

# 二重管SGに対する確率論的構造信頼性評価法の開発

—— 平成2年度成果報告 ——

1991年7月

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)

二重管SGに対する確率論的構造信頼性評価手法の開発  
—平成2年度成果報告—

著者 町田秀夫\* 木曾原直之\*\*  
小井 衛\*\*\* 若井隆純\* 渡士克己\*

要 旨

平成元年に開発部内に二重管SG開発推進会議が設置された。この会議には、機器設計ワーキンググループ、製作・検査基準ワーキンググループ、設計基準ワーキンググループおよび構造信頼性ワーキンググループ、以上4つのワーキンググループが設置された。本報告書は、これらのワーキンググループの内、構造信頼性ワーキンググループにおける平成2年度の成果をまとめたものである。

平成2年度は、平成元年度に引き続き以下の検討を実施した。

統計的破損率類推法開発のための、

- (1)ナトリウム加熱型SG破損データベースフォーマットの作成
- (2)ナトリウム加熱型SG破損データベースへのデータ入力

確率論的構造健全性評価法開発のための、

- (3)確率論的破壊力学解析コードを用いた破損確率解析
- (4)材料特性の整理

---

\* 大洗工学センター、機器構造開発部、構造工学室

\*\* 大洗工学センター、機器構造開発部、機器システム開発室

\*\*\* 大洗工学センター、機器構造開発部、材料開発室

July,1991

**Development of Probabilistic Structural Reliability Assessment Method**

**for Double-Wall Tube Type Steam Generator**

**Fiscal Year 1990 Annual Report**

**Authors H.Machida\* , N.Kisohara\*\***

**M.Koi\*\*\* , T.Wakai\* and K.Watashi\***

**Abstract**

R&D Promoting Committee on a Double-Wall Tube Type Steam Generator was organized in Systems and components Division in 1989. This committee consists of four working groups which are named Double-Wall Tube Development W/G, Steam Generator Design and 1MW Model Test W/G, Design Guide W/G and Structural Reliability W/G. In this report, the Structural Reliability W/G activity in F.Y.1990 was described.

In F.Y.1990, the W/G investigated the followings;

For development of statistic failure probability assessment method;

- (1) Making out the format for failure database of sodium heated steam generator facilities.
- (2) Data input into the failure database of sodium heated steam generator facilities.

And for development of probabilistic structural integrity assessment method;

- (3) Failure reliability analysis using probabilistic fracture mechanics analysis code.
- (4) Collection of material property.

---

\* Structure Engineering Section, OEC

\*\* Systems and Components Development Section, OEC

\*\*\* Material Development Section, OEC

## 目 次

1. まえがき .....	1-1
2. 平成2年度の成果 .....	2-1
2.1 統計的破損率類推法の開発 .....	2-1
2.1.1 統計的破損率類推法開発の進捗 .....	2-1
2.1.2 データベースの開発 .....	2-2
2.2 確率論的構造健全性評価法の開発 .....	2-12
2.2.1 確率論的構造健全性評価法開発の進捗 .....	2-12
2.2.2 材料データの整備 .....	2-28
2.3 構造信頼性W/Gの活動経緯 .....	2-55
3. あとがき .....	3-1
4. 参考文献 .....	4-1
5. 添付資料 .....	5-1
5.1 SG破損データベース参考文献一覧 .....	5-1
5.2 SG破損データベース各項目詳細説明 .....	5-6
5.3 SG破損データベースフォーマット .....	5-13

### Table List

Table 2.1-1	Key word list of structural data for SG failure database .....	2-3
Table 2.1-2	Key word list of failure data for SG failure database .....	2-6
Table 2.1-3	Failure cause list for SG failure database .....	2-9
Table 2.2-1	Cell information .....	2-30
Table 2.2-2	Averages and standard deviations of material constants of Mod.9Cr-1Mo steel plate (SR) .....	2-31
Table 2.2-3	Averages and standard deviations of tensile properties of Mod.9Cr-1Mo steel plate (SR) .....	2-31

## Figure List

Fig.2.1-1	Flow of Statistic Failure analysis .....	2-11
Fig.2.2-1	Cumulative leak probability of SG tube (2¼Cr-1Mo) .....	2-32
Fig.2.2-2	Cumulative break probability of SG tube (2¼Cr-1Mo) .....	2-32
Fig.2.2-3	Leak samples after 30 years (2¼Cr-1Mo) .....	2-33
Fig.2.2-4	Break samples after 30 years (2¼Cr-1Mo) .....	2-33
Fig.2.2-5	Cumulative leak probability of SG tube (SUS321) .....	2-34
Fig.2.2-6	Cumulative break probability of SG tube (SUS321) .....	2-34
Fig.2.2-7	Leak samples after 30 years (SUS321) .....	2-35
Fig.2.2-8	Break samples after 30 years (SUS321) .....	2-35
Fig.2.2-9	Cumulative leak probability of double-wall tube .....	2-36
Fig.2.2-10	Cumulative break probability of double-wall tube .....	2-36
Fig.2.2-11	Cumulative leak probability of double-wall tube (another tube rupture) .....	2-37
Fig.2.2-12	Cumulative break probability of double-wall tube (another tube rupture) .....	2-37
Fig.2.2-13	Illustration of piping .....	2-38
Fig.2.2-14	Illustration of fracture face .....	2-38
Fig.2.2-15	Fluctuation of water temperature profile .....	2-39
Fig.2.2-16	Stress due to thermal stratification .....	2-39
Fig.2.2-17	Distribution of residual stress at the surface .....	2-39
Fig.2.2-18	Leak probability of RHR piping .....	2-40
Fig.2.2-19	Specific heat of Mod.9Cr-1Mo steel plate (SR) .....	2-41
Fig.2.2-20	Thermal conductivity of Mod.9Cr-1Mo steel plate (SR) .....	2-42
Fig.2.2-21	Linear expansion coefficient of Mod.9Cr-1Mo steel plate (SR) .....	2-43
Fig.2.2-22	Modulus of elasticity of Mod.9Cr-1Mo steel plate (SR) .....	2-44
Fig.2.2-23	0.2% proof stress of Mod.9Cr-1Mo steel plate (SR) .....	2-45
Fig.2.2-24	Ultimate tensile strength of Mod.9Cr-1Mo steel plate (SR) .....	2-46
Fig.2.2-25	Flow stress of Mod.9Cr-1Mo steel plate (SR) .....	2-47
Fig.2.2-26	Relationship between ultimate tensile strength and 0.2% proof stress of Mod.9Cr-1Mo steel plate (SR) .....	2-48
Fig.2.2-27	Distribution of 0.2% proof stress of Mod.9Cr-1Mo steel plate (SR) .....	2-49
Fig.2.2-28	Distribution of ultimate tensile strength of Mod.9Cr-1Mo steel plate(SR)plate (SR) .....	2-50
Fig.2.2-29	Distribution of flow stress of Mod.9Cr-1Mo steel plate (SR) .....	2-51
Fig.2.2-30	Distribution of yield ratio of Mod.9Cr-1Mo steel plate (SR) .....	2-52
Fig.2.2-31	Distribution of $t_r^{obs} / t_r^{cal}$ of Mod.9Cr-1Mo steel plate (SR) .....	2-53
Fig.2.2-32	Distribution of $\epsilon_m^{obs} / \epsilon_m^{cal}$ of Mod.9Cr-1Mo steel plate (SR) .....	2-54

## 1. まえがき

FBRの実用化に向けて、その安全性とともに経済性の追求が課題としてクローズアップされている。石油価格・供給の安定、ウラン需給バランスの安定、諸外国の開発計画のスローダウンといったFBRを取り巻く状況は、厳しいものとなっている。また、FBRの開発において、今後、中心的存在となるべきエネルギー産業界は、原型炉の建設経験を通し、その実用化に対して経済性の面から懸念を示していると言って過言でない。このような状況では、軽水炉並もしくはそれ以下のイニシャルコストとなるFBRプラント概念を構築し、足踏み状態とも見られる現状を打破することが我々に課せられた大きな課題のひとつである。

このような背景から、動燃ではFBRの建設コストを引き下げる一つの方策として、2次系を削除し、NSSS(Nuclear Steam Supply System)の合理化を図った2次系削除概念を抽出した。2次系削除概念の研究は、蒸気発生器(以下、SGと略す)の信頼性および漏洩検出器の性能の向上を主眼に実施されてきた。この内、SGの信頼性向上を図る概念としては、当初より二重管SGの採用が計画されていた。二重管SGは、既に米国のEBR-IIで25年にわたる運転実績を持ち、近年では米国Westinghouse社においてPRISM(Power Reactor Inherently Safe Module)への適用が検討されている。開発部内にも、この二重管SGの開発推進を図る目的で、機器設計ワーキンググループ、製作・検査基準ワーキンググループ、設計基準ワーキンググループおよび構造信頼性ワーキンググループ、以上4つのワーキンググループから構成される二重管SG開発推進会議が平成元年に設置された。この中で、構造信頼性ワーキンググループは、二重管SGの構造信頼性評価手法の開発を目的に、平成元年度から、統計的破損率類推法の開発と確率論的構造健全性評価法の開発を2本柱として活動を開始しており、元年度には構造物の破損事例の収集を主とした文献調査、破損箇所の想定、および破損様式の検討等を実施した。平成2年度は平成元年度の検討成果を踏まえ、統計的破損率類推法のバックデータとなる機器破損事例のデータベースフォーマットを作成し、一部データベースの入力を開始した。また、確率論的破壊力学解析コードを用いた二重管SG伝熱管の信頼性評価を開始するとともに、この評価に必要な材料物性の整理を開始した。



## 2. 平成2年度の成果

### 2.1 統計的破損率類推法の開発

本検討は、統計的手法を用いて二重管SGの破損率を類推することを目的としている。二重管SGの破損率の評価には、SGを構成する各機器の破損に関する統計データが必要となるが、現在、そのデータが十分に存在しない。このため、本検討では、ナトリウム加熱型SGおよび、その破損事例について調査を行い、それらのデータベースを作成することとした。データベースを統計処理した各機器の破損(故障)確率は、二重管の破損を頂上事象とするフォルトツリーのイベントデータとして用いられる。また、これとあわせてフォルトツリーを用いて統計的に破損率を計算する統計処理システムの開発も目指している。Fig. 2.1-1にこの統計的破損率類推法による破損率、破損モード評価の一連の流れを示す。

#### 2.1.1 統計的破損率類推法開発の進捗

今年度は、世界のナトリウム加熱型SGについての情報(文献)収集を行い、SGの基本構造、仕様およびその破損事例を、データベースとして分類、整理した。以下にこれまで進捗状況と今後の予定について述べる。まず最初にナトリウム加熱型SG(単管 or 二重管)の破損事例等に関する文献の収集を行い、さらに収集した情報の分類、整理を行った。次に、パーソナルコンピューターを用いたデータベース構築に着手し、データベースフォーマットおよび検索機能の最適化のための検討を行った。そして、データベースソフトで実際にフォーマットを設定し、入手したデータを現在入力しつつある。

今後は、聞き込み調査、文献調査等引き続いて情報収集を行うとともに、データベースより破損頻度の計算、破損要因の検討を行っていく予定である。そしてこの結果をフォルトツリー解析に反映し、破損率の計算、および破損モードの評価を実施する予定である。

以下に文献収集を行ったナトリウム加熱型SGのプラントおよび試験施設を示す。また、添付資料5.1に収集した文献名を示す。

- |                     |                          |
|---------------------|--------------------------|
| (1)Fermi炉(米)        | (9)BN-350(ソ)             |
| (2)ALCO/BLH(米)      | (10)PNC-1MWSG(日)         |
| (3)EBR-II(米)        | (11)CRBRP-FEW TUBE SG(米) |
| (4)GE-2MWSG(米)      | (12)GVE-45MWSG(仏)        |
| (5)PFR(EV、SH)(英)    | (13)AI-MSG(米)            |
| (6)Hengero50MWSG(蘭) | (14)CRBRPプロトタイプ(米)       |
| (7)KNK(独)           | (15)PNC-50MWSG (1)(日)    |
| (8)Phenix(仏)        | (16)PNC-50MWSG (2)(日)    |

## 2.1.2 データベースの開発

### (1) データベース概要

データベースはSGの仕様、構造等に関する情報として『蒸気発生器データ』とSGの破損に関する情報として『破損事例』の2つに大別し、各々について下記に示す項目ごとに分類した。それぞれの項目の詳細を添付資料5.2に、データベースフォーマットを添付資料5.3にそれぞれ示す。

#### 『蒸気発生器データ』

- 基本データ
- 伝熱データ
- 伝熱管データ
- 構造データ

#### 『破損事例』

- 破損状況
- 破損要因
- 事故後の処置

なお、この基本フォーマットをリファレンスとし、このほか『蒸気発生器データ』については各プラント毎、および『破損事例』については各破損事象毎にそれぞれ1ページにまとめて必要な項目のみを表示する簡易フォーマット(添付資料5.3参照)を設定した。また、データベース全体の各々の項目が比較しやすいように一覧表として示す、表形式フォーマット(添付資料5.3参照)も作成した。

### (2) 処理ソフト

データベース処理ソフトとしては、

- ・十分なデータ収納容量がある
- ・フォーマットが自由に設定可能である
- ・図形データが取り扱える
- ・キーワードによる検索が可能である
- ・既存ソフトの利用

という条件を満たすものとして『ファイルメーカーII』を選定した。

またハードウェアとしては、パーソナルコンピュータ(Macintosh II ci)を用い、そのハードディスク上にデータを収納する。

各項目のデータの形式は

- ・Key Word：キーワードによる入力(検索可能)
- ・Narrative：文章による自由記述(検索不能)
- ・数字：温度、圧力、寸法等の値(検索可能、値およびその範囲指定)
- ・図形：写真、図面(検索不可、ただし図形データに名称をつけることにより検索可能)

の4種類に分類され、必要に応じてKey Wordによる検索が可能になるように作成した。『蒸気発生器データ』、『破損事例』の各項目についてのKey Wordの詳細をそれぞれTable 2.1-1およびTable 2.1-2に示す。

Table 2.1-1 Key word list of structural data for SG failure database

項目		キーワード	添付資料頁
基本データ	プラント名	ENRICO FERMI	
		ALCO/BLH	
		EBR-II	
		GE-2MW SG	
		PFR	
		KNK	
		Hengero 50MW SG	
		Phenix	
		BN-350	
		PNC 1MW SG	
		CRBRP-FEW TUBE SG	
		GVE 45MW SG	
		AI-MSG	
		CRBRP PROTO TYPE SG	
		PNC 50MW SG(1)	
PNC 50MW SG(2)			
機器名		蒸気発生器	5-6
		蒸発器	
		過熱器	
		再熱器	
国名		アメリカ	
		イギリス	
		ドイツ	
		オランダ	
		フランス	
		ソ連	
		日本	
蒸気発生器の型式		分離、貫流、有液面	5-7
		分離、貫流、無液面	
		一体、貫流、有液面	
		一体、貫流、無液面	
		分離、再循環、有液面	
		分離、再循環、無液面	
		一体、再循環、有液面	
		一体、再循環、無液面	

	プラント形式	試験施設	
		ループ	
		タンク	
伝熱データ	熱交換形式	Shell and Tube	5-8
		Tube and Tube	
伝熱管 データ	伝熱管型式	単管	5-9
		二重管	
		単管(バイメタル)	
	伝熱管形状	直管型	5-10
		ヘリカルコイル型	
		インボリュートサーペンタイン型	
		サインウェーブ型	
		サーペンタイン型	
		ヘアピン型	
		バイヨネット型	
		ホッケースティック型	
		U字型	
	伝熱管材質 水側/Na側	2 $\frac{1}{4}$ Cr-1Mo鋼	
		SUS316鋼	
		インコネル	
		10Cr Mo Ni Nb 910鋼	
		SUS321鋼	
		ALLOY 800	
		Mod.9Cr-1Mo鋼	
		9Cr-1Mo鋼	
	管-管溶接法	隅肉溶接	
		突合せ溶接	
構造データ	胴材質	2 $\frac{1}{4}$ Cr-1Mo鋼	
		SUS316鋼	
		インコネル	
		10Cr Mo Ni Nb 910鋼	
		SUS321鋼	
		ALLOY 800	
		SUS316鋼(インコネルコーティング*)	
	管-管板溶接法	隅肉溶接	5-11
		一部差し込み	
		突合せ溶接	

	管板材質 水側／Na側	2 $\frac{1}{4}$ Cr-1Mo鋼	
		SUS316鋼	
		インコネル	
		10Cr Mo Ni Nb 910鋼	
		SUS321鋼	
		ALLOY 800	
		SUS316鋼(インコネルコーティング)	

Table 2.1-2 Key word list of failure data for SG failure database

項目		キーワード	添付資料頁
破損状況	破損発生箇所	直管部	5-12
		曲管部	
		管支持部	
		リガメント部	
		管-管板溶接部	
		管-管溶接部	
		管-管支持構造物	
	破損箇所の材質	2 $\frac{1}{4}$ Cr-1Mo鋼	
		SUS316鋼	
		インコネル	
		10Cr Mo Ni Nb 910鋼	
		SUS321鋼	
		ALLOY 800	
	破損発見/発生時の状態	運転	
		ISI	
		PSI	
		起動中	
		停止中	
	発見方法	圧力変化	
		水素濃度変化	
		ヘリウムリークテスト	
		カラーチェック	
		気泡	
		音響	
		ラプチャーディスク破損	
	破損形態	リーク	
		クラック	
摩耗			
内圧ラプチャー			
ピンホール			
破損要因	大分類	疲労破損	詳細は Table 2.1-3 参照
		強度不足	
		初期欠陥	
		腐食(減肉)	
		熱変形	
		その他	

中分類	振動	詳細は Table 2.1-3 参照
	熱疲労	
	熱膨張拘束	
	残留応力未処理	
	管材選定不良	
	材質劣化	
	溶接不良	
	伝熱管部不良	
	(FBR特有の腐食)	
	(FBRとPWR共通な腐食)	
	外部流体のフローアンバランス	
	内部流体のフローアンバランス	
	作業管理不良	
	据え付け不良	
	2次的原因による機械的損傷	
小分類	伝熱管部の振動	詳細は Table 2.1-3 参照
	ブースタ管の振動	
	フレットイング(摩耗)	
	クリープ(膨出、ラフチャージ)	
	繰返し応力	
	熱応力大	
	(熱膨張拘束)	
	(残留応力未処理)	
	(管材選定不良)	
	(材質の劣化)	
	ブローホール	
	溶け込み不良	
	スラグ巻き込み(タンクステン)	
	製造不良	
	機械的損傷	
	セルフウェスティング(自己損耗)	
	苛性脆化による応力腐食	
	応力腐食	
	エロージョン	
	しゅう動摩耗	
アルカリ腐食		
酸素腐食		

		蒸気酸化	
		水素脆化(アタック)	
		粒界腐食(Intergranular Attack)	
		(外部流体のフローアンバランス)	
		伝熱管部でのキャリーオーバー閉塞	
		不純物、油等の付着(溶接部等)	
		(据え付け不良)	
		締め付け不良部品による損傷	
		外部からの異物による損傷	
事故後の 運用	補修方法	溶接補修	
		伝熱管プラグ	
		伝熱管交換	
		解体検査(未補修)	
		構造変更	
	運用	補修	
		交換	
		未定	
		そのまま使用	



Table 2.1-3 Failure cause list for SG failure database

大分類	中分類	小分類	説明
強度不足	残留応力未処理	(残留応力未処理)	溶接後の溶接部及び伝熱管の曲げ加工後に残留する応力が未除去
強度不足	管材選定不良	(管材選定不良)	傷や打痕等のある材料,異種材料等を使用すること
強度不足	材料の劣化	(材質の劣化)	脱炭または浸炭により材料の強度が低下すること
初期欠陥	溶接不良	ブローホール	溶融金属中に発生した気泡(酸素,窒素等)が凝固時に離脱できずに溶接金属内に残留したもの
初期欠陥	溶接不良	溶け込み不良	溶接設計不良,不適切な溶接条件等により生じた溶け込みのない部分,またはその現象
初期欠陥	溶接不良	スラグ巻き込み(リグ・スチ)	溶接フラックスが凝固時溶接金属表面に完全に浮遊せず,溶接金属内に残留したもの,またはその現象
初期欠陥	溶接部不良	製造不良	製造時の傷による破損
疲労破壊	振動	伝熱管部の振動	伝熱管外面の流体力による伝熱管部(伝熱管支持板部の伝熱管部を含む)の振動
疲労破壊	振動	ブースタ管の振動	ブースタ管内蔵のFBR SG伝熱管内の水/蒸気の流体がブースタ管に働くことによるブースタ管(ブースタ管支持部のブースタ管含む)の振動
疲労破壊	振動	フレットイング(摩耗)	伝熱管支持部と伝熱管との摩耗によって引き起こされる伝熱管材料の損傷
疲労破壊	熱疲労	クリープ(膨出,ラプチャー)	伝熱管の局部が集中的に過熱されておこるクリープ
疲労破壊	熱疲労	繰返し応力	伝熱管の局部に集中的に加わる繰返し応力
疲労破壊	熱疲労	熱応力大	伝熱管内外面の温度差高により発生する熱応力が大きいこと
疲労破壊	熱膨張拘束	(熱膨張拘束)	構造的に熱膨張が拘束され,管との間(取合点)に発生する熱応力
初期欠陥	伝熱管部不良	機械的損傷	ISI,据え付け時の外的な要因による破損(打痕含無む)
腐食(減肉)	(FBR特有の腐食)	セルフカステージ(自己損耗)	初期微小欠陥(貫通孔)からにじみでてきた水と管外表面のナトリウムとが反応した生成物質(NaOH等)による水リーク孔の腐食
腐食(減肉)	(FBR特有の腐食)	苛性脆化による応力腐食	初期リークの水とナトリウムの反応により発生する苛性液(NaOH等)環境下での応力腐食
腐食(減肉)	(FBRとPWRに共通な腐食)	応力腐食	残留応力に鋭敏化腐食性雰囲気重複して発生する

Table 2.1-3 Failure cause list for SG failure database

大分類	中分類	小分類	説明
腐食(減肉)	(FBRとPWRに共通な腐食)	エロージョン	熱水力条件あるいは浮遊粒子また高反応性を含む流体の侵害によって引き起こされる
腐食(減肉)	(FBRとPWRに共通な腐食)	しゅう動摩耗	管支持部の伝熱管が熱膨張変化により軸方向にしゅう動し伝熱管が摩耗する
腐食(減肉)	(FBRとPWRに共通な腐食)	アルカリ腐食	腐食生成物の堆積したスケールの下側で、濃縮したNaOHによる腐食
腐食(減肉)	(FBRとPWRに共通な腐食)	酸素腐食	ボイラー給水中の溶存酸素により多く発生、ボイラー起動、停止時の酸素に要注意。酸素による電気化学的腐食
腐食(減肉)	(FBRとPWRに共通な腐食)	蒸気酸化	蒸気内に含まれている酸素による腐食
腐食(減肉)	(FBRとPWRに共通な腐食)	水素脆化(アタック)	腐食によって発生する原子状の水素が管財内部に浸透し、粒界に発生する不連続な割れ
腐食(減肉)	(FBRとPWRに共通な腐食)	粒界腐食(Intergranlar Attack)	一般的な粒界腐食。応力に関係した腐食ではない。(結晶粒境界に沿って腐食が侵入する場合)
熱変形	外部流体のフローアンバランス	(外部流体のフローアンバランス)	伝熱管の外側側の流体が何らかの原因により偏流し、フローアンバランスになり、加熱分布不均等になる
熱変形	内部流体フローアンバランス	伝熱管部でのキャリーオーバー閉塞	水系内に発生した異物やスケールが伝熱管部に運ばれ伝熱管のある部分が閉塞すること
熱変形	内部流体のフローアンバランス	伝熱管オリフィス部でのキャリーオーバー閉塞	伝熱管内の水流動不安定防止用のオリフィス部に異物やスケールが運ばれ、オリフィス部が閉塞すること
その他	作業管理不良	不純物、油等の付着(溶接部)等	作業管理不良により溶接部または伝熱管部に不純物、油等が付着すること
その他	据え付け不良	(据え付け不良)	据え付け不良により伝熱管または溶接部に欠陥がつけられること
その他	2次的原因による機械的損傷	締め付け不良部品による損傷	部品の締め付け不良により部品がはずれ、それが伝熱管に与える損傷
その他	2次的原因による機械的損傷	外部からの異物による損傷	メンテナンス部に不注意で2次側に残された異物が伝熱管に与える損傷

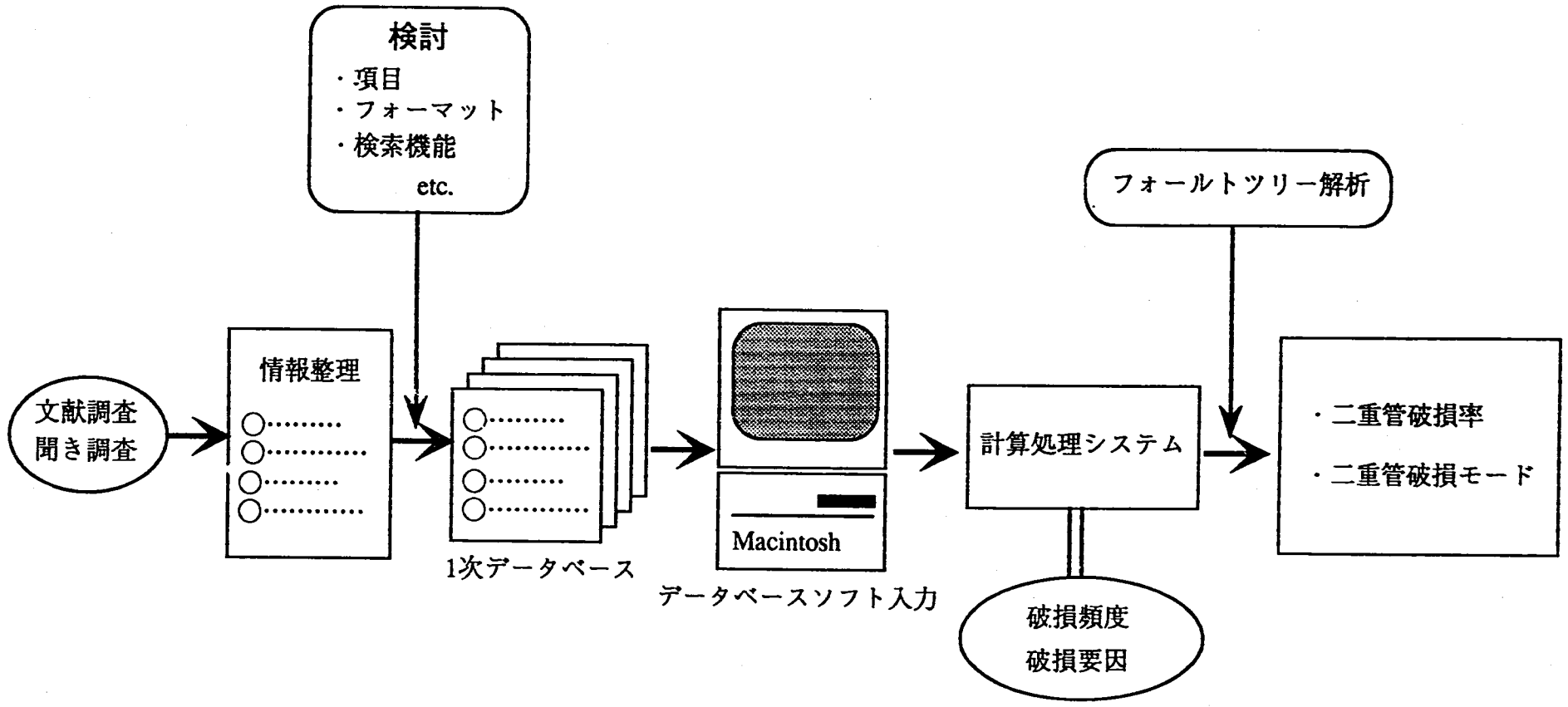


Fig.2.1-1 Flow of Statistic Failure analysis

## 2.2 確率論的構造健全性評価法の開発

### 2.2.1 確率論的構造健全性評価法開発の進捗

#### (1) 確率論的破壊力学解析コード<sup>1)</sup>

構造室では、昭和63年度より大型炉設計主要目に係わる研究の一環として、確率論的破壊力学解析コード(CANIS-P)の開発を進めてきた。CANIS-Pは、米国ローレンスリバモア国立研究所でPWR配管を対象に開発されたPRAISE等を参考に開発された確率論的破壊力学解析コードであり、平成元年度に完成し、その基本機能は平成元年度に原研が溶接協会に委託した研究におけるベンチマーク解析によって確認されている<sup>2)</sup>。CANIS-Pは、既存の確率論的破壊力学解析コードが有する機能に加え、FBRあるいは原子力以外の種々の構造物に適用するために以下の機能を有している。

- ・ 疲労き裂進展モデルにおいて応力拡大係数範囲 $\Delta K$ 以外にJ積分範囲 $\Delta J$ が使用できる。
- ・ クリープき裂進展モデルが取り扱える。
- ・ 貫通判定条件として、表面き裂が進展し限界値に達する条件以外に正味応力概念、又は $J_R$ 曲線による弾塑性破壊力学条件等が使用できる。
- ・ 破断判定条件として、正味応力が限界値に達する条件以外に $K_{IC}$ による脆性破壊条件、又は $J_R$ 曲線による弾塑性破壊力学条件等が使用できる。
- ・ 貫通き裂からの内部流体の漏洩量を、開口面積とベルヌーイの式を用いて計算できる。
- ・ J積分範囲 $\Delta J$ の計算、貫通き裂開口面積の計算等において材料の弾塑性応力ひずみ特性が考慮できる。
- ・ 応力緩和特性を含め、弾塑性/クリープ特性を考慮したき裂進展計算および漏洩/破断判定が可能である。

なお、上記以外のCANIS-Pに関する物理/数学モデル等の詳細については、参考文献<sup>1)</sup>を参照されたい。

#### (2) 高速炉用SG伝熱管破損確率計算 (I)

2.2.1(1)で述べた確率論的破壊力学解析コード・CANIS-Pを用いて、高速炉用SG伝熱管を対象に確率論的き裂進展計算を実施し、その累積破損確率を暫定的に求めることを試みた。本研究の目的は、信頼性評価に対するCANIS-Pの適用性の確認に主眼を置き、内圧繰返しのみを荷重として選定した。このため、実機で想定される熱応力や地震荷重を考慮したものではないことに注意されたい。

