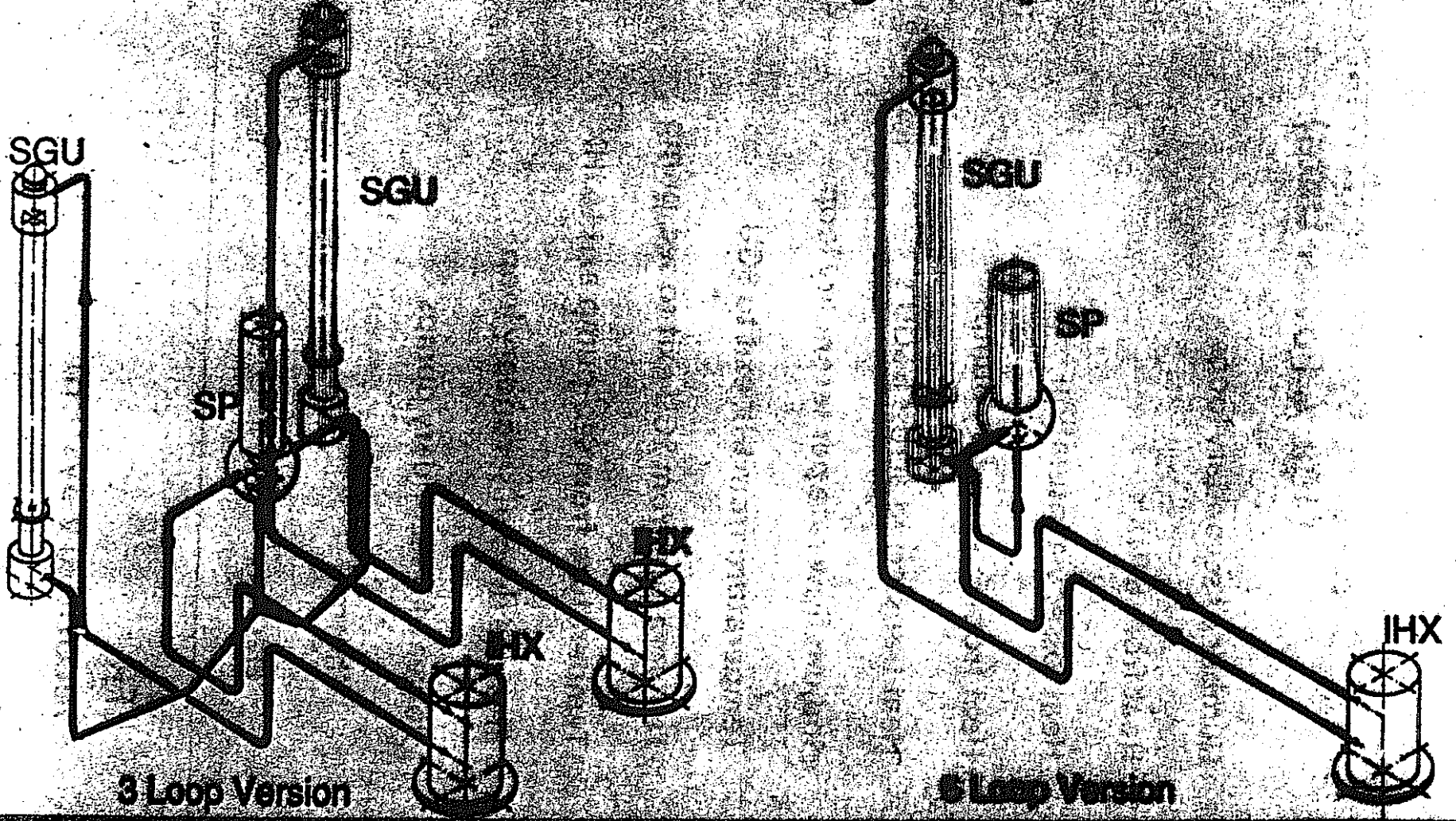
PNC LTD. PRELIMINARY

GER REF #	EPR/C30174/135/A
COMBINATOR	
TYPE	
SYSTEM	
PNC Without Member, Companies Limited	
THE PROPOSED GENERAL ARRANGEMENT OF 600 MW STRAIGHT TUBE STEAM GENERATOR - EPR FIRST CONSISTENT DESIGN	
DRW 150	
150	

— 304 —

Fig. 7-4-1-4

First Consistent Design Proposal



3 Loop Version

5 Loop Version

Fig. 7-4-1-5

MAIN R+D REQUIREMENTS EFR STEAM GENERATOR

1. MATERIAL DEVELOPMENT (MOD. 9 CR 1 MO)
 - FEASIBILITY OF TUBE PLATES
 - MATERIAL PROPERTIES
 - WELDING AND HEAT TREATMENT

2. THERMAL HYDRAULICS
 - FEASIBILITY OF LARGE TUBE BUNDLES
 - QUALIFICATION AND VALIDATION OF CODES
 - WATER/STEAM - SODIUM MOCK UP

3. STRUCTURAL DEVELOPMENT
 - TUBE GRIDS
 - FLEXIBLE SHELL

- . LEAK DETECTION SYSTEMS
 - IMPROVEMENT OF HYDROGEN DETECTORS
 - DEVELOPMENT OF ACOUSTIC METHODS

- 5. SODIUM WATER REACTIONS
 - WASTAGE AND LEAK DEVELOPMENT 9 CR 1 MO
 - PROPAGATION OF LEAKS ESP. IN LOWER TUBE PLATE REGION
 - STUDIES ON TUBE OVERHEATING
 - QUALIFICATION AND VALIDATION OF A LEAK PROGRESSION CODE
 - QUALIFICATION OF LARGE RUPTURE DISCS
 - DEVELOPMENT OF METHODS FOR REQUALIFICATION OF A FAILED STEAM GENERATOR

7-4-2 Sodium-Water-Reaction Experiments
at Interatom in the Intermediate
Leak Range

SODIUM - WATER - REACTION
EXPERIMENTS
at INTERATOM
in the INTERMEDIATE LEAK RANGE

(prepared for the meeting on 13th of March)

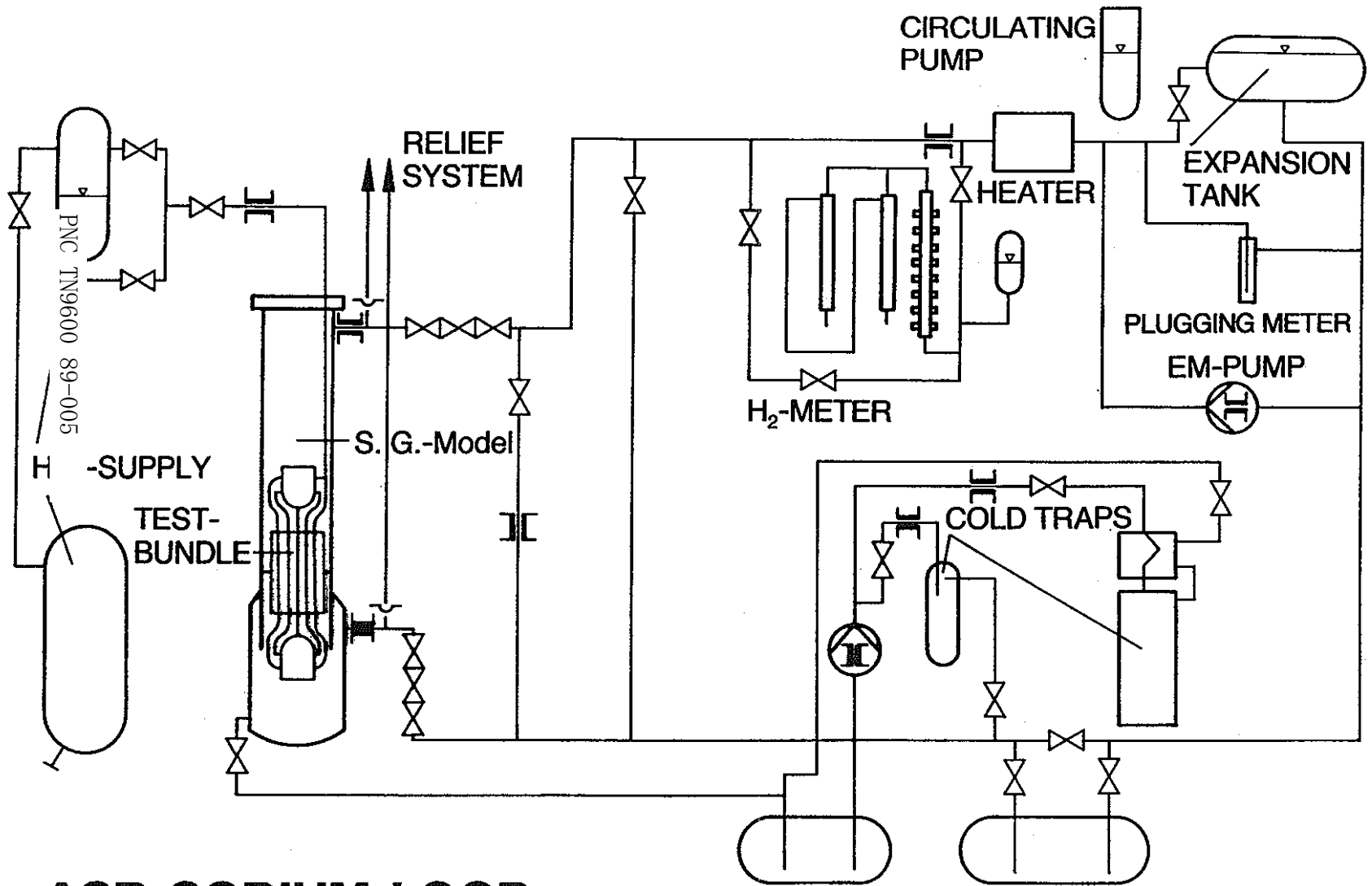
Consequences of leaks dependant from location in
the steam generator

In case of straight tube SGU's we have to
differentiate between:

- leaks at the upper tube plate
(gas space)
- leaks in the bundle region
- leaks at the lower tube plate

Ruloff, T321
03.03.89

Fig. 7-4-2-2



ASB-SODIUM-LOOP
(Arrangement for tests under static water conditions)

Test No.	date	tubing			prim. leak Ø / mm /	V _{Na} / m/s /	m H ₂ O / kg/s / water flow inside the tubes	number of tubes		T _{H₂O} (= T _{Na}) / °C /	P _{Na} /bar/	P _{H₂O} /bar/	P _{N₂} /bar/
		material	dim. / mm /	pitch / mm /				H ₂ O	N ₂				
1	30.01.85	2 1/4 Cr	26,9x2,9	42x45	0,3	ca. 0,45	0	25	0	ca. 325	3-4	162	-
2	27.03.85	2 1/4 Cr	26,9x2,9	42x45	0,3	0	0	25	0	ca. 325	3-4	176	-
3	06.11.85	2 1/4 Cr	26,9x2,9	42x45	0,3	ca. 0,45	0,2-0,5*	25	0	ca. 325	3-4	175	-
4	22.10.86	2 1/4 Cr	26,9x2,9	42x45	1,0	ca. 0,45	0,2-0,5*	25	0	ca. 325	3-4	167	-
5	10.12.86	Incoloy	25x2,6	37x45	0,9	ca. 0,45	0	1	24	ca. 325	3-4	175	6
6	25.03.87	Incoloy	25x2,6	37x45	0,9	ca. 0,45	0,23	11	14	ca. 325	3-4	181	180 → 200
7	20.05.87	2 1/4 Cr	17,2x2,0	33x33	1,0	ca. 0,45	0,15	11	14	ca. 325	3-4	161	176 → 241
8	21.10.87	Incoloy	25x2,6	37x45	0,9	0,31	0,2	11	14	ca. 325	3-4	184	176 → 185

* dependant from tube position

Test in the tube bundle area
(test conditions)

