

区 分 交 更	
変更後番号	<del>                    </del>
決議年月日	平成 13 年 7 月 31 日

# 二重管SG開発推進会議 構造信頼性W/G

## 元年度進捗報告書



1990年6月

技術資料コード	
開示区分	レポートNo.
	N9410 90-137
<p>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</p> <p>動力炉・核燃料開発事業団大洗工学センター技術管理室</p>	

動力炉・核燃料開発事業団  
大洗工学センター

本資料の全部または一部を複写・複製・転載する場合は、下記にお問い合わせください。

〒319-1184 茨城県那珂郡東海村大字村松4番地49  
核燃料サイクル開発機構  
技術展開部 技術協力課

Inquiries about copyright and reproduction should be addressed to:  
Technical Cooperation Section,  
Technology Management Division,  
Japan Nuclear Cycle Development Institute  
4-49 Muramatsu, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki, 319-1184  
Japan

© 核燃料サイクル開発機構 (Japan Nuclear Cycle Development Institute)



## 二重管SG開発推進会議 構造信頼性W/G

### 元年度進捗報告書

著者 渡士克己\*、香川裕之\*\*、木曾原直之\*\*\*

#### 要 旨

本報告書は機器構造開発部内二重管SGのR&D推進会議内に設置された構造信頼性ワーキンググループの平成元年度の進捗をとりまとめたものである。

元年度は、推進会議が発足し4つのW/Gが設置された年度であって、当W/Gとして、研究計画書の作成、およびこれに基づく研究たちあげを行った。当W/G活動は大きく分けて、①統計的破損率類推法の開発と②確率論的構造健全性評価法の開発の2本柱であり、①については構造物の破損事例の収集を主として文献調査によって開始した。②については破損箇所の想定、破損様式の検討等を実施した。

---

\* 構造工学室  
\*\* 材料開発室  
\*\*\* 機器システム開発室



R & D Promoting Conference on Double-Walled Tube Type SG

Structural Reliability Working Group

1989 FY Annual Report

Authors K. Watashi \* , H. Kagawa\*\* and  
N. Kisochara\*\*\*

Abstract

R & D Promoting Conference on a Double-Walled Tube Type SG was organized in Component and Structure Development Division in 1989. The conference has four working groups, Double-Walled Tube Development W/G, SG Design and 1 MW Model Test W/G, Design Guide W/G and Structural Reliability W/G. This report describes the activity of the Structural Reliability W/G performed in F.Y. 1989.

The working group selected two methods for structural reliability assessment through survey of up-to-date methodology, one is conventional statistical method renamed here "Statistical Failure Rate Assessment Method (SFRA)" and another is "Probabilistic Structural Integrity Assessment Method (PSIA)".

In F.Y. 1989, we investigated information concerned and constructed the basis of the method. Failure experience of steam generator facilities in water reactor and FBRs were listed up to construct a database for SFRA. Monte Carlo method and related input data were also prepared in 1989.

---

\* Structural Engineering Section  
\*\* Material Development Section  
\*\*\* System and Component Development Section

## 目 次

第1章	まえがき	1
第2章	元年度の進捗	3
2.1	構造信頼性W/Gの活動経緯	3
2.2	研究の方法	7
2.2.1	信頼性評価法のレビュー	7
2.2.2	PNCにおける関連研究のレビュー	21
2.2.3	本研究の手法	29
2.3	統計的破損率類推法の開発	44
2.3.1	統計的破損率類推法の開発の進捗	44
2.3.2	データベース形式および処理ソフト	45
2.4	確率論的構造健全性評価法の開発	48
2.4.1	考慮する部位, 荷重, 破損形態	48
2.4.2	フォルトツリーと必要な確率密度関数分布	49
2.4.3	手法	54
2.4.4	材料定数	56
第3章	まとめ	68
	謝辞	68
付録1	高信頼性蒸気発生器による2次系削除研究について(案)	69
付録2	63年度研究計画書概要	77
付録3	2次系削除プラントに関する研究開発	86
付録4	「PROFIT計画」基本計画書(一次案)I. 概要	109
付録5	原電委託の構造信頼性に関する予備的研究	119
(1)	ヘリカルコイル型蒸気発生器の構造信頼性に関する予備的研究	120
(2)	直管型蒸気発生器の構造信頼性に関する予備的研究	124
付録6	SGの構造信頼性について	127
付録7	二重管SG伝熱管リーク評価について	139
付録8	62年度原電共研における内外管破損モードの検討	154
付録9	元年度原電共研における体積検査の信頼度	158