まず、高速炉用SGの $2\frac{1}{4}$ Cr-1Mo鋼製伝熱管の破損確率を計算した。荷重はプラントの通常起動/停止にともなう内圧繰返しのみを考慮し、これによるき裂進展量を確率論的に評価した。解析条件は以下のとおりである。

a. 入力条件

(a) 材質；2¼Cr-1Mo鋼

(b) 寸法；<sup>OD</sup>31.8mm×3.8mm<sup>t</sup>

(c) 疲労き裂進展則；弾性ΔK使用。参考文献<sup>3)</sup>で2¼Cr-1Mo鋼のき裂進展速度da/dnとJ積分範囲ΔJの関係が与えられているが、平面応力の条件でda/dnと応力拡大係数範囲ΔKの関係に変換して解析に用いた。

$$da/dn = C \cdot (\Delta K)^m \dots\dots\dots (2.2-1)$$

[ΔK(MPa√m)]

C：対数正規分布に従う。

平均値 μ = 3.51 × 10<sup>-11</sup>

対数標準偏差 σ = 0.081

m：正規分布に従う。

平均値 μ = 2.824

標準偏差 σ = 0.320

(d) クリープき裂進展則；Norton則クリープ式による簡易ΔJ<sub>c</sub>使用。参考文献<sup>3)</sup>では2¼Cr-1Mo鋼のき裂進展速度da/dtとクリープJ積分J'の関係がつぎのように与えられている。

$$da/dt = C \cdot (J')^m \dots\dots\dots (2.2-2)$$

[J'(MJ/m<sup>2</sup>/hr)]

ここで、指数mは1にごく近い値であるため、以下の近似が可能である。

$$\begin{aligned} da/dn &= \int_0^{\Delta J_c} (da/dt) dt \\ &= C \cdot \int_0^{\Delta J_c} (J')^m dt \\ &= C \cdot (\int_0^{\Delta J_c} J' dt)^m \\ &= C \cdot (\Delta J_c)^m \dots\dots\dots (2.2-3) \end{aligned}$$

[ΔJ<sub>c</sub>(MJ/m<sup>2</sup>)]

C：対数正規分布に従う。

平均値 μ = 7.36 × 10<sup>-3</sup>

対数標準偏差 σ = 0.147

m：正規分布に従う。

平均値 μ = 0.984

標準偏差 σ = 0.0427

Norton則クリープひずみ式<sup>4)</sup>

$$d\epsilon/dt = A \sigma^n \dots\dots\dots (2.2-4)$$

[σ(MPa)]

A：対数正規分布に従う。

平均値 μ = 1.23 × 10<sup>-27</sup>

対数標準偏差 σ = 1.29

n：正規分布に従う。

平均値  $\mu = 9.61$

標準偏差  $\sigma = 0.538$

(e) 地震評価；実施しない。

(f) PSI・ISI；考慮しない。

(g) 貫通判定；相対き裂深さ  $a/t$  が限界値に達したとき、すなわち、

$$a/t \geq \alpha_{lim} \dots\dots\dots (2.2-5)$$

で貫通とする。ここに  $\alpha_{lim} = 0.8$  とする。

(h) 破断判定；相対き裂長さ  $b/W$  が限界値に達するか、または参照応力が材料の塑性流動応力を超えたとき、すなわち、

$$b/W \geq \zeta_{lim} \dots\dots\dots (2.2-6)$$

or

$$\sigma_R \geq \sigma_f \dots\dots\dots (2.2-7)$$

で破断とする。ここに  $\zeta_{lim} = 0.5$  とする。

(i) 漏洩率計算；実施しない。

(j) 初期欠陥；伝熱管内面の軸方向半楕円表面き裂を想定する。

(k) 応力-ひずみ関係<sup>4)</sup>； $2\frac{1}{4}$ Cr-1Mo鋼の773Kにおける単調応力-ひずみ関係式を、多直線近似して用いる。ただし、この曲線は7%の相対偏差をもって分布するものと仮定する。

b. 初期欠陥

参考文献<sup>5)</sup>で軽水炉配管の確率論的き裂進展計算に用いられた相対き裂深さとアスペクト比の値を用いた。

(a) 相対き裂深さ  $a/t$

・分布関数；指数分布

・平均値； $4.165 \times 10^{-2}$  ( $a = 1.583 \times 10^{-1}$  mm)

(b) アスペクト比  $b/a$

・分布関数；対数正規分布

・下限値；0.5

・上限値；100

・平均値；1.336

・対数標準偏差；0.5382

c. 材料物性

参考文献<sup>4)6)</sup>に基づいて以下のように設定した。

(a) 縦弾性定数； $E = 1.657 \times 10^5$  MPa、確定値。

(b) 降伏応力； $\sigma_y = 253.75$  MPa、正規分布に従い、標準偏差は17.763。

(c) 流動応力； $\sigma_f = 372.90$  MPa、正規分布に従い、標準偏差は26.103。

d. 荷重条件の設定

荷重条件は通常起動/停止にともなう内圧繰返しだけを考慮する。

(a) 運転圧力； $148.6 \text{ kgf/cm}^2\text{-g} = 14.67 \text{ MPa-a}$

(b) 死荷重による応力；OMPa

(c) 事象発生頻度 ；30年間に150回。

e. 計算結果と考察

運転開始から30年目までの累積貫通確率の変化をFig.2.2-1に、累積破断確率の変化をFig.2.2-2に示す。図の縦軸は、その時刻(年)までに1本の伝熱管が貫通または破断に至る累積確率である。これらの図をみると、累積破断確率は時間の経過に伴って増加するが、累積貫通確率は運転開始時と寿命末期でほとんど変わらない。このような結果となったのは以下の理由によるものと考えられる。すなわち、「貫通」はき裂寸法の条件(2.2-5)式を満足する場合にのみ生じると仮定しており、き裂の深さ方向への進展だけがその条件を満たすことに寄与することになるので、寿命中に条件を満たして貫通するき裂は非常に少ない。これに対し、「破断」はき裂寸法の条件(2.2-6)式を満足する場合、または正味応力の条件(2.2-7)式を満足する場合に生じると仮定しているので、き裂の深さ方向への進展と長さ方向への進展の両者がこの条件を満たすのに寄与する。したがって、寿命末期には破断確率が比較的大きくなると考えられる。

また、き裂寸法の貫通条件から $a/t \geq 0.8$ の領域の初期欠陥は貫通とみなされるが、運転開始前にこの条件を満たさない比較的小さい初期欠陥は寿命中に成長して貫通に至ることは少ない。これは、本解析においては、小さな初期欠陥を進展させて貫通に至らしめるような大きな荷重が考慮されていないことに起因する。

Fig.2.2-3、Fig.2.2-4に、最終的に貫通または破断に至った初期欠陥の大きさと形状の分布を示す。同図は各セル内の200個の初期欠陥サンプルのうち30年後に貫通または破断に至ったものの数を示したものである。これらの図から、 $a/t$ の大きい領域のサンプルすなわち深い初期欠陥ほど、また、 $a/b$ の小さい領域のサンプルすなわち長さが長い初期欠陥ほど、貫通または破断の確率が大きいことがわかる。なお、貫通条件(2.2-5)式より $a/t \geq 0.8$ の領域ではすべてのサンプルが貫通とみなされている。この領域の自動的に貫通とみなされるサンプルを除けば、30年後までに貫通するサンプルは少ないことは前に述べたとおりである。

さらに、運転開始前に設計圧力相当の圧力で耐圧試験を実施したという条件を付加して、同様の解析を行った。これはCANIS-Pに具備されている機能であり、耐圧試験圧力が負荷されたときに貫通または破断条件を満たす初期欠陥があればその欠陥は100%確実に除去されると仮定している。この条件下での解析結果は、累積貫通確率、累積破断確率ともに寿命中を通じて0となる。このことは、通常起動/停止にともなう内圧繰返しのみを荷重として考慮する場合においては、耐圧試験で貫通または破断に至るような大きなき裂を予め除去することができるならば、運転中の伝熱管の信頼度を限りなく1に近づけることが可能であることを示唆している。したがって、実機の健全性確保のためには供用前検査(PSI)がきわめて重要であることがわかる。

以上のことから、通常起動/停止にともなう内圧繰返しのみを考慮する場合のように、荷重の比較的小さい条件では、初期欠陥の分布が貫通または破断確率を支配する最大の因子であることがわかったが、本解析では初期欠陥の形状・寸法の分布を参考文献<sup>9)</sup>から暫定的に定めたものである。この初期欠陥分布の条件を変えると破損確率が大きく変動することが容易に予測できる。したがって、確率論的き裂進展を行う場合には数学モデルの設定に細心の注意を払う必要がある、これらの数学モデルを設定するためのデータの蓄積が重要であるといえる。また、今回の解析においては、通常起動/停止による内圧繰返しだけしか荷重として考慮されていないので、実機の信頼度を評価するには熱応力や地震荷重等を考慮した評価が必要となる。

(3) 高速炉用SG伝熱管破損確率計算 (II)

材料物性、荷重条件などのパラメータが破損確率に及ぼす影響を調べるため、高速炉用SGのSUS321鋼製伝熱管の破損確率を、2.2.2(2)と同様の荷重条件に基づいて計算した。

a. 入力条件

(a) 材質；SUS321鋼

(b) 寸法；<sup>OD</sup>31.8mm×3.5mm<sup>t</sup>

(c) 疲労き裂進展則<sup>3)</sup>；弾性ΔK使用。SUS321鋼のき裂進展則に関する情報が入手不可能であったため、暫定的にSUS304鋼のデータを用いた。

$$da/dn = C \cdot (\Delta K)^m \dots\dots\dots (2.2.8)$$

[ΔK(MPa√m)]

C：対数正規分布に従う。

平均値 μ = 1.51 × 10<sup>-12</sup>

対数標準偏差 σ = 0.348

m：正規分布に従う。

平均値 μ = 3.632

標準偏差 σ = 0.839

(d) クリープき裂進展則<sup>3)</sup>；Norton則クリープ式による簡易ΔJ<sub>c</sub>使用。疲労き裂進展則の場合と同様、SUS321鋼に関する情報が入手不可能であったため、暫定的にSUS304鋼のデータを用いた。

$$da/dn = C \cdot (\Delta J_c)^m \dots\dots\dots (2.2-9)$$

[ΔJ<sub>c</sub>(MJ/m<sup>2</sup>)]

C：対数正規分布に従う。

平均値 μ = 1.45 × 10<sup>-2</sup>

対数標準偏差 σ = 0.356

m：正規分布に従う。



平均値  $\mu = 0.945$

標準偏差  $\sigma = 0.190$

Norton則クリープひずみ式<sup>4)</sup>

$$d\epsilon / dt = A \sigma^n \dots\dots\dots (2.2-10)$$

[ $\sigma$  (MPa)]

A: 対数正規分布に従う。

平均値  $\mu = 1.11 \times 10^{-33}$

対数標準偏差  $\sigma = 1.07$

n: 正規分布に従う。

平均値  $\mu = 10.46$

標準偏差  $\sigma = 0.419$

- (e) 地震評価; 実施しない。
- (f) PSI・ISI; 考慮しない。
- (g) 貫通判定; 相対き裂深さ  $a/t$  が限界値に達したとき、すなわち、

$$a/t \geq \alpha_{lim} \dots\dots\dots (2.2-11)$$

で貫通とする。ここに  $\alpha_{lim} = 0.8$  とする。

- (h) 破断判定; 相対き裂長さ  $b/W$  が限界値に達するか、または参照応力が材料の塑性流動応力を超えたとき、すなわち、

$$b/W \geq \zeta_{lim} \dots\dots\dots (2.2-12)$$

or

$$\sigma_R \geq \sigma_f \dots\dots\dots (2.2-13)$$

で破断とする。ここに  $\zeta_{lim} = 0.5$  とする。

- (i) 漏洩率計算; 実施しない。
- (j) 初期欠陥; 伝熱管内面の軸方向半楕円き裂を想定する。
- (k) 応力-ひずみ関係; SUS321鋼の773Kにおける単調応力-ひずみ関係式を、多直線近似して用いる。ただし、この曲線は7%の相対偏差をもって分布するものと仮定する。

b. 初期欠陥<sup>5)</sup>

- (a) 相対き裂深さ  $a/t$ 
  - ・ 分布関数; 指数分布
  - ・ 平均値;  $4.165 \times 10^{-2}$  ( $1.458 \times 10^{-1}$  mm)
- (b) アスペクト比  $b/a$ 
  - ・ 分布関数; 対数正規分布
  - ・ 下限値; 0.5
  - ・ 上限値; 100
  - ・ 平均値; 1.336
  - ・ 対数標準偏差; 0.5382

c. 材料物性

参考文献<sup>4)6)</sup>に基づいて以下のように設定した。

- (a) 縦弾性定数； $E=1.589 \times 10^5$  MPa、確定値。
  - (b) 降伏応力； $\sigma_y=154.63$  MPa、正規分布に従い、標準偏差は10.824。
  - (c) 塑性流動応力； $\sigma_f=263.31$  MPa、正規分布に従い、標準偏差は18.432。
- d. 荷重条件の設定

想定する事象は、 $2\frac{1}{4}$ Cr-1Mo鋼製伝熱管に対する計算の条件と同様に通常起動/停止のみとし、荷重条件としてはこれにともなう内圧繰返しだけを考慮することにした。

- (a) 運転圧力； $142.4 \text{ kgf/cm}^2\text{-g}=14.07 \text{ MPa-a}$
- (b) 死荷重による応力；0MPa
- (c) 事象発生頻度；30年間に150回。

e. 計算結果と考察

累積貫通確率および累積破断確率をそれぞれFig.2.2-5、Fig.2.2-6に示す。Fig.2.2-1、Fig.2.2-2に示した $2\frac{1}{4}$ Cr-1Mo鋼製伝熱管に対する解析結果と比べると、累積貫通確率の時間の経過に伴う変化は、 $2\frac{1}{4}$ Cr-1Mo鋼製伝熱管の場合にはほぼ単調に増加の傾向を示しているが、SUS321鋼製伝熱管の場合には寿命の早期に急激に増加した後、徐々に増加している。また、累積破断確率については、 $2\frac{1}{4}$ Cr-1Mo鋼製伝熱管では寿命中を通じてほとんど変化がなかったのに対し、SUS321鋼製伝熱管ではステップ状に増加している。

Fig.2.2-7、Fig.2.2-8に最終的に貫通または破断に至った初期欠陥の大きさと形状の分布を示す。初期欠陥において、 $a/t$ が大きく、 $a/b$ が小さい領域のセルではサンプルのほとんどが貫通/破断に至っている。また、 $a/t=0.3\sim 0.4$ 、 $a/b=0.2\sim 0.3$ のセルにおいて各々一つのサンプルが貫通に至っている。これらのセルにおいてはサンプルの存在確率が大きいため、1つのサンプルの貫通が全体の貫通確率に与える影響が大きい(Table 2.2-1参照)。Fig.2.2-5において、貫通確率がステップ状に変化するのには、これらの存在確率の大きいサンプルの貫通によるものがある。

このように、比較的小さな初期欠陥も場合によっては貫通に至ることがあることが示されたが、このことは2.2.1(2)で、大きな初期欠陥を予め除去できるならば伝熱管の信頼度を限りなく1に近づけることができると述べたことに矛盾しない。というのは、これらのサンプルの累積貫通確率への寄与は $7 \times 10^{-19} \sim 8 \times 10^{-19}$ 程度であり、これらの数値は非常に小さいといえるからである。

(4) 2次系削除型プラント蒸気発生器伝熱管破損確率計算

2.2.2(2)および(3)で、高速炉用SG伝熱管の破損確率を、通常起動/停止にともなう内圧繰返しのみを考慮した荷重条件に基づいて計算した。ここでは二重伝熱管の信頼度を単管のそれと暫定的に比較することを目的として、昭和63年度に実施された2次系削除型実用炉設計研究<sup>7)</sup>に基づいて二重伝熱管の破損確率を2.2.2(2)、(3)と同様に評価した。

荷重条件の設定において、二重伝熱管に特有の現象として、片側の管の破損の

影響が荷重の変化として他方の管に及ぶことを想定しなければならない。内外管ともに健全な状態においては、内外管それぞれの内面および外面は、次のような圧力を受ける。

内管内面	水蒸気圧力
内管外面・外管内面	ヘリウム圧力
外管外面	ナトリウム圧力

ところが、他方の管が破損すると、圧力の条件は健全である管に対して最悪の場合、次のような想定ができる。

外管が破損した場合

内管内面	水蒸気圧力
内管外面・外管内面	ナトリウム圧力
外管外面	ナトリウム圧力

内管が破損した場合

内管内面	水蒸気圧力
内管外面・外管内面	水蒸気圧力
外管外面	ナトリウム圧力

本解析では、一方の管の破損による他方の管の荷重条件の変化がその貫通／破断確率に及ぼす影響を調べるために、一方の管の破損に伴う荷重の変化を1つのイベントとして20年目に想定した。

なお、確率論的き裂進展計算において内管および外管に適用する荷重は、二重伝熱管に運転状態の内圧が作用する場合にそれぞれの管に生じる周方向応力を有限要素法により求めておき、この応力が起動／停止にともなって繰返し生じるものとした。

a. 入力条件

- (a) 材質；Mod.9Cr-1Mo鋼
- (b) 寸法；外管： $^{OD}19.0\text{mm} \times 1.9\text{mm}^t$   
内管： $^{OD}15.2\text{mm} \times 1.5\text{mm}^t$
- (c) 疲労き裂進展則<sup>3)</sup>；弾性 $\Delta K$ 使用。

$$da/dn = C \cdot (\Delta K)^m \dots\dots\dots (2.2-14)$$

[ $\Delta K(\text{MPa}\sqrt{\text{m}})$ ]

- C：対数正規分布に従う。  
平均値  $\mu = 7.40 \times 10^{-13}$   
対数標準偏差  $\sigma = 0.2045$
- m：正規分布に従う。  
平均値  $\mu = 3.668$   
標準偏差  $\sigma = 0.4917$

- (d) クリープき裂進展則<sup>3)</sup>；Norton則クリープ式による簡易 $\Delta J_c$ 使用。

$$da/dn = C \cdot (\Delta J_c)^m \dots\dots\dots (2.2-15)$$

[ $\Delta J_c(\text{MJ}/\text{m}^2)$ ]

C：対数正規分布に従う。

平均値  $\mu = 4.04 \times 10^{-3}$

対数標準偏差  $\sigma = 0.0901$

m：正規分布に従う。

平均値  $\mu = 1.013$

標準偏差  $\sigma = 0.0425$

Norton則クリープひずみ式<sup>4)</sup>

$$d\epsilon / dt = A \sigma^n \dots\dots\dots (2.2-16)$$

[ $\sigma$  (MPa)]

A：対数正規分布に従う。

平均値  $\mu = 7.94 \times 10^{-44}$

対数標準偏差  $\sigma = 1.878$

n：正規分布に従う。

平均値  $\mu = 16.38$

標準偏差  $\sigma = 0.7496$

(e) 地震評価；実施しない。

(f) PSI・ISI；考慮しない。

(g) 貫通判定；相対き裂深さ  $a/t$  が限界値に達したとき、すなわち、

$$a/t \geq \alpha_{lim} \dots\dots\dots (2.2-17)$$

で貫通とする。ここに  $\alpha_{lim} = 0.8$  とする。

(h) 破断判定；相対き裂長さ  $b/W$  が限界値に達するか、または参照応力が材料の塑性流動応力を超えたとき、すなわち、

$$b/W \geq \zeta_{lim} \dots\dots\dots (2.2-18)$$

or

$$\sigma_R \geq \sigma_f \dots\dots\dots (2.2-19)$$

で破断とする。ここに  $\zeta_{lim} = 0.5$  とする。

(i) 漏洩率計算；実施しない。

(j) 初期欠陥；伝熱管内面の軸方向半楕円き裂を想定する。

(k) 応力-ひずみ関係；Mod.9Cr-1Mo鋼の823Kにおける単調応力-ひずみ関係式を、多直線近似して用いる。ただし、この曲線は7%の相対偏差をもって分布するものと仮定する。

b. 初期欠陥<sup>5)</sup>

(a) 相対き裂深さ  $a/t$

・分布関数；指数分布

・平均値； $4.165 \times 10^{-2}$

[内管]  $6.248 \times 10^{-3} \text{m}$

[外管]  $7.914 \times 10^{-3} \text{m}$

(b) アスペクト比  $b/a$

・分布関数；対数正規分布

・下限値；0.5

- ・ 上限値；100
- ・ 平均値；1.336
- ・ 対数標準偏差；0.5382

c. 材料物性

参考文献<sup>46)</sup>に基づいて以下のように設定した。

- (a) 縦弾性定数； $E=1.540 \times 10^5$  MPa、確定値。
- (b) 降伏応力； $\sigma_y=193.50$  MPa、正規分布に従い、標準偏差は4.356。
- (c) 塑性流動応力； $\sigma_r=318.92$  MPa、正規分布に従い、標準偏差は7.513。

d. 荷重条件の設定

想定する事象は、ここでも通常起動／停止のみとし、荷重条件としてはこれにともなう内圧繰返しだけを考慮することにした。

- (a) 運転圧力；水蒸気圧力 $135.0\text{kgf/cm}^2\text{-g}=13.34\text{MPa-a}$   
ヘリウム圧力 $10.0\text{kgf/cm}^2\text{-g}=1.082\text{MPa-a}$   
ナトリウム圧力 $2.5\text{kgf/cm}^2\text{-g}=0.3465\text{MPa-a}$
- (b) 死荷重による応力；0MPa
- (c) 事象発生頻度；30年間に150回。

e. 計算結果と考察

2次系削除型プラント蒸気発生器の二重伝熱管の内管・外管に相当する管に対して別々に確率論的き裂進展計算を行った。二重伝熱管に通常起動／停止にともなう繰返し内圧が作用する場合の、内管および外管の運転開始から30年目までの累積貫通確率の変化をFig.2.2-9に、累積破断確率の変化をFig.2.2-10に示す。まず、累積貫通確率をみると内管・外管ともに寿命を通じて明確な変化がない。すなわち、2.2.2(2)、(3)と同様、比較的大きな初期欠陥が早期の荷重で貫通した後は、寿命中に貫通に至る初期欠陥はないということを示している。累積破断確率についても、内管で若干増加しているものの大きな変化はない。また、供用前に耐圧試験を実施するという条件を付与して解析を実施すると、貫通／破断確率は寿命を通じて0となる。つまり、ここでも初期欠陥の形状・寸法をどのように仮定するかが、貫通／破断確率に大きく影響を及ぼすことがわかる。

つぎに、20年目に他方の管が破損した場合の荷重条件をイベントとして挿入したときの解析の結果を、累積貫通確率の変化をFig.2.2-11に、累積破断確率の変化をFig.2.2-12にそれぞれ示す。これらの図とFig.2.2-9およびFig.2.2-10に示した場合の解析結果とを比較すると、累積貫通確率にはほぼ差がない。累積破断確率についてみると、内管が破損した場合の外管の累積破断確率はイベントとして挿入した20年目に顕著に大きくなっており、内管の破損の影響が外管に及んでいることが明らかである。これに対し、外管が破損した場合の内管の累積破断確率は当該時刻において目立った変化を示していない。これは内管破損によって外管の内圧がヘリウム圧力の $10.0\text{kgf/cm}^2\text{-g}$ から水蒸気圧力の

135.0kgf/cm<sup>2</sup>-gに急上昇して外管に発生する応力が急激に大きくなるのに対し、内管の外圧は外管が破損してもヘリウム圧力10.0kgf/cm<sup>2</sup>-gからナトリウム圧力2.5kgf/cm<sup>2</sup>-gにわずかに変化するのみであり、内管に生じる応力は通常運転時の圧力により生じる応力とあまり差がないためであると考えられる。ここでも貫通／破断に至る初期欠陥は寿命の早期に貫通／破断して、寿命中に貫通／破断条件を満たして貫通／破断に至る初期欠陥は少ないというこれまでの評価結果の傾向と大差はなかった。このことから早期に貫通／破断に至るような大きな初期欠陥を除去することが伝熱管の信頼度向上に大きく寄与することがわかる。

なお、内管および外管に対して、このような確率論的き裂進展計算を別々に実施した結果から、二重伝熱管の貫通／破断確率を求める場合のロジックの整理は、今後の課題である。

#### (5) 軽水炉冷却材漏洩事故条件に基づく確率論的評価

CANIS-Pによって計算される漏洩・破断確率が、実際に発生した事故条件に対してどの程度の値となるかを検討するために、過去に発生した軽水炉余熱除去系配管(RHR)からの冷却材漏洩事故条件に基づいた確認計算を実施した。

##### a. 事故経過<sup>8)</sup>

1988年6月にPWR余熱除去系配管から冷却材がリークする事故が発生した。リーク発生後の現地調査およびその後の実験により、原因は水平引き回し配管のバルブシール部からの冷却材漏洩が引き金となった熱成層化による高サイクル疲労であることがわかった。漏洩発生箇所とその近傍の系統をFig.2.2-13に示す。該当部の配管は、SUS316鋼製で8インチ、スケジュール140であり、ISIの対象とはなっていなかった。貫通き裂は、エルボと直管の溶接部に発生しており、Fig.2.2-14に示すように半楕円形状で、周方向長さは内面で97mm、外面で1.5mmであった。破面にはストライエーションが観察され、高サイクル疲労によるき裂の進展であることが確認された。ストライエーションの幅から、応力レンジと配管板厚を貫通するまでの繰返し数を計算すると応力レンジが69～108MPa、繰返し数が $10^4$ ～ $10^5$ と見積もられた。

漏洩の引き金となったバルブを用いたフルモックアップ試験によって、配管内の温度分布が測定された。この結果は、Fig.2.2-15に示すとおり水平配管の頂部に約40Kの極端な温度上昇が発生する温度分布(熱成層化)を形成することがわかった。この温度分布を用いた応力解析が実施され、配管に発生する応力がFig.2.2-16に示すとおり求めたが、これはき裂の進展と垂直方向の圧縮応力であり、荷重要因として熱成層化だけを考えたのではき裂の進展を考えにくいことが明らかになった。そこで、漏洩部周辺の残留応力が測定された。この結果、き裂の開口部にはFig.2.2-17に示す様にき裂の進展と垂直方向に、熱成層化による圧縮応力を上回る引張側の残留応力が存在していたことがわかった。

## b. 解析ケース

き裂の進展則、初期き裂形状をパラメータに解析を実施し、これらの因子が漏洩・破断確率にどの程度の効果があるかを調べる。

解析ケースは、Case-0～Case-3が上述の2.2.1(2)～(4)に示した評価例と同様に製造時に発生した初期き裂を想定したケースで、Case-4,5が、疲労損傷による欠陥を初期欠陥として想定したケースである。それぞれの解析パラメータは以下のとおりとした。

解析ケース	解析パラメータ		
	初期き裂形状	き裂進展式のCおよびm	き裂進展式のn
Case-0	製造時の欠陥	分布を考慮	1.0
Case-1	製造時の欠陥	分布を考慮	0.5
Case-2	製造時の欠陥	定数	1.0
Case-3	製造時の欠陥	定数	0.5
Case-4	損傷による欠陥	分布を考慮	1.0
Case-5	損傷による欠陥	分布を考慮	0.5

c. 解析条件<sup>3)</sup>

上述のb.に示す解析ケースに対応した解析条件を以下に示す。条件において、解析ケースの区別のないものは、それぞれの解析に共通の条件である。

- (a) 配管材質 ; SUS316  
 (b) 配管寸法 ; 8B sch140 (<sup>OD</sup>219.1mm × 20.6mm<sup>t</sup>)  
 (c) 疲労き裂進展則 ; 弾性 $\Delta K$ を使用する。Case-2,3以外の解析ケースにおいては、SUS316の標準偏差に関するデータが入手不可能であったため、SUS304（適用範囲723～923K）の疲労き裂進展データ<sup>3)</sup>を暫定的に用いた。

$$da/dn = C \{K(\Delta K / K)\}^m$$

K：応力拡大係数の最大値 (MPa $\sqrt{m}$ )

$\Delta K$ ：応力拡大係数範囲 (MPa $\sqrt{m}$ )

C：対数正規分布に従う

平均値  $\mu = 7.77 \times 10^{-12}$

対数標準偏差  $\sigma = 0.8003$

m：正規分布に従う

平均値  $\mu = 3.5$

標準偏差  $\sigma = 0.8388$

n：定数とする

Case-1,4で0.5、それ以外は1.0

- (d) クリープき裂進展 ; クリープ温度以下であるため考慮しない
- (e) 地震評価 ; 実施しない
- (f) PSI・ISI ; 考慮しない
- (g) 貫通き裂判定 ;  $a/t \geq a_{lim}$
- (h) 破断判定 ;  $b/W \geq \zeta_{lim}$
- (i) 漏洩率計算 ; 漏洩検出限界値は、PWRの設計条件に合わせ、  
 $Q_{det} = 7.25 \times 10^{-5} \text{ m}^3/\text{sec}$  とする
- (j) 初期き裂 ; 配管内面の周方向き裂を想定する

## d. き裂データ

## [Case-0~3]

PWR配管の評価例<sup>3)</sup>に基づいて以下の通り設定する。

- (a) き裂深さ
  - ・ 分布関数 ; 指数分布
  - ・ 平均値 ;  $6.435 \times 10^{-4} \text{ m}$
  - ・ 相対深さの限界値 ; 0.99
- (b) アスペクト比
  - ・ 分布関数 ; 対数正規分布
  - ・ セル内サンプル数 ; 200
  - ・ 下限値 ; 0.5
  - ・ 上限値 ; 100
  - ・ 平均値 ; 1.336
  - ・ 対数標準偏差 ; 0.5382
  - ・ 相対長さの限界値 ; 0.5

## [Case-4,5]

Fig.2.2-14に示すき裂の破面から、以下のとおり仮定する。

- (a) き裂深さ
  - ・ 分布関数 ; 指数分布
  - ・ 平均値 ;  $1.0 \times 10^{-3} \text{ m}$
  - ・ 相対深さの限界値 ; 0.99
- (b) アスペクト比
  - ・ 分布関数 ; 対数正規分布
  - ・ セル内サンプル数 ; 200
  - ・ 下限値 ; 0.5
  - ・ 上限値 ; 100
  - ・ 平均値 ; 30.0 (き裂半長を  $3.0 \times 10^{-2} \text{ m}$  と仮定)
  - ・ 対数標準偏差 ; 0.5382 (Case-0~2と同様とする)
  - ・ 相対長さの限界値 ; 0.5

## e. 物性データ

SUS316については、Fig.2.2-13における配管上部の流体温度である473Kにお



ける材料物性を用いる。また、冷却材については圧力を運転圧力である14.7 MPa、温度を473Kとした物性を用いる。

(a) 構造材料(SUS316)