INTERATOM

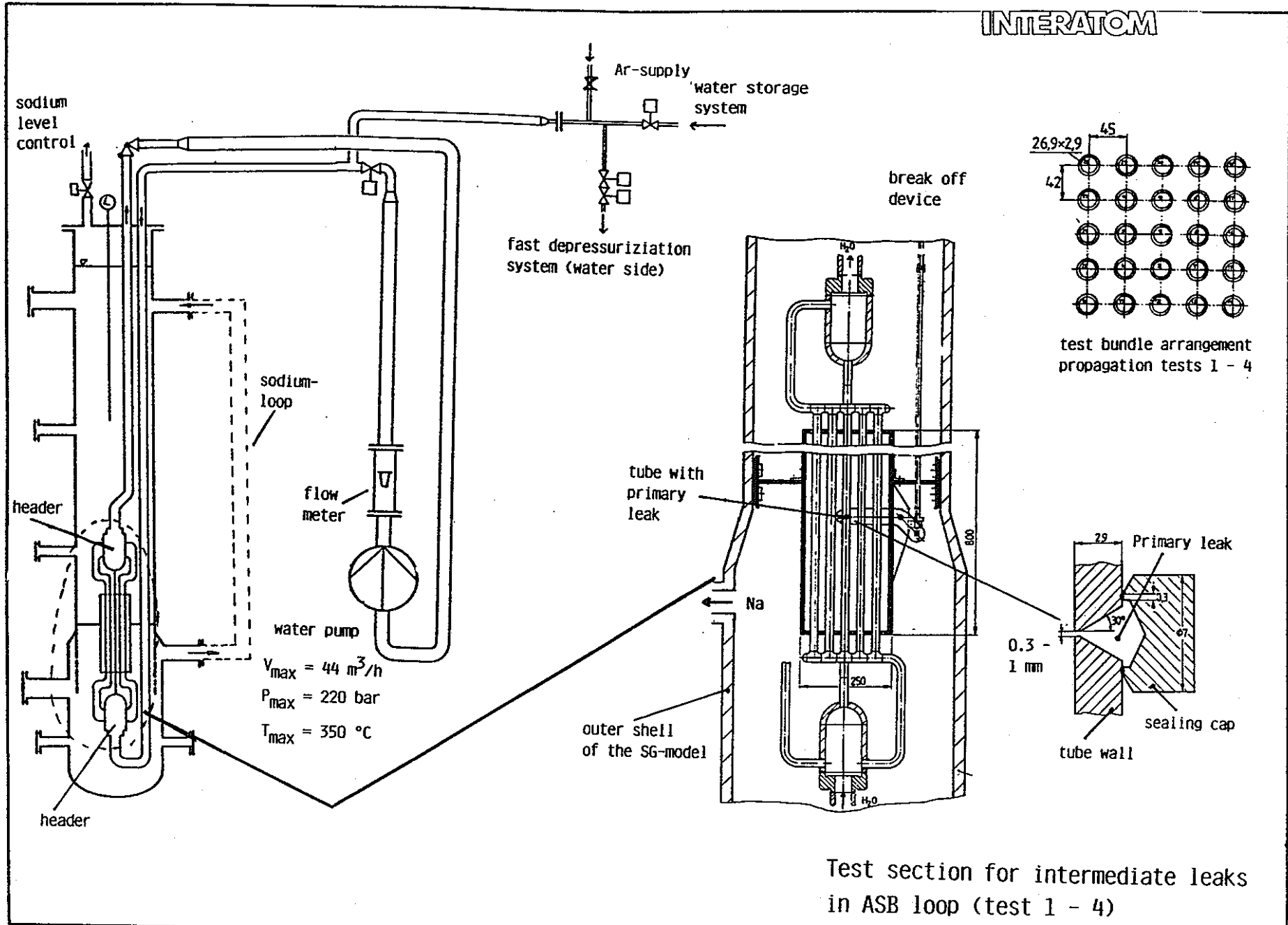
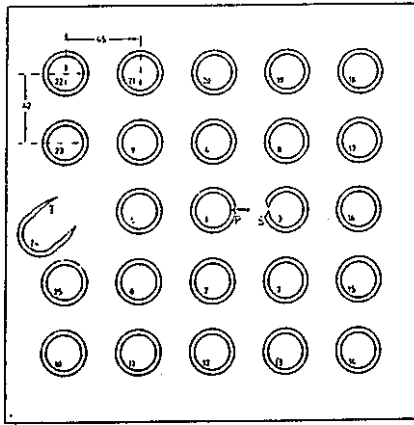
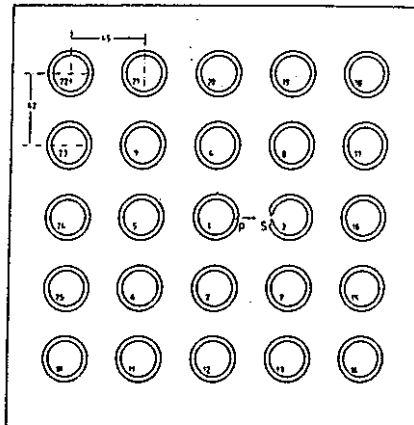


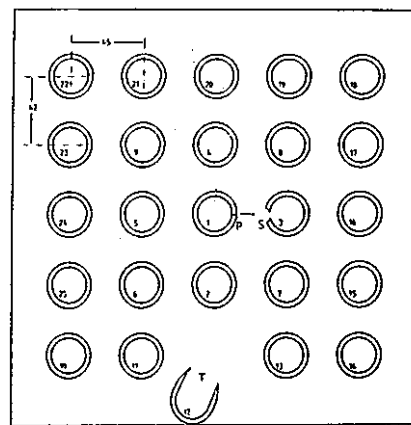
Fig. 7-4-2-5



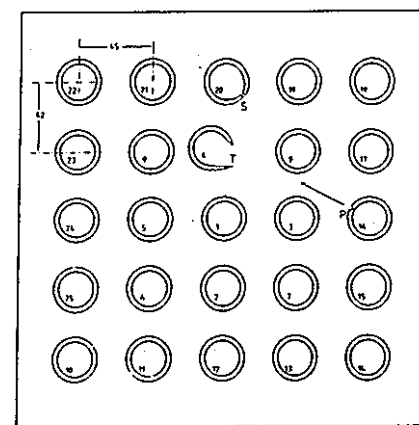
VERSUCH 1: 2 1/4Cr; 26,9×2,9mm
P: 0,3mm φ
Na-Strömung; H₂O-stagn.



VERSUCH 2: 2 1/4Cr; 26,9×2,9mm
P: 0,3mm φ
Na-stagn.; H₂O-stagn.



VERSUCH 3: 2 1/4Cr; 26,9×2,9mm
P: 0,3mm φ
Na-Ström.; H₂O-Ström.

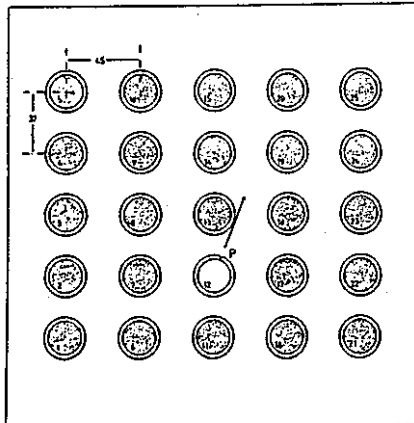


VERSUCH 4: 2 1/4Cr; 26,9×2,9mm
P: 1mm φ
Na-Ström.; H₂O-Ström.

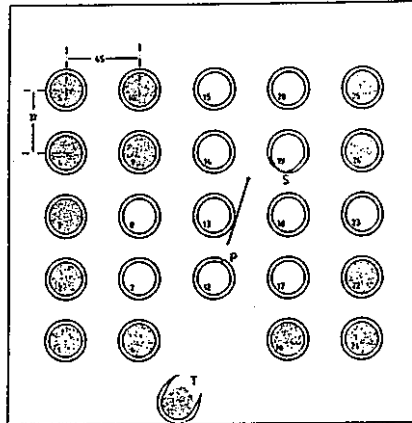
P = Primärleck

S = Sekundärleck

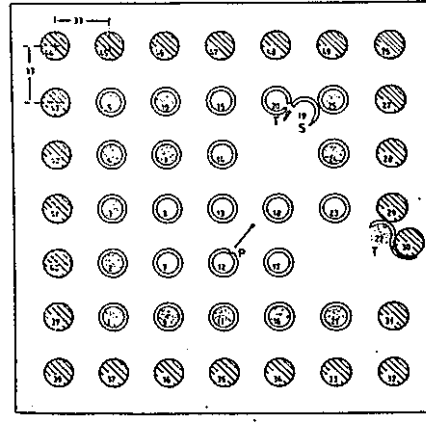
T = Tertiärleck



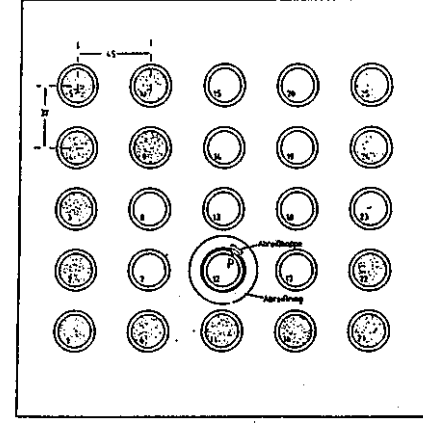
VERSUCH 5: Inc. 800; 25×2,6mm
P: 0,9mm φ
Na-Strömung



VERSUCH 6: Inc. 800; 25×2,6mm
P: 0,9mm φ
Na-Ström.; H₂O-Ström.



VERSUCH 7: 2 1/4Cr; 17,2 × 2,0mm
P: 1mm φ
Na-Ström.; H₂O-Ström.



VERSUCH 8: Inc. 800; 25×2,6mm
P: 0,9mm φ
Na-Ström.; H₂O-Ström.