## 図リスト

図2.2.1-1	確率密度関数分布間の相互関係	11
図2.2.1-2	プラント末期照射条件でのASMEコード許容値と等破損率曲線	15
図2.2.1-3	Fragility curve for containment under internal pressure	18
図2.2.1-4	米国ASMEとNRCの活動	20
図2.2.2-1	PRA手法における検討の流れ	26
図2.2.3-1	破壊関連技術の相対的な到達レベル(感触値 縦軸尺度はdB?)	30
図2.2.3-2	SUS304既存データの分布と外挿性	32
図2.2.3-3	確率論的手法の変遷	33
図2.2.3-4	エンジニアリングの目標と方法	34
図2.2.3-5	構造信頼性ワーキンググループと他のワーキンググループの関連	35
図2.2.3-6	構造信頼性評価ワーキンググループの研究の進め方	37
図2.3.1-1	一次破損データ作成の流れ	46
図2.4.2-1	構造の単純化	49
図2.4.2-2	Na-水反応のフォルトツリー	50
図2.4.2-3	モードIのフォルトツリー	51
図2.4.2-4	モードIXのフォルトツリー	52
図2.4.4-1	$\sigma_y$ の分布	57
図2.4.4-2	$\sigma_u$ の分布	58
図2.4.4-3	$\sigma_y$ と $\sigma_u$ の相関	59
図2.4.4-4	$\sigma_r$ の分布	60
図2.4.4-5	低サイクル疲労寿命の分布	61
図2.4.4-6	クリープ破断時間の分布	63
図2.4.4-7	き裂進展則定数の分布	64
図2.4.4-8	疲労き裂進展則の成立性	65
図2.4.4-9	き裂進展則定数の分布	66
図2.4.4-10	クリープき裂進展則定数の分布	67

## 表リスト

表2-1	開発部推進会議開催リスト	6
表2.2.2-1	SUS304母材の入力データ(解析領域1用)	24
表2.2.2-2	SUS304母材の入力データ(解析領域2および3用)	25
表2.2.3-1	ナトリウム加熱蒸気発生器リスト(1/3)	38
表2.2.3-1	ナトリウム加熱蒸気発生器リスト(2/3)	39
表2.2.3-1	ナトリウム加熱蒸気発生器リスト(3/3)	40
表2.2.3-2	世界の水炉(PWR, CANDU等)SG伝熱管破損状況(1981年まで)	41
表2.4.4-1	Mod. 9Cr-1Mo鋼の主クリープ破断関係式の暫定検討結果	62

## 第1章 まえがき

実証炉建設主体が原電に決定された後、動燃動力炉の開発部門では、高速大型炉の設計主要目の研究と称して炉心、冷却系、原子炉容器等に関連した大型炉開発上キーとなる技術の開発を実施してきた。このなかには、配管ベローズ継手方式による冷却系配管短縮技術、中間熱交換器への浮動支持方式や上部流入方式の採用による1次系コンパクト化、がある。これらの検討動機の大きなものは、もんじゅ建設契約を経験したエネルギー産業が高速炉の実用化を経済的な面から危惧したためである。安全性と経済性を追求するこのような技術開発のひとつの到達点として、高速炉を軽水炉と同様のシステム、すなわち2次ナトリウム冷却系を削除する二重管型蒸気発生器の採用がある。

この案は、WestinghouseでPRISMEとして先行的に検討されており、日本では1980年代後半に動燃と原電が設計研究ならびに開発研究を開始した。1987年には、特定項目について動燃と原電の間で共同研究が開始され、開発部では機器室が1MWSG施設を用いた二重伝熱管型蒸気発生器モデルの特性試験研究およびISI・漏洩検出技術の研究を行った。

原電単独の二重管型蒸気発生器開発研究は、東芝に製作を委託し、使用試験を米国で実施するなどの華々しさはあるものの、あくまでも実証炉1号機の建設に主力が割かれており、実用炉を目指した2次系削除型蒸気発生器の成立性が示されるのを期待するのには無理があること、ならびに実証炉1号機の炉型選定が当初予定の昭和64年度末では困難になりそうであり、高速炉の実用化の方向性を動燃が示す必要があったことから、社内における開発研究が開始されたものと推測される。このような状況の中で、昭和63年秋開発部内に佐藤部長（当時）を主査とする検討会が発足した。この検討会の目的は、付録1に検討会発足の趣意書と検討会の上がりて本W/Gに関連する箇所を示すが、「高信頼性蒸気発生器およびこれによる2次系削除型FBR」開発可能性（フィージビリティスタディ）のための研究計画を策定する。」ことであり、直接的には「常陽」MARKⅢ-step3への対応を図りながら昭和64年4月に予定される昭和65年度概算要求に間に合わせることによって、開発すべき具体的ターゲットを創るとともに、これによって2次系削除システムの成立性を示し得れば高速炉実用化の方向を世に提示できるとするものであった。