・ 縦弾性係数

絶対値として入力する。  $E=1.833 \times 10^5$  MPa

・ 降伏応力( $\sigma_y$ )

正規分布として入力する。平均値および標準偏差は、 $\sigma_y$ のトレンド曲線<sup>10)</sup>を用いて算出した。

$$S_y(T) = \sigma_{y,RT} \times \gamma_y(T) / \alpha_y$$

$$\gamma_y(T) = 1.035 - 0.1948 \times 10^{-2}T + 0.3104 \times 10^{-5}T^2 - 0.1974 \times 10^{-8}T^3$$

$$\sigma_{y,RT} = 254 \text{ MPa}$$

ここで、

$S_y(T)$  : 温度Tにおける設計降伏点

$\sigma_{y,RT}$  : 室温での平均降伏点

$\gamma_y(T)$  :トレンド曲線

$\alpha_y$  : 平均降伏点/設計降伏点

$\sigma_y$  :  $\mu = 191.5 \text{ MPa}$ ,  $\sigma = 26.5 \text{ MPa}$

・ 引張強さ( $\sigma_u$ )

正規分布と仮定する。平均値および標準偏差はSUS316の $\sigma_u$ に関するデータが入手不可であったため、BDSの材料強度基準<sup>9)</sup>に示された値を95%信頼下限とし、正規確率紙上の傾きを $\sigma_y$ と同等として求めた。

$$\sigma_u ; \mu = 482.5 \text{ MPa}, \sigma = 26.5 \text{ MPa}$$

・ 流動応力( $\sigma_f$ )

正規分布として入力する。 $\sigma_f$ は、 $\sigma_y$ と $\sigma_u$ の平均とした。

$$\sigma_f ; \mu = 337.0 \text{ MPa}, \sigma = 26.5 \text{ MPa}$$

(b) 冷却材

・ 密度( $\rho$ )  $\rho = 873.8 \text{ kg/m}^3$

f. 荷重条件の設定<sup>8)</sup>

(a) 耐圧試験の試験圧力

$$P_{acc} = 22.05 \text{ MPa} \quad (\text{Case-0} \sim \text{2のみ考慮する})$$

(b) 運転圧力

$$P_{ope} = 14.7 \text{ MPa}$$

(c) 死荷重による応力

$$\sigma_{DW} = 0 \text{ MPa}$$

(d) 配管熱膨張反力による応力

$$\sigma_{TE} = 19.6 \text{ MPa}$$

(e) 事象の発生時間幅

フルモックアップを用いた実験において水平配管内の熱成層化は、数10分で解消されると報告されているので、ここでは熱成層化の発生周期を1時間

と仮定する。

$1.14 \times 10^4$  年/回 (1サイクルを1時間と仮定)

(f) 配管内熱成層化による応力

外面の応力分布が不明であるが、熱成層化による高温域は配管の上部に極端に偏っているため、外面の応力は0と仮定してFig.2.2-16に示した内面の応力から求める。

$$\sigma_{TM} = -64.2 \text{ MPa}, \sigma_{BM} = -64.2 \text{ MPa}$$

$$\sigma_{TN} = -114.7 \text{ MPa}, \sigma_{BN} = -114.7 \text{ MPa}$$

(g) 溶接部の残留応力

$\sigma_m = 176.4 \text{ MPa}$  ; 死荷重による応力  $\sigma_{DW}$  に加える

$$\sigma_{DW} = 0 + 176.4 = 176.4 \text{ MPa}$$

g. 計算結果

配管貫通確率をFig.2.2-18に示す。また、破断確率は、寿命を通して0となるので図中に示していない。これより、以下の結論が得られた。

- (a) 本解析条件は、クリープの効果を考慮していないので、応力が事象毎に変化しなければ、き裂の進展量は荷重の繰返し数にのみ依存する。ストライエーションの観察から推定された  $10^4 \sim 10^5$  の繰返し数は、運転年数に換算すると1.14~11.4年(平均5.7年)になる。このときの累積貫通確率は以下のとおりとなる。

解析ケース	1年	6年	12年
Case-0	0.018	0.068	0.093
Case-1	0.021	0.072	0.104
Case-2	$2.8 \times 10^{-11}$	$8.2 \times 10^{-8}$	$2.1 \times 10^{-6}$
Case-3	$7.3 \times 10^{-9}$	$1.2 \times 10^{-5}$	$2.4 \times 10^{-4}$
Case-4	0.094	0.209	0.295
Case-5	0.111	0.242	0.368

- (b) 累積破断確率は、寿命(ここでは30年)を通じて0となり、本条件において破断前漏洩(LBB)が成立していることを示している。
- (c) Case-0,1とCase-2,3の比較から、き裂進展式のばらつきを考慮する場合としない場合とで累積漏洩確率に顕著な差があり、荷重の大きい領域の問題を扱う場合には、き裂進展式のばらつきが結果に対して大きな影響をもたらすことが明らかになった。
- (d) Case-0とCase-1、Case-4とCase-5の比較から、累積漏洩確率に対するき裂進展式の  $n$  ( $n=1$ で  $K_{eff} = \Delta K$ 、 $n=0$ で  $K_{eff} = K_{max}$  となる) の効果は、今回の計算結果では初期き裂の想定やき裂進展式の  $c$  および  $m$  のばらつきの効果に比べて小さいことがわかった。
- (e) Case-0とCase-4とCase-1とCase-5の比較から、累積漏洩確率は、き裂破面の

観察から想定した初期き裂を入力した評価において、軽水炉配管の評価で想定された製造時の初期欠陥分布に基づく評価に対して数倍大きくなる。本評価のように荷重が比較的大きい問題では、蒸気発生器伝熱管のように荷重の小さい場合に比べて、初期欠陥の想定が累積漏洩確率に及ぼす影響が小さいことを示している。

- (f) 今回、漏洩事故を起こした配管系には、漏洩部と同様の熱荷重を受ける溶接部が他に1箇所あるが、この部位についても肉厚の60%程度のき裂が観察された。このように、同様の熱荷重を受ける部位においても貫通するものとならないものがあり、このケースに関して大胆な言い方をすれば、漏洩事故発生時点における信頼度は0.5になる。そこで、運転開始から6年後の累積漏洩確率に基づいて、全ての溶接線が健全である確率（信頼度）を算出し、以下に示す。

初期き裂数	2	5	10	50
Case-0	0.87	0.70	0.49	0.30
Case-1	0.86	0.69	0.47	0.02
Case-2	1.00	1.00	1.00	1.00
Case-3	1.00	1.00	1.00	1.00
Case-4	0.63	0.31	0.10	$8.11 \times 10^{-6}$
Case-5	0.57	0.25	0.06	$9.63 \times 10^{-7}$

上記のように、計算結果は初期き裂の形状をき裂破面観察結果に基づいて仮定したCase-4,5において現実に近い結果となり、初期き裂およびき裂進展式の計算モデルの重要性を示唆している。

## (6) 今後の課題

確率論的評価では、決定論的評価とは異なり、明確に「漏洩」と「非漏洩」を区別することはできないが、今回、例題として取り上げた事故例のような事実と照らし合わせることで、「漏洩」と判断しうるしきい値を経験的に掴むことが重要であると考えられる。よって、今後とも、例題を収集し、このしきい値を把握することが肝要となる。また、比較的荷重の大きな部位の評価においては、特に損傷(クリープ、疲労)によるき裂の発生から進展を確率論的に取り扱う評価手法の開発が必要である。さらに、今回の検討でも明らかなように、数学モデル、特に、初期き裂の想定やき裂進展則が評価結果を大きく左右する。よって、これらのキーポイントとなる数学モデルの精度を向上すべく、関連機関の協力が必要である。

## 2.2.2 材料データの整理

二重管SGの構造健全性の検討を行なうため、Mod.9Cr-1Mo鋼の物性値ならびに強度特性を暫定的に統計評価した。

### (1) 物性値

Mod.9Cr-1Mo鋼の物性値について系統だてられたデータの蓄積は少なく、統計処理を行なうほどのデータ数がない。しかしながら、今回、木村らによってまとめられた報告書<sup>11)</sup>をもとに圧延材のSR処理材(1013K×8.4h)の物性値について便宜上統計処理を行なった。

比重ならびにポアソン比に関しては室温(293K)でのみ計測されている。比重の平均値は $7777\text{kg}/\text{m}^3$ 、標準偏差は $1.414\text{kg}/\text{m}^3$ (データ数は2)であり、ポアソン比の平均値は0.272、標準偏差は $2.52 \times 10^{-3}$ (データ数は3)である。

比熱は室温(293K)から1148Kまでのデータがまとめられており、データ数は各温度2点ずつである。Fig.2.2-19に温度による比熱の変化を示す。

熱伝導率は室温(293K)から1073Kまでのデータがまとめられており、データ数は各温度2点ずつである。Fig.2.2-20に温度による熱伝導率の変化を示す。

室温(293K)からの平均線膨張係数は373Kから1273Kまでのデータがまとめられており、データ数は各温度3点ずつである。Fig.2.2-21に平均線膨張係数による比熱の変化を示す。

縦弾性係数は室温(298K)から873Kまでのデータがまとめられており、データ数は各温度3点ずつである。Fig.2.2-22に温度による縦弾性係数の変化を示す。

Table 2.2-3に各物性値の分布を正規分布で仮定した場合の平均値と標準偏差を示す。今回得られた物性値は単一素材を試験した結果のみであるためデータ数が極端に少なく分布形状を特定するには至っていない。

### (2) 引張特性

引張特性値の統計評価は室温(293K)から923Kまでのデータについて行なった。素材は圧延材のSR処理材(1013K×8.4h)であり、全データ数は185点である。

Fig.2.2-23には降伏応力(0.2%耐力) $\sigma_y$ を、Fig.2.2-24には引張強さ $\sigma_u$ を、Fig.2.2-25には流動応力 $\sigma_f(=(\sigma_y + \sigma_u)/2)$ を温度別に示す。またFig.2.2-26には降伏応力と引張強さの関係を示す。降伏応力と引張強さの間には正の相関がある。

Table 2.2-4に各温度毎の $\sigma_y$ 、 $\sigma_u$ 、 $\sigma_f$ ならびに降伏比YR( $=\sigma_y/\sigma_u \times 100\%$ )の平均値と標準偏差ならびにデータ数を示す。温度によりデータ数が大きく異なり標準偏差の大きさにばらつきが認められる。Fig.2.2-27には $\sigma_y$ を、Fig.2.2-28には $\sigma_u$ をFig.2.2-29には $\sigma_f$ を、Fig.2.2-30にはYRをそれぞれ正規確率プロットした結果を示す。これらの図からプロット点の良好な直線性が認められ、これらMod.9Cr-1Mo鋼の引張特性は正規分布に従うと考えられる。

## (3) クリープ特性

Mod.9Cr-1Mo鋼のクリープ特性値として破断寿命と定常クリープ速度について検討した。温度域は648Kから973Kであり、データ数は107点である。

Fig.2.2-31は破断寿命の実測値を暫定的に定めた(2.2-1)式の主クリープ破断関係式<sup>12)</sup>による予測破断時間で割った値 $t_R^{obs}/t_R^{cal}$ について対数正規確率プロットした結果である。プロット点の直線性は良好であり、 $t_R^{obs}/t_R^{cal}$ は対数正規分布に従うと考えられる。 $t_R^{obs}/t_R^{cal}$ の平均値は0.7055、標準偏差は0.2743である。

$$T\{\log(\alpha_R t_R) + C\} = A_0 + A_1 \log(\sigma/9.8) + A_2 \{\log(\sigma/9.8)\}^2 \quad (2.2-1)$$

T	: 温度(K)	$648 \leq T \leq 973$
$\sigma$	: 応力(MPa)	$34.3 \leq \sigma$
$t_R$	: 破断時間(h)	

C	=29.11460	$A_0=31808.82$
$A_1$	=3055.520	$A_2=-5148.248$
$\alpha_R$	=1(平均値), 10(設計最小値)	

またFig.2.2-32は定常クリープ速度の実測値を暫定的に定めた(2.2-2)式のクリープひずみ式による定常クリープ速度<sup>12)</sup>で割った値 $\dot{\epsilon}_m^{obs}/\dot{\epsilon}_m^{cal}$ について対数正規確率プロットした結果である。直線性は良好であり、 $\dot{\epsilon}_m^{obs}/\dot{\epsilon}_m^{cal}$ は対数正規分布に従うと考えられる。 $\dot{\epsilon}_m^{obs}/\dot{\epsilon}_m^{cal}$ の平均値は1.4395、標準偏差は0.3428である。

$$\dot{\epsilon}_m = 0.77322 \times \exp\{-16956.0/(8.31 \times T)\} \times t_R^{1.0778} \quad (2.2-2)$$

Table 2.2-1 Cell information

No.	SAMPLE	CELL PROB.	A/T		A/B	
1	200	2.8044E-17	.9000	1.0000	.0000	.1000
2	200	2.1359E-15	.9000	1.0000	.1000	.2000
3	200	1.1453E-14	.9000	1.0000	.2000	.3000
4	200	5.5486E-14	.9000	1.0000	.3000	.5000
5	200	6.8191E-14	.9000	1.0000	.5000	.7000
6	200	7.7513E-14	.9000	1.0000	.7000	1.0000
7	200	6.0030E-14	.9000	1.0000	1.0000	1.5000
8	200	1.9607E-14	.9000	1.0000	1.5000	2.0000
9	200	6.8891E-16	.8000	.9000	.0000	.1000
10	200	5.2469E-14	.8000	.9000	.1000	.2000
11	200	2.8136E-13	.8000	.9000	.2000	.3000
12	200	1.3630E-12	.8000	.9000	.3000	.5000
13	200	1.6752E-12	.8000	.9000	.5000	.7000
14	200	1.9042E-12	.8000	.9000	.7000	1.0000
15	200	1.4747E-12	.8000	.9000	1.0000	1.5000
16	200	4.8165E-13	.8000	.9000	1.5000	2.0000
17	200	1.6924E-14	.7000	.8000	.0000	.1000
18	200	1.2889E-12	.7000	.8000	.1000	.2000
19	200	6.9117E-12	.7000	.8000	.2000	.3000
20	200	3.3484E-11	.7000	.8000	.3000	.5000
21	200	4.1151E-11	.7000	.8000	.5000	.7000
22	200	4.6777E-11	.7000	.8000	.7000	1.0000
23	200	3.6226E-11	.7000	.8000	1.0000	1.5000
24	200	1.1832E-11	.7000	.8000	1.5000	2.0000
25	200	4.1574E-13	.6000	.7000	.0000	.1000
26	200	3.1663E-11	.6000	.7000	.1000	.2000
27	200	1.6979E-10	.6000	.7000	.2000	.3000
28	200	8.2255E-10	.6000	.7000	.3000	.5000
29	200	1.0109E-09	.6000	.7000	.5000	.7000
30	200	1.1491E-09	.6000	.7000	.7000	1.0000
31	200	8.8991E-10	.6000	.7000	1.0000	1.5000
32	200	2.9066E-10	.6000	.7000	1.5000	2.0000
33	200	1.0213E-11	.5000	.6000	.0000	.1000
34	200	7.7783E-10	.5000	.6000	.1000	.2000
35	200	4.1710E-09	.5000	.6000	.2000	.3000
36	200	2.0206E-08	.5000	.6000	.3000	.5000
37	200	2.4833E-08	.5000	.6000	.5000	.7000
38	200	2.8228E-08	.5000	.6000	.7000	1.0000
39	200	2.1861E-08	.5000	.6000	1.0000	1.5000
40	200	7.1404E-09	.5000	.6000	1.5000	2.0000
41	200	2.5088E-10	.4000	.5000	.0000	.1000
42	200	1.9108E-08	.4000	.5000	.1000	.2000
43	200	1.0246E-07	.4000	.5000	.2000	.3000
44	200	4.9638E-07	.4000	.5000	.3000	.5000
45	200	6.1005E-07	.4000	.5000	.5000	.7000
46	200	6.9345E-07	.4000	.5000	.7000	1.0000
47	200	5.3704E-07	.4000	.5000	1.0000	1.5000
48	200	1.7541E-07	.4000	.5000	1.5000	2.0000
49	200	6.1631E-09	.3000	.4000	.0000	.1000
50	200	4.6940E-07	.3000	.4000	.1000	.2000
51	200	2.5171E-06	.3000	.4000	.2000	.3000
52	200	1.2194E-05	.3000	.4000	.3000	.5000
53	200	1.4986E-05	.3000	.4000	.5000	.7000
54	200	1.7035E-05	.3000	.4000	.7000	1.0000
55	200	1.3193E-05	.3000	.4000	1.0000	1.5000
56	200	4.3090E-06	.3000	.4000	1.5000	2.0000
57	200	1.5140E-07	.2000	.3000	.0000	.1000
58	200	1.1531E-05	.2000	.3000	.1000	.2000
59	200	6.1833E-05	.2000	.3000	.2000	.3000
60	200	2.9955E-04	.2000	.3000	.3000	.5000
61	200	3.6815E-04	.2000	.3000	.5000	.7000
62	200	4.1848E-04	.2000	.3000	.7000	1.0000
63	200	3.2409E-04	.2000	.3000	1.0000	1.5000
64	200	1.0585E-04	.2000	.3000	1.5000	2.0000
65	200	3.7193E-06	.1000	.2000	.0000	.1000
66	200	2.8327E-04	.1000	.2000	.1000	.2000
67	200	1.5190E-03	.1000	.2000	.2000	.3000
68	200	7.3587E-03	.1000	.2000	.3000	.5000
69	200	9.0437E-03	.1000	.2000	.5000	.7000
70	200	1.0280E-02	.1000	.2000	.7000	1.0000
71	200	7.9614E-03	.1000	.2000	1.0000	1.5000
72	200	2.6003E-03	.1000	.2000	1.5000	2.0000
73	200	9.1366E-05	.0000	.1000	.0000	.1000
74	200	6.9586E-03	.0000	.1000	.1000	.2000
75	200	3.7315E-02	.0000	.1000	.2000	.3000
76	200	1.8077E-01	.0000	.1000	.3000	.5000
77	200	2.2217E-01	.0000	.1000	.5000	.7000
78	200	2.5254E-01	.0000	.1000	.7000	1.0000
79	200	1.9558E-01	.0000	.1000	1.0000	1.5000
80	200	6.3879E-02	.0000	.1000	1.5000	2.0000
TOTAL		1.0000E+00				

Table 2.2-2 Averages and standard deviations of material constants of Mod.9Cr-1Mo steel plate (SR)

Temperature	Specific heat		Thermal conductivity		Linear expansion		Modulus of longitudinal	
	(kJ/kg/K)		(kW/m/K)		coefficient (-293K)(1/K)		elasticity (GPa)	
	Ave.	S.D.	Ave.	S.D.	Ave.	S.D.	Ave.	S.D.
293K(*298K)	0.448	0	29.3	0.681			*211	0.566
373K	0.481	0	29.6	0.326	1.11E-05	2.89E-07	209	1.130
473K	0.521	2.96E-03	30.2	0.385	1.14E-05	2.89E-07	203	0.566
573K	0.557	0	29.8	0.533	1.16E-05	3.46E-07	195	0.980
673K	0.594	0	29.2	0.622	1.20E-05	4.04E-07	187	0.980
773K	0.657	5.92E-03	29.9	0.888	1.23E-05	3.21E-07	178	0.566
873K	0.739	2.96E-03	28.9	0.059	1.25E-05	5.77E-08	166	0.566
973K	0.900	1.18E-02	28.8	1.100	1.26E-05	5.77E-08		

Table 2.2-3 Averages and standard deviations of tensile properties of Mod.9Cr-1Mo steel plate (SR)

Temperature	N	Ultimate tensile strength		Yield stress		Flow stress		Yield ratio	
		(MPa)		(MPa)		(MPa)		(%)	
		Ave.	S.D.	Ave.	S.D.	Ave.	S.D.	Ave.	S.D.
293	44	670	27.6	495	30.4	583	28.5	73.9	2.00
373	4	603	5.5	452	1.7	528	3.5	75.0	0.44
473	7	578	7.9	442	8.0	510	7.3	76.4	1.05
573	7	546	11.8	430	11.9	488	11.3	78.7	1.20
673	7	522	10.8	409	9.9	466	9.7	78.3	1.27
723	18	503	18.8	398	17.7	450	16.8	79.1	2.62
773	31	458	24.6	373	23.0	416	23.3	81.4	2.10
823	33	402	21.4	337	20.9	370	20.4	83.7	2.55
873	25	336	17.5	269	13.7	303	14.4	80.1	3.24
923	9	272	16.6	193	7.4	233	8.9	71.2	5.34

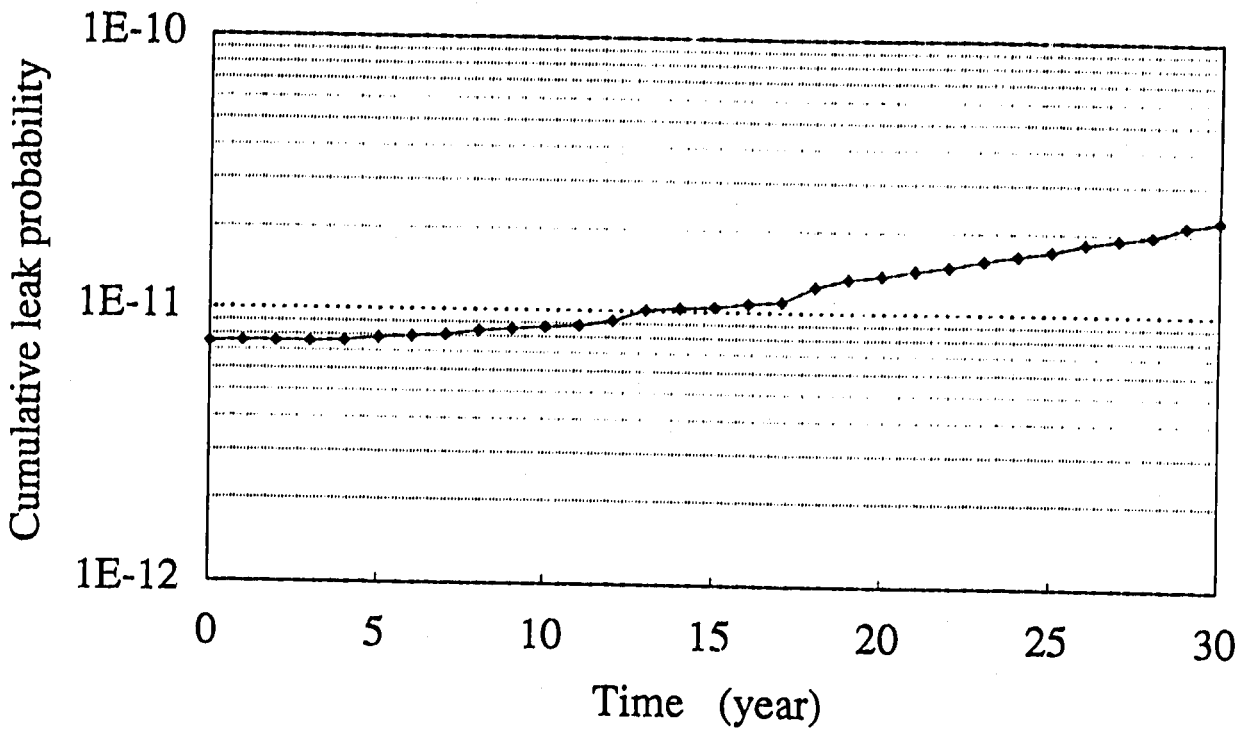


Fig.2.2-1 Cumulative leak probability of SG tube (2 1/4 Cr-1Mo)

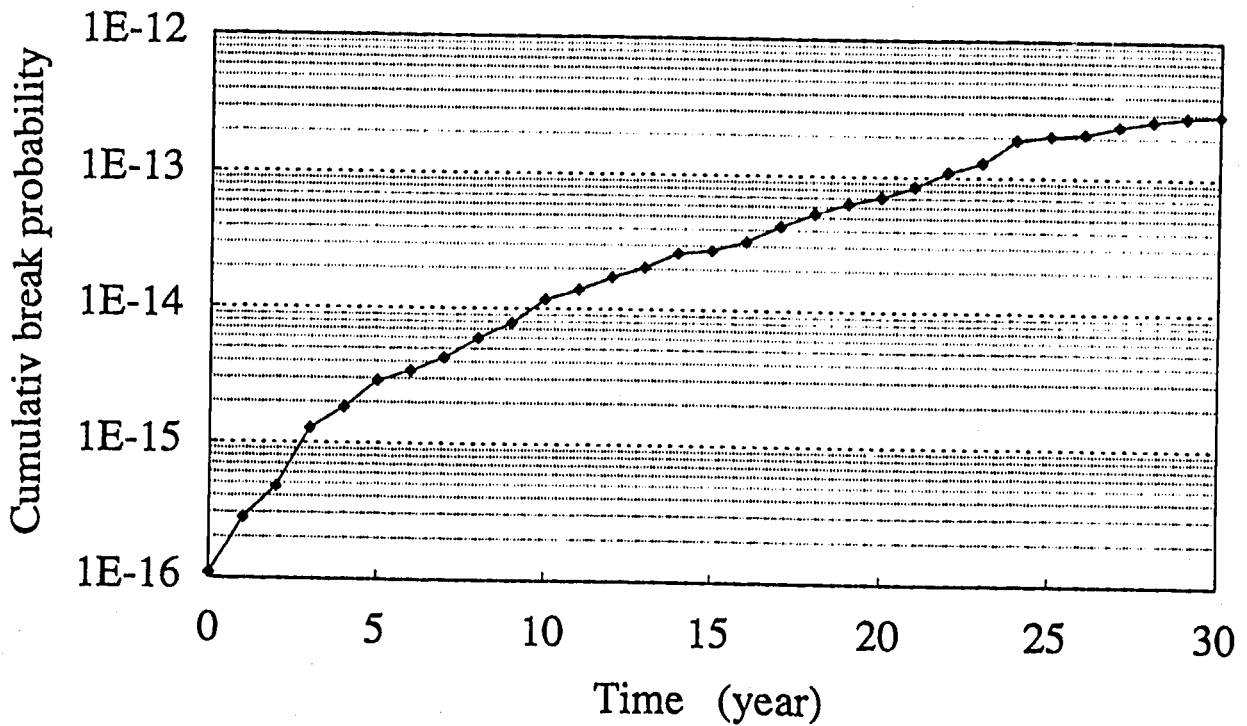


Fig.2.2-2 Cumulative break probability of SG tube (2 1/4 Cr-1Mo)



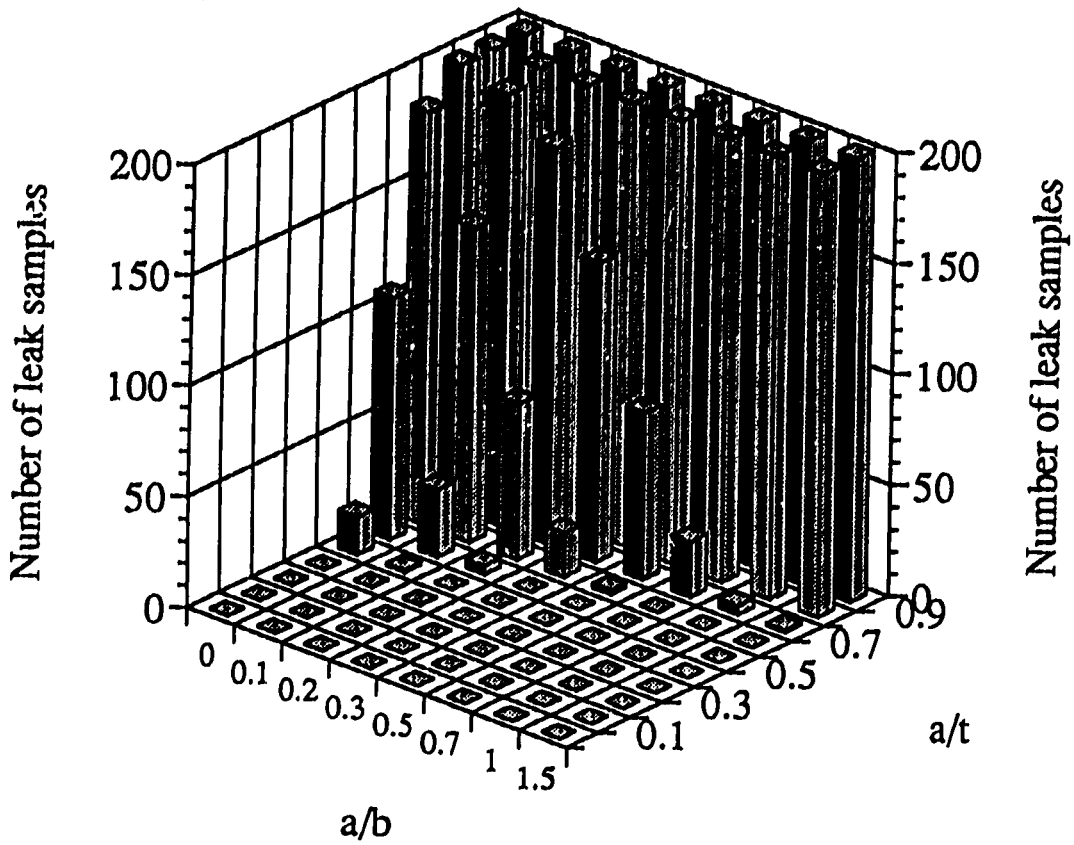


Fig.2.2-3 Leak samples after 30 years (2 1/4 Cr-1Mo)