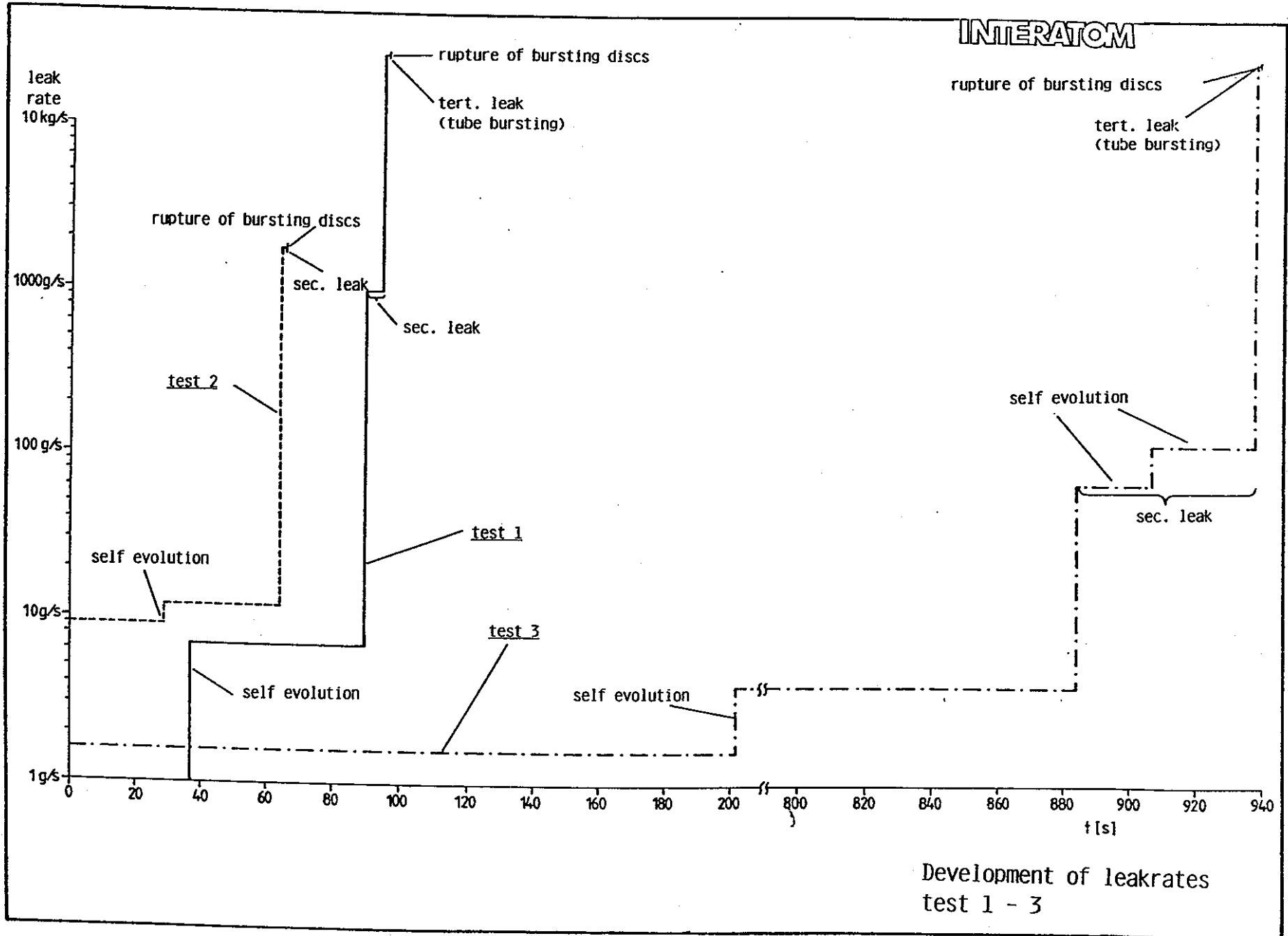
○ H₂O - Rohr

⊙ N₂ -Rohr

⊗ Dummy

Propagationsexperimente:
Bündelgeometrien und
Positionen der Lecks

Abb.11/1



Development of leakrates
test 1 - 3

Fig. 7-4-2-7

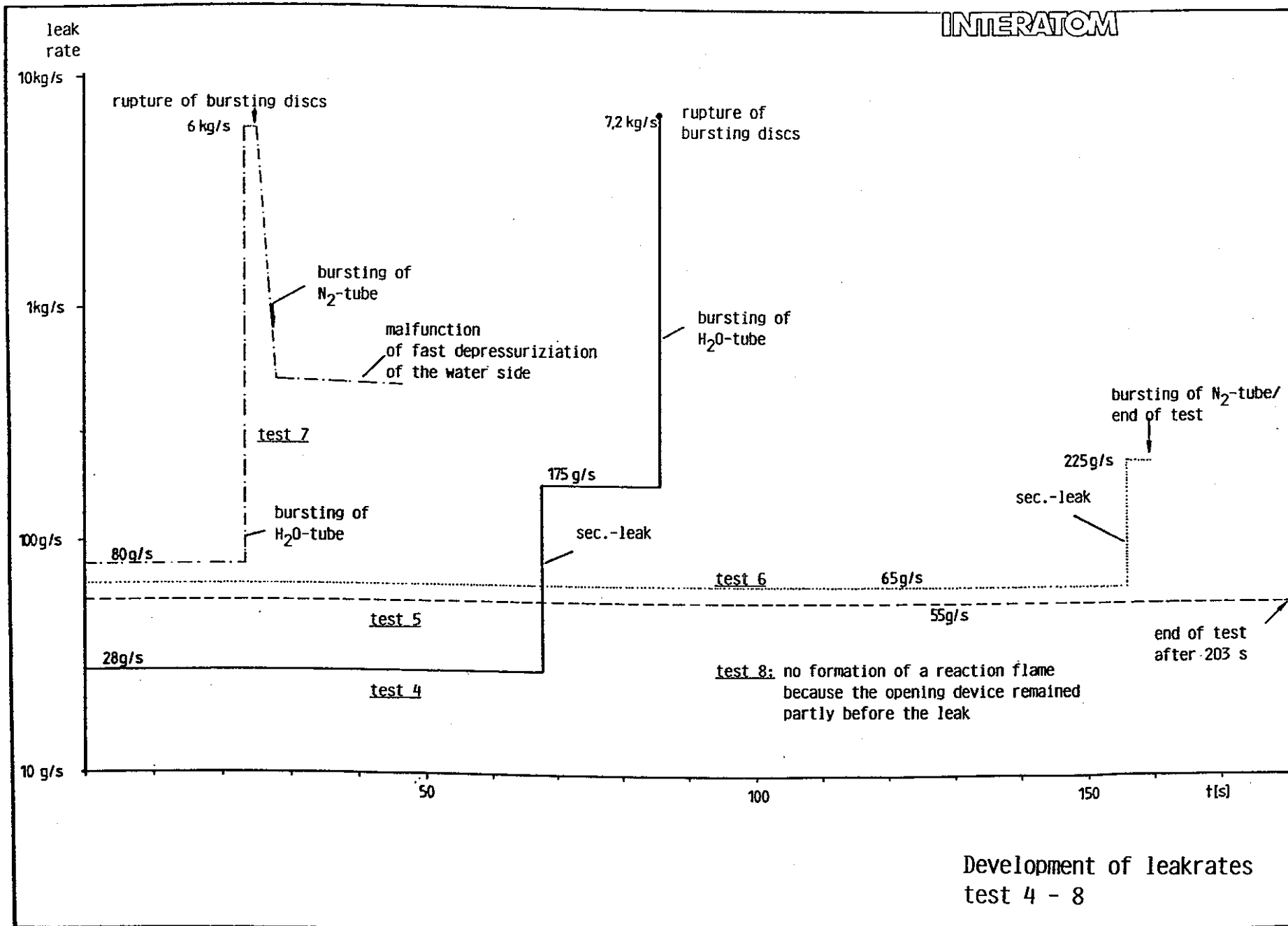
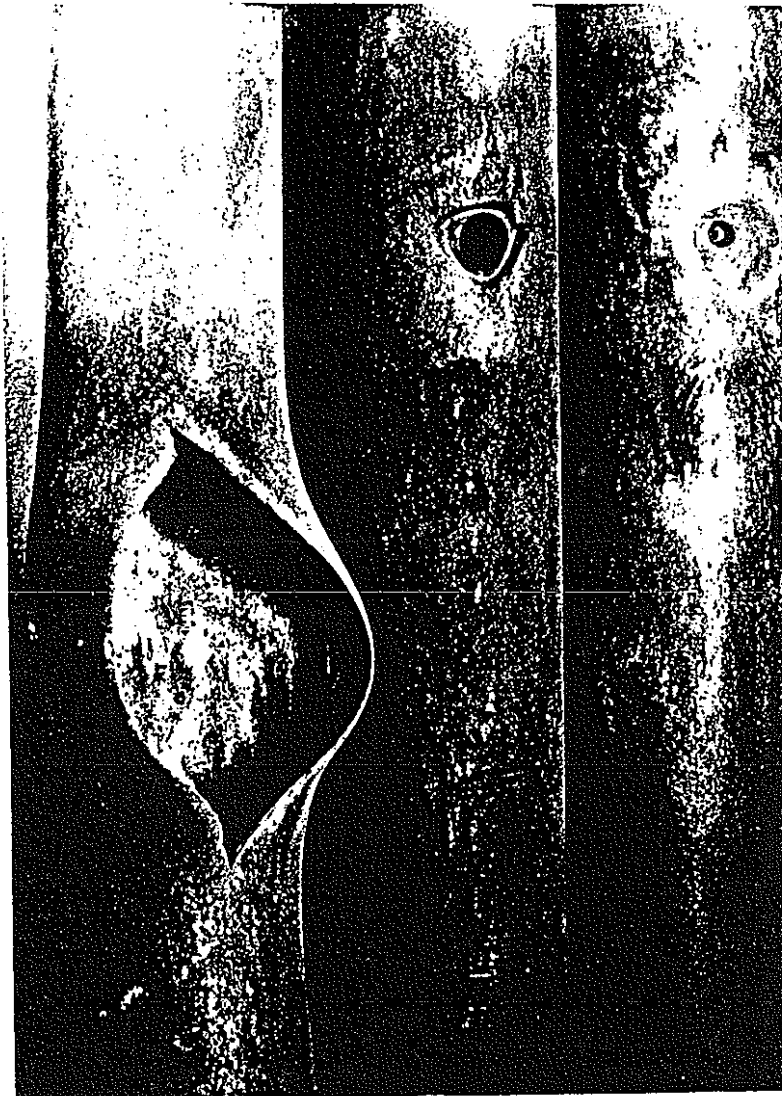


Fig. 7-4-2-8



Tertiärleck

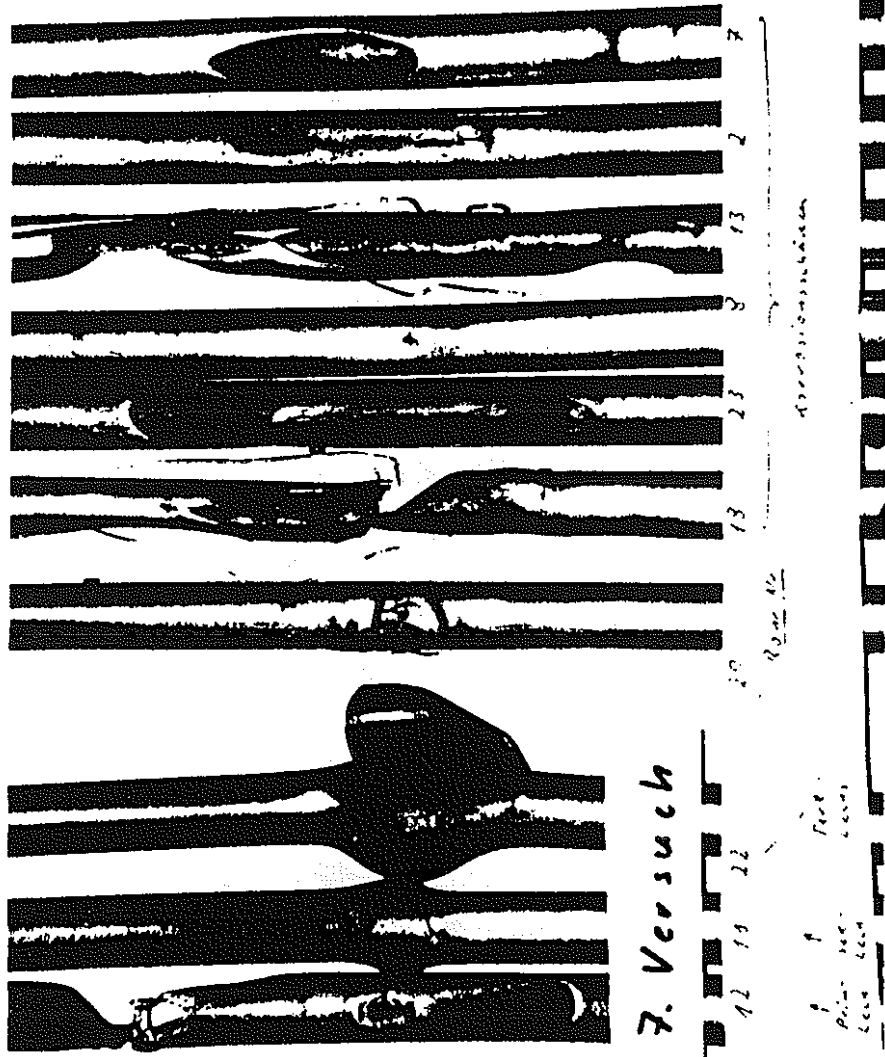
Sekundärleck

Primärleck

1. Propagations-Versuch
Aufnahmen der Lecks

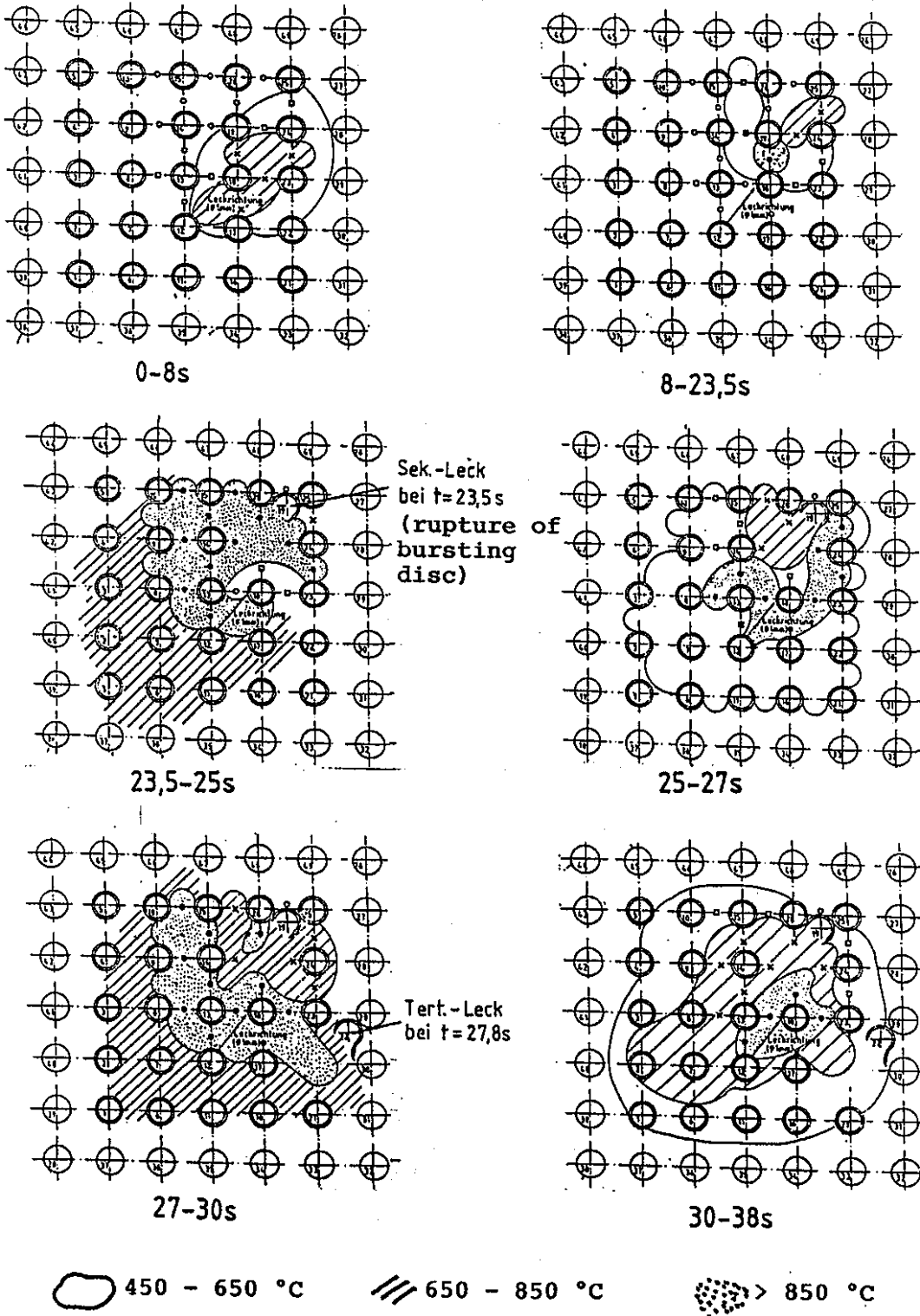
Abb. 70

werden nicht ausdrücklich zugestimmten Zuwiderhandlungen verpflichten zu Schadenersatz. Alle Rechte für den Fall der Patentierung oder GM Eintragung vorbehalten.