佐藤検討会は、構成メンバーとして機器室から久保田担当役（平成2年4月から原電へ出向）、構造室から渡士、材料室から川崎が参加し、軽水炉伝熱管について多数経験している製作メーカに高信頼度を保証する方法、各種解析・評価コードの開発整備、進行中の1MWSGの位置付け、外部専門家といわゆるオーソリティの巻き込み方について議論し、当初目的の計画書案を元年2月に完成させた。このうち高信頼度を保証する方法として「一般論として、安全率を高めると年間の破損確率を下げる事ができ」、信頼度が上がる（付録-1参照）ので、従来の漠然とした信頼性ではなく、具体的な信頼度（JISで定義される専門用語\*）を評価する手法を開発するのが重要であるとの結論に至り、各種コードの開発・整備の方向も、1MWSGの位置付けもコードの精度検討を通して、あるいは専門家の存在調査も構造信頼度に着目した研究計画となっている。付録-2に、計画書案のうち本W/Gに関連する箇所の抜き刷りを示す。

平成元年度は、二瓶開発部新部長に佐藤検討会の結果が引き継がれ、3室横断的な「2次系削除R&D推進会議（二瓶主査）」が発足し、7月に第1回会合が持たれた。推進会議の概要を付録-3に示す。推進会議において前年度の計画書案が見直され、二重管型蒸気発生器の開発を目指したより強力な組織、すなわち付録3の図6に示される機器設計W/G、設計基準W/G、製作・検査基準W/Gおよび構造信頼性W/Gが推進会議の中に組織された。推進会議の中で構造信頼性W/Gは、付録3の表1に示される開発課題のうち、

3. 破損挙動の評価（異常・事故拡大挙動評価）
  - (1) 破損モードの評価、① 破損モードの抽出
7. 評価論理の構築
  - (1) DBE, BDBEの設定、① 破損確率の評価

が検討対象である。これらのW/Gおよび推進会議のメンバーは、各室での担当業務を持ちながらも、特に元年度前半は精力的に活動し、高圧の水・蒸気系とナトリウムを内包する経験の乏しい二重管型蒸気発生器開発に向けて活動を開始した。

大洗工学センターにおいても「常陽」の将来計画（実施基本計画）の決定が急がれていたが、元年度下期に「PROFIT計画推進会議」において分科会の設置が決まり、2次系削除システムの開発と「常陽」への設置計画検討は第3分科会（前田担当役主査）にまとまることとなった。PROFIT計画推進会議でまとめられた基本計画書（1次案）の2次系削除システムに絡む箇所の抜粋を付録4に示す。付録4において本ワーキンググループの活動は、10件の研究開発課題のうち

## (4)構造信頼性評価手法の開発

として挙げられており、付録4の添付表(1/3)でDBEとして貫通リーク無しを示す1項目であり、元年度は構造信頼性評価法および破損率類推法等の調査を行い、2年度に実施する手法抽出および暫定的な構造信頼性評価の準備を行うことである。

本報告書では、構造信頼性ワーキンググループとして元年度に実施した調査研究についてまとめている。

脚 注 (専門用語について<sup>(1)</sup>)

本書では、信頼性、信頼度および故障率の定義はJIS<sup>(2)</sup>に従う。すなわち、信頼性は「アイテムが与えられた条件で規定の期間中、要求された機能を果たすことができる性質」、信頼度は「アイテムが与えられた条件で規定の期間中、要求された機能を果たす確率」、故障率は「ある時点まで動作してきたアイテムが引き続き単位時間内に故障を起こす割合」とする。数式的には、機器等の寿命の確率密度関数を $f(t)$ 、故障率を $\lambda(t)$ とすれば、信頼度 $R(t)$ は次式で計算される。

$$R(t) = \int_t^{\infty} f(t) dt = \exp \left\{ - \int_0^t \lambda(t) dt \right\}$$