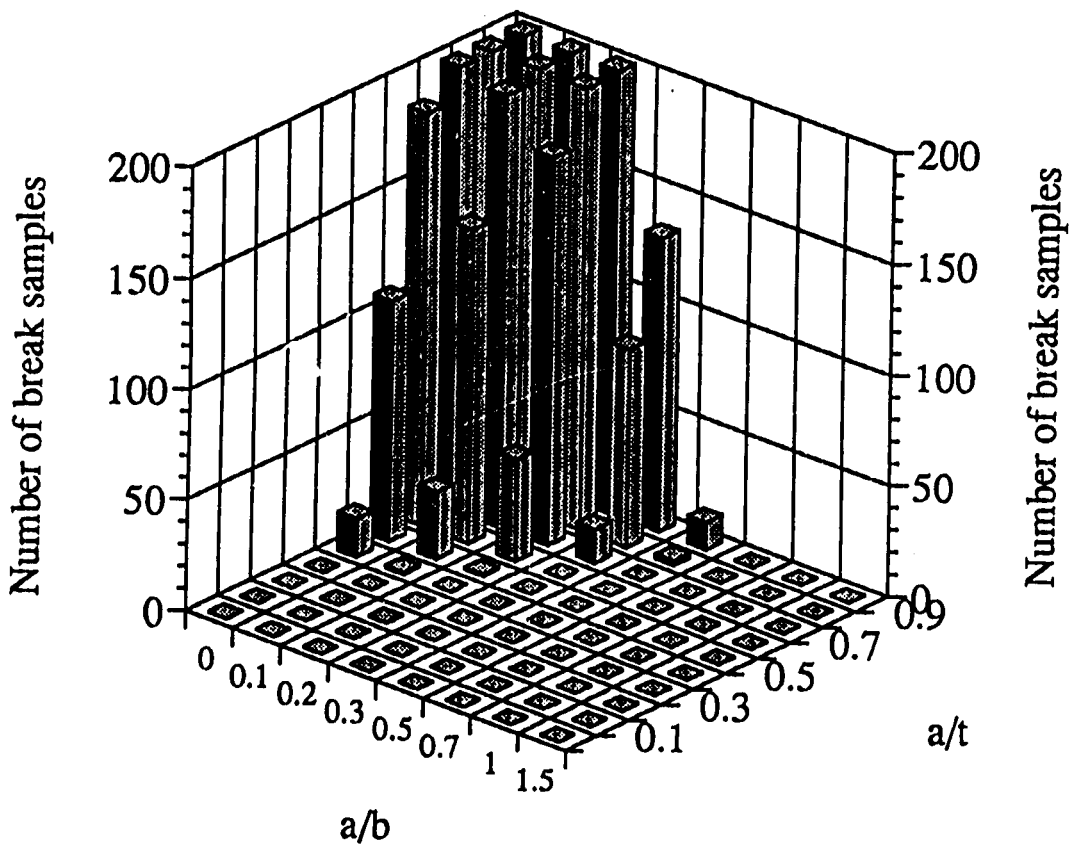


Fig.2.2-4 Break samples after 30 years (2 1/4 Cr-1Mo)

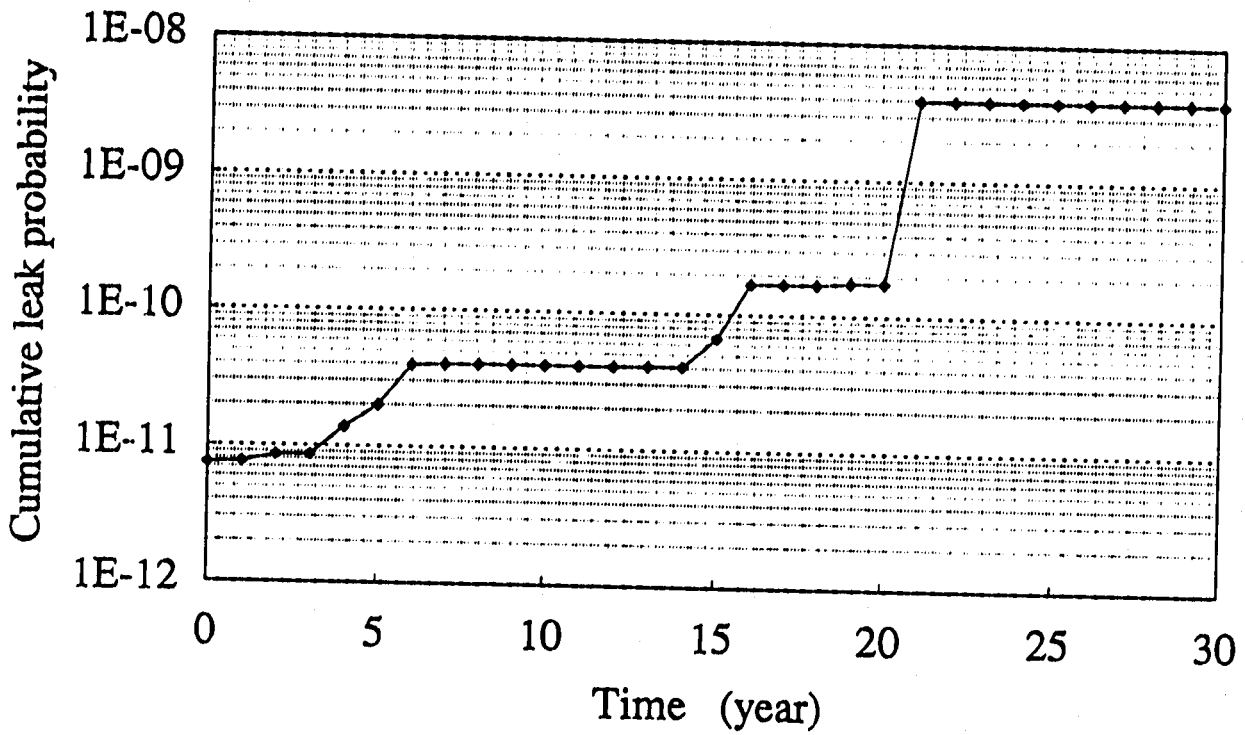


Fig.2.2-5 Cumulative leak probability of SG tube (SUS321)

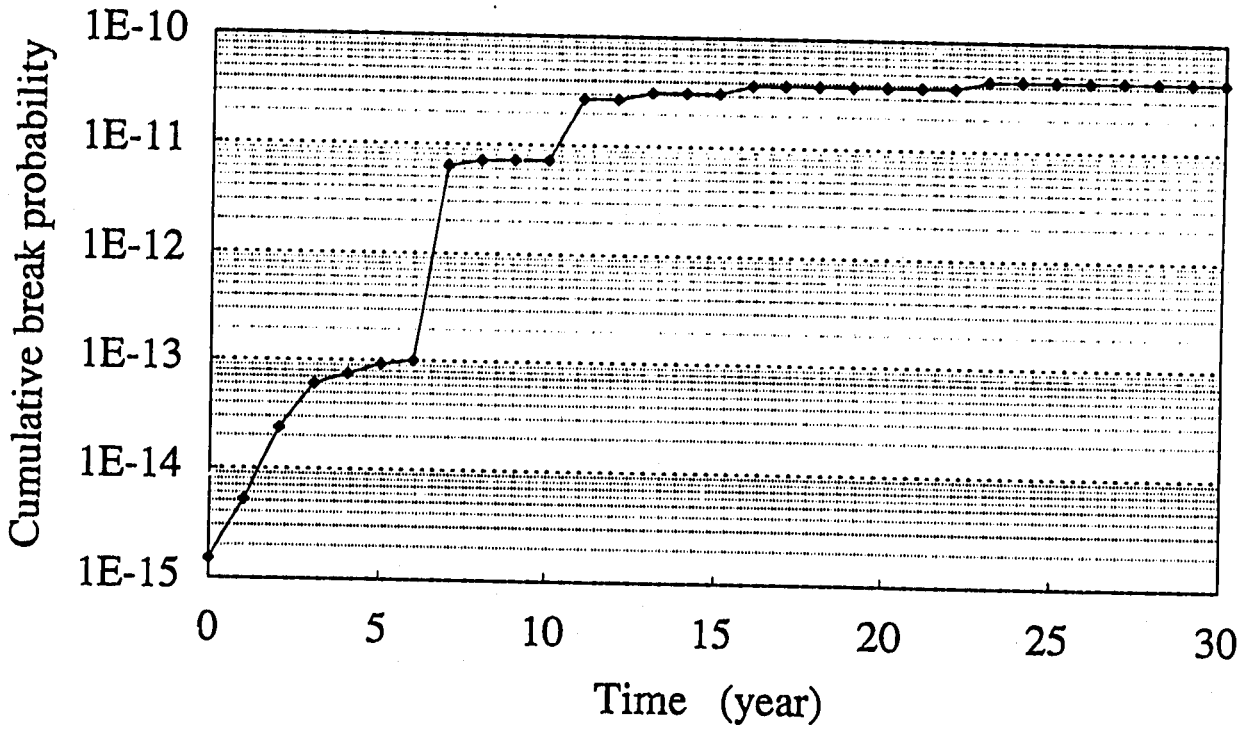


Fig.2.2-6 Cumulative break probability of SG tube (SUS321)

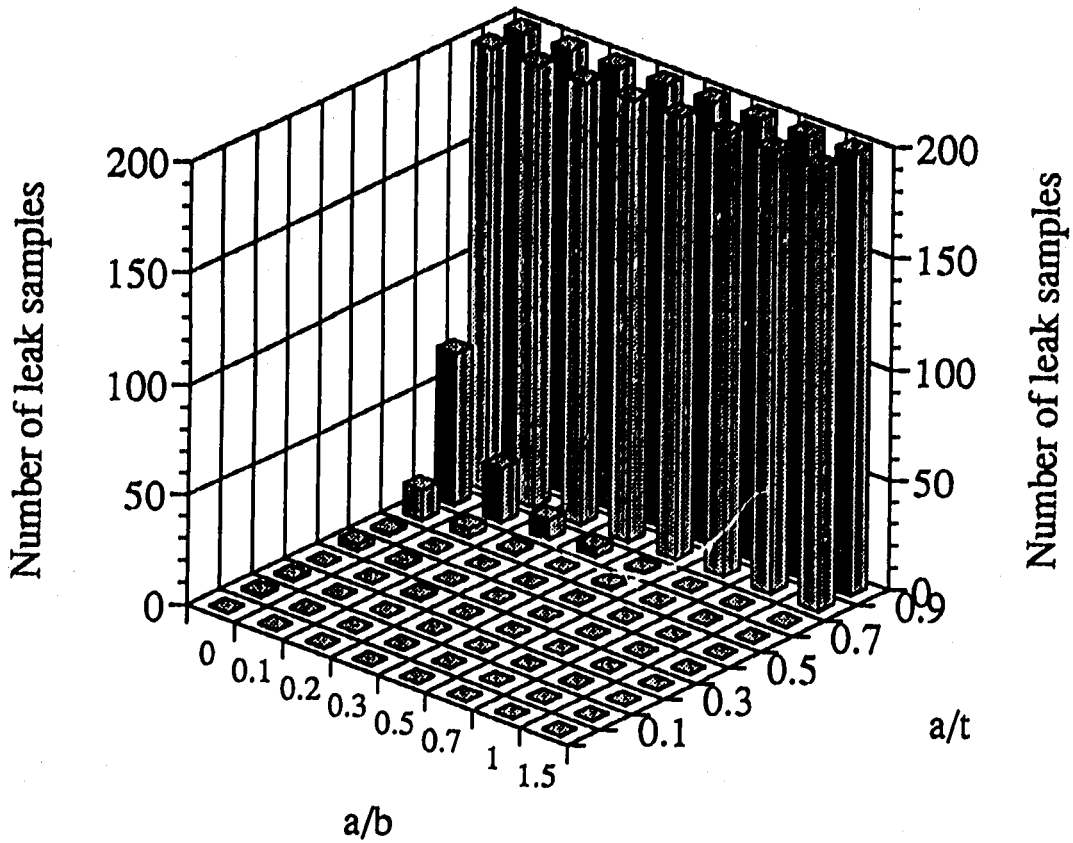


Fig.2.2-7 Leak samples after 30 years (SUS321)

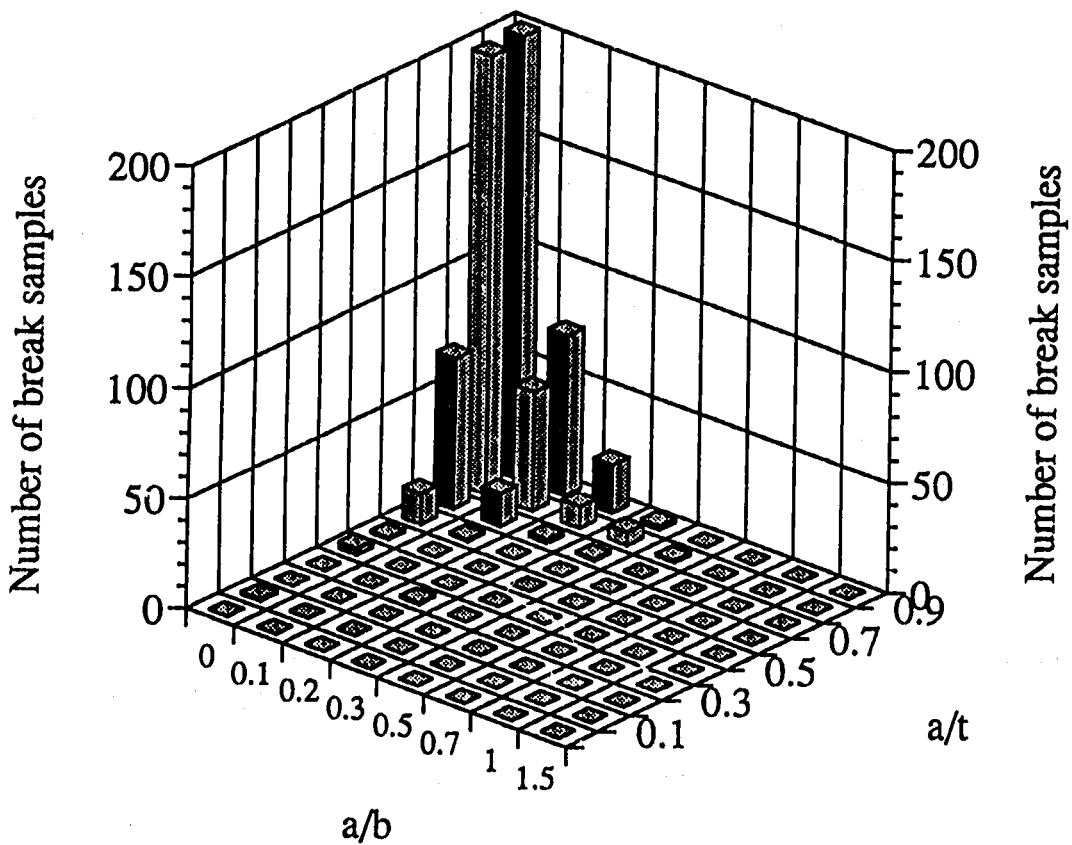


Fig.2.2-8 Break samples after 30 years (SUS321)

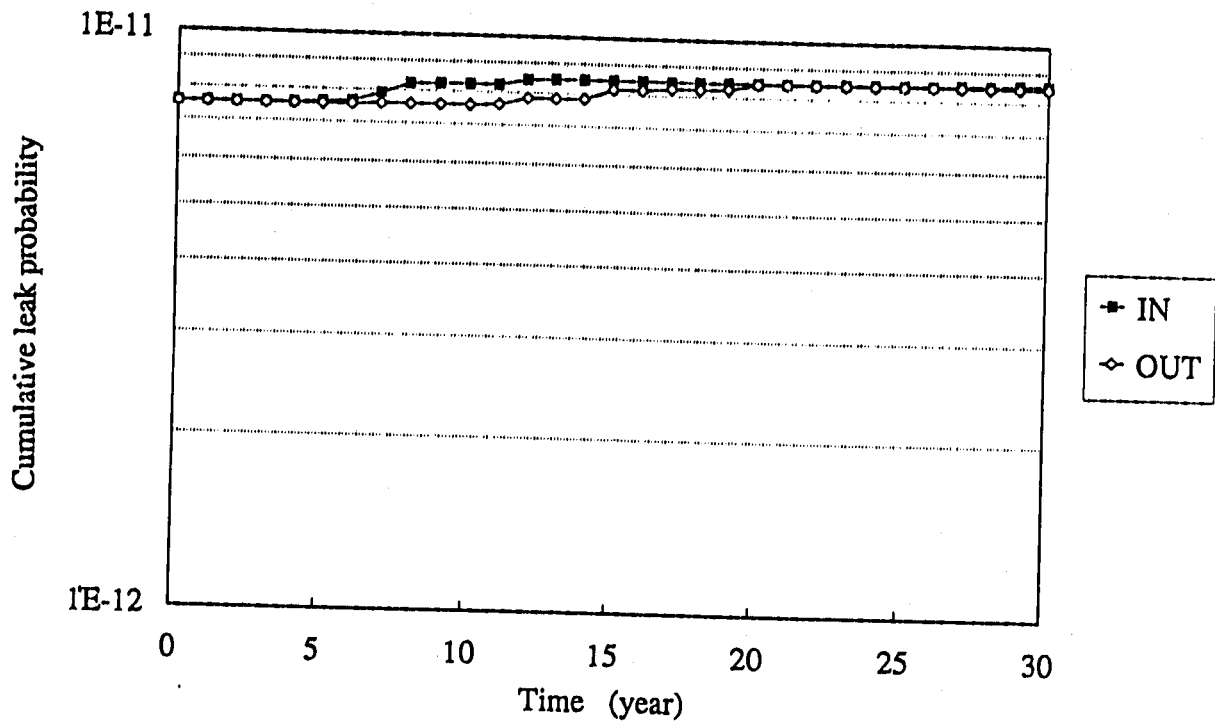


Fig.2.2-9 Cumulative leak probability of double-wall tube

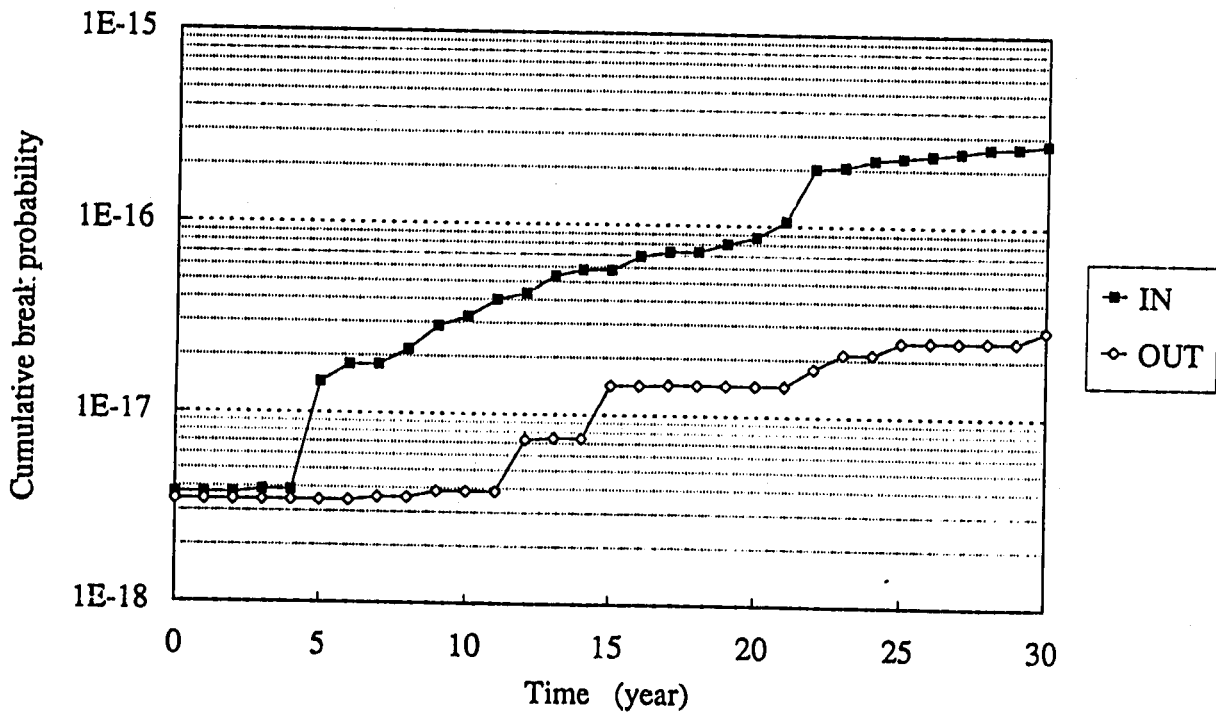


Fig.2.2-10 Cumulative break probability of double-wall tube

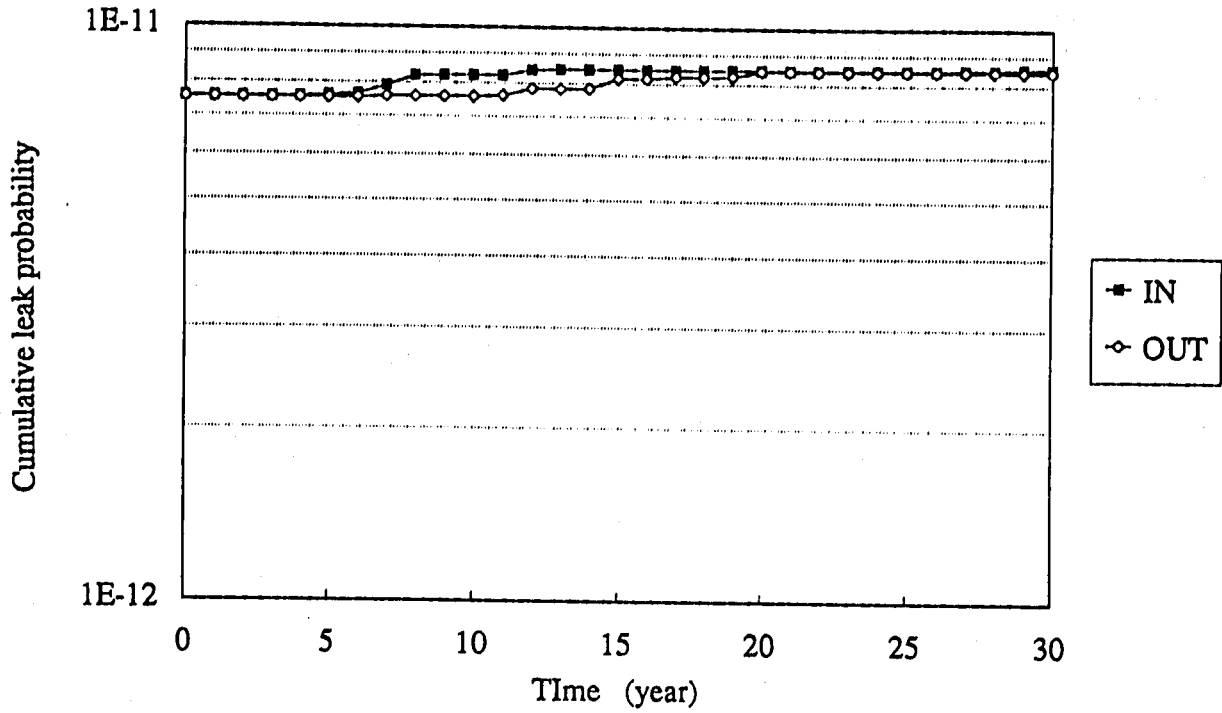


Fig.2.2-11 Cumulative leak probability of double-wall tube (another tube rupture)

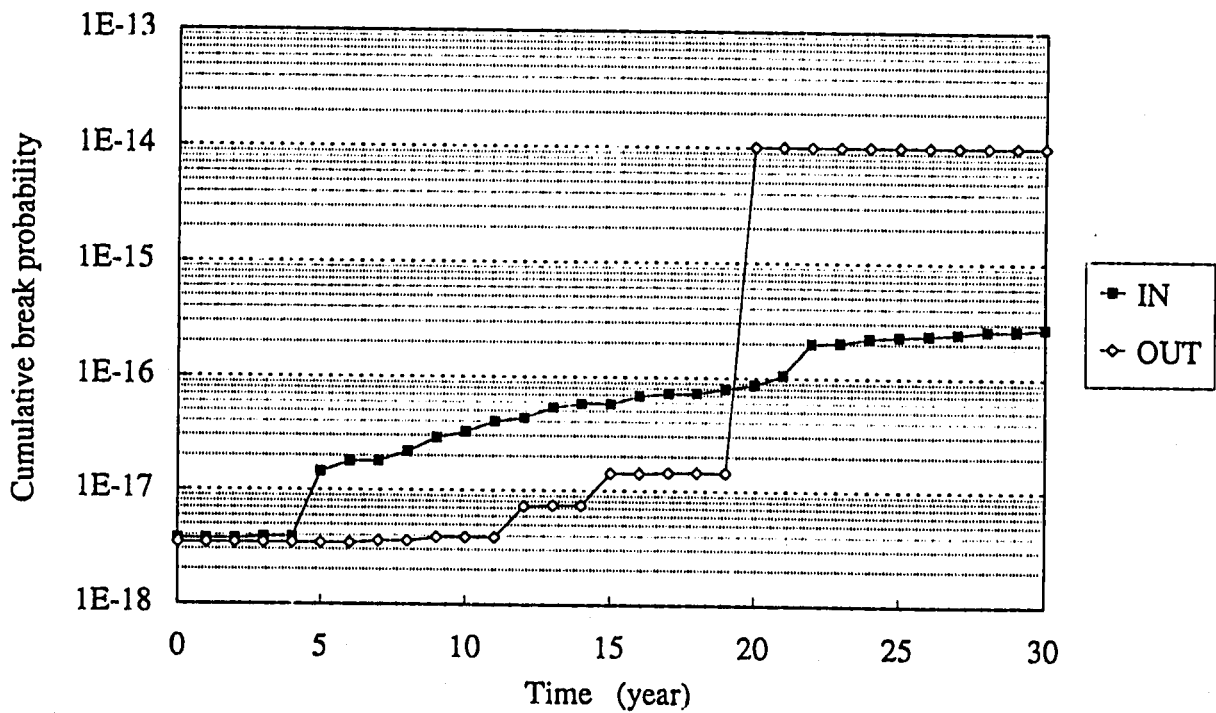


Fig.2.2-12 Cumulative break probability of double-wall tube (another tube rupture)