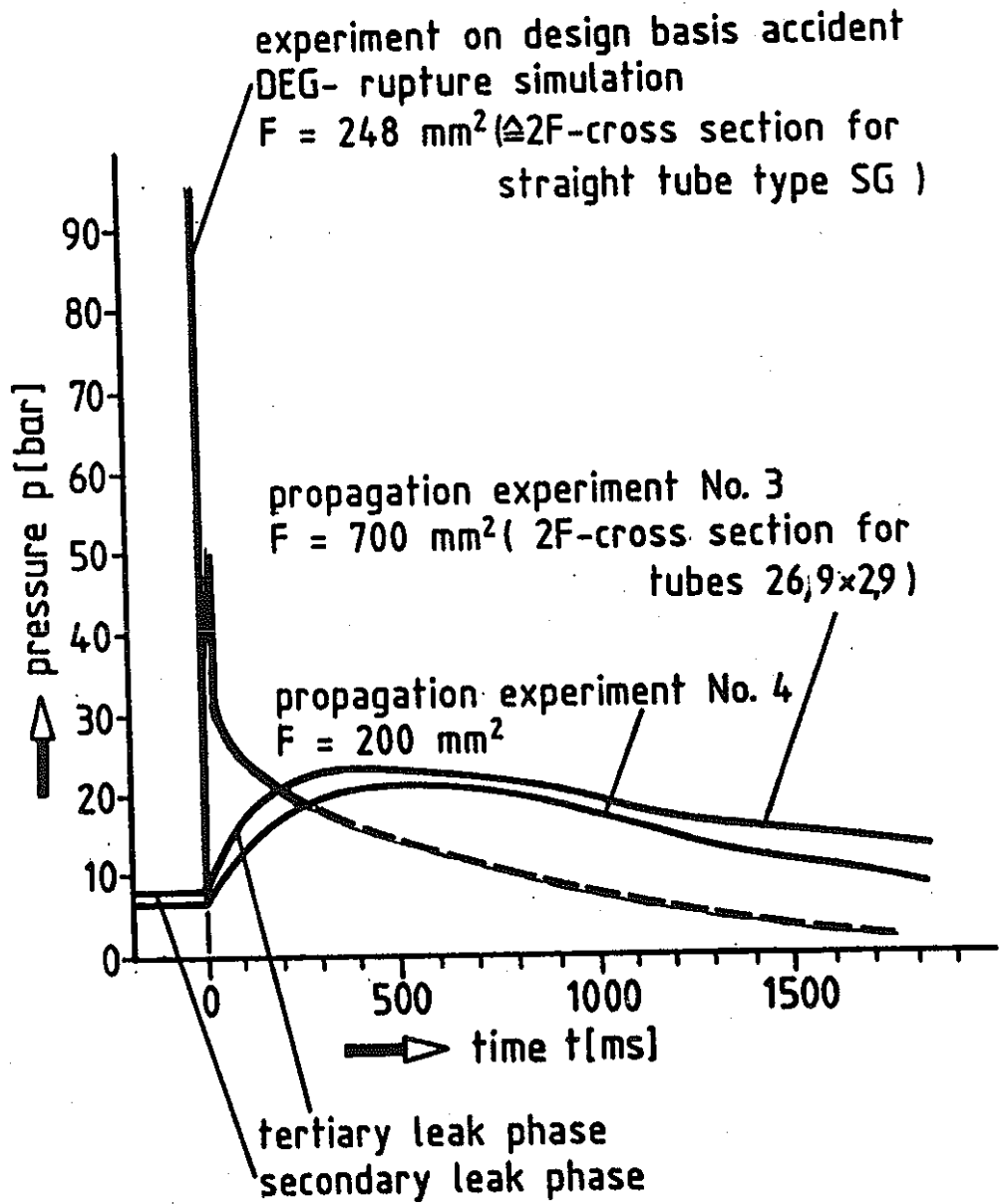
7. Propagationsversuch
Aufnahmen der Lecks

Abb. 16/1



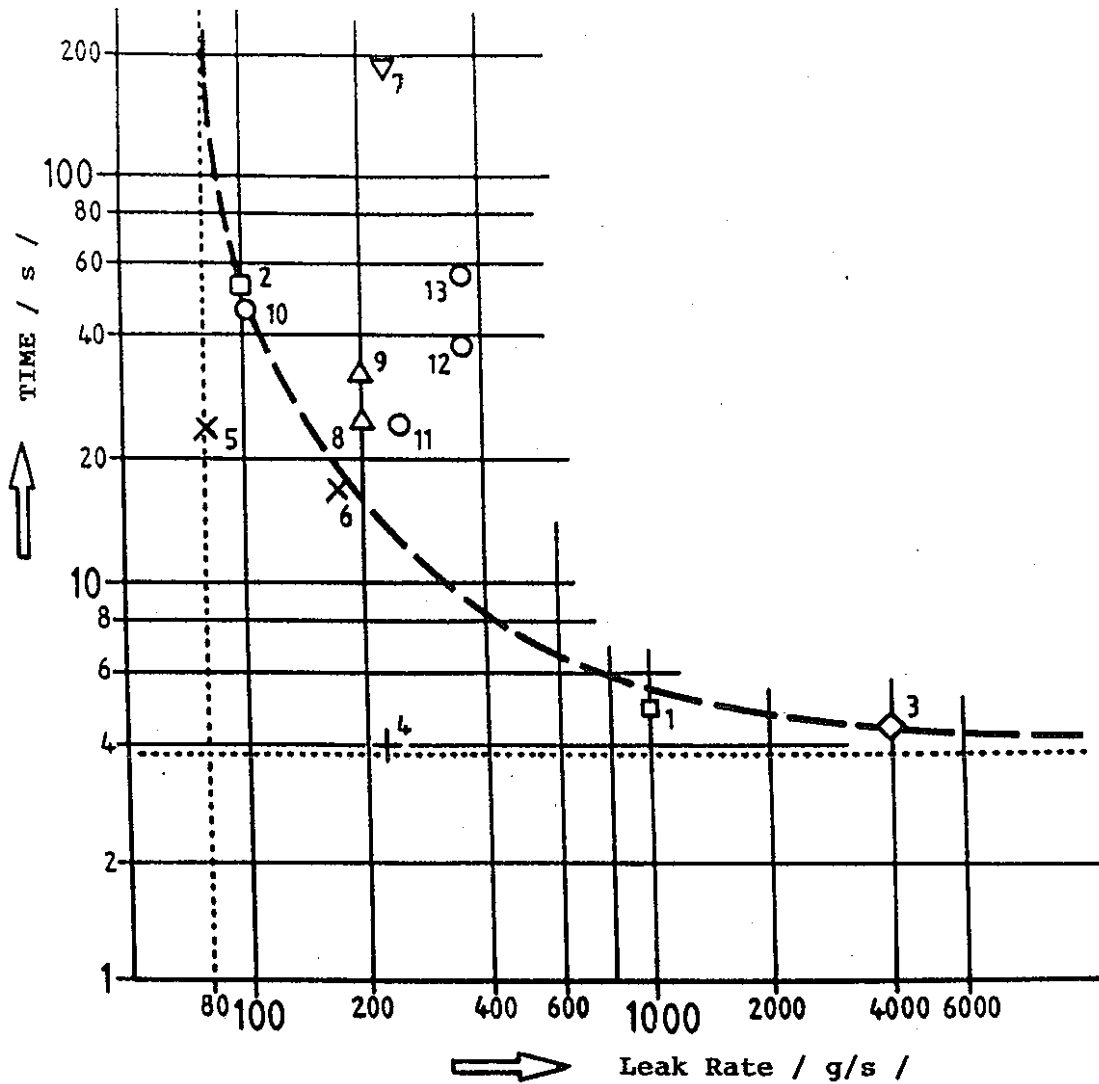
TEMPERATURE DISTRIBUTION IN THE TUBE BUNDLE (Test 7)

Fig. 7-4-2-11



Comparison of Pressure Courses between Spontaneous DEG - Rupture and Realistic Leak Propagation

INTERATOM



INTERATOM

$T_{Na}: 325^{\circ}C$

- tubes with water flow 2 1/4 Cr
- ◇ tube without water flow 2 1/4 Cr
- + tube without water flow Inc. 800
- × tubes with water flow 2 1/4 Cr; but with preceding wastage

CEA

$T_{Na}: \approx 520^{\circ}C$

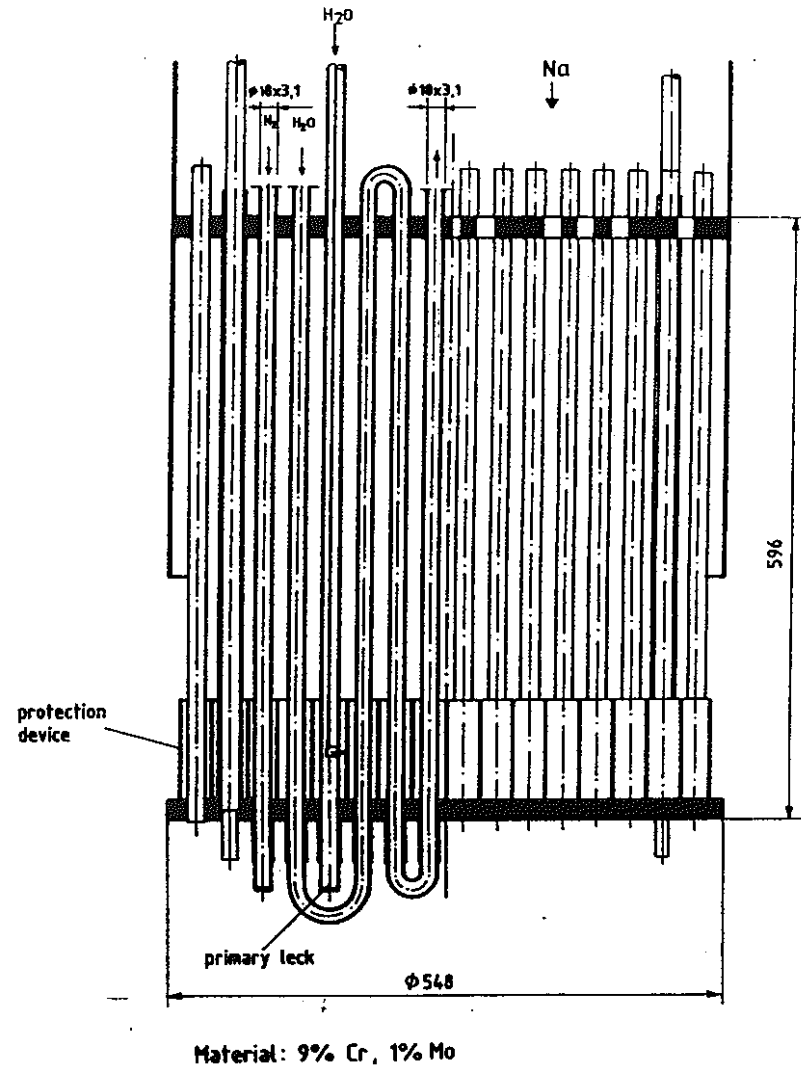
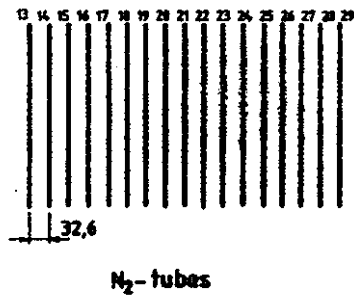
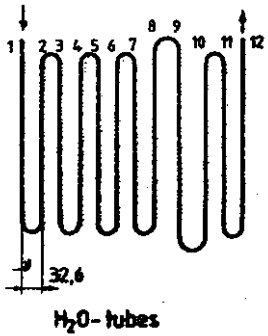
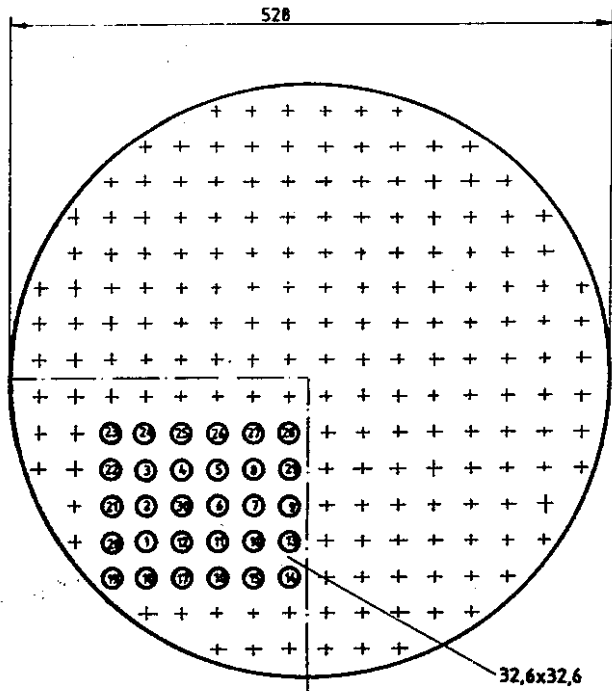
- ▽ tube with water flow Inc. 800
- △ tubes without water flow Inc. 800