確率密度関数の分布の裾野の不確かさを避けたい場合や、分布形状もよくは分かっていない場合には、破損確率密度関数の代わりに信頼性指標 $\beta$ が用いられる。 $\beta$ は平均と分散だけから計算できる量であり、破損確率密度関数に準じる信頼性の尺度として用いられる。

一方、故障物理という言葉は、故障の統計数理といういわば現象論的研究だけでは壁に突き当たった電気・電子工学の分野がたちあげた、故障のメカニズムや法則等の故障の本質を主として原子・分子、材料組織等の微視的レベルで解明する研究分野を指す。構造信頼性の分野で故障物理に相当するものは、材料・構造の強度と破壊の研究であるが、この分野は構造信頼性工学が体系化される以前から活発に研究されてきた分野であって、電気・電子工学の分野とは主客逆転する。むしろ、構造信頼性工学の分野では、信頼性の定量的評価という観点から、従来の研究成果を見直していくことが必要である。

(1) 市川昌弘、構造信頼性工学—強度設計と寿命予測のための信頼性手法—、海文堂、(1988)

(2) JIS Z 8115 信頼性用語 (1981)



## 第2章 元年度の進捗

本ワーキンググループの名称を構造信頼性ワーキンググループとして、略称SRA (Structural Reliability Assessment)と呼ぶことにする。SRAは各室の室長に指名された渡士(構造室)、香川(材料室)および木曾原(機器室)で構成され、元年度に4回の会合を持った。ワーキンググループの上部組織である推進会議は元年度に10回程度開催され、渡士が代表として出席した。

### 2.1 構造信頼性W/Gの活動経緯

ワーキンググループの活動経緯を議事録の形で下に示す。また、推進会議の活動経緯を表2-1に示す。

#### 第1回 構造信頼性W/G 議事録

1. 日時、場所 : 9月5日(火) 構造室1階会議室
2. 出席者 : 渡士、香川、木曾原  
熊坂勝行 日立工場 原子炉計画グループ 0294-23-5434  
岡部綾夫 日立エンジニアリング
3. 議 事 :
  - (1)日立からPNC機器室から発注して納入済の二重管型蒸気発生器伝熱管のリーク評価の紹介あり(資料SRA89-1-1)。システム信頼性の面からNa-水反応発生時の事故シーケンスを評価した例である。伝熱管貫通確率は、日本と西ドイツKWR社のPWRおよびEBR-2など伝熱管破損の累計値を用いて設定している(設定値は、溶接部破損:  $10^{-4}$ 1/RY、腐食:  $10^{-5}$ 、フレッチングと磨耗:  $10^{-6}$ 、初期欠陥:  $10^{-5}$ の各オーダー)。これらの設定値を二重管の各破壊部位に適用して4,447本×4ループの蒸気発生器を対象として、内管または外管からの貫通破損発生率 $10^{-5}$ 1/RY、ISIの検出遅れ時間が1時間の場合の内外管同時破損確率 $10^{-3}$ 1/RYを算出している。
  - (2)渡士より2次系削除R&D推進会議の活動経緯を説明した(SRA89-1-2(=推進会議資料2-3)、SRA89-1-3(=推進会議資料3-5))。今後の活動工程概要を説明した。
  - (3)東芝およびMAPIの構造信頼性関連の情報を渡士が紹介した(SRA89-1-4,5)。
  - (4)その他
    - ①次回を9月19日とする(13:30~16:30 構造室一階会議室)。
    - ②宿題事項:各自基本計画書の様式で必要研究項目を次回提出(2部)。
    - ③木曾原氏はもんじゅSG小リーク(FBECのBP-XD 224 昭和56年)と大リーク(CONF 756468-1)、原電2重管報告書二冊および機器室が日立に依頼したレポートを渡士へ提出。必要部分は渡士よりSRAWG委員に配付する。
    - ④SRAWGへのメーカーの参加を主査の方で検討しているが、どうなるかは未定。
    - ⑤COSMAS IIの一部を本WG下部論文収集機関として位置づける。原産会議SS委員会の情報も関連するものは主査が紹介する。

#### 第2回 構造信頼性W/G 議事録

1. 日時、場所 : 9月19日(火) 構造室1階会議室
2. 出席者 : 渡士、香川、木曾原

阿部、柏倉（日立）

3. 配布資料

- ・前回議事録（渡士）
- ・常陽MKⅢ用高信頼性蒸気発生器開発工程
- ・SRAWG必要研究項目案（香川、木曾原）
- ・二重管型SG伝熱管信頼性評価のための研究開発項目について（日立）