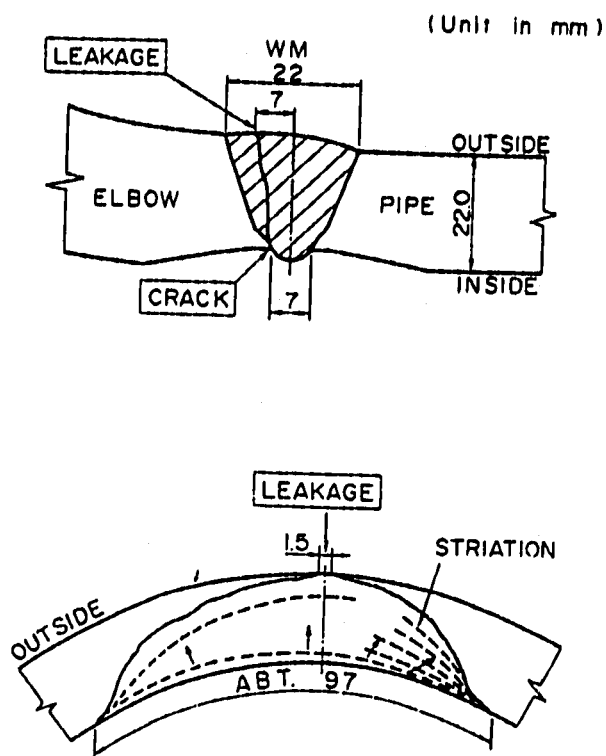


Fig.2.2-13 Illustration of piping

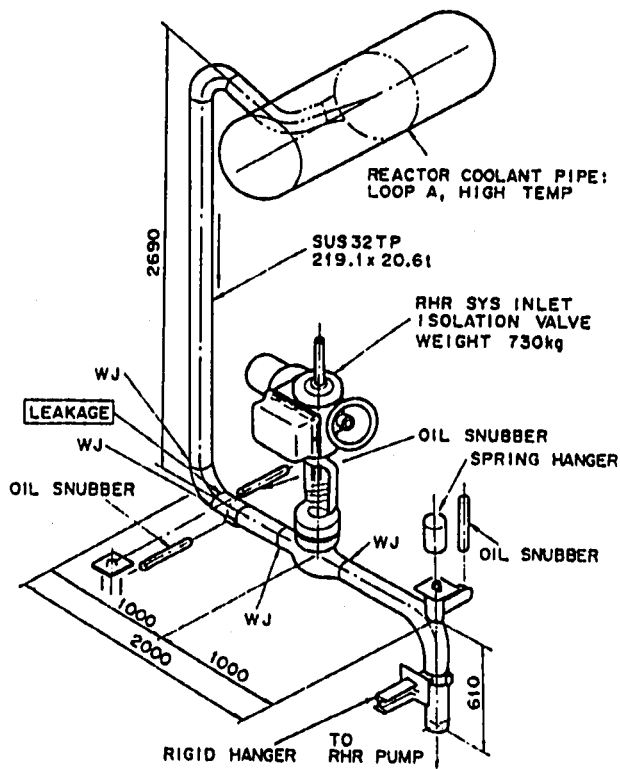


Fig.2.2-14 Illustration of fracture face

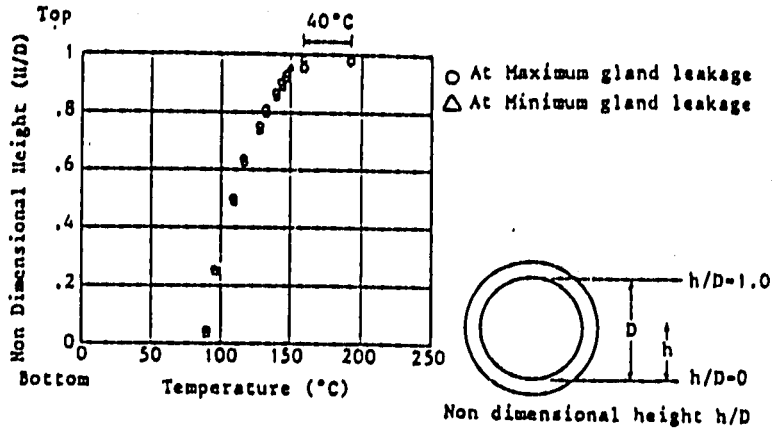


Fig.2.2-15 Fluctuation of water temperature profile

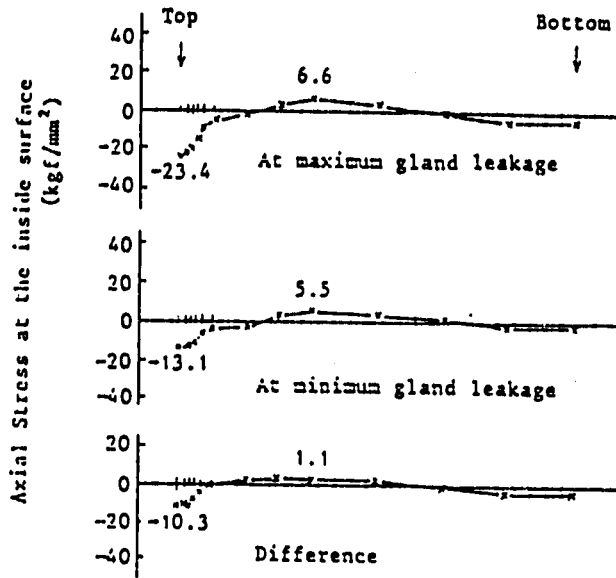


Fig.2.2-16 Stress due to thermal stratification

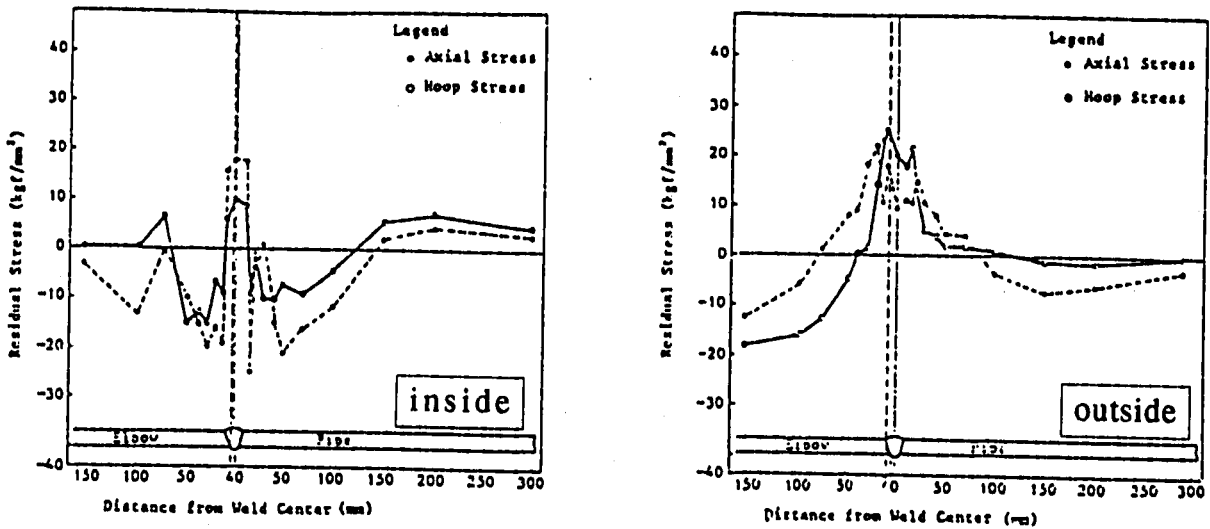


Fig.2.2-17 Distribution of residual stress at the surface

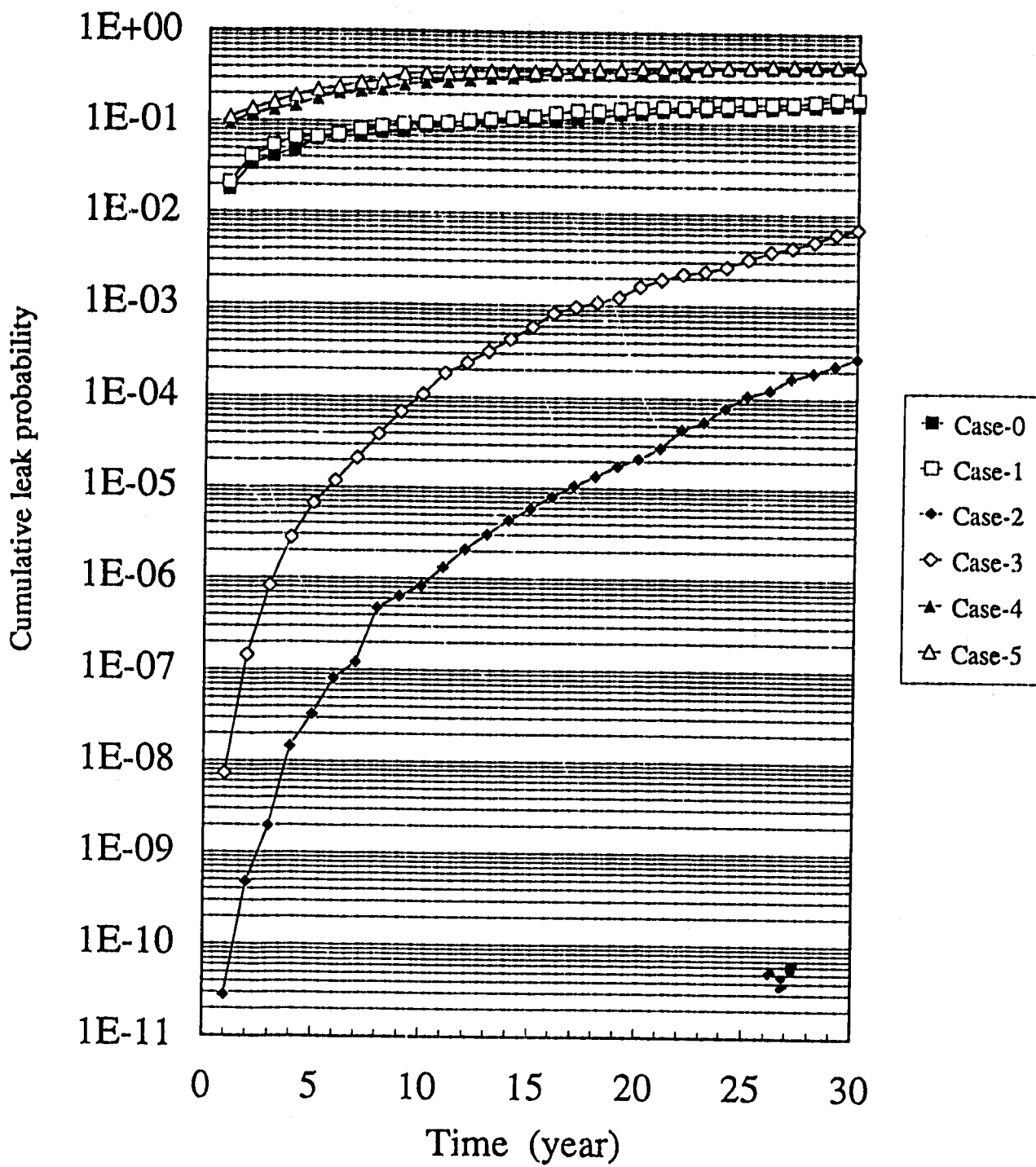


Fig.2.2-18 Leak probability of RHR piping



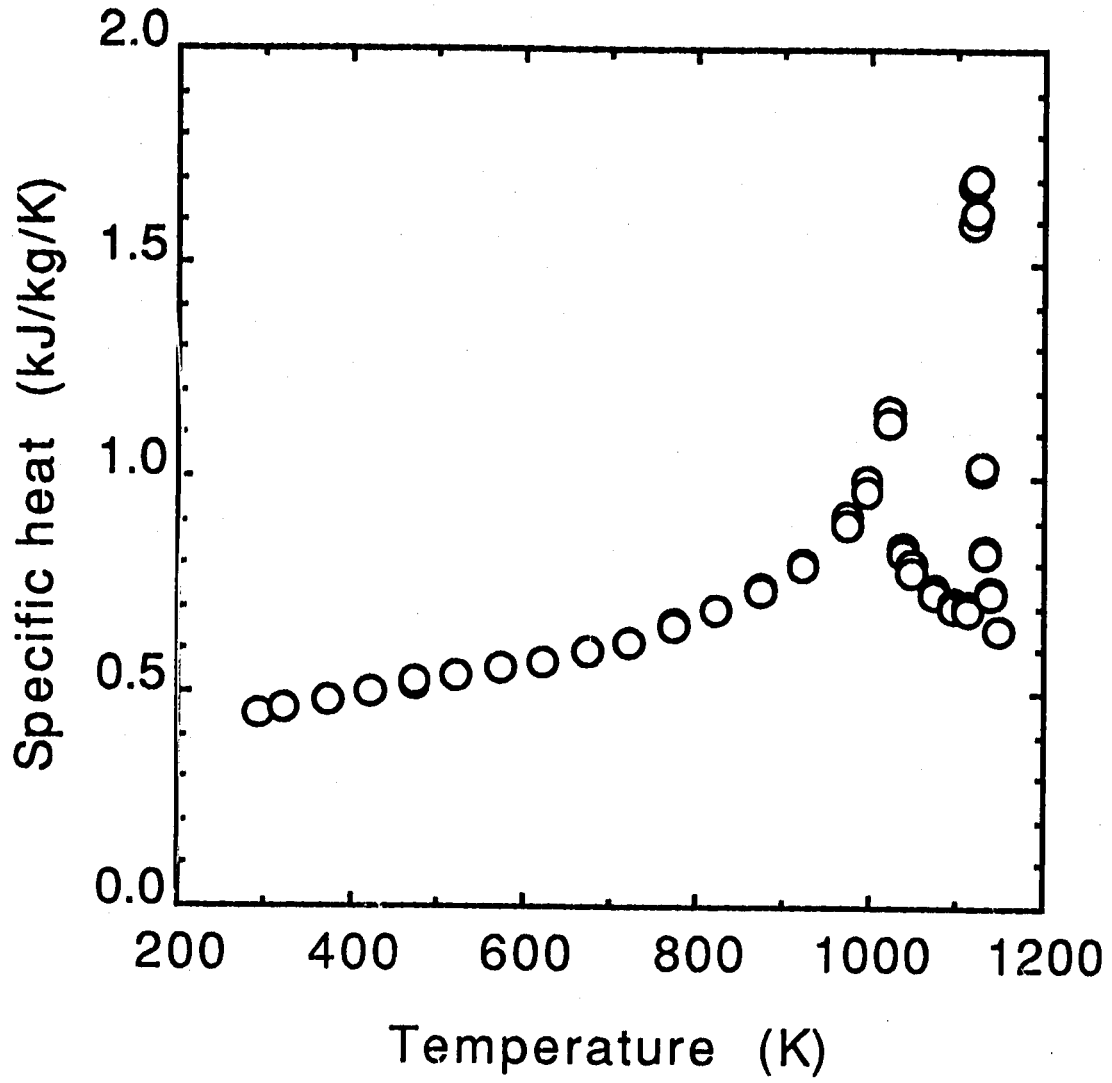


Fig.2.2-19 Specific heat of Mod.9Cr-1Mo steel plate (SR)

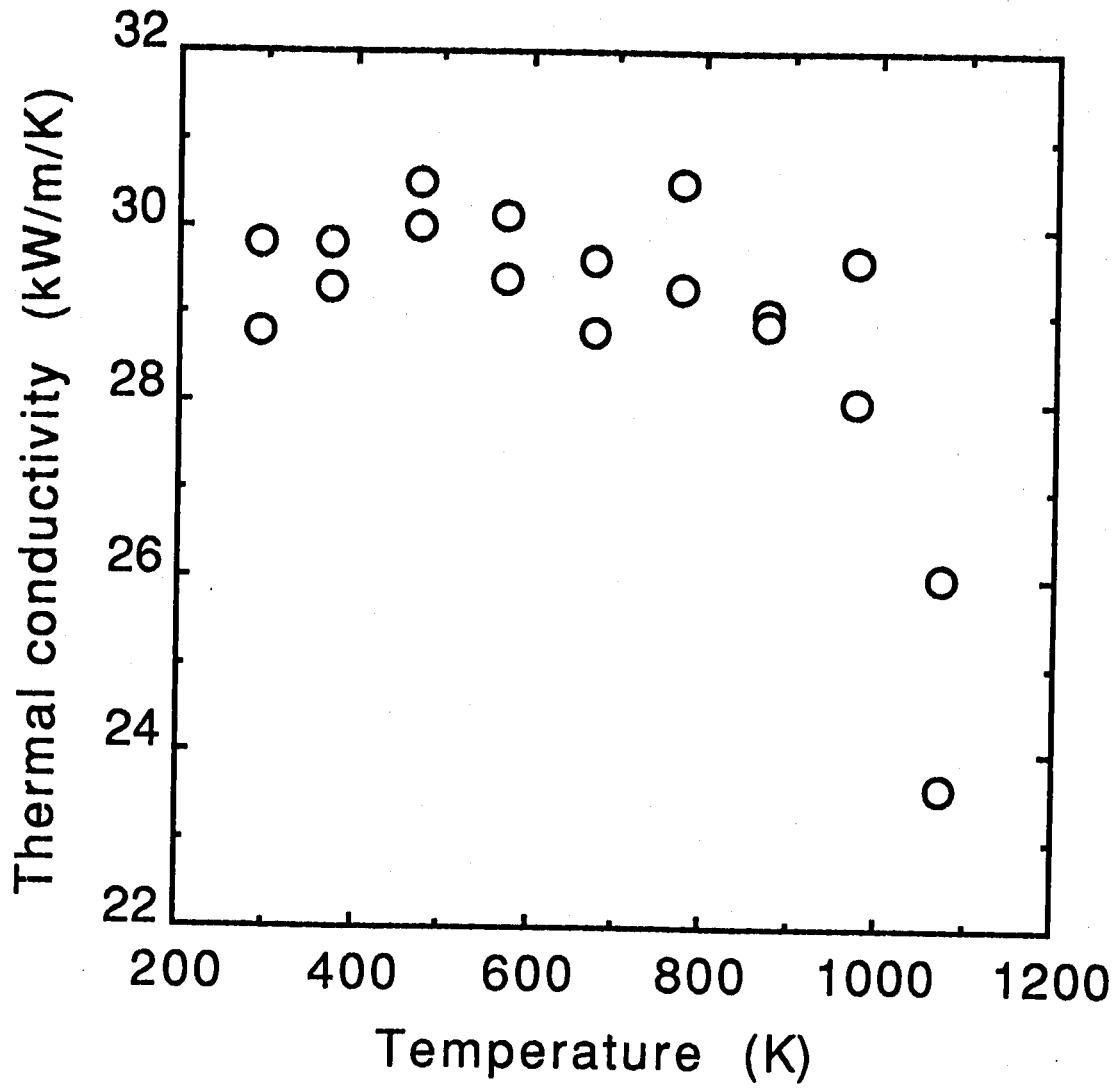
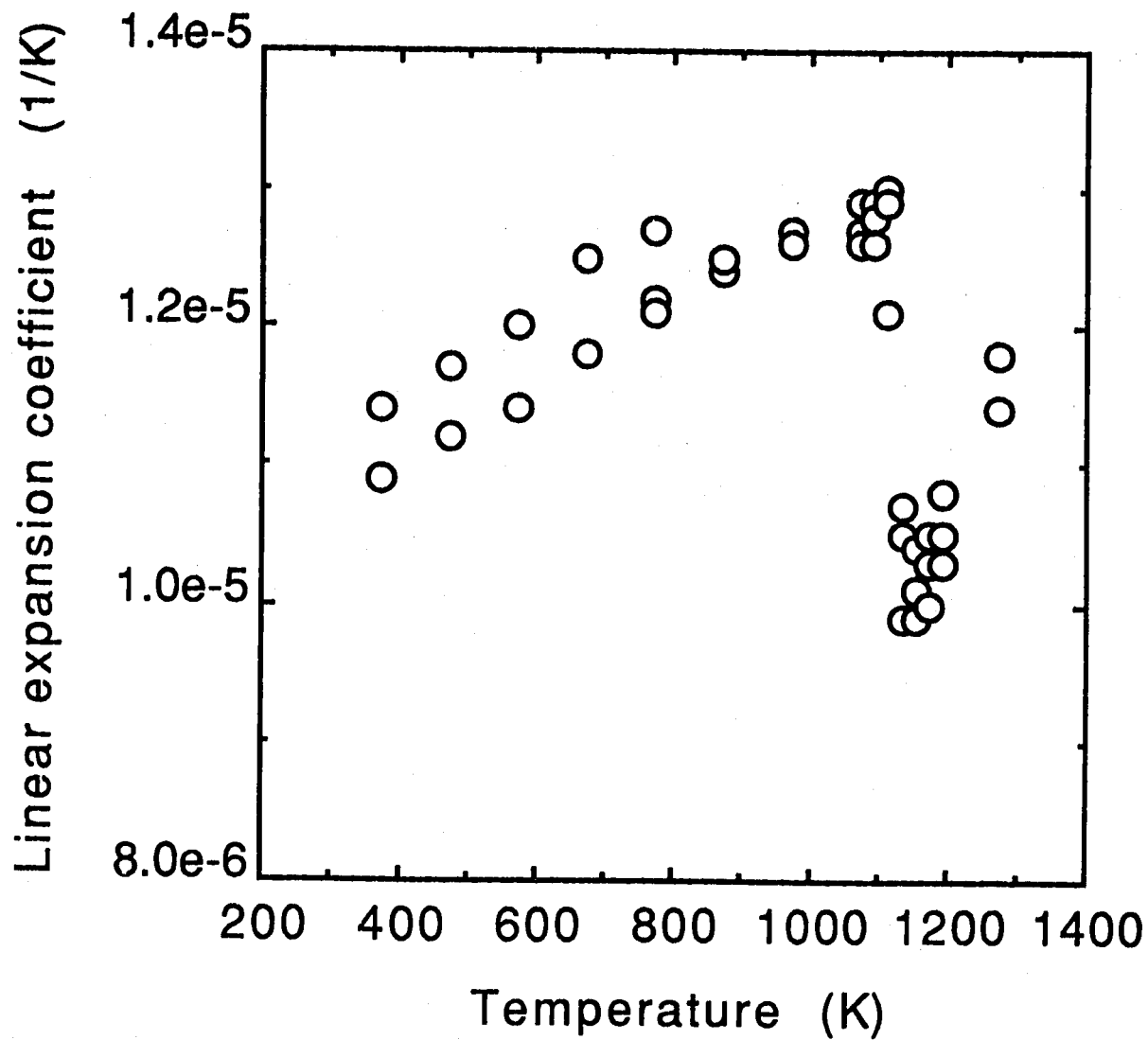


Fig.2.2-20 Thermal conductivity of Mod.9Cr-1Mo steel plate (SR)



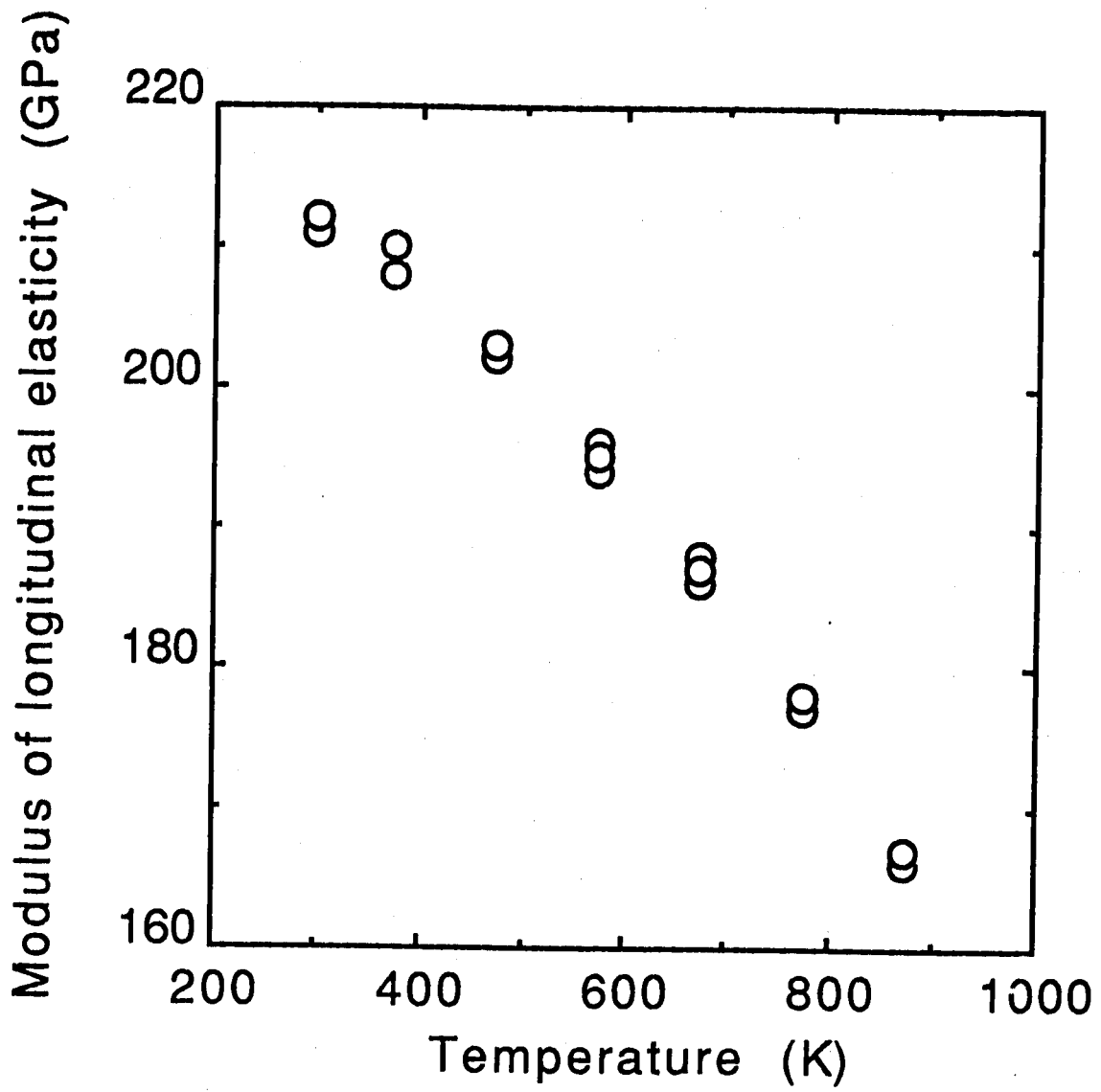


Fig.2.2-22 Modulus of elasticity of Mod.9Cr-1Mo steel plate (SR)

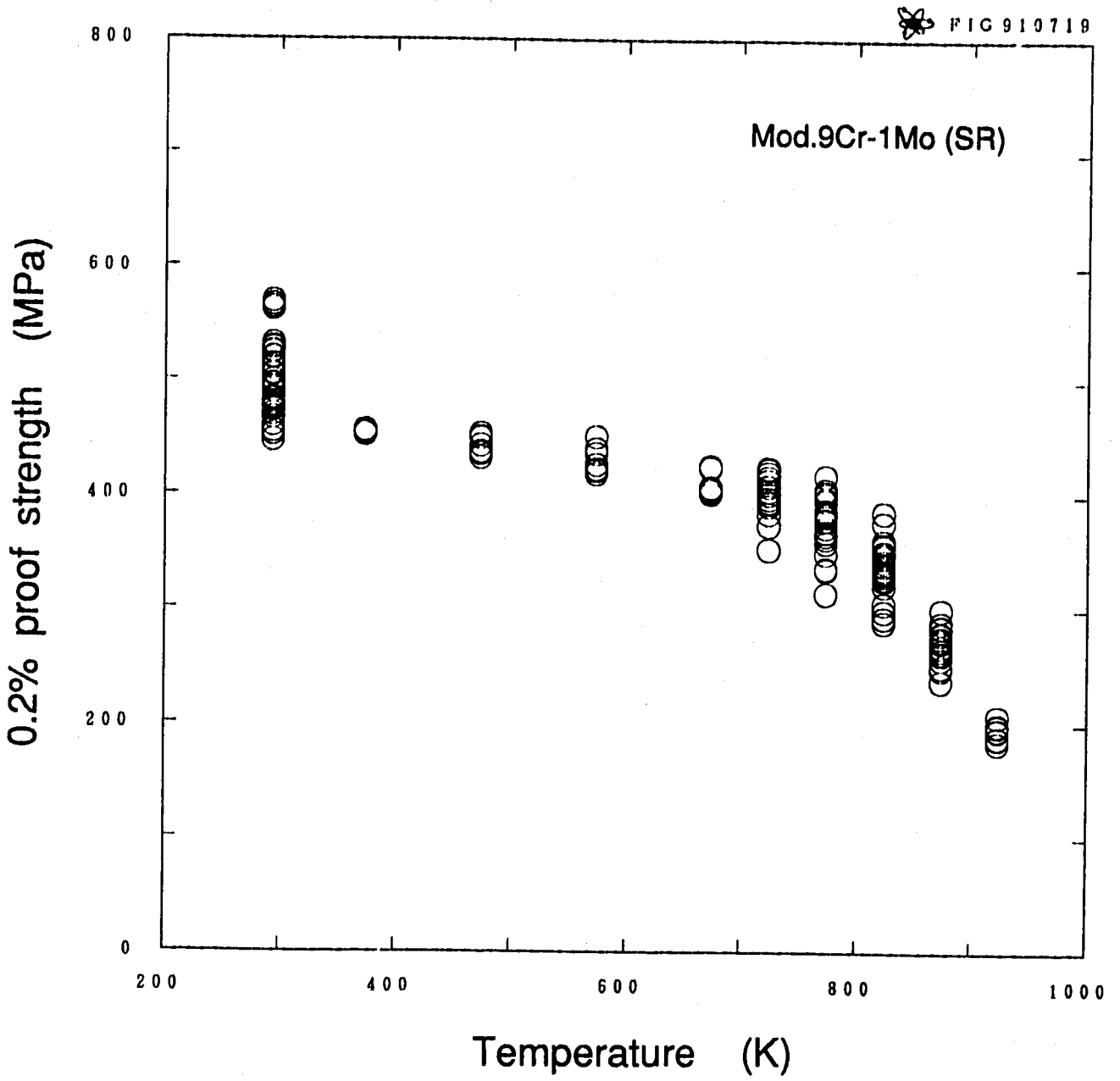


Fig.2.2-23 0.2% proof stress of Mod.9Cr-1Mo steel plate (SR)

FIG 910719

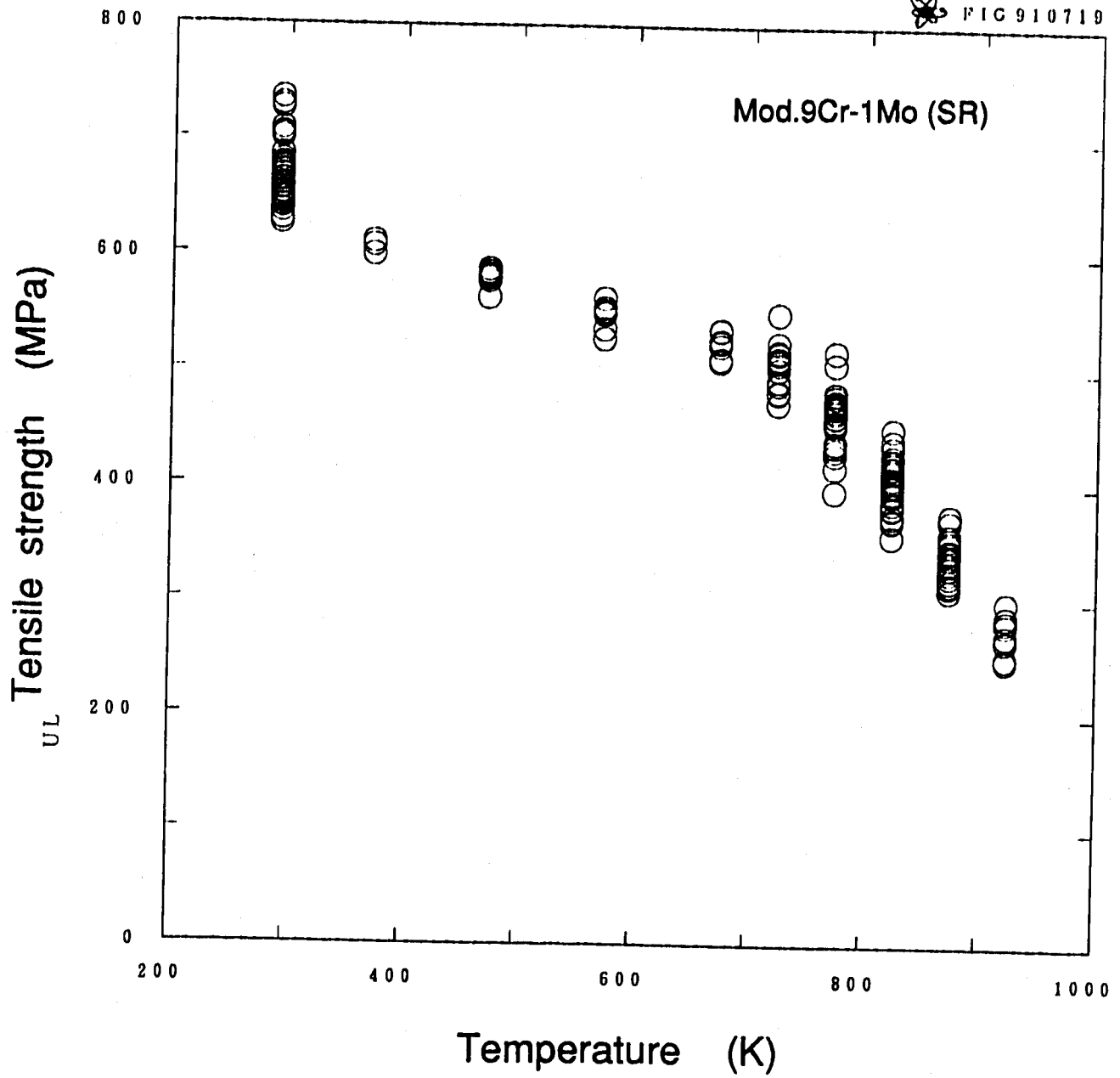


Fig.2.2-24 Ultimate tensile strength of Mod.9Cr-1Mo steel plate (SR)