UKAEA

$T_{Na}: \approx 450^{\circ}C$

- tubes without water flow* 2 1/4 Cr
- * add. 12 tests with water flow: only damage by wastage

TIME BETWEEN FORMATION OF SEC.-LEAKS AND BURSTING DUE TO OVERHEATING



TESTBUNDLE LOWER TUBE PLATE

Fig. 7-4-2-14

Test	Date	(TNa = TH ₂ O) (°C)	VNa* (m/s)	\dot{m} H ₂ O** (kg/s)	Primary leak (mm)	leak flow rate (g/s)	test du- ration	PNA (bar)	PH ₂ O (bar)	PN ₂ (bar)	remarks
1	03.02.88	240	0,03	0,125	0,3	-	1 h 38'	3 - 4	appr. 180	appr. 180	leak was blocked
2	19.04.88	240	0,03	0,125	0,5	6,4***	210 s	3 - 4	187	180	injection was stopped after 210 s
3	29.11.88	240	0,03	0,125	0,8	44	69 s	3 - 4	185	185	injection was stopped after 69 s
4	07.03.89	240	0,03	0,125	0,8	5,6	5 s		about 180	about 180	without wastage protection

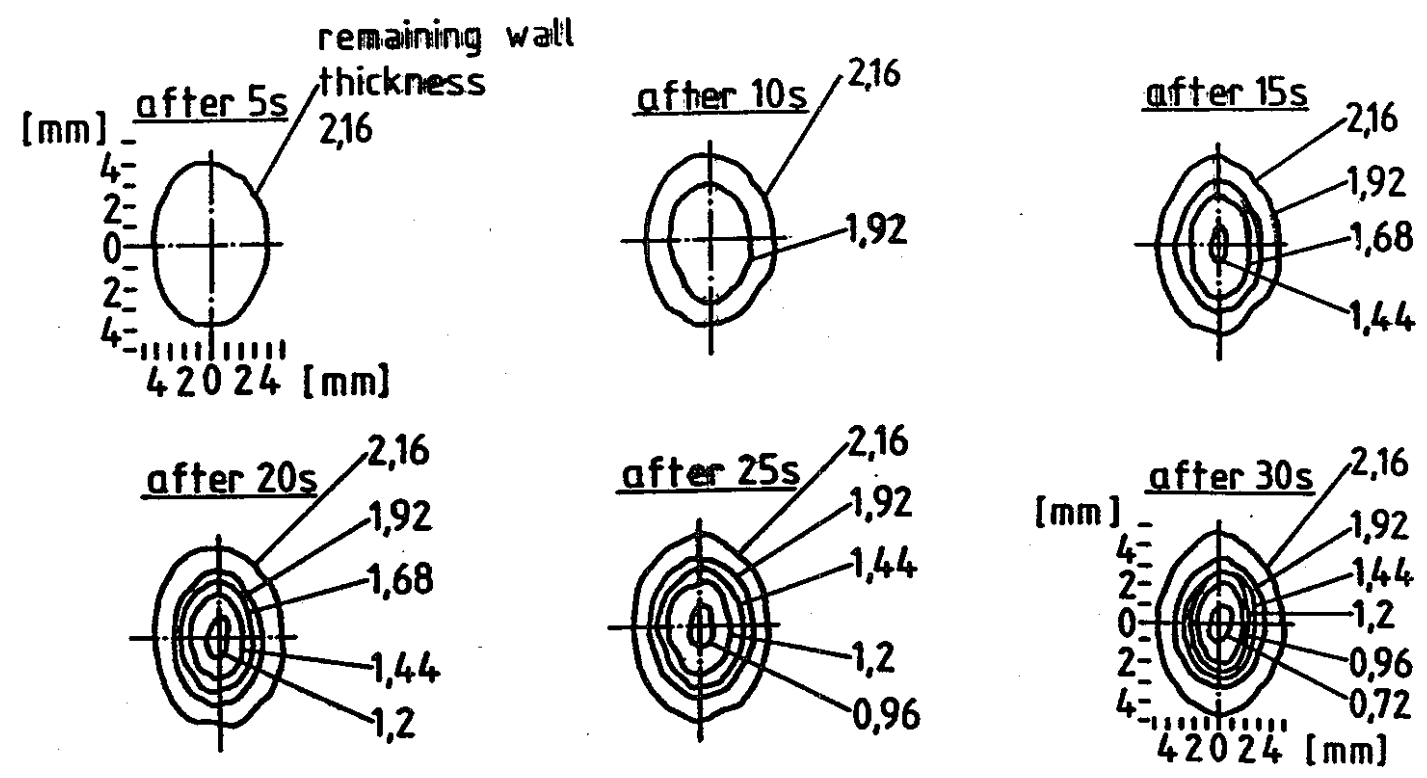
* Average flow velocity in the testbundle

** H₂O-Loop

*** Average value; variation between 1.4 - 10.8 g/s

Test conditions for the lower tube plate tests

INTERATOM



Conditions		Initial Leak Size	: 0,3 mm
Tube material	: 9 % Cr 1Mo	Tube Dimensions	: 18 x 2,4 mm
T _{Na}	: 490 °C	Tube Pitch	: 35 x 35 mm

**Wastage Development on a Neighbouring Tube
Calculation with PROFET**

Conclusions

Leaks in the bundle region

- Formation of sec. leaks after short period of time possible
- R & D for advanced H₂- and acoustic leak detection systems necessary; but even with such systems the formation of sec.-leaks cannot be excluded
- Leak rates > 80 g/s can cause tube failures due to overheating
- Calculations of pressure development during leak propagation have to take into account the damping effect of the reaction zone for pressure waves coming from tube bursting
- Fast and diverse intermediate leak detection is necessary to keep multitube failures sufficiently improbable
- Fast isolation and depressurization of the water side of the steam generator is also needed to avoid multitube failures
- Ferritic materials have higher wastage rates than austenitics, but intergranular corrosion was not observed (contrary to the austenitic tube material)

Ruloff, T321
03.03.89

PNC TN9600 89-005

補足資料

7-5-1 過熱器伝熱管の破損伝播試験

7.5.1 過熱器伝熱管の破損伝播試験

(試験の目的)

SWAT-3 Run18試験の目的は、過熱器伝熱管からの水リークが発生した場合の破損伝播現象を実験的に把握する事にある。過熱器伝熱管の材料であるオーステナイト・ステンレス鋼SUS321は、蒸発器伝熱管材である $2\frac{1}{4}$ Cr-1Mo鋼よりは耐ウェステージ性に優れているが、過熱器はナトリウムや蒸気温度が蒸発器に比べて高いため、過熱器での破損伝播現象についてもその挙動を把握することが必要と考え、SWAT-3での試験を実施したものである。

試験は、これまでのRun8～17試験同様あらかじめ1本の伝熱管に水/蒸気の噴出用孔を開けておき、また周囲には内部に水/蒸気を導いた伝熱管を多数配置して、最初の伝熱管からの水リークにより、隣接伝熱管が破損し、水リークが次々に拡大していく状況下で、その水リーク率と拡大時間についての情報を得ようとするものである。

(試験条件)

Run 18の試験条件を、Run 14(伝熱管材質を除きRun18とほぼ同じ試験条件)と比較して表7-5-1-1に示す。

Run 18の注水条件は、「もんじゅ」過熱器の下部ヘリカルコイル状態である過熱蒸気条件(141 ata, 370℃)を選定した。

(試験結果)

- ・破損伝播進行状況の推定を図7-5-1-1に示す。
- ・水リーク率については、1次リーク時の水リーク率は69.9分間の平均で4.0g/sec、2次は、6.9分間の平均で16g/secであった。但し、3次破損発生直前の水リーク率は24g/secである。3次破損時の平均水リーク率は液面計の勾配からは240g/secとなるが、これも時間的に多少変動が見られ、大きい場合にはタービン流量計の読みから400～500g/secであった。

・管束部温度

1次リークはリーク率が小さいため、反応域も注水管と隣接する伝熱管33および40の周囲に限定されており、そこでは約70分の間常に反応温度(初期ナトリウム温度+100～200℃)を示している。

注水開始後70分での2次破損発生により伝熱管39の周囲に温度上昇が生じる一方、今まで反応温度を示していた伝熱管33及び40の周囲が逆に温度下降を示した。これはNo32からの1次リークジェットがNo33から噴出した2次リークジェットに遮られたためと考えられる。2次リークの間、特に温度が高い伝熱管39は、周囲温度より約150～300℃高くなっている。

3次破損発生による温度上昇は、ほとんど全ての伝熱管束領域で見られ、特に3次リークジェットの前面に当たる領域(図7-5-1-1で管No.39の左下側の部分)では顕著であった。伝熱管No.25, 26, 32, 33の周囲の熱電対では指示値が1000℃を越え、高いものでは1100℃に達している。

・伝熱管負傷状態およびウェステージ

試験後の解体検査の結果、初期リーク伝熱管からの注水によって図7-5-1-2の写真に示すNo.32およびNo.39の伝熱管が破損していた。

この写真からも判るようにNo.32の伝熱管の破損形状は管表面部で軸方向10mm、周方向17mmの範囲で内面まで比較的鋭利にウェステージされており、これは初期リーク伝熱管のリーク孔が0.5mmと比較的小さかったことと、リーク孔からの距離が短いために注水ジェットが拡散せずに絞られたためと思われる。

さらに、この2次破損したNo.32の伝熱管の破損孔から生じた注水ジェットによって、No.39の伝熱管が3次破損していたが、破損形状はトロイダル状に軸方向25mm、周方向20mmの範囲にわたってウェステージされ、破損孔付近が内側より膨らんでいることから最終段階では内圧によって破損したものである。

その他の伝熱管においては、図7-5-1-1に示すように初期リーク伝熱管および破損伝熱管からの注水ジェットによって、外周に向かって曲がりが生じているものや、3本の伝熱管（No.31, 32, 40）にウェステージによる減肉（0.6～0.9mm）が認められた。

（考察）

Run 18試験で2次破損の発生が69.9分とRun 14での94秒から遅れており、その理由は、①材料の違い（ $2\frac{1}{4}$ Cr-1Mo鋼→SUS 321）、②1次リークの違い（14g/sec→平均4g/sec）、及び③ジェット噴出方向の違い（9°→11°）等であると考えられるが、破損伝播の流れとしては、管Noで32→33→39と二つの試験とも同じ結果が得られている。Run 18では3次リークまでで停止したが、3次リーク以上に発展した場合には、3次リークの大きさからみて、Run 14とは異なり、伝熱管No.26や34の方へ発展した事が推測される。

2次破損発生から3次破損発生に要した時間は414secとRun 14の場合の74secに比べて5倍以上となっている。両方の試験では、2次リークの水リーク率やジェット衝突角度を異なるため定量的な比較はできないが、Run 18の2次リークの条件は水リーク率10～20g/sec、衝突角度もほぼ直撃と破損伝播の発生し易い条件であり、この破損伝播時間の違いは主として材料の耐ウェステージ性の違いによるものと考えられる。