4. 議事

- (1) 渡士より常陽MK-Ⅲ計画、開発部内2次系削除W/G、構造材料勉強会（COSMASⅡ）、SS委員会、今後のSRAWGの予定、およびメーカーの参加について説明があった。
- (2) 各自が考えてきた必要研究項目について紹介があった。

香川資料

- ① 破損確率密度関数フローについて検討
- ② 負荷履歴データについてはCOPDを用いて系統的な性質を解析し、2次系削除SGへ外挿する。
- ③ 破損モードについてその検討法案を渡士が考える。
- ④ 火力・原子力の配管破損データについては手元にある分を渡士がコピーして配布する。
- ⑤ 火力・原子力の配管破損データとFBRとの相違は東芝が詳しいので、参加させる方向で検討する。
- ⑥ 研究開発項目の分担
  - ・溶接部初期欠陥データ（機器設計W/G）
  - ・溶接部形状データ（製作検査基準W/G）
  - ・疲労き裂発生データ（製作検査基準W/G）
  - ・SCCデータ（製作検査基準W/G）
- ⑦ 溶接部形状データについては文献を香川がサーベイする。
- ⑧ 疲労き裂発生データについてはRCC-MRロシュの規定があり、これの訳本を渡士が紹介する。

木曾原資料

- ① 1MW/DWT-SG試験において破損モードに絡む試験項目を次回までに木曾原がいくつか出す。
  - ② 共研で実施した伝熱管の蒸気損耗試験についてP安の浜田氏の説明を次回聞く（木曾原依頼）。
  - ③ 1MW/DWT-SG試験について次回木曾原が説明する。
- (3) 日立との打ち合わせ  
渡士がOECとしての2次系削除への取組み方、開発部内でのW/Gの構成および常陽MK-Ⅲまでの工程等についての説明があった。  
日立からDWT伝熱管信頼性評価のための研究開発項目について説明があった。
  - (4) その他  
次回は10月4日（水）13時30分～17時の予定  
なお、10月末にある部内推進会議にも出席してもらうこととする。

第3回 構造信頼性W/G 議事録

1. 日時、場所 : 10月 4日（水） 構造室1階会議室
2. 出席者 : 渡士、木曾原  
浜田（P安）
3. 配布資料
  - ・DWT蒸気損耗試験説明用資料
  - ・基本計画書（案）
  - ・担当者作業分担図

4. 議 事

- (1) 浜田氏が、共研で実施したDWT蒸気損耗試験について説明した。この試験では、蒸気によって伝熱管が腐食されることはなかったが、スケールによって漏洩パスが閉塞することがあった。また、伝熱管断面において製作時のものと考えられる結晶粒脱落部分がいくつか観察された。
- (2) 基本計画書案について意見があれば、渡士まで連絡する。
- (3) 役割分担  
今後担当者が個人的に作業を進めることができるように、分担を次のように決める。
  - ・渡 士…………… 構造データ、コード作成、確率論的構造健全性評価法荷重係数法
  - ・香 川…………… 材料データ、各種破壊基準、き裂進展
  - ・木曾原…………… データベース、破損モード、統計的破損率類推法
- (4) 次回までに各自の分担に基づいて実施計画書を作る。なお、これについては特にはフォーマットを定めない。
- (5) 本W/Gへのメーカー参加については見送ることにする。
- (6) その他
  - ・第2回議事録によって今回検討としていた内容については、次回送りとする。
  - ・次回は11月15日(水)予定。

第4回 構造信頼性W/G 議事録

1. 日時、場所 : 平成2年 2月16日(火) 構造室2階会議室

2. 出席者 : 渡士、香川

3. 配布資料

- ・PROFIT計画用報告書案
- ・二重管SG・水-ナトリウム反応のFTAについて
- ・Mod. 9Cr-1Mo鋼強度特性の確率評価

4. 議 事

- (1) 今後SRAは、従来の開発部内二次系削除型SGのR&D推進会議のW/Gであるとともに、センター全体の2次系削除システムを取り扱うPROFIT計画第3W/Gでも進捗を窺われることを説明し、元年度報告書案を説明した。
- (2) 香川より二重管SG・水-ナトリウム反応のFTAについて説明があり、必要な確率密度関数について議論した。
- (3) 香川より、Mod. 9Cr-1Mo鋼強度特性の分布特性の現状紹介があった。