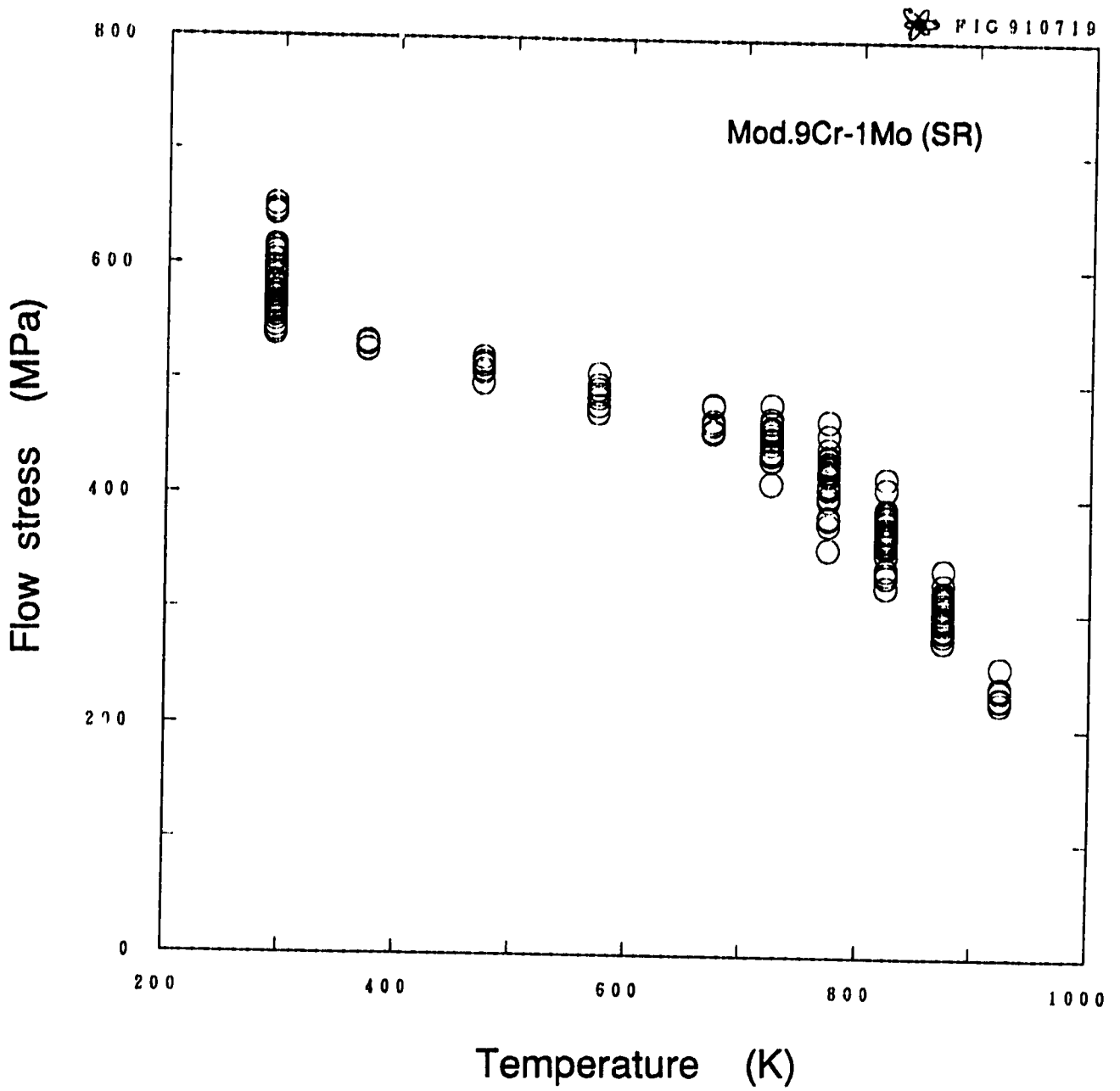


Fig.2.2-25 Flow stress of Mod.9Cr-1Mo steel plate (SR)

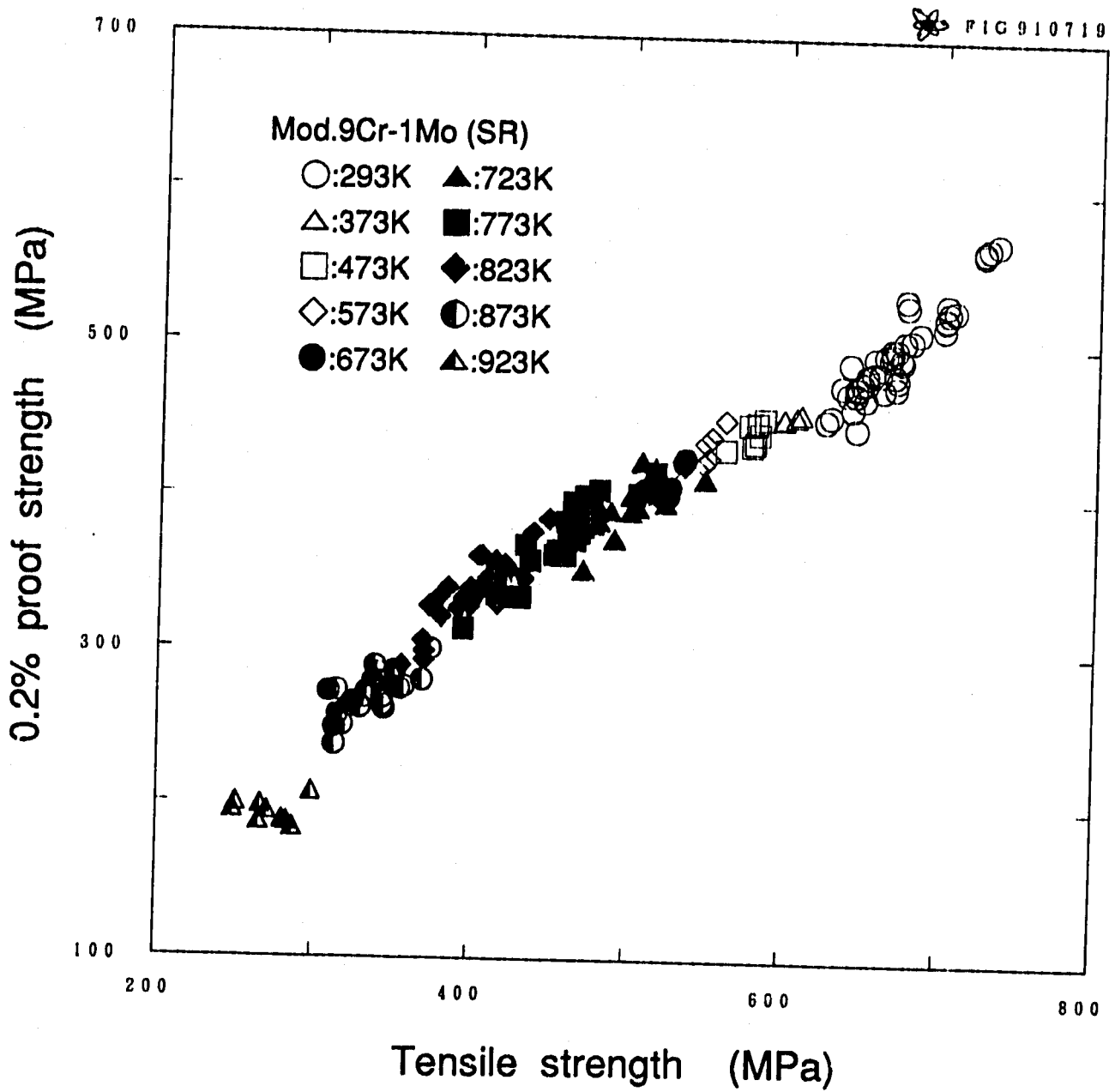


Fig.2.2-26 Relationship between ultimate tensile strength and 0.2% proof stress of Mod.9Cr-1Mo steel plate (SR)



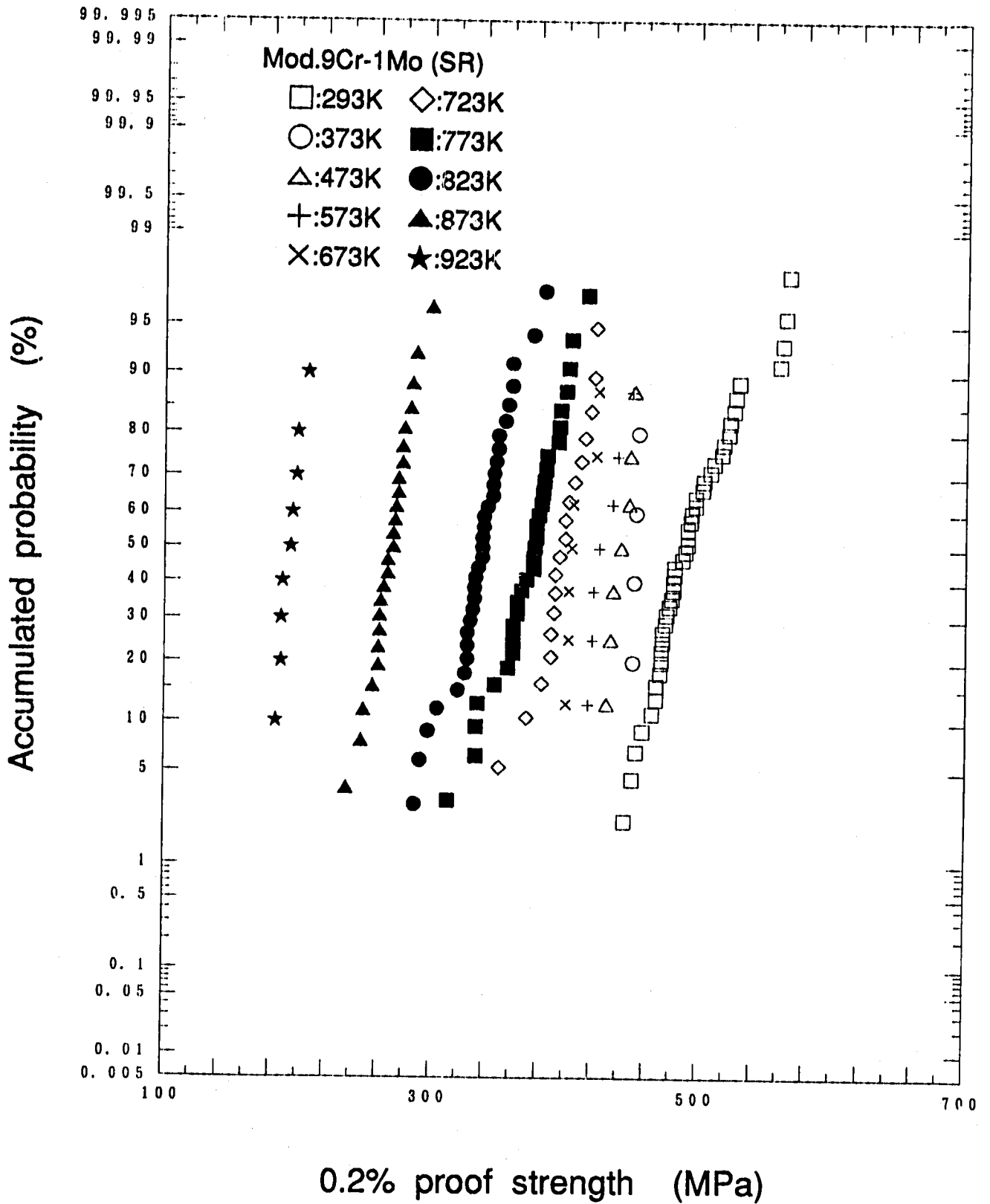


Fig.2.2-27 Distribution of 0.2% proof stress of Mod.9Cr-1Mo steel plate (SR)

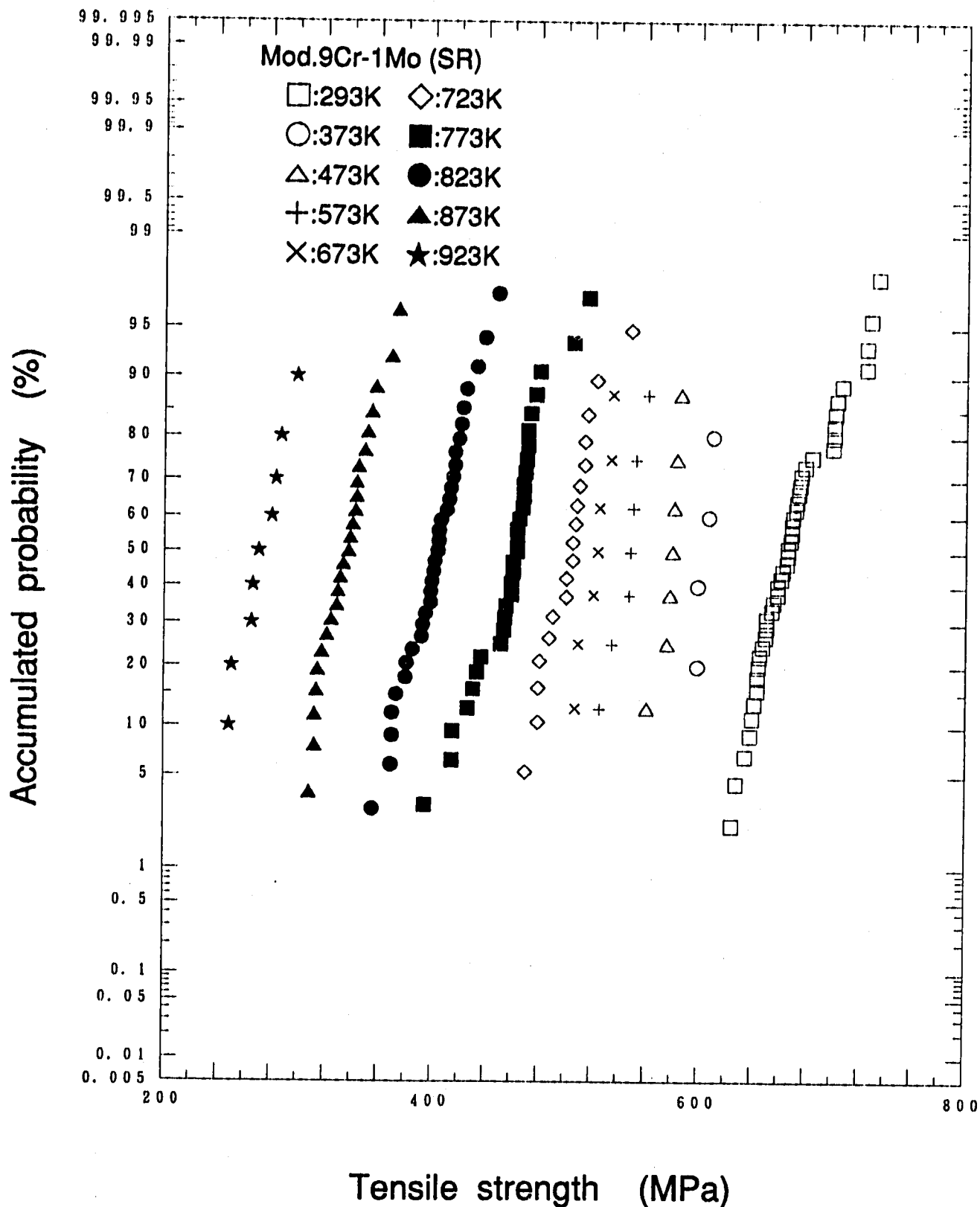


Fig.2.2-28 Distribution of ultimate tensile strength of Mod.9Cr-1Mo steel plate(SR)plate (SR)

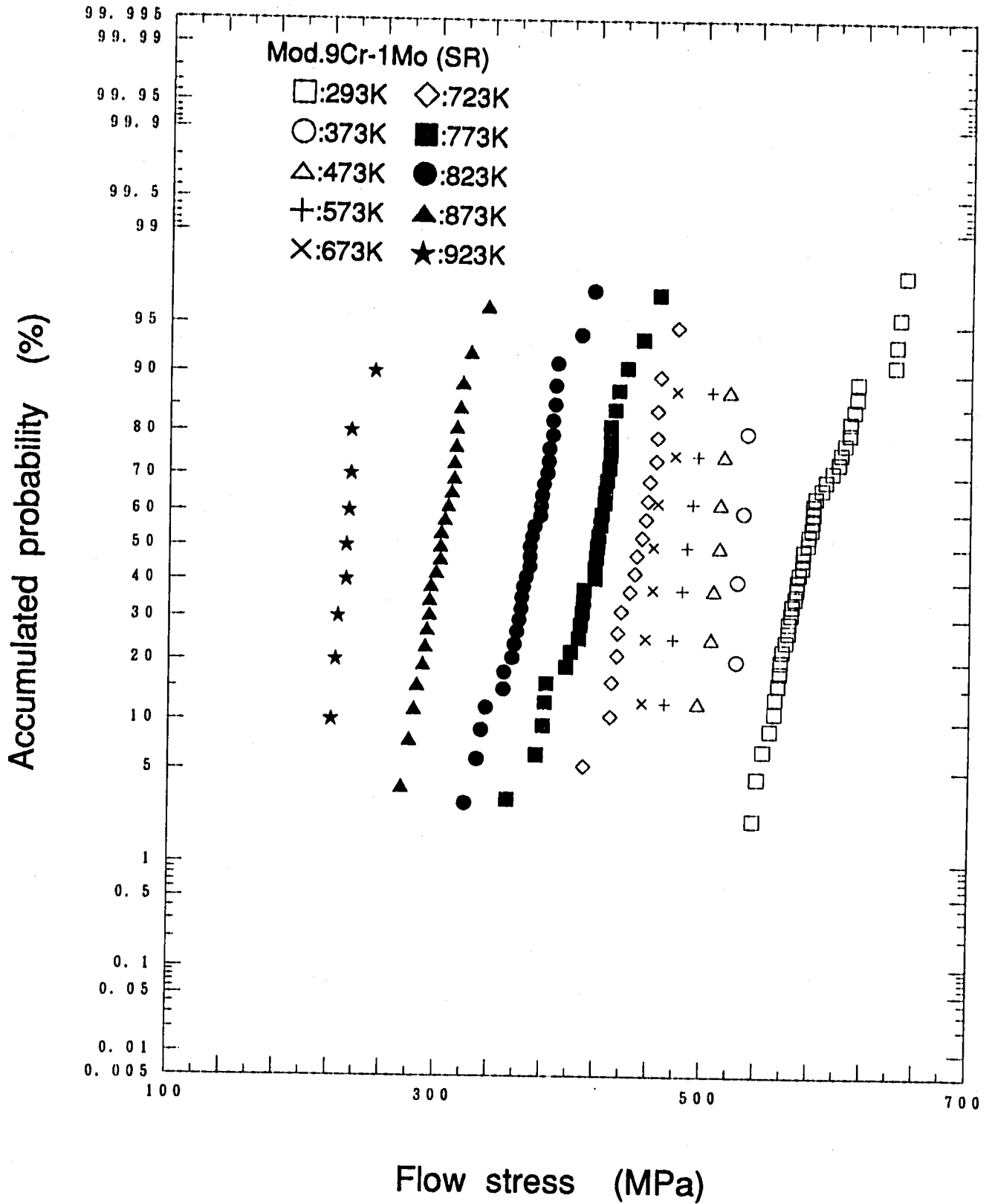


Fig.2.2-29 Distribution of flow stress of Mod.9Cr-1Mo steel plate (SR)

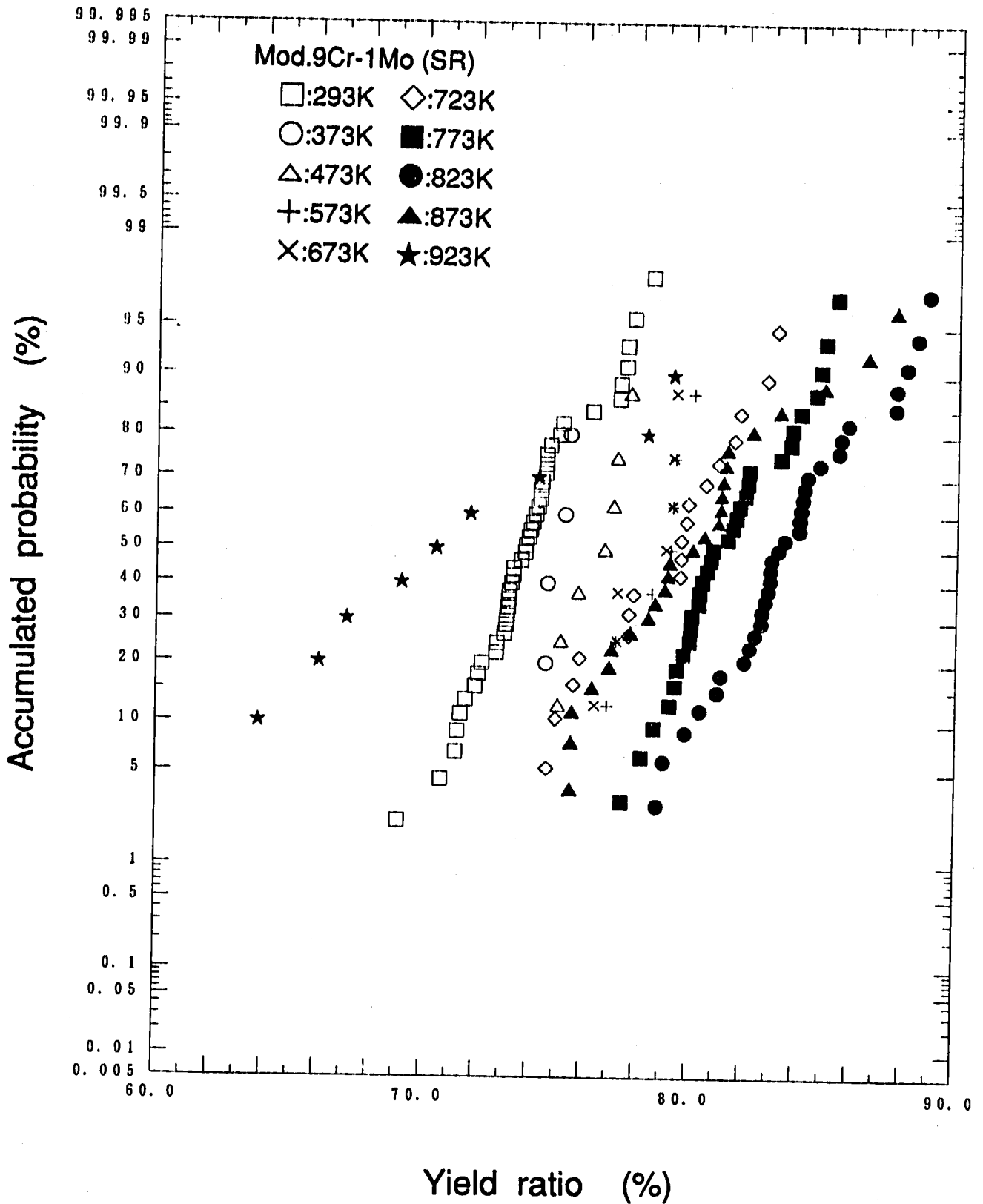


Fig.2.2-30 Distribution of yield ratio of Mod.9Cr-1Mo steel plate (SR)

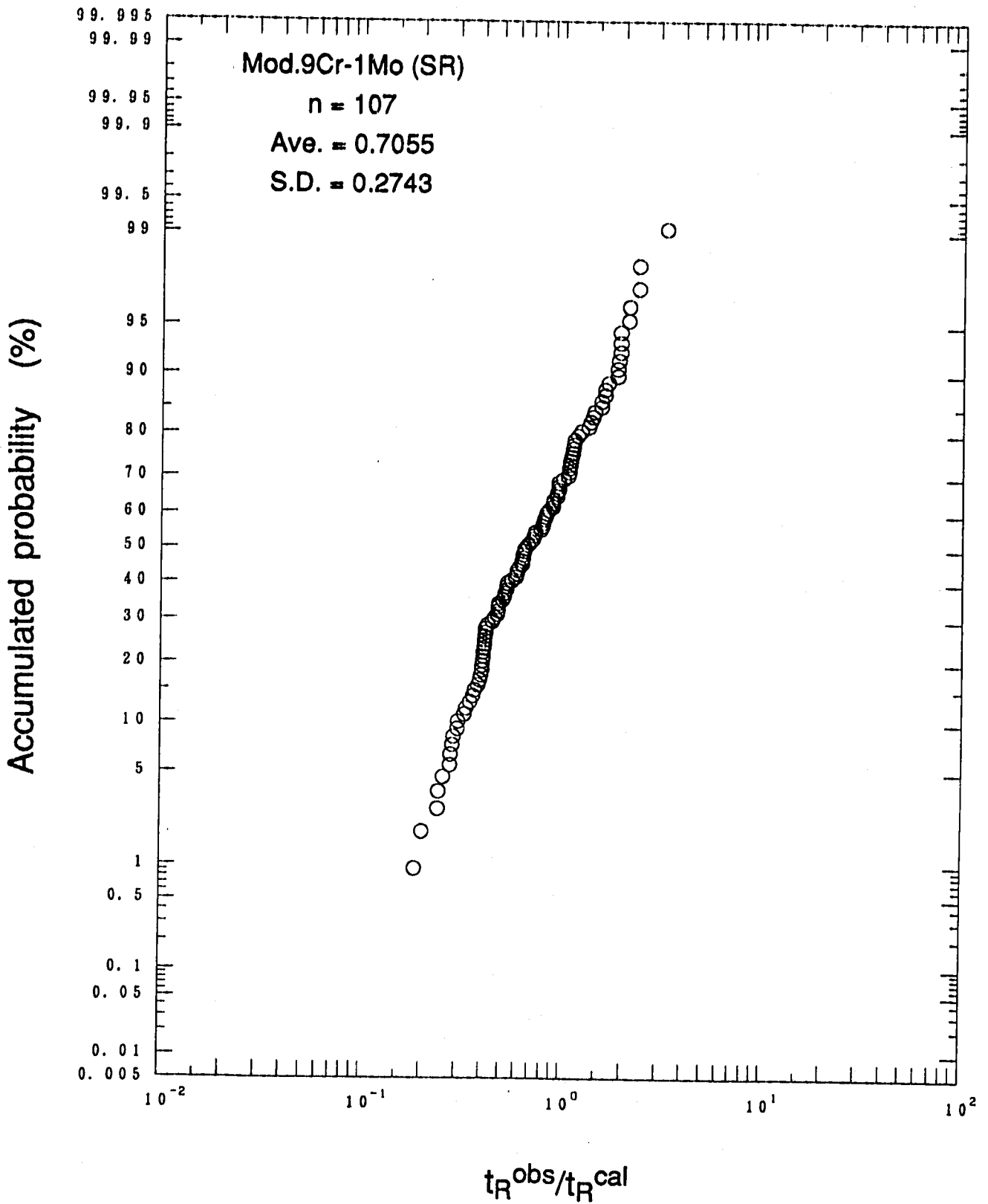


Fig.2.2-31 Distribution of  $t_R^{obs}/t_R^{cal}$  of Mod.9Cr-1Mo steel plate (SR)

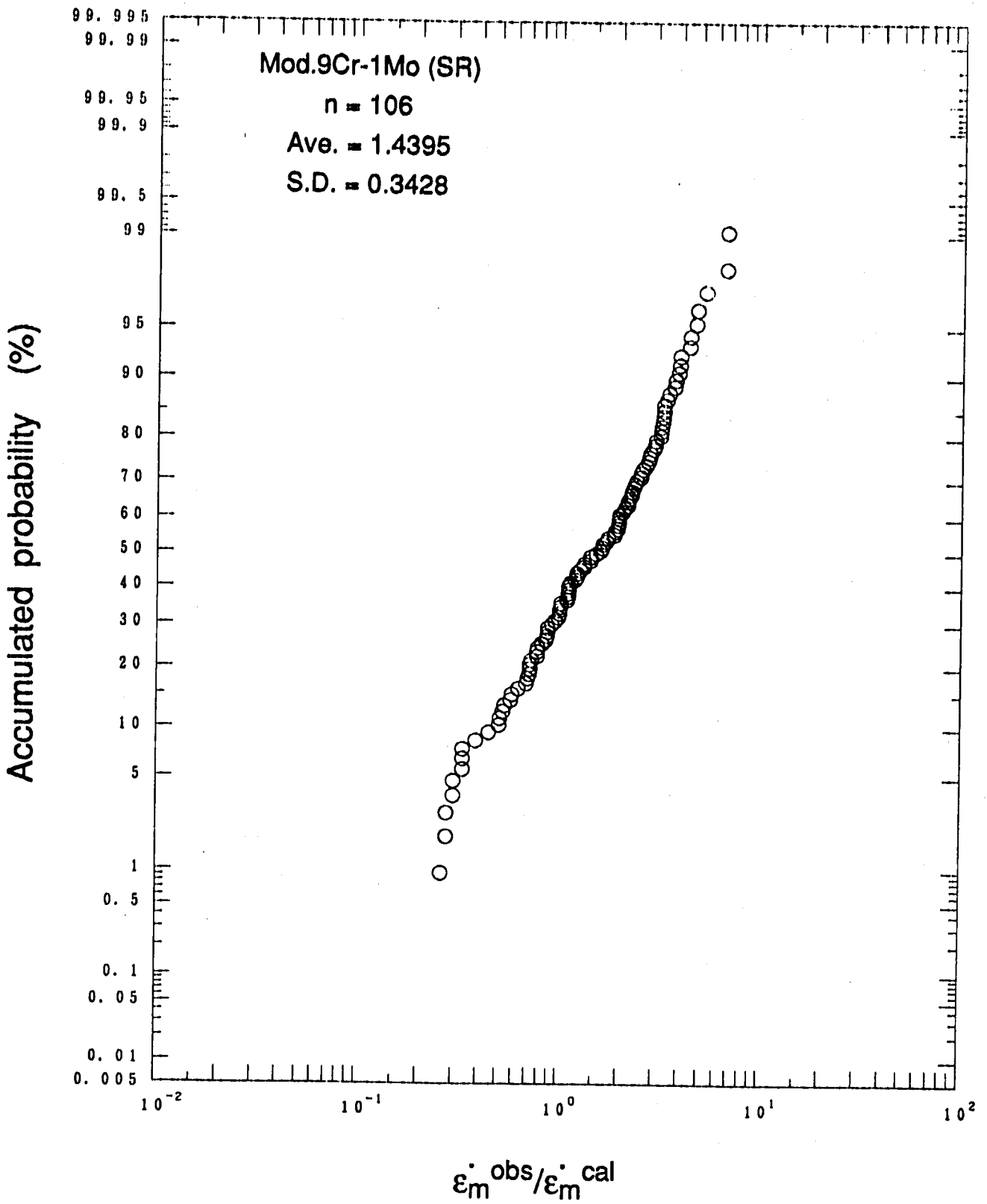


Fig.2.2-32 Distribution of  $\epsilon_m^{obs} / \epsilon_m^{cal}$  of Mod.9Cr-1Mo steel plate (SR)

## 2.3 構造信頼性W/Gの活動経緯

平成2年度、構造信頼性W/Gの活動経緯を6回開催されたW/G会議の議事録の形で紹介する。

### 第5回W/G会議

日時：平成2年6月7日(木) 13:30～17:00

場所：構造室2階会議室

出席者：木曾原(機器室)、香川(材料室)、渡士、古橋、若井(構造室)。

- 議事：(1) 香川から「二重管SG水-Na反応のフォールトツリー解析」に関する検討の途中経過が報告された。信頼性評価および破損確率計算に必要なデータの抽出をした。
- (2) 香川から「Mod.9Cr-1Mo鋼強度特性の確率評価」について報告があった。二重伝熱管の信頼性に対する予備検討としてMod.9Cr-1Mo鋼の引張強さ、クリープ強度、疲労強度、き裂進展特性を暫定的に評価した。
- (3) 木曾原から「統計的破損率類推法データベース」について調査した結果に関する報告があった。破損事例データベースのフォーマットについて検討中であり、また、処理を行うソフトおよびハードの選定も検討中である。