本試験結果より、次の結論が導かれる。過熱器での破損伝播現象は、伝熱管材（SUS 321）の相対的に高い耐ウェステージ性のため、蒸発器におけるよりはるかにゆっくりと進行する。従って、仮に実機で小リークが発生した場合でも、水素検出計等により早期に検出する事が可能であり、初期リーク孔の向きや伝熱管配列など、最も速やかに現象が進行する条件を考慮しても、中リーク域に入ってから破損伝播の進行する可能性はほとんどないと言って良い。このため、水系隔離までに損傷を受ける伝熱管の数も極めて限定されたものとなると考えられる。

表7-5-1-1 試験条件

Run No		14	18	
実施年月日		1980.9.30	1984.3.15	
内部構造物型式	反応容器	蒸発器	蒸発器	
	試験体型式	直管56本で管束部模擬	直管56本で管束部模擬	
	伝熱管寸法	31.8Φ×3.5t×700ℓ	31.8Φ×3.5t×700ℓ	
	伝熱管材質	STBA 24	SUS321HTB	
	注水点レベル	FL 4403	FL 4403	
注水系条件	注水機構型式	ピストン型	ピストン型	
	初期リーク・ノズル径	0.5 mmΦ	0.5 mmΦ	
	水加熱器圧力 ata	149	141	
	水加熱器温度 °C	240	337	
	注水配管温度 °C	226~231	370	
	1次リーク平均注水率 g/sec	18	4.0	
	注水時間 sec	293	4680	
	注水量 kg	110	42.5	
ナトリウム系条件	ナトリウム温度 °C	341	468	
	ナトリウム流動	静止	静止	
	EV・SHカバーガス圧 atg	0.49	0.5	
	使用カバーガス	アルゴン	アルゴン	
放出系条件	ラプチ定板圧	RD 601 atd	3.0	3.0
		RD 602 atd	3.0	3.0
		RD 603 atd	1.5	1.5
	放出系配管温度 °C	300 ~ 330	260 ~ 347	
	収納容器温度 °C	356	423	
放出系圧力 atg	0.49	0.5		

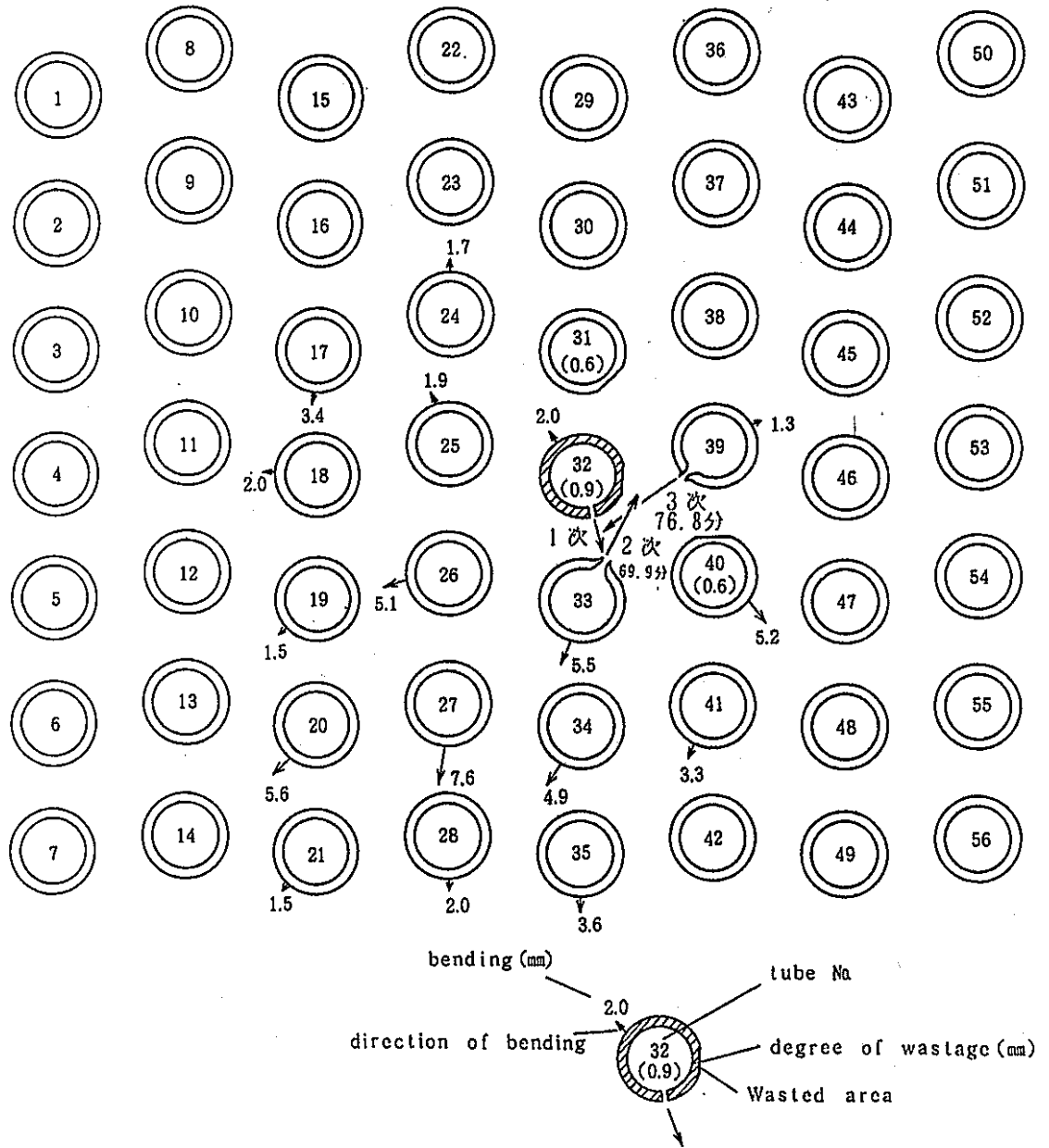
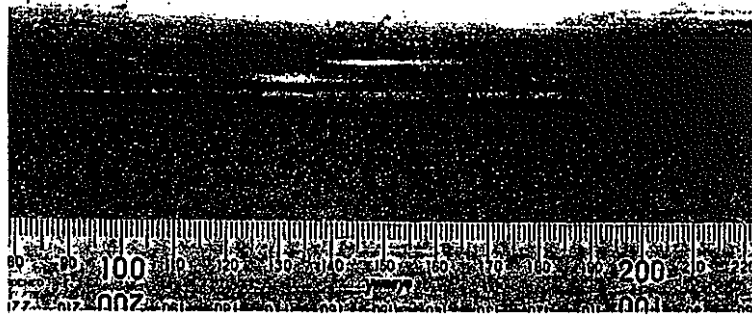
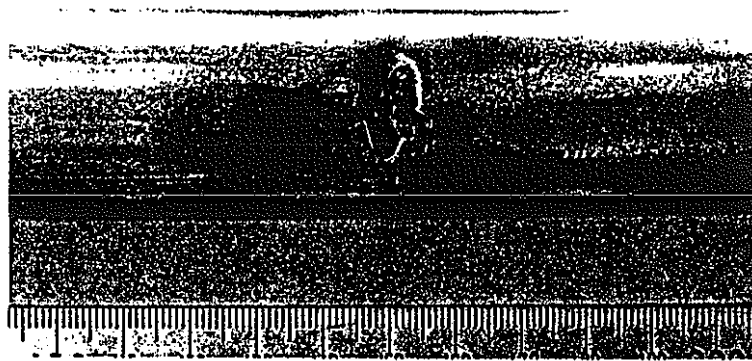


図7-5-1-1 Tube Damage Feature by Posttest Inspection (Run 18)



Tube 32



Tube 33



Tube 39

图 7-5-1-2 Failed Water-Filled Tubes (Run 18)

7-5-2 中リークウェステージ試験

7.5.2 中リーク・ウェステージ試験

(RUN-4117, RUN-4118 試験)

(試験条件)

試験 No.	注水停止項目	注水時間	水リーク率	試験注水率/予定注水率
RUN-4117	総注水量 (3kg)	103sec	29g/sec	1.036
RUN-4118	同上 (10kg)	69sec	145g/sec	1.464

系 統	条 件 項 目	RUN-4117	RUN-4118	備 考
水 系	水加熱器 圧力(P-WH)	152kg/ cm ² G	←	}飽和水
	温度(T-WH)	342 °C	←	
	貯蔵量	18kg	←	
	注水配管 予熱温度	400 °C	←	
	リフター板設定圧力(R-0a)	70kg/ cm ² d (反転)	←	
	注水ノズル孔径(予定水リーク率)	1.2mm Φ (21g/sec)	1.2mm Φ (21g/sec)	
	注水位置(反応容器底部より)	1150mm	400mm	
N a 系	ナトリウム温度(T-BV)	450 °C	400°C	
	ナトリウムリフターレベル(反応容器底部より)	1150mm	←	180 ℓ
	初期カバーガス圧(P-BV)	0.5kg/ cm ² G	←	
放 出 系	配管予熱温度	350 °C	←	
	収納容器予熱温度	350 °C	←	
	初期カバーガス圧(P-RV)	0.5kg/ cm ² G	←	
	リフター板設定圧力(R-1D)	3kg/ cm ² d	←	
	” (R-2)	1.5kg/ cm ² d	←	
ガス加圧管	ガス加圧管圧力	150kg/ cm ² G	←	
内部構造物	ノズル・ターゲット間距離	44.6mm	61.8mm	
	L/D	37(-)	25(-)	

(試験結果)

主な結果を表7-5-2-1、図7-5-2-1、7-5-2-2 に示す。

RUN-4117試験で最も深いウェステージを受けたのは、No.8 伝熱管（ガス加圧管L/D=37）のウェステージ率 1.35×10^{-2} (mm/sec)で、伝熱管周方向のウェステージ範囲も周方向角度 $65^{\circ} \sim 220^{\circ}$ と広範囲に及んでいる。

また、RUN-4118試験では、ジェット直撃したNo.15伝熱管〔ガス加圧管でL/D=25、ウェステージ率 1.13×10^{-2} (mm/sec)〕よりも、No.16伝熱管〔ダミー管でウェステージ率 1.5×10^{-2} (mm/sec)〕の方が深いウェステージを受けていた。

No.15伝熱管は、2ヶ所にウェステージを受けており、ウェステージマップから判断すれば、このウェステージがトロイダル状であるためにウェステージ部の損耗体積が増加したにもかかわらず、ウェステージ率は大きくならなかったものと考えられる。これに対し、No.16伝熱管は、No.15伝熱管を直撃した未反応ジェットの散乱によりウェステージを受けたものと考えられ、ピット状のウェステージを受けた。

(結論)

- ① ウェステージ率のピークは、L/D=20~50の範囲であり、この時の最大ウェステージ率は、 1.7×10^{-2} mm/secである。
- ② SUS321 材のウェステージ率は、次の実験整理式で表される。

$$WR = 1.7 \times 10^{-2} \exp \{-3 \times 10^{-4} (L/D-25)^2\}$$
 ただし、WR : ウェステージ率 [mm/sec]
 L : ノズル・ターゲット間距離 [mm]
 D : 水リーク孔径 [mmΦ]
- ③ マルチ・ターゲットの中リーク領域では、水リーク率が30g/secを越えるとウェステージ率は約 1.7×10^{-2} mm/secで飽和する。
- ④ 伝熱管肉厚が3.5mmの場合、2次破損時間は水リーク率に無関係に200sec前後である。
- ⑤ SUS321材は、2・1/4 Cr-1 Mo鋼と比べ耐ウェステージ性に優れており、ウェステージ率は平均して2・1/4 Cr-1 Mo鋼の約1/4である。

表7-5-2-1 中リーク・ウェステージ試験ターゲット伝熱管ウェステージデータ

試験No.	被伝熱管		水リーク孔径 D (mmφ)	水リーク率 G (g/Sec)	* ノズル・ター ゲット間距離 L=(mm)	L/D (-)	ウェステージ 範囲 周方向角度	ウェステージの広がり		最大ウェステージ		ウェステージ率 W _R (mm/Sec)
	No.	種類						周方向 (mm)	軸方向 (mm)	周方向角度	深さ (mm)	
RUN-4117	3	ダミー管	1.2	29.0	30.0	25	110° ~ 130°	5	5	120°	0.12	1.165 × 10 ⁻³
	8	加圧管			44.6	37	65° ~ 220°	55	35	120°	1.39	1.35 × 10 ⁻²
	13	ダミー管			91.2	76	100° ~ 150°	15	47	130°	0.61	5.92 × 10 ⁻³
RUN-4118	11	ダミー管	2.5	145.0	24.5	10	70° ~ 135°	15	7	105°	0.26	3.77 × 10 ⁻³
	15	加圧管			61.8	25	110° ~ 140°	30	15	160°	0.78	1.13 × 10 ⁻²
								33	20			
16	ダミー管	88.3	45	200° ~ 300°	25	50	260°	1.03	1.5 × 10 ⁻²			