表2-1 開発部推進会議開催リスト

	日 付	議 題
第1回	7月3日	1. 趣意書説明 2. 推進会議所掌範囲 3. 推進会議の体制 4. 工程
第2回	7月6日	1. 2次系削除R&D推進会議計画に関する堀所長コメント 2. 2次系削除R&D推進会議活動方針(案) 3. 高信頼性蒸気発生器型式選定に必要な検討事項について 4. 常陽MKⅢ用構造設計基準の整備について 5. 常陽MKⅢ用高信頼性蒸気発生器 6. 2次系削除R&D推進会議-当面必要な作業項目-
第3回	7月18日	1. 各W/Gのメンバーについて 2. 1MWSGの紹介 3. TTSの3年計画 4. 2次系削除に関する"解析コード"の現状 5. 2次系削除に関する"課題"と"着眼点"について
臨時	8月17日	着眼点のマスタープラン(ドラフト)の予備検討
第4回	8月29日	1. 着眼点のマスタープラン(ドラフト)の検討 2. 2次系削除に関する"R&D"計画書(各W/G作成)の検討
第5回	9月12日	1. マスタープランの検討 2. 各W/Gの作業現況報告
臨時	9月21日	2次系削除 設計第1次マスタープランの検討 — (9月末策定調整の件)
		<p style="text-align: center;">第1回 PROFIT計画推進会議 (11月15日)</p> <p style="text-align: center;">議 題</p> <p style="text-align: center;">(1) PROFIT計画推進会議の発足にあたって (2) PROFIT計画推進会議の機能について (3) 分科会の設置について (4) 技開部PROFIT計画推進担当について</p> <p style="text-align: center;">2年度実施予算本社ヒアリング後の小杉メモ</p> <p style="text-align: center;">1MW二重管型SG試験について (元年12月12日)</p>
臨時 数回	12月 ~ 3月	1MW二重管型SG試験の位置付け検討

## 2.2 研究の方法

著者らは、いわゆる団塊の世代の直後から新人類出現の中間に位置し、数学教育としては微・積分や函数論が主流であった。我々の世代直後から、初等教育でも統計学や確率論のカリキュラムが生まれ、高等教育の内容も一変した。一方、ここで必要となる主要な数学は応用統計学や応用確率論であって、数学的記述の対象は我々の専門とする構造の強度や変形、材料の強度や変形およびISI手法ではあるが、研究方法の模索では本業務がいわゆる本務外の業務ということもあって、特に理論面では単純明快な形になりえていない。元年度の主要な成果のひとつは、高校生用参考書も含めて関連論文や先行例の勉強を行い、まがりなりにも研究の方法を定めたことである。本節では、2.2.1でASME Code Committee委員でもあるSandararajanの良くまとまったレビューペーパーの抄訳を主として示して現状のサーベイ、2.2.2でPNCにおける関連研究のレビューを行った後、2.2.3で本研究の方法について論じる。

### 2.2.1 信頼性評価法のレビュー<sup>(1)</sup>

#### (1) 統計的評価と確率的評価

圧力容器や配管の信頼性の確率評価には統計的評価と確率的評価がある。前者は破損データの直接的な統計解析によるものであり、例えば1,000基の容器のデータがあり、各々が10年間運転されこの期間中の全破損数が2とすると、破損確率 $P_f$ と信頼度 $R$ は次のようになる。

$$P_f = 2 / (1,000 \times 10) = 2 \times 10^{-4} \text{ 破損/運転年} \quad *1$$

$$R = 1 - P_f = 0.9998 \dots \quad (1 \text{ 運転年中})$$

容器の場合は個々の容器が1サンプルと考えることができる。しかし、配管系の場合には単位長さあたり、あるいは溶接部1ヵ所あたりで破損の統計を考える必要がある。統計的な評価は直接的で簡単ではあるが、破損例が少ない場合には真の破損確率は過去の破損データから計算された値と著しく異なることもあり得る。本書ではこのような統計データに基づく方法を統計的破損率類推 (Statistical Failure Rate Assessment, 略してSFRA) と呼ぶことにする。容器や配管の特定の型 (特定の寸法、利用目的、製造法、年代、等) や特定の破損様式 (崩壊、疲労、等) について破損確率を計算しようとするとき、過去の破損データが無いか非常に少ない場合がほとんどであり、このようなときには破損事象がポアソン過程に従うとして破損確率の上限を評価する。この上限の評価値と現実の破損確率とは相当食い違うこともある。また、過去の破損データに基づく破損確率は、新しいプラントでは設計、コードの規定、材料や製造技術が異なるので直接的には新しいプラントに適用できない。このような変化を取り入れるためには上述の破損確率を修正しなければならない。