### 第6回W/G会議

日時：平成2年8月22日(水) 13:30～17:00

場所：構造室2階会議室

出席者：木曾原(機器室)、香川、小井(材料室)、渡士、古橋、若井(構造室)。

- 議事：(1) 出向解除となる香川の後任として小井が決まった。
- (2) 木曾原からデータベースソフト「CREDO」調査結果についての報告があった。
- (3) 木曾原からヘリカルコイル型および直管型SGの構造信頼性に関する文献紹介があった。
- (4) 木曾原から「統計的破損率類推法データベース」必要項目の案および検索方法が示され、これに関して議論が交わされた結果、以下のように決められた。
- 1) データベースを2本立て(プラントを特徴づける部分と破損事例の詳細に関する部分)にすること。
  - 2) データベースフォーマットはハードを考慮に入れて作成する必要がある。
  - 3) データベースソフトは予算面を勘案して、できるかぎり市販のものを利用する。
- (5) 来年3月末を納期とする破損事例データベース作成の工程が決められた。
- (6) 木曾原から二重伝熱管の内管・外管の破損要因をそれぞれ単管として捉

え、一方が破損したあと破損が検出される前に他方が破損して貫通に至る確率についての考察例が報告された。

- (7) 香川から種々の材料を包括する「き裂長さとな次元繰返し数の関係図」が示され、これについて説明があった。
- (8) 香川から内管⇄外管き裂伝ばについてFEM解析を実施する場合に必要な内外管密着力(内外管接触面圧)のデータの紹介があった。
- (9) 若井から高速炉用SGのSUS321鋼製伝熱管破損確率計算のための荷重条件等の調査の進捗報告があった。
- (10) 古橋から「確率論的き裂進展解析コード・CANIS-P」の使用方法などについて説明がなされた。
- (11) 渡士からW/G業務に関連のある以下の事項について紹介がなされた。
  - ・スーパーフェニクス純化系バイパス配管破損事故
  - ・プロフィット第3分科会の近況
  - ・LBB研究の進捗状況
  - ・BCT試験装置関連業務進捗
  - ・平成元年度W/G報告書

#### 第7回W/G会議

日時：平成2年10月3日(水) 18:00～21:00

場所：構造室2階会議室

出席者：木曾原(機器室)、小井(材料室)、渡士、古橋、若井(構造室)。

議事：(1) 木曾原から「破損事例データベース」のデータベースフォーマット(手書き)の暫定版が示され、これについて議論が交わされ、以下のように決議された。

- 1) ブランクが多くなってしまっても、情報をもれなく盛り込むという基本方針で進める。
  - 2) 各データの単位はSI単位に統一する。
  - 3) 市販ソフトとの兼ね合いで、場合によっては文書データと図形データを分けることも考える。
- (2) 文献をもとにデータベースフォーマット暫定版に、各自が実際にデータを入力してみる作業を進めることが決められた。
  - (3) データベースソフト選定の参考とするため、種々のソフトの社内での使用状況を調べる事が決められた。
  - (4) ハードウェア選定の参考とするため、マッキントッシュの使用例について安工部・山口担当役に説明を乞うことを決めた。



### 第8回W/G会議

日時：平成3年1月30日(水) 13:40～16:00

場所：構造室2階会議室

出席者：木曾原(機器室)、小井(材料室)、渡士、町田、若井(構造室)。

議事：(1) 今回の会議からW/Gに町田が参加することになった。

(2) 若井から「破損事例データベース」のためのハードとしてマッキントッシュIIci、データベースソフトとしてファイルメーカーIIを選定し、昨年12月20日から3年のリースがスタートしていることが紹介された。

(3) 木曾原から「破損事例データベース」のデータベースフォーマットの検討の進捗報告がなされた。

(4) 統計的破損率類推のための手法の学習を主目的とした勉強会「COSMAS III」を発足させた。

(5) 小井からSUS304鋼き裂進展速度について統計的検討を行った結果について報告があった。これに対して確率論的構造健全性評価をする上で必要となる引張強さ、降伏応力、クリープ強度、破壊靱性値、疲労強度等の材料特性分布を示すよう、要望が出された。

(6) 若井から「高速炉用SGの2¼Cr-1Mo鋼製伝熱管破損確率暫定計算」結果についての報告があった。

(7) 町田から九州電力玄海発電所の冷却材漏洩事故をCANIS-Pを用いて解析した結果について報告があった。

### 第9回W/G会議

日時：平成3年3月6日(水) 13:30～16:30

場所：構造室2階会議室

出席者：木曾原(機器室)、小井(材料室)、渡士、古橋、町田、若井(構造室)。

議事：(1) 木曾原からデータベースフォーマット(マッキントッシュのファイル)を作成した旨の報告があった。

(2) 小井からMod.9Cr-1Mo鋼の諸物性値についてまとめた報告がなされた。これに対し、確率論的構造健全性評価をする上で必要となる引張強さが抜けているとの指摘があり、これを示すよう要望が出された。

(3) 若井から「高速炉用SGのSUS321鋼製伝熱管破損確率暫定計算」結果についての報告があった。

(4) 若井から関西電力美浜2号機の伝熱管破断事故に関する新聞記事収集を行っているとの報告があった。

(5) 町田から確率論的き裂進展解析コード・CANIS-Pを、き裂発生から進展の一連の評価が可能な信頼性評価コードとするための改良案が示された。

### 第10回W/G会議

日時：平成3年5月8日(水) 13:30～17:00

場所：構造室2階会議室

出席者：木曾原(機器室)、渡士、町田、古橋、若井(構造室)。

- 議事：(1) 渡士からPWR蒸気発生器伝熱管破損事故の例と、各国におけるそれらへの対策・規制の状況について紹介があった。
- (2) 木曾原からデータベースフォーマットの検討の進捗報告があった。
- (3) 破損事例の収集と、それらのデータベースへの入力工程が確認された。
- (4) 木曾原から二重伝熱管破損のフォールトツリー解析を行った研究例の紹介がなされた。
- (5) 木曾原から原電共研をベースに検討を行った結果に基づいて、二重管型SGリーク検出システムに要求される能力についての報告があった。
- (6) 若井から「高速炉用SGのSUS321鋼製伝熱管破損確率暫定計算」を再び実施した結果について報告があった。
- (7) 若井からSG伝熱管に対して確率論的き裂進展計算を行う場合の問題点が紹介された。
- (8) 若井から2次系削除型プラント二重管型SG伝熱管破損確率の暫定評価結果が示された。
- (9) これまで渡士が行ってきた構造信頼性W/G関連の業務は、今後、町田に移管されることが決まった。
- (10) OECD/NEAのIRS(事故故障情報システム)へのアクセス法について調べたところ、東京のOECD広報センターの資料室で閲覧するのがよいとわかった。

### 第11回W/G会議

日時：平成3年6月12日(水) 13:30～17:00

場所：構造室2階会議室

出席者：木曾原(機器室)、小井(材料室)、町田、若井(構造室)。

- 議事：(1) 木曾原から破損事例データベース入力用の文献の収集状況について説明があった。
- (2) 木曾原からデータベースフォーマットを各自が修正するに当たっての注意が与えられ、修正があった場合の手続きについての説明があった。
- (3) 木曾原からファイルメーカーIIの1つのデータに対して2つ以上のフォーマットを持つことができる機能を用いた表形式フォーマットと簡易フォーマットが与えられた。
- (4) 小井からMod.9Cr-1Mo鋼の引張強さ、クリープ強度の分布についての報告がなされた。
- (5) 小井からMod.9Cr-1Mo鋼の破壊靱性試験の進捗について報告がなされた。

- (6) 若井から2次系削除型プラント蒸気発生器管破損確率暫定計算の再検討を実施した結果について報告がなされた。
- (7) 町田から二重管SGにおけるナトリウム-水反応を頂上事象とするフォールトツリーの暫定版が示され、フォールトツリー作成上の問題点が指摘された。
- (8) 町田から平成2年度W/G進捗報告書の要旨の原案が紹介された。また、進捗報告書原稿のフォーマットについての指示が与えられた。
- (9) OECD/NEAのIRS閲覧については、木曾原が出張することになった。

### 3. あとがき

二重管SG構造健全性ワーキンググループの平成2年度の活動を通じ、以下の成果が得られた。

- (1) ナトリウム加熱型SG破損データベースフォーマットを作成し、一部データの入力を開始した。
- (2) 確率論的破壊力学解析コードを用いた破損確率解析を実施した。
- (3) 確率論的破壊力学解析に必要な材料定数の整理を実施した。

尚、今後もこれまでの研究成果に基づき、二重管SGの統計的破損率類推法の確立および確率論的構造健全性評価法の確立を目的とした検討を継続する予定であり、来年度は以下の検討を実施予定である。

- (1) 確率論的構造健全性評価法全体枠組の検討
- (2) 既存設計評価法(SG含む)の信頼性評価
- (3) ナトリウム加熱型SG破損データベースへのデータ入力およびデータベースフォーマットの改良
- (4) 機器破損事例および破損データの収集
- (5) 機器破損データを用いた二重管SGの統計的破損率計算
- (6) 確率論的破壊力学解析コードを用いた二重管SG伝熱管の破損率計算
- (7) ナトリウム-水反応発生を頂上事象とするフォールトツリーの作成およびこれを用いたナトリウム-水反応発生確率計算
- (8) 材料データの整理

#### 4. 参考文献

- 1) 大型高速炉の設計主要目に関する研究(IV)－確率論的破壊力学解析コードCANIS-Pー、古橋、渡士：PNC PN9410 91-035.
- 2) 原子炉構造材料の経年変化に関する基礎研究(II)成果報告書、(社)日本溶接協会 原子力研究委員会 LE小委員会：JWES-AE-9003.
- 3) 高速炉用構造材料の高温き裂進展特性、小井ほか：PNC SN9410 90-105.
- 4) 汎用非線形構造解析システム FINAS VERSION 11.0 使用説明書：PNC N9520 89-019.
- 5) 原子炉構造材料の経年変化に関する基礎研究(I)成果報告書、(社)日本溶接協会 原子力研究委員会 LE小委員会：JWES-AE-8901.
- 6) SUS304、SUS321および2¼Cr-1Mo鋼の高温および超高温引張試験、土田ほか：PNC SN941 85-128.
- 7) FBRプラント設計研究 実用化炉に関する設計研究に伴う設備設計役務－2次系削除プラントー：PNC SJ 2214 89-003(2).
- 8) HIGH CYCLE FATIGUE FAILURE OF PIPING DUE TO UNEXPECTED THERMAL STRATIFICATION, The 5th German-Japanese Joint Seminar on Structural Strength and NDE Problems in Nuclear Engineering, Munich, Federal Republic of Germany, October 11-12, 1990. : Kiyohiko Matsushita.
- 9) 解説 高速原型炉高温構造設計方針 材料強度基準等、PNC SN 241 85-08.
- 10) 高速原型炉高温構造設計方針 材料強度基準等、PNC N241 85-08(2).
- 11) FBR構造材料の物性値測定、木村ら：PNC SN9410 90-094.
- 12) 繰返し軟化材に関するクリープ疲労評価法、川崎ら：ZN9410 91-038.

## 5. 添付資料

### 5.1 SG破損データベース参考文献一覧

- 1 フェルミ炉 Failure Handbook for Nuclear Power Facilities, LMEC-Memo-69-7 Volume I
- 2 Hartwell, R.W., "The Enrico Fermi Atomic Power Plant", Proc.IAEA Conf. Operating Experience of Power Reactors, 151-187 (June 4, 1963) IAEA
- 3 McCarthy, W.J., Jr., et al., "Recent Operating Experience of the Enrico fermi Atomic Power Plant", Proc. BNES London Conf. Fast Breeder Reactors, 2/4 (May, 1966)
- 4 Duffy, J., et al., "Summary of Mechanical Equipment Experience in the Enrico Fermi APP", APDA-225 (May, 1968)
- 5 Anderson, R.H., et al., "Design, Fabrication, and Preliminary Operation of the Steam Generators for the Enrico Fermi APP", APDA-307 (Aug., 1968)
- 6 Monson, H.O., et al., "Components for Sodium Reactors", Proc. 3rd GENEVA Conf., 28/p/228, Vol.8, 588-597 (1964) UN
- 7 ALCO/BLH R.J.Gimera, "ALCO/BLH Steam Generator Operating Experience in the SCTI" SM-130/65 1970
- 8 Failure Handbook for Nuclear Power Facilities, LWEC-moemo-69-7 Volume I
- 9 EBR-II Novick, M. et al., "EBR-I and EBR-II Operating Experience", ANS-100 (April, 1965)
- 10 Smith, R.N., et al., "EBR-II Operating Experience", CONF-7708224 (Aug., 1977)
- 11 H.W. Buschman et al., "The EBR-II STEAM GENERATING SYSTEM OPERATION, MAINTENANCE, AND INSPECTION" IAEA-IWGFR Specialists' Meeting "Maintenance and Repair of LMFBR Steam Generator" 4-8 June, 1984 Oarai, Japan
- 12 GE-2MW Armijo, J.S. & Licina, G.J., "Cleaning, Disassembly, and Inspection of Sodium - Heated Steam Generator Model" ASME paper 73-Pwr-15 (1973-9)

- 13 Hunsbedt, A., et al., "Thermal - Hydraulic Performance of a 2 MWt Sodium - Heated, Forced Recirculation Steam Generator Model" ASME Paper 73-Pwr-5 (1973-9)
- 14 PFR Evans, A.D. & Macrae, W., "Operation of PFR and Influence upon the Design of CFR 1", Proc. NUCLEX 1975, Basie (1975)
- 15 Smith, R.D. "A Review of Fast Reactor Progress in the U.K, March, 1976", IWGFR Annual Meeting (1976)
- 16 Carle, R., "Operating Experience of PHENIX and the Dounreay Prototype Fast Reactor", Proc. European Nuclear Conference, Paris (April, 1975)
- 17 Evans, A.D., "Operating Experience with the PFR Evaporators", BNES Int. Conf. on Ferritic Steels for Fast Reactor Steam Generators, London (1978)
- 18 Smith, R.D., "A Review of the UK Fast Reactor Programme, March 1979", IWGFR Annual Meeting (1979)
- 19 A.M. Broomfield, C.M. Robertson., "Experience in the Operation of Liquid Metal Circuits in the UK Prototype fast Reactor", Second International Conference on Liquid Metal Technology In Energy Production, ANS Meeting, Rich land Washington, 1980
- 20 D. Taylor et al., "Operation of the PFR and Design of the CDFR Secondary Circuit" Design Construction and Operating Experience of demonstration LMFBRs, Proceedings of a Symposium Bologna 10-14 April 1978
- 21 J.A. Smedley, A.M. Broomfield, R.A. Anderson, "Dounreay fast reactor boilers get a new lease of life" Part 1: design and installation of internal sleeves. Nuclear Engineering International 1984
- 22 J.R. Hind, B. Mather, D.A. Simmers, "Doureay fast reactor boilers get a new lease of life" Design and installation of internal sleeves. Nuclear Engineering International 1984
- 23 A.F. Taylor, I.C. Campsie, F.S. Dickson and G.Th "Doureay fast reactor boilers get a new lease of life" Part 3: Developement of the Sleeving repair techniques. Nuclear Engineering International 1984
- 24 G.R. Kirkland, E.R. Davies, et al., "Metallurgical Examination of Tube - To - Tube -

**Plate Welds Removed from DOUNREAY PROTOTYPE FAST REACTOR  
EVAPORATORS" Nuclear Technology, Vol 55, Nov. 1981**

- 25 G.R.Kirkland, E.R. Davies, et al., "Examination of Leaking Tube - To - Tube - Plate Welds from an Austenitic Steel Steam Generator Superheater in the Dounreay Prototype Fast Reactor", Nuclear Technology, Vol 55, Nov. 1981
- 26 KNK Bruder Muller, G., et al., "Operating Experience with the KNK Reactor and Preparations for a Fast Mixed Oxide Core (KNK II)", BNES Int. Conf. on Fast Reactor Power Stations, London, March 11-14 (1974)
- 27 Lorenz, H., & Herberg, G., "KNK Steam Generator Damage", Trans ANS 20 (April 1975)
- 28 Marth, W., "KNK Power Plant - Achievements and Future Programs", 1976 ASME - ABS International Conference
- 29 Konrad Dumm, et al., "KNK - Steam Generator Leakage, evaluations and improvement", Study Group Meeting on Steam Generator for Liquid Metal Fast Breeder Reactors (Oct. 1974)
- 30 H.Loreny et al., "Post - Failure Metallurgical Investigation of KNK Steam Generator Tube Damage" Study Group Meeting on Steam Generator for Liquid Metal Fast Breeder Reactors (Oct. 1974)
- 31 Hengelo P.W.P.h. Ludwig, B.M. Hus. "Some results of the 50MW straight tube steam 50MW generator test in the TNO 50MW SCTF at Hengelo" Study Group Meeting on Steam Generators for Liquid Metal Fast Breeder Reactors, Bensberg. 14-17 Oct. 1974
- 32 J.K.Van Westenbrugge, "Experience in DeBeNe" IAEA - IWGFR Specialists' Meeting, Maintenance And Repair of LMFBR Steam Generators, 4-8, June, 1984, Japan
- 33 Braun, A.R.; Jansing, W.T.; Mante, A.J.H.;Mausbeck, H; "Operational Experience with Main circuit components for the SNR-300 Power Plant", BNES Int. Conf. on Fast Reactor Power Stations, March 1974, London, U.K.
- 34 Phenix Commissariat A L ENERGIE ATOMIQUE - NOVATOME (French, Philippe VERRIERE-Jacques ALANCHE - Jean - Luc MINGUET, "PHENIX STEAM



**GENERATORS NaH<sub>2</sub>O REACTION INCIDENT" IAEA - IWGFR Specialists' Meeting, Maintenance And Repair of LMFBR Steam Generators, 4-8, June, 1984, Japan**

- 35 BN-350 Mitentou, F.M., et al., "Results of Research and Experience of Nuclear Power Station Startup with the BN 350 Reactor", BNES Int. Conf. on Fast Reactor Power Stations, London (March 1974)
- 36 Rippon, S., "Prototype Fast Breeder Reactors Operating in Europe and the USSR", Nuclear Engineering International (June/July 1975)
- 37 B.J.Lukasevich et al., "ОПИТ ПУНО-НАЛАЛОЧНИХ РД ЕОТ ПО ПАЕОТПАЕРАТОРУ УСТАНО ПП НН -350" IAEA. Study Group Meeting on Steam Generators for Liquid Metal Fast Breeder Reactors, Bensberg 14-17 Oct. 1974
- 38 PNC1MW A. Kanamori, et al., "Leakage Experiences with 1MW Steam Generator" IAEA Study Group on Steam Generators for LMFBR's, Bensberg, FRG Oct. 14-17, 1974
- 39 A. Sano, A. Kanamori & T. Tsuchiya, "Operating Experiences with 1MW Steam Generator" IAEA Study Group on Steam Generators for LMFBR's, Bensberg, FRG Oct. 14-17, 1974
- 40 CRBRP J.R. Impellezzeri, T.L.Cameret "Clinch River Breeder Reactor Plant Steam FEW TUBE Generator Few Tube Test Model Post-Test Examination" ANS Conference, Richland,WA, 1980
- 41 GVE45MWt T. Zuber, J.L. Minguet, E. Cambillard, B. Mathiew, "Steam Generators Developement" International Symposium on Fast Breeder Reactor - Experience and Future Trends, Lyons, France, 22-26 July, 1985
- 42 J.S. McDONALD, D.F. CASEY; "Sodium - Heated Modular Steam Genarator design and developement" ASME paper 71-NE-10 1971, 3
- 43 C.H. Fox, W.J. Purcell, H.C. WIESENECK, "CRBRP Steam Generator Testing Experience", Liquid Metal Engineering and Technology, BNES, London, 1984.
- 44 J.S. McDONALD, R.B. HARTY, "Sodium Heated Steam Generator Test Summery", ASME paper 74-PWR-20, June 12, 1974

- 45            **M. Kawara, H. Yamaki, "Design and Operating Experiences with 50MW Steam Generator" IAEA Study Group on Steam Generators for LMFBR's Bensberg, October 14-17, 1974**

## 5.2 SG破損データベース各項目の詳細説明

蒸気発生器において、給水から蒸気にする過程には、水の予熱、蒸発、過熱の三段階がある。これらを1つの機器で行うものを『蒸気発生器』と定義する。(a図)

またこれに対し、材料上の理由により、予熱と蒸気過程を『蒸発器』で行なわせ、過熱を『過熱器』で行なう分離方式がある。(b図)

一方、蒸気プラントの効率化のため、タービンからの押出蒸気をもう一度加熱部に導き、再熱してタービンにもどす機器を『再熱器』という。(c図)

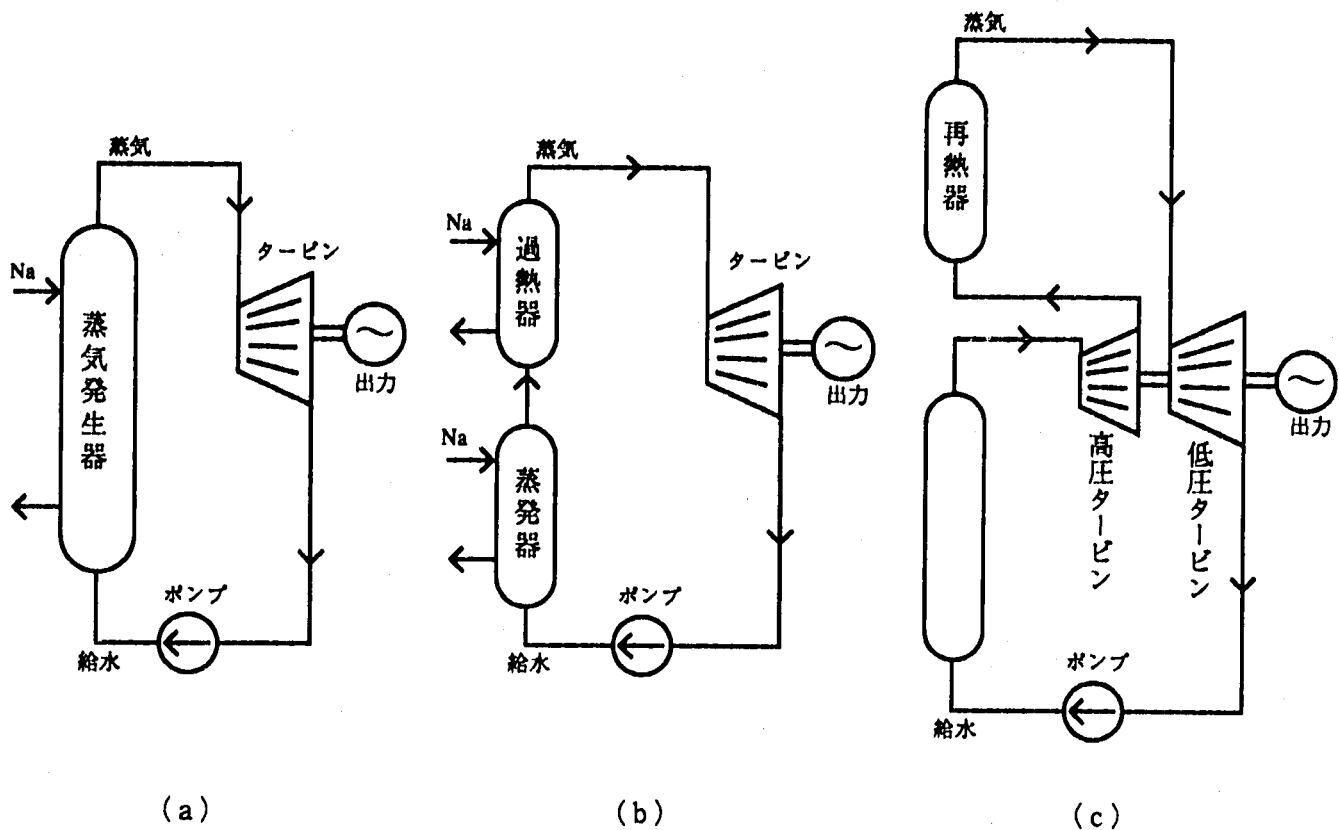


図5.2-1 『機器名』の説明

本項目のKey Wordは、蒸気を発生させる機器において

- ① 『分離』 or 『一体』
- ② 『貫流』 or 『再循環』
- ③ 『有液面』 or 『無液面』

の3種類の分類を組み合わせたものである。

以下にそれぞれ (①~③) のKey Word②について説明する。

①：給水から蒸気にする過程において、予熱と蒸気を蒸発器で、過熱を過熱器で行なわせる方式を『分離型』という。これに対し、水の予熱、蒸発、過熱を1つの機器（蒸気発生器）で行なわせる方式を『一体型』という。

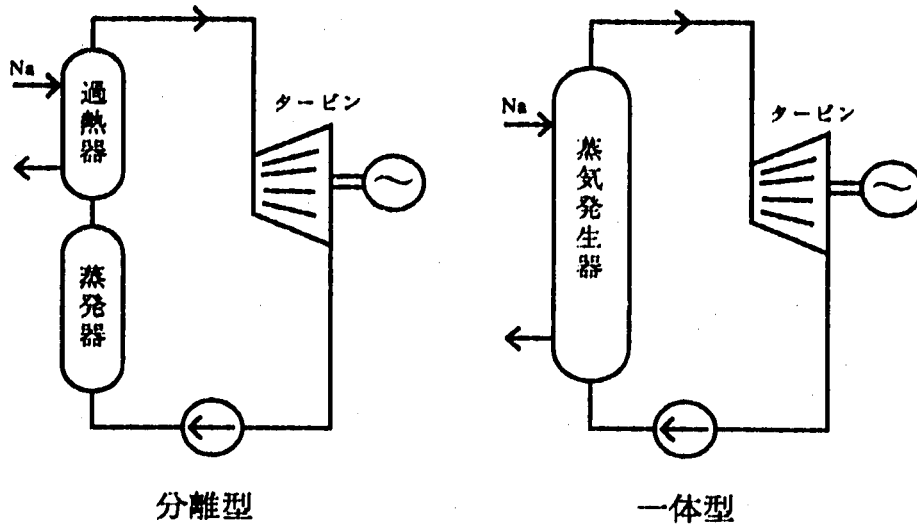


図5.2-2(1) 『蒸気発生器の型式』の説明

②：蒸気プラントの効率化のため、タービンからの抽出蒸気をもう一度加熱部に導き、再熱してタービン②戻す方式を『再循環』と言い、これに対し、蒸気を戻さない方式を『貫流』という。

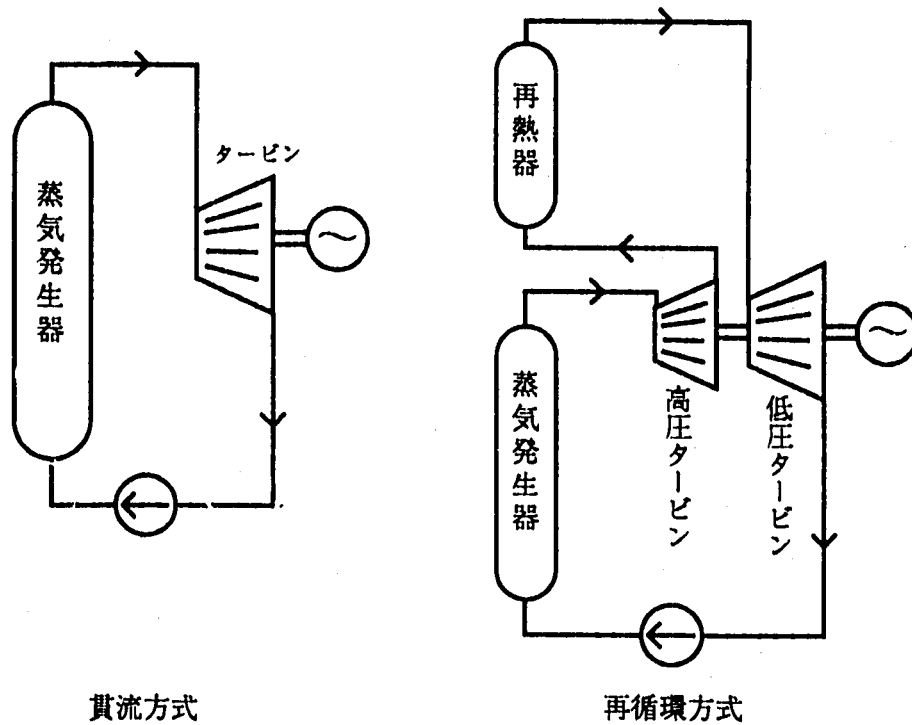


図5.2-2(2) 『蒸気発生器の型式』の説明

③：Na/水反応発生時の圧力上昇緩和の観点からNa側②カバーガス空間を設けたものを『有液面』型、これに対し、カバーガス空間を設けないものを『無液面』型という。

胴（シェル）内に複数本の伝熱管を設置した方式を『シェルアンドチューブ方式』と言ひ、シェル側にナトリウム、水蒸気をチューブ側にするのがほとんどである。これに対し、伝熱管を二重管構造とし、内管内側を水・蒸気、内管と外管の間にナトリウムを流す方式を『チューブインチューブ方式』という。ただしこの場合はナトリウム/水の境界が二重壁となっていないため、本W/G研究テーマの『二重管』とは意味が異なる。