* ノズル孔位置（水リーク位置）～伝熱管最大ウェステージ点との距離

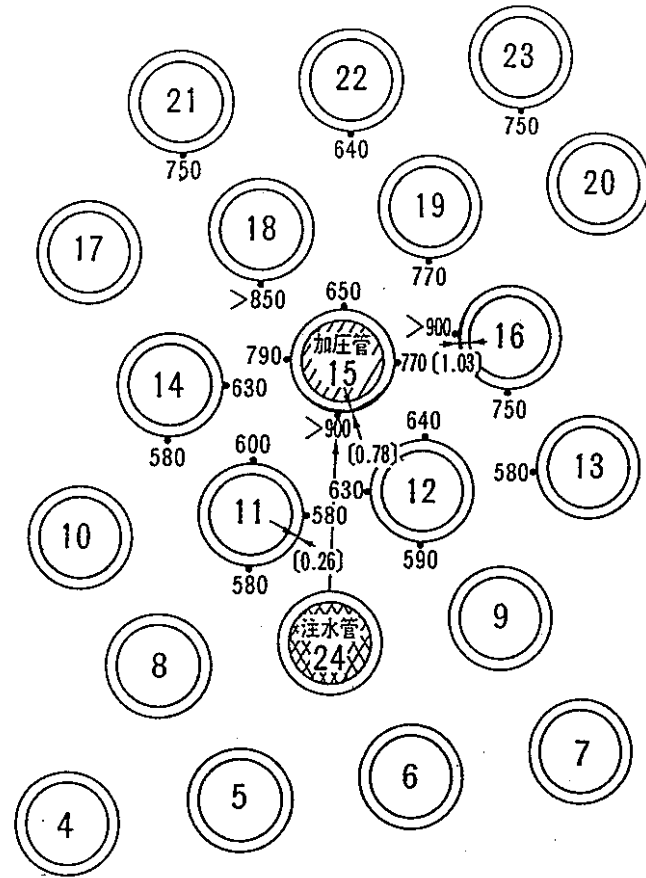
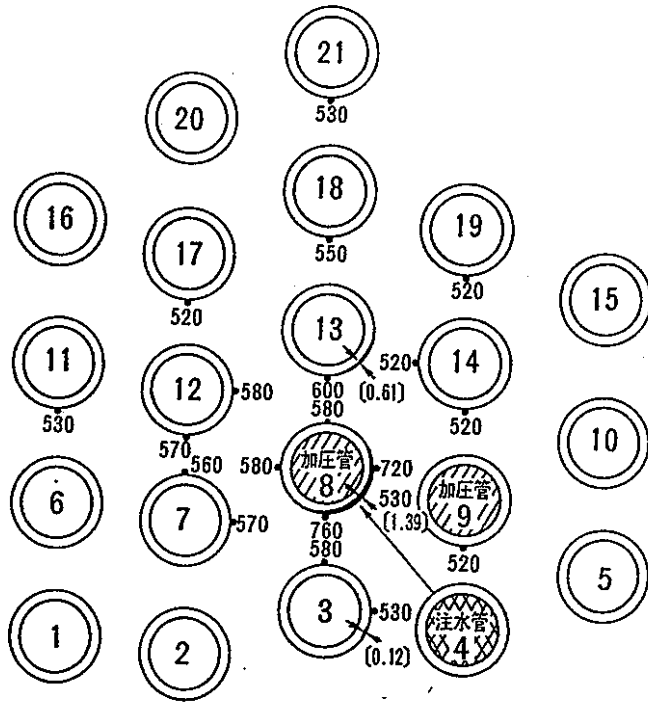


图7-5-2-1 Multiple Wastage of Tubes and Reaction Temperature (Run4117) 图7-5-2-2 Multiple Wastage of Tubes and Reaction Temperature (Run4118)

7-5-3 R u n - 1 9 高温ラプチャ試験

7.5.3 Run-19 高温ラプチャ試験

(はじめに)

高速増殖原型炉「もんじゅ」の蒸気発生器の設計基準リーク (DBL) として、1970年代半ばに 1+3 DEG (初期 1 本+破損伝播による 3 本の伝熱管両端ギロチン破損) が選定された。これは当時動燃で実施していた小リーク・ウェステージ試験データや海外との情報交換で得られた知見を基に保守的に選定したものである。

動燃大洗工学センターでは、1978年頃よりこのDBL選定ロジックを一層設備して 1+3 DEGの保守性を検証するための研究を開始した。その内容はSWAT-1を用いた中リーク・ウェステージ試験や蒸気発生器安全性総合試験装置 (SWAT-3) を用いた破損伝播試験による実証と破損伝播解析コードLEAPの開発とからなるものである。

SWAT-3での破損伝播試験はRun 8からRun 17まで合計9回、初期水リーク率、伝熱配管配列、水側条件などをパラメータとして、伝熱管損傷の種々の状況を保守的に想定した試験を行いこれまでの試験結果とその解析評価から現行DBLの保守性を検証して来た。

このようにSWAT-3破損伝播試験研究は本来の目的の大半を達したが、更にその結論を最終的に確たるものにするために高温ラプチャ試験 (Run 19) を実施した。

問題とした高温ラプチャとは、ナトリウム-水反応熱を受けて伝熱管壁の機械的強度が低下し、内部の高い圧力により破裂するという現象である。但し、1kg/sec以下の水リーク率では伝熱管壁の温度上昇はそれほど顕著ではなく、高温ラプチャよりも腐食性の反応生生物 (NaOH, Na₂Oなど) による損耗現象 (ウェステージ) の方が支配的であることが、既にSWAT-1及び3の中リーク・ウェステージ試験から確認されている。

これとは逆に、いわゆるギロチン破損規模の大リーク領域においては、発生水素ガスがナトリウムの流動を引き起こすため反応面が定在せず、高温ラプチャが発生しにくいことがSWAT-3 Run1~7の大リーク試験で確認されている。このため、中リークと大リークとの遷移域で高温ラプチャが最も発生し易いと思われることから、この領域でSWAT-3 Run16及び17を実施した。Run 16は定格出力時の蒸発器上部条件、またRun17は30%負荷時の蒸発器上部条件であった。この結果Run16では20本以上もの伝熱管が高温ラプチャ型の破損を生じたものの、Run17では同様の破損は発生しない結果となった。

Run-19試験は、「もんじゅ」蒸発器の条件を管内冷却等可能な限り模擬し、比較的高温ラプチャに対しては厳しいと考えられる2kg/s程度の初期水リーク率を与えて試験したものである。

(試験の目的)

SWAT-3 Run 19試験の目的は、水リーク率が2kg/sec前後の領域で発生し易いと考えている高温ラプチャ現象が伝熱管内の冷却条件の下でも発生するかどうかを確認することにある。

過去に実施したRun 16試験では、ターゲット管として6本は水・蒸気で、48本は窒素ガスで内部加圧を行った(以下、前者を蒸気管、後者をガス加圧管と呼ぶ。)但し、いずれも内部は流動のない状態である。この試験の結果、蒸気管の1本とガス加圧管の大部分に高温ラプチャ型破損が発生した。上記結果は、「もんじゅ」の設計基準リーク選定の視点からも重大な問題であるが、伝熱管が静止した蒸気またはガスであり実機条件での水・蒸気による冷却効果が含まれてないため、過度に保守的であった可能性がある。従って、高温ラプチャ現象の発生する可能性を知るためには、過度な保守性を排して、可能な限りの実機に近い条件を設定しなければならない。また同時に、実機条件の中で想定し得る最も保守的な条件を選定する必要がある。

以上の考慮に基づいて、今回の試験ではターゲット管に過熱蒸気を実機条件と等しいか遅い流速で流すこととした。

このような体系の下に行うRun 19試験には次の目的を設定した。

- ① 蒸気管に高温ラプチャ型の破損が発生しない事を確認する。
- ② 計測管の内外に設置した熱電対の出力応答挙動から、反応時の熱流束、管外熱伝達率を定量的に把握する。

(試験条件)

- ・ Run-16とRun-19の試験条件を表7-5-3-1に示す。

(試験結果)

・水流量

平均流量は1次側(リーク管)が1.85kg/sec、2次側(ターゲット管)が0.673kg/sec(1本当たり0.22kg/sec)となっている。「もんじゅ」蒸発器の定格条件での蒸気流量は1本当たり0.7kg/secであるので、内壁の伝熱率としては、Re数の0.8乗に依存するとして、実機の0.4倍程度の値となっていた訳で、保守的条件を満足していたことになる。

・管束部温度

本試験の目的からは、反応域の温度がRun 16試験並みに高くなければならない。図7-5-3-1に熱電対出力を基に本試験での温度分布を示す。約20本の伝熱管が一時的にせよ1000℃を越える反応域に曝された。更にこれらのうちジェットの前側に近い約10本の伝熱管は、1000℃前後の温度に長時間(～10秒)曝されており、熱的に厳しい条件にあった。Run 16において1000℃を越えた領域も同図に示したが、今回の試験よりも更に広い領域が高温の反応ジェットに曝された。これは、今回の1次リーク率1.85kg/secよりもRun 16の方が2.2kg/secとやや大きかったことにもよ

ると考えられる。しかしながら後述するように、ガス加圧管5本が破損したことから判るように、反応域の温度条件はRun16並みに高温ラプチャの生じやすい条件にあたったと言うことができる。

表7-5-3-1 試験条件

Run No.		16	19	
実施年月日		1981. 9. 28	1985. 4. 4	
内部構造物型式	反応容器	蒸発器	←	
	試験体型式	直管92本で管束部模擬	直管92本で管束部模擬	
	伝熱管寸法	31.8 Φ × 700 ℓ	31.8 Φ × 3.8t × 700 ℓ	
	伝熱管材質	STBA24	STBA24	
注水系条件	注水点レベル	FL4148	FL4233	
	注水機構型式	ラプチャ型	ラプチャ型	
	初期リーク・ノズル径	10mm Φ	10mm Φ	
	水加熱器圧力 at a	153	162	
	水加熱器温度 $^{\circ}$ C	340	347	
	注水配管温度 $^{\circ}$ C	340	360	
	1次リーク平均注水率 g/sec	2,200	1,850	
	注水時間 sec	60 秒	32	
ナトリウム系条件	注水量 kg	228	61	
	ナトリウム温度 $^{\circ}$ C	340	459	
	ナトリウム流動	静止	←	
	E V ・ S Hカバーガス圧 at g	0.5	0.5	
放出系条件	使用カバーガス	アルゴン	←	
	ラ設 プ チ 定 板 圧	R D 6 0 1 at d	3.0	←
		R D 6 0 2 at d	3.0	←
		R D 6 0 3 at d	1.5	←
	放出系配管温度 $^{\circ}$ C	355~395	272 ~ 355	
	収納容器温度 $^{\circ}$ C	360	366	
放出系圧力 at g	0.5	←		

・反応ジェットの熱的特性

試験で得られた熱流束を表7-5-3-2に示す。

最大熱流束は $Q_{MAX}=1.1\sim 2.0\times 10^6\text{ kcal}/(\text{m}^2\cdot\text{h})$ となっている。反応域の温度 T_f が下がって内壁温度 T_i に近づくと、結果的に熱伝達率としては大きな値となるため、熱伝達率の値を求める場合は、熱流束 Q の大きな時間域を対象とした。この結果、 $\alpha=8,000\sim 15,000\text{ kcal}/(\text{m}^2\cdot\text{h}\cdot\text{C})$ で平均的にはほぼ10,000という値になった。

この値はRun16における $4,000\sim 7,000\text{ kcal}/(\text{m}^2\cdot\text{h}\cdot\text{C})$ に比べて大きく、むしろRun17の $4,000\sim 15,000\text{ kcal}/(\text{m}^2\cdot\text{h}\cdot\text{C})$ に近いと言える。

表7-5-3-2 熱電対出力より求めた熱流束と熱伝達率の値 (Run19)

熱電対No (T_f/T_i)	熱流束 $\left[\frac{\text{kcal}}{\text{m}^2\text{h}}\right]$	熱伝達係数 $\left(\frac{\text{kcal}}{\text{m}^2\text{h}\cdot\text{C}}\right)$
T 1101/09	1.5×10^6	8000 ~ 15000
T 1102/10	1.5×10^6	9000 ~ 17000
T 1103/11	2.0×10^6	9000 ~ 20000
T 1104/12	2.0×10^6	8000 ~ 10000
T 1113/21	1.1×10^6	8000 ~ 12000
T 1114/22	1.4×10^6	6000 ~ 11000
T 1115/23	1.8×10^6	8000 ~ 12000
T 1116/24	1.8×10^6	6000 ~ 10000
T 1125/33	1.6×10^6	6000
T 1126/34	—	—
T 1127/35	—	—
T 1128/36	1.7×10^6	10000
T 1137/45	1.4×10^6	8000 ~ 10000
T 1138/46	1.4×10^6	12000 ~ 10000
T 1139/47	1.4×10^6	10000 ~ 18000
T 1140/48	1.2×10^6	8000 ~ 15000