直接的な統計解析では十分な精度で破損確率や信頼性を計算できないときは、破損現象の間接的な確率解析をとり入れる。破損そのものの統計を用いる代わりに、破損現象の基本パラメータとしてランダム変数と不確実性を破損確率の予測に用いる。例えば、0.2Gの最大地表レベル加速度の地震を受ける原子炉容器の破損確率を求めるときには、直接的なSFRAではそのような破損様式について過去の事例を収集して破損確率を計算することになる。原子炉容器にこのような荷重がかかった場合の経験はあったとしてもその事例は限られており、またこの条件での破損報告書は恐らくはない。破損確率の上限値は計算できるが、その値は超近似値である。別の方法は、容器の材料や負荷される荷重の変数データを収集し、データを統計

#### \*1: 著者注

確率は現在の日本では一般的にいて馴染みが薄い。WASH-1400では各レベルの確率を次のように説明している。すなわち、年間に特定個人の死亡確率に対する米国社会人の態度として；① $10^{-3}$ は通常の社会ではあり得ないレベルであって、発生したら直ちにそのリスクを取り除く行動がとられる。特別なスポーツや産業では存在しうる。② $10^{-4}$ は人々が共存しえないレベルではないが、危険を減少させるために交通管制塔・消防所等に金を使おうとする。ドライバー用の標語「あなたの命はあなたが救う」が表すリスクレベルである。③ $10^{-5}$ は溺死や火遊び、食中毒について親が子供に注意するレベルのリスクであり、このレベルでは社会システムからの恩恵をうけるためにある程度のリスクは許容している。「一人で泳ぐな」或いは、「幼児から目を離すな」の標語が相当する。④ $10^{-6}$ のレベルでは通常の人々はリスクを自分の身に降りかかるとは意識しない。突発的な出来事に対応する「雷のときには木の下へ行くな」のような誰でも知っているリスクであり、このリスクは「神の成せる技」の領域である。

解析して確率分布を求め、破損現象の数学モデルでこれらの分布を整理し、そして破損確率を予測する方法である。破損現象の数学的なモデルと統計解析に含まれる不確実性はこの評価の中に含まれる。

間接的アプローチの優れている点は、まれにしかおこらない過去の破損のデータを必要とはせず、一般的に利用できる材料特性や荷重の統計量を用いることにある。他方、従来の压力容器や配管とは異なる材料、製作工程、ISI技術、コード規定の変更などの信頼性に及ぼす影響を、この間接的方法では評価できる点も優れている。直接統計的な手法を用いるとこのようなものに対して実際上評価不能となる。間接的手法の主な欠点は、用いる数学モデルが破損現象を正確には表していないことである。数学的モデル化の段階で仮定や単純化を行いすぎると現実の破損確率とはかけ離れた結果となる。これの解決方法は間接的な確率的評価結果を直接的な統計解析結果と比較することであり、できるならば数学的モデル化のベンチマーク解析が望ましいといえる。両者の正確な定量的一致は滅多に期待できないけれども、少なくとも数学モデルを実証するためには定性的に良く一致することを示さねばならない。

間接的な確率的アプローチに限界はあるにしても、この方法は大部分の压力容器や配管に適用できる唯一の有効なアプローチであると考えられる。その結果が完全には信頼できないとしても、複数の設計間の信頼性の比較や一つの設計を採用不可にするなどの判断資料として用いることができ、またその結果は解析、設計、材料や製作において信頼度を高める方向を与えるものである。このような確率的研究を本書では確率論的構造健全性評価 (Probabilistic Structural Integrity Assessment, 略してPSIA) と呼ぶことにする。

## (2) 信頼性評価法の方法論

信頼性は、機器・配管の全寿命中、特定事象 (例えば地震で揺れている間)、特定の破損モード (例えば破断) について、あるいは特定事象中の特定の破損モードについても評価されている。機器の寿命中信頼性が一定であると仮定すると、1年あたりの破損確率は次のように求まる。

$$\text{破損確率/年} = \text{寿命中の破損確率/全寿命 (年)}$$

$$\text{寿命中の破損確率} = 1 - \text{寿命中の信頼性}$$

$$\text{1年あたりの破損確率} = 1 - \text{1年間の信頼性}$$

压力容器はその寿命中長時間継続する通常荷重を受けるとともに、計画的なプラント運転サイクルや事故、地震、台風などのよろしくない事象も受ける。機器寿命中の全破損確率は今後遭遇する種々の条件下の破損確率の合計である。計画的に生じさせる事象は起こるのが当然であり、発生確率は1である。その他の事象については、全破損確率を求める集計時に、個々の破損確率にその発生確率に応じて重みづけしなければならない。特定事象下の破損確率を計算するに際して、ある事象下ではその事象中に材料の性質や構造の特性が変わることもあるので、事象中の特性の変化も計算の中に含める必要がある。また当該事象発生までの材質や構造の劣化も考慮する必要がある。信頼性評価においては2つの独立事象が同時に発生する確率や、ある事象が他の事象を引き起こす確率も考えられる。