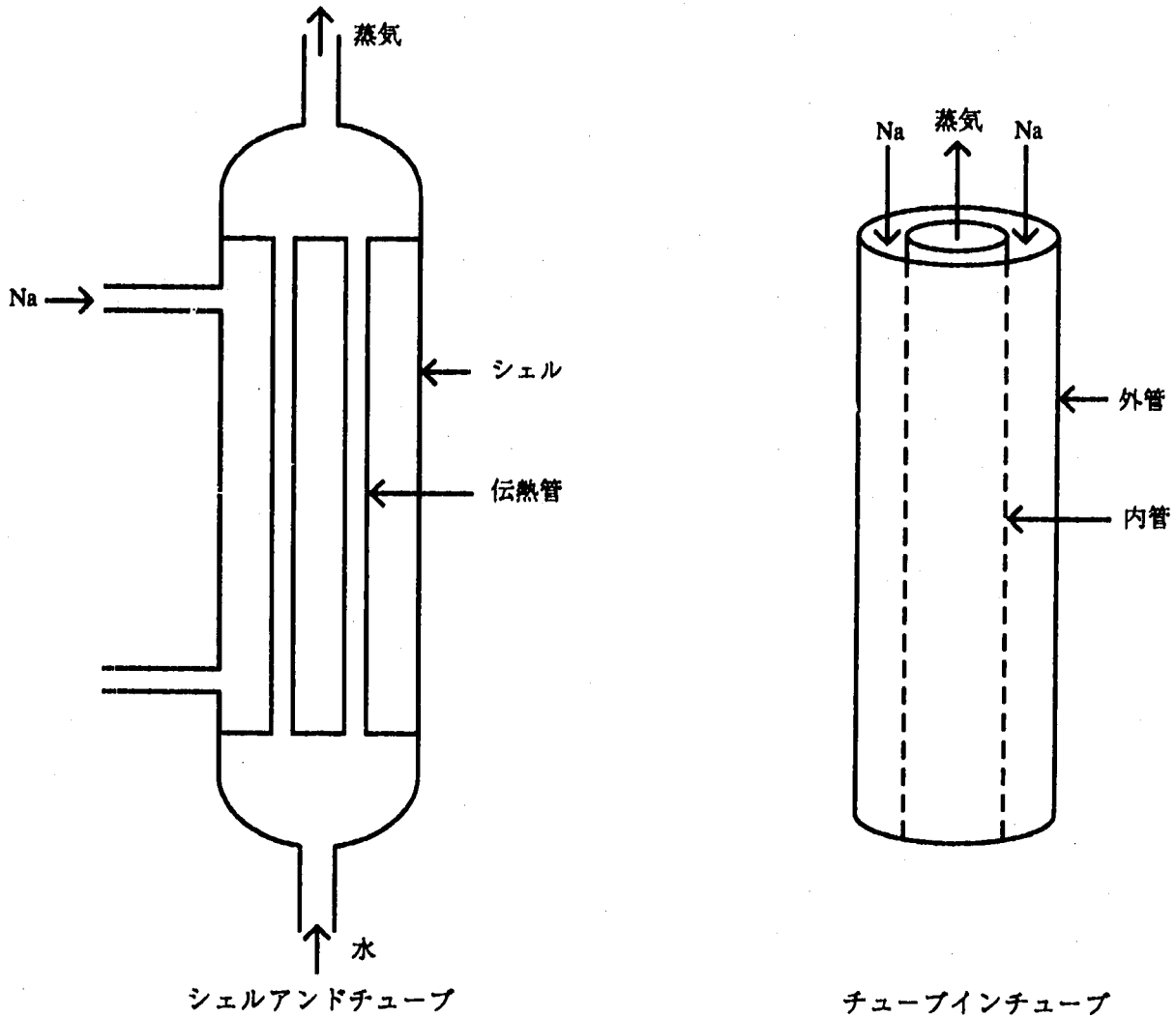


図5.2-3 『熱交換型式』の説明

Na/水の境界が、1重の伝熱管を単管、二重管になっているものを二重管とする。  
 なお、単管（バイメタル）はNa側と水/蒸気側の材質の観点から異種金属により構造的に二重管とした伝熱管であり、Na/水反応を防ぐという機能上のためのものではない。したがってこれは単管として分類した。

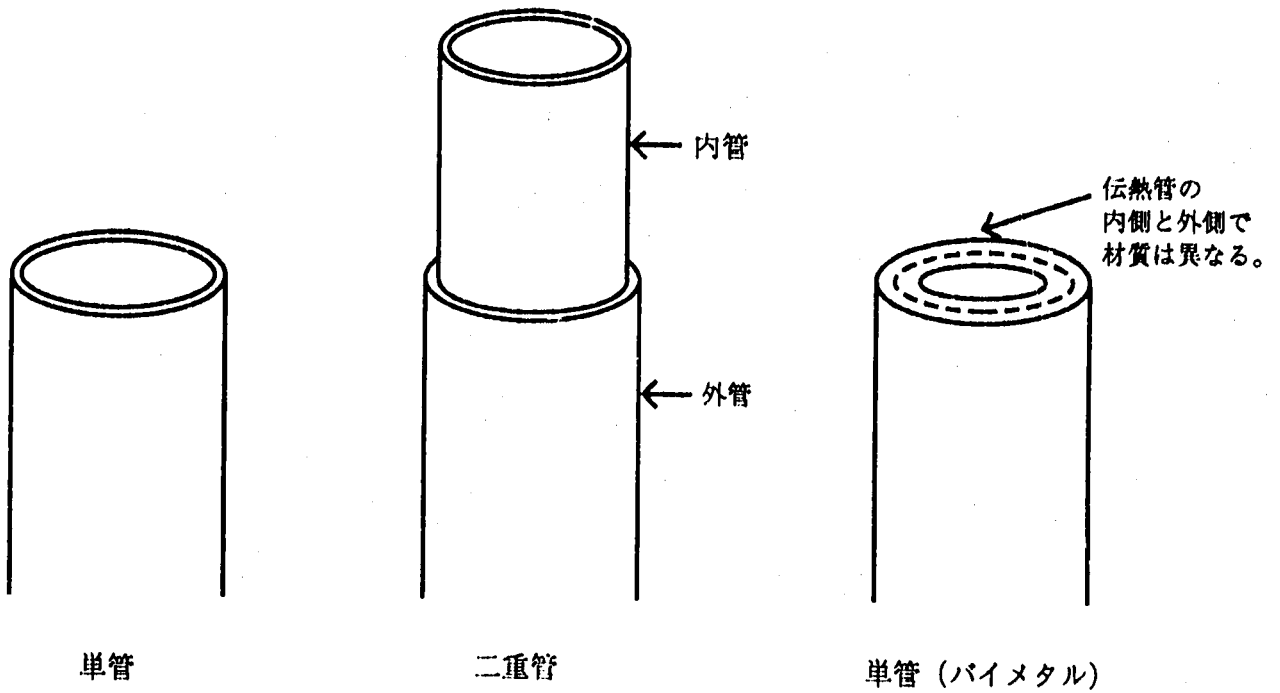


図5.2-4 『伝熱管型式』の説明

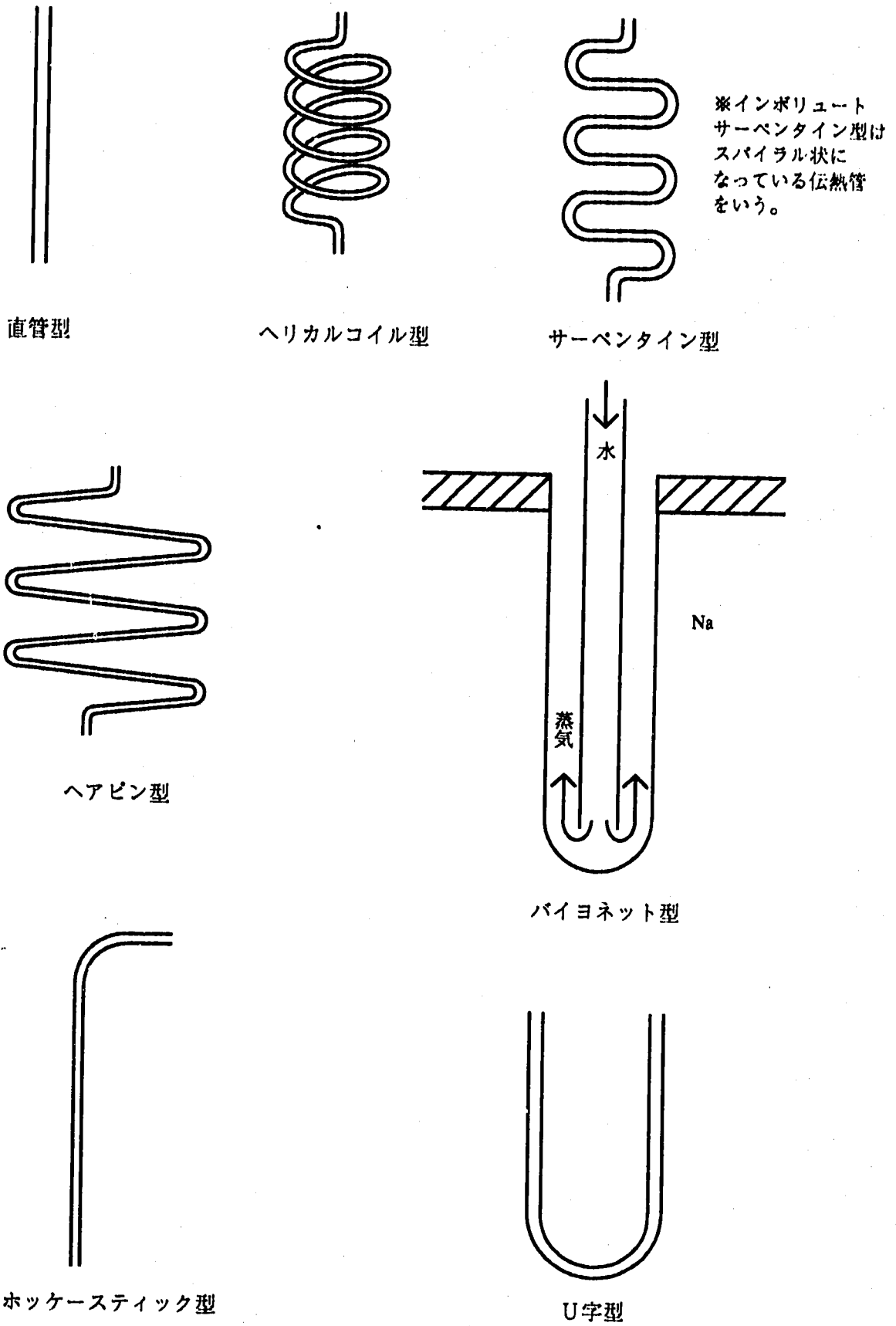


図5.2-5 『伝熱管形状』の説明

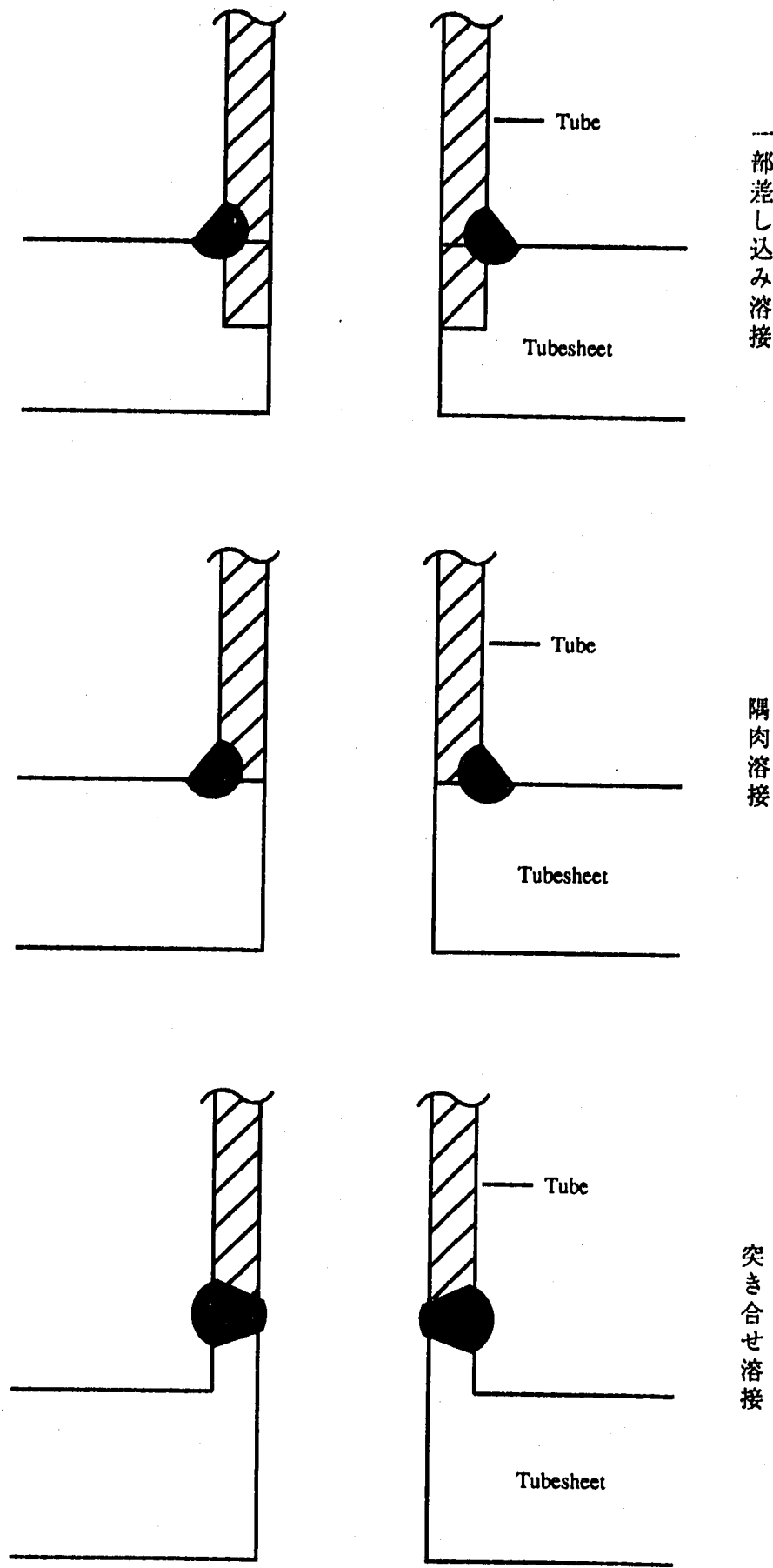


図5.2-6 『管-管板溶接法』の説明



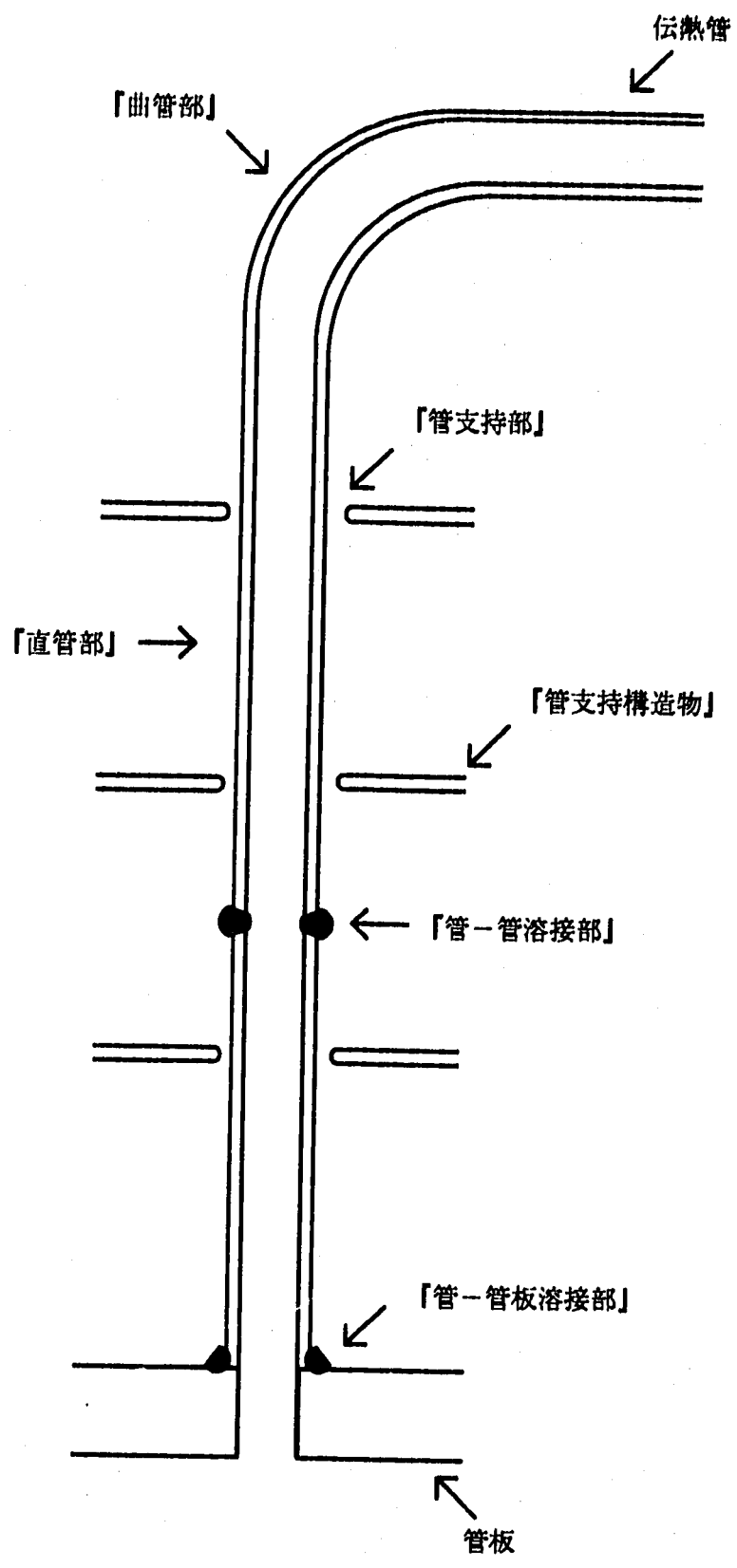


図5.2-7 「破損箇所」説明図

5.3 SG破損データベースフォーマット

**蒸気発生器データ (基本フォーマット)**

**基本データ**

- (1) プラント名(Key Word):
- (2) 国名(Key Word):
- (3) 所在地(Key Word):
- (4) プラント型式(Key Word):
- (5) プラント出力(MWt):
- (6) 機器名(Key Word):
- (7) 蒸気発生器の型式 (Key Word):
- (8) 製作メ-カ-(Key Word):

**伝熱データ**

- (1) 熱出力(MWt / 基):
- (2) 基数(基):
- (3) 蒸気出口圧力(MPa-a):
- (4) 熱交換形式:
- (5) 外部(伝熱管外側)流体:
- (6) 外部流体流量(kg/sec):
- (7) 外部流体入口温度(℃):
- (7) 外部流体出口温度(℃):
- (9) 内部(伝熱管内側)流体:
- (10) 内部流体流量(kg/sec):
- (11) 内部流体入口温度(℃):
- (12) 内部流体出口温度(℃):
- (13) 伝熱面積(m<sup>2</sup>):

**伝熱管データ**

- (1) 伝熱管型式(Key Word):
- (2) 伝熱管形状(Key Word):
- (3) 伝熱管本数(本 / 基):
- (4) 外管(or単管)外径(mm):
- (5) 外管(or単管)肉厚(mm):
- (6) 内管外径(mm):
- (7) 内管肉厚(mm):
- (8) 伝熱管水側(or単管)材質(Key Word):
- (9) 伝熱管Na側材質(Key Word):
- (10) Core Tube材質(Key Word):
- (11) 伝熱管有効平均長さ(m):
- (12) 管-管溶接法(Key Word):

図2.2-2(a)

蒸気発生器データ (基本フォーマット)

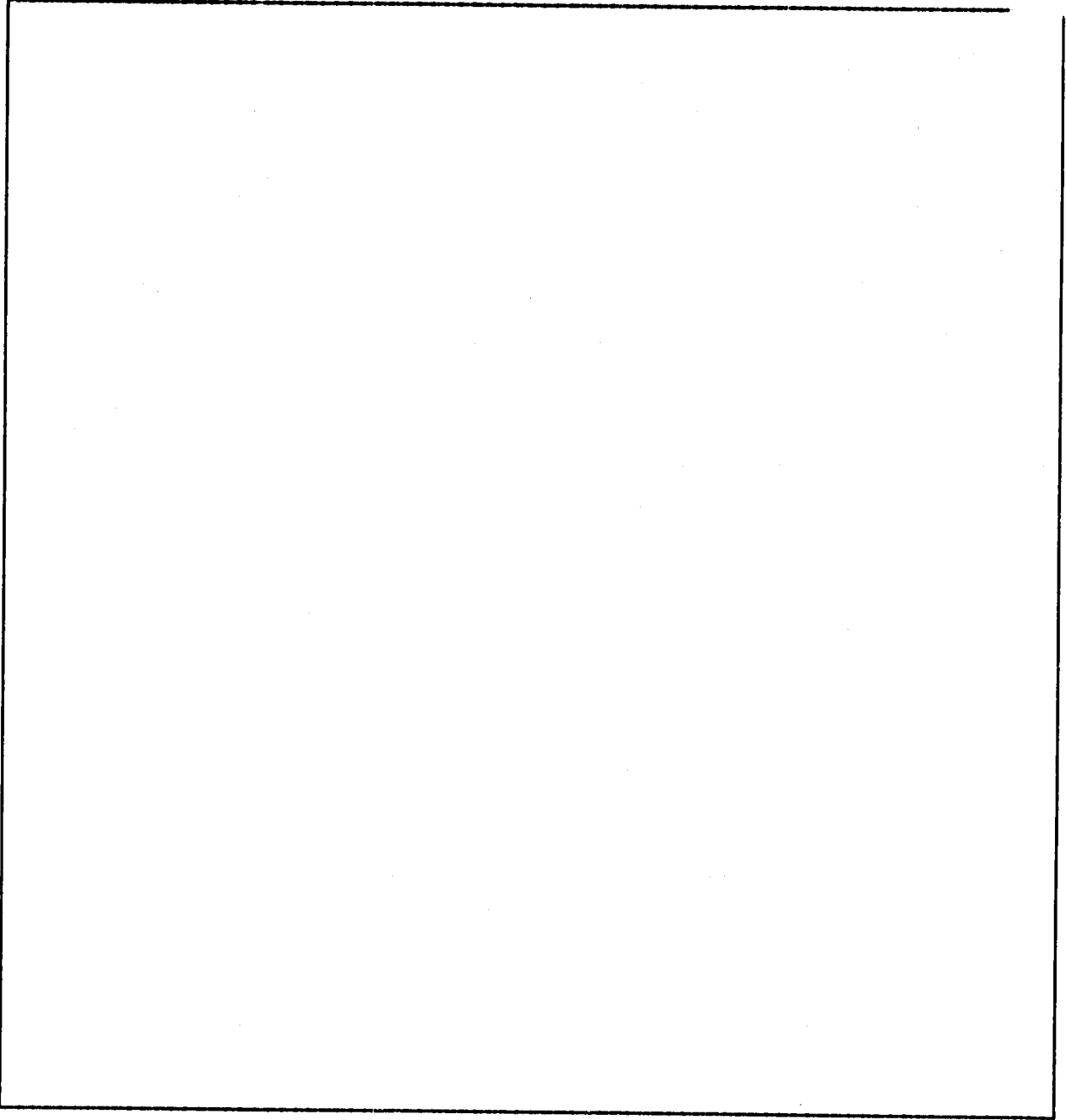
構造データ

- (1) 蒸気発生器Na容量(kg):
- (2) 蒸気発生器重量(kg):
- (3) 蒸気発生器高さ(m):
- (4) 蒸気発生器外径(m):
- (5) 水/蒸気管板材質(or単管)
- (6) 水/蒸気管板厚さ(出口)(or単管)(mm)
- (7) 水/蒸気管板厚さ(入口)(or単管)(mm)
- (8) Na管板材質
- (9) Na管板厚さ(入口)(mm)
- (10) Na管板厚さ(出口)(mm)
- (11) 管-管板溶接法(Key Word):
- (12) 胴材質(Key Word):
- (13) 蒸気発生器構造(Narrative):

図2.2-2(b)

蒸気発生器データ (基本フォーマット)

(14) 蒸気発生器構造図:



その他      その他(Narrative)

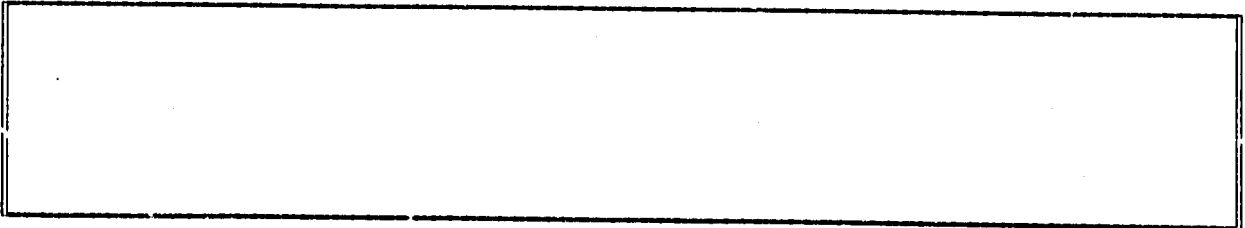


図2.2-2(c)

破損事例データ(基本フォーマット)

プラント名

(1) プラント名(Key Word):

破損状況

(1) 発生日時:

(2) 発見日時:

(3) 破損発生箇所(Key Word):

(4) 破損発生箇所(Narrative):

(5) 破損箇所の材質(Key Word):

(6) 発生時の運転状態(Key Word):

(7) 発生時の運転状態(Narrative):

(8) 発見時の運転状態(Key Word):

(9) 発見時の運転状態(Narrative):

(10) 供用時間:

(11) 発見方法(Key Word):

(12) 発見方法(Narrative):

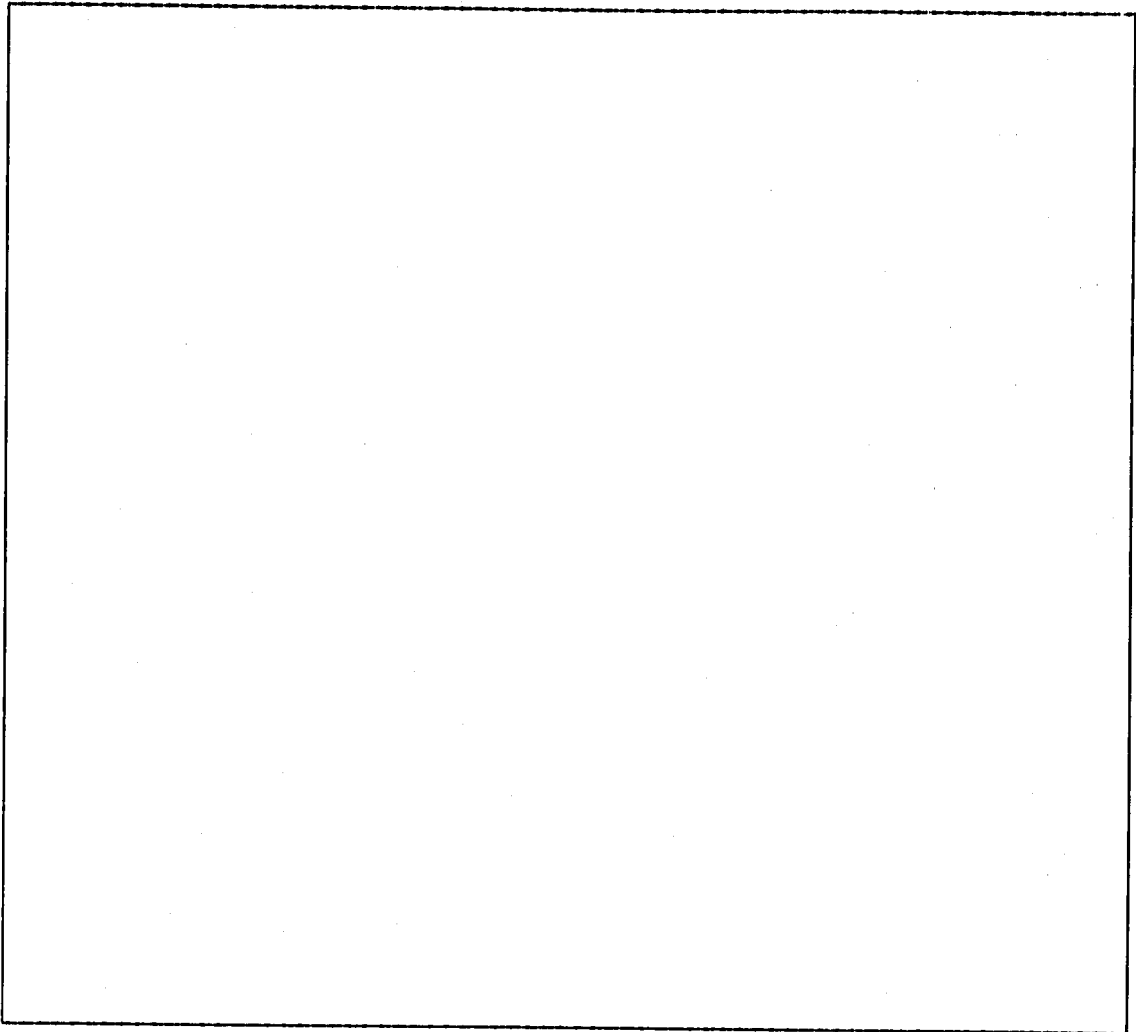
(13) 破損形態(Key Word):

(14) 破損形態(Narrative):

図2.2-3(a)

破損事例データ(基本フォーマット)

(15) 破損部状況図:



破損要因

(1)大分類 (Key Word):

(2)中分類 (Key Word):

(3)小分類 (Key Word):

説明:

(4) 破損原因(Narrative):

(5) 事故後の運用(Key Word):

図2.2-3(b)

破損事例データ(基本フォーマット)

(6) 事故後の運用(Narrative):

(7) 補修方法(Key Word):

(8) 補修方法(Narrative):

(9) 補修状況図:

その他

(1) その他(Narrative)

図2.2-2(c)

**蒸気発生器データ (簡易フォーマット)**

プラント名:	<input type="text"/>	国名:	<input type="text"/>
プラント型式:	<input type="text"/>	蒸気発生器の型式:	<input type="text"/>
機器名:	<input type="text"/>		
伝熱管型式:	<input type="text"/>	伝熱管形状:	<input type="text"/>
伝熱管本数(本/基):	<input type="text"/>		
管-管溶接:	<input type="text"/>	管-管板溶接法:	<input type="text"/>
外部流体:	<input type="text"/>	内部流体:	<input type="text"/>
伝熱管水側材質:	<input type="text"/>		
伝熱管Na側材質:	<input type="text"/>		
Core Tube材質:	<input type="text"/>		

蒸気発生器構造図:

蒸気発生器造に関する具体的記述:

図2.2-4 蒸気発生器データ (簡易フォーマット)



**破損事例データ(簡易フォーマット)**

プラント名:

発生日時:  発見日時:

破損発生箇所:

破損形態:

破損形態に関する具体的記述:

破損箇所の材質:

供用時間:  発見方法:

破損部状況図:

大分類 (Key Word):

中分類 (Key Word):

小分類 (Key Word):

破損原因に関する具体的記述:

補修方法:

図2.2-5 破損事例 (簡易フォーマット)

### 蒸気発生器データ(表形式フォーマット)

プラント名	国名	プラント型式	蒸気発生器の型式	機器名	伝熱管型式	伝熱管形状

図2.2-6 蒸気発生器データ (表形式フォーマット)

### 破損事例データ(表形式フォーマット)

プラント名	発生日時	破損発生箇所	大分類	中分類	小分類

図2.2-7 破損事例 (形式フォーマット)