・ ターゲット管（ガス管）内ガス圧

今回の試験では、蒸気を流した3本のほかに16本の伝熱管に対してガス加圧を行った。圧力は初期 150kg/cm²Gとしたが、先のRun 16でガス部容積が小さかったために反応温度による圧力上昇を招き、多数のガス加圧管が破損に至った教訓から、ガス溜まり部容積を充分大きく採った。この結果、本試験では反応時のガス加圧管内ガス圧力上昇は最大 3 kg/cm²に止まり、RUN16の場合の上昇約60kg/cm²に比べ充分低かった。

16本のうち、5本のガス加圧管（No.63、71、49、24および57）が注水時に内圧破裂を起こした。これらの破裂時刻を表7-5-3-3に示す。この5本という数はRun 16の24本に比べればかなり少なくなっているが、これは前述のガス溜まり容積の増大の効果であると言って良い。しかしながら、それでも5本の伝熱管が約150kg/cm²Gの圧力で破裂し、特にNo.63は13秒で破損（RUN 16でも最も早いのはNo.63の12秒であった。）したことから、高温ラプチャの多発したRUN 16並みに厳しい温度環境を作るといふ本試験のひとつの目標は達成されたと言って良い。

表7-5-3-3 ガス加圧管の破損時刻と破損時圧力（Run 19）

	管 No.	破損時刻 (sec)	破損時圧力 (kg/cm ² G)
1	63	13.0	153
2	71	18.0	152
3	49	26.0	152
4	24	28.0	151
5	57	32.0	152

・ 伝熱管の破損状態

伝熱管は、試験後の解体検査によって、破傷状態およびウェステージ有無を確認した。

図7-5-3-2に模式的に示すようにガス加圧管16本中、5本（No.24、49、57、63、71）の伝熱管が破損していた。いずれもその破損孔は大きく、内圧によって軸方向に破損孔が広がった様子が見られる。また、破損した伝熱管と初期リーク伝熱管との距離が離れるに従い、その破損孔は中心から管端側に生じており、初期リーク孔から広がった注水ジェットによる反応域が中心部より端の部分がより高温であったためと思われる。

また、破損には至らなかった11本のガス加圧管内、8本の伝熱管には局部的あるいは管全体に膨出が生じており、そのため特に局部的な膨出部分では0.5mm～0.9mm程度の減肉が生じていた。

3本の蒸気管はかすかに曲がりが生じているもののウェステージおよび膨出による減肉は認められなかった。

以前に実施したRun 16試験では本試験の蒸気管位置に取り付けた3本のガス加圧管が注水開始後19秒以内に破損していることから、明らかに本試験の3本の蒸気管は、内部に蒸気を流入させたことによる冷却効果によって、ナトリウム-水反応で生じる高温の反応域内であっても伝熱管破損には至らなかったと思われる。Run-16、19のこれら3本の伝熱管破損時間を比較して表7-5-3-4に示す。

その他の伝熱管においては、図7-5-3-2に示すように、曲がりが生じていたがウェステージおよび膨出による減肉は認められなかった。

(考 察)

「もんじゅ」蒸気発生器における高温ラプチャ発生の可能性を探るという本試験の目的を達成するために、次の条件を満足させなければなかった。

- ① 高温ラプチャの発生する可能性の最も高い蒸発器上部条件を模擬すること。
- ② 合計25本の伝熱管破損を生じたRun-16の条件を再現すること。

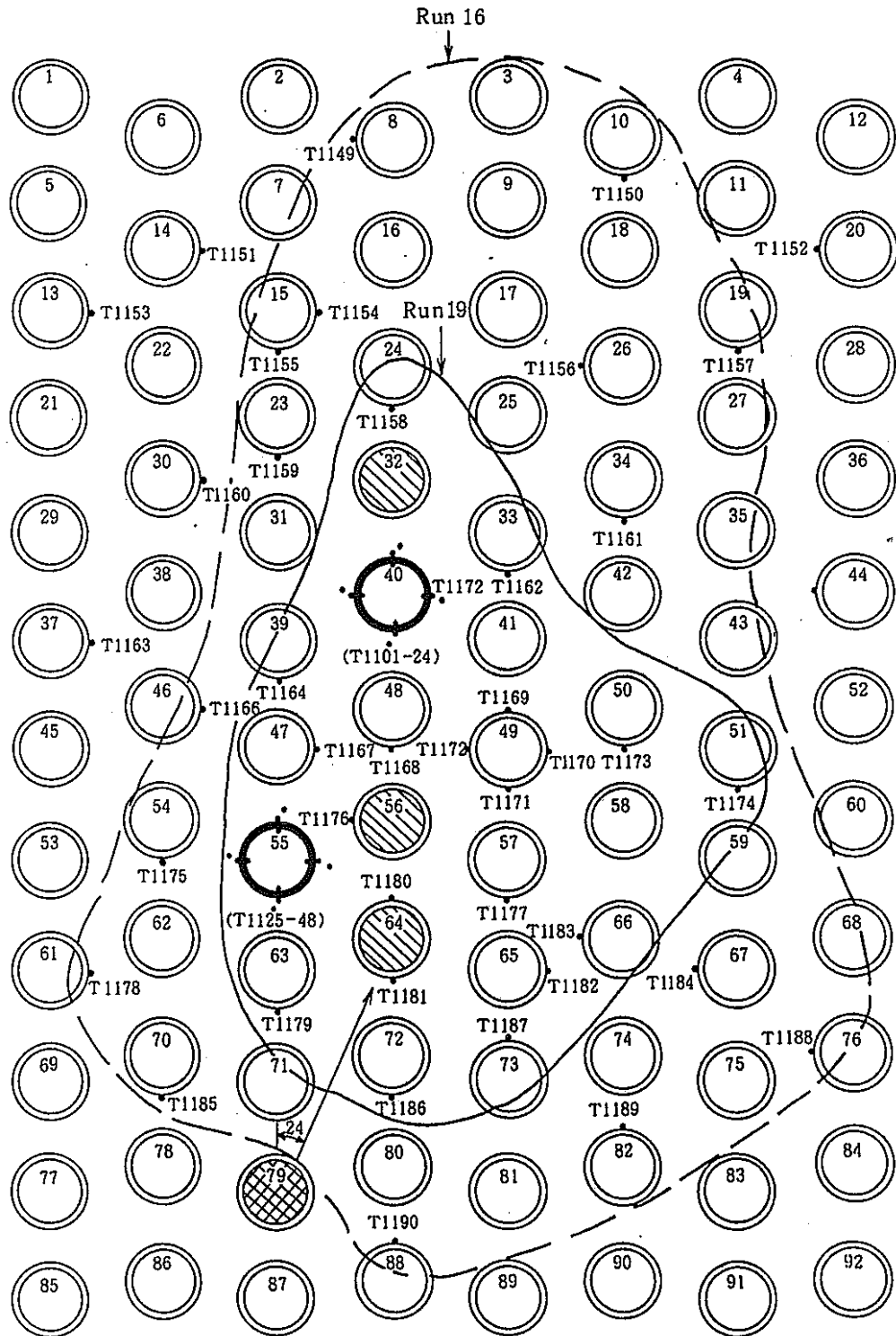
これまでに説明して来たように、これらの条件はほぼ満足されたと言える。即ち、表7-5-3-5に整理したように、ナトリウム温度459℃で伝熱管に圧力160→140kg/cm²Gの過熱蒸気を実機よりやや低目の流量で流すことができた。ガス加圧管の破裂もRun-16とほぼ同時刻に起っている。このような厳しい条件の下で、蒸気を流した3本の伝熱管に破裂はもちろん何ら膨出等の損傷も見られなかったことから、30%負荷運転条件を模擬したRun-17で高温ラプチャがなかったことと合わせて「もんじゅ」の実機条件では高温ラプチャの発生する可能性は充分小さいと結論することができる。

表7-5-3-4 Failure occurrence time

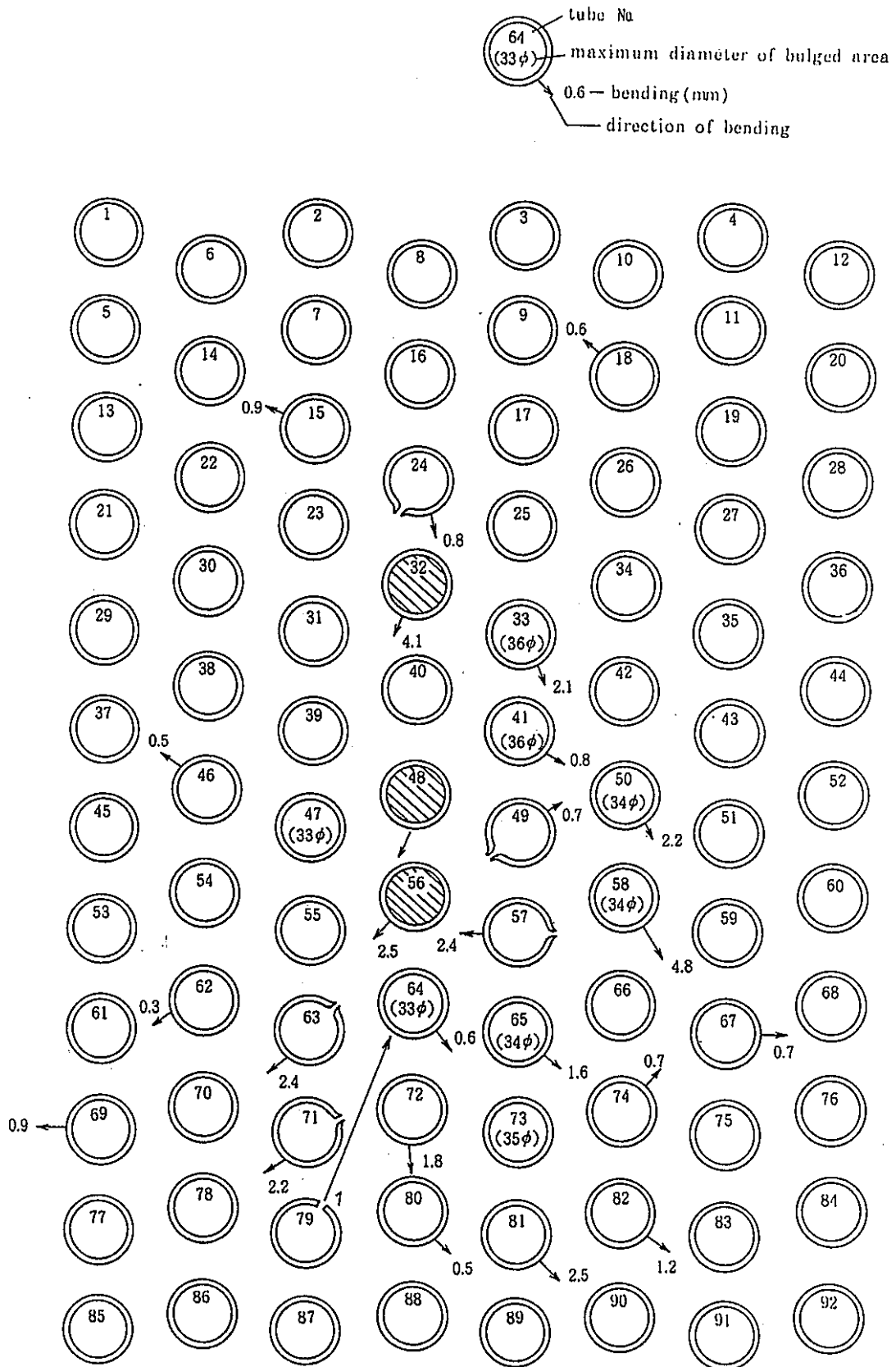
	Run 16	Run 19
Initial Leak	2 2 0 0 g / s	1 8 5 0 g / s
Tube	Gas-Filled	Water-Cooling
No. 32	15.03 sec	—————
No. 48	17.58 sec	—————
No. 56	18.75 sec	—————
Failure Mode	B u r s t	Non Failure

表7-5-3-5 Run-19試験条件と「もんじゅ」定格運転条件との比較

	SWAT-3 Run-19	「もんじゅ」蒸発器上部条件
ナトリウム温度	459℃ (初期)	469℃
水側圧力	160 → 140 kg/cm ² G	142 kg/cm ² G
水側条件	過熱蒸気	過熱蒸気
伝熱管1本当たり流量	0.22 kg/sec	0.7 kg/sec
内壁熱伝達率	1	対 0.4
伝熱管肉厚	3.13 mm	公称値 3.8 mm



7-5-3-1 High Temperature Zone (Exceeding 1000°C) in Run 19
(compared with that in Run 16)



☒7-5-3-2 Tube Damage Feature by Posttest Inspection (Run 19)