個々の特定事象の破損確率を計算する際、可能な全ての破損モードを考慮すべきである。特定事象の下限破損確率は、相互依存型も含めた各破損モードについて完全に破損確率が計算できたとして式(2.2.1)で計算できる。特定事象の上限破損確率は、各破損確率のモード間の独立性を仮定すると式(2.2.2)および式(2.2.3)で計算できる。モード間の相関が既知であるような中間的な場合には(1)~(3)式は近似値を得るのに利用できる。

$$\text{下限} = \text{Max} \{P_{f_m}\}, m=1, 2, \dots, M \quad (2.2.1)$$

$$\text{上限} = 1 - \prod_{m=1}^M (1 - P_{f_m}) \quad (2.2.2)$$

ここで;

$P_{f_m}$  ; m番目の破損モードに対する破損確率

M ; 破損モードの数

もしも $P_{f_m}$ の値が小さいければ、上限は次式で近似できる。

$$\text{上限} = \sum_i^M P_{fn} \quad (2.2.3)$$

個々の事象に対してたくさんの破損モードが考えられるが、それらのうち支配的なものは僅かであり、他のモードの破損確率は支配的なものよりも2桁かそれ以上小さくなるものと考えられる。それゆえ、上限と下限を計算するには支配的なものだけを考えればよい。

設計で考慮した機器の機能を損ねる現象はどれも皆破損モードと考えられる。圧力容器や配管の共通破損モードには例えば次のものがある。

- ・ 内圧延性破断
- ・ 内圧脆性破壊
- ・ 塑性崩壊
- ・ 座屈
- ・ 疲労
- ・ クリープ
- ・ クリープ疲労
- ・ 進行性変形
- ・ フレティング
- ・ 腐食

適用する対象によっては降状や過大な変形、漏洩なども許容されない場合がある。主要な機器（即ち圧力容器や配管）だけではなくて、主要な機器の機能に影響を及ぼすようであれば取付物や支持金具の破損も考慮しなければならない。重要な破損様式を拾いおとすと非保守的となるので、可能性のある全ての主要な破損様式を考慮する必要がある。特定事象の特定の破損様式に対する破損確率を計算する方法を(3)と(4)で説明する。

### (3) 信頼性評価法 (ばらつきの伝達)

この節では、ばらつきのみを考慮した信頼性評価を取扱う。

基本変数（材料、構造及び荷重パラメータ）の中の不規則なばらつきは破損現象の数学モデルを通じて破損確率に影響を与える。この基本変数のばらつきは、機器・配管の挙動の不規則なばらつきを決定し、さらに構造信頼性を評価するのに用いられる。

$x_i$ ,  $i = 1, 2, \dots, N$ , を基本変数とすると破損は、

$$g(X) \geq 0 \quad (2.2.4)$$

で与えられる。ここで $X$ は基本変数 $x$ のベクトル、 $g(X)$ は破損関数であり、

$$g(X) = 0 \quad (2.2.5)$$

は限界状態または破損領域の境界を示す。ここでいう“破損”とは(3)で述べた破損モードの1つである。

(2.2.4) 式の典型的な形は

$$g(X) = L(X) - C(X) \geq 0 \quad (2.2.6)$$

である。ここで $L(X)$ は荷重（または応力）パラメータ、 $C(X)$ は容量（または強度）パラメータである。

破損確率は次式で与えられる。

$$P_r = P [g(X) \geq 0] \quad (2.2.7)$$

破損確率の数学的表現は、

$$\begin{aligned} P_r &= \int_{\Omega} f_N(X) dX \\ &= \int_{\Omega} f_N(x_1, x_2, \dots, x_N) dx_1, dx_2, \dots, dx_N \end{aligned} \quad (2.2.8)$$

ここで $f(X)$ は基本変数 $x_i$ の結合確率密度関数、 $\Omega$ は(2.2.4)式の不等式を満たす破損領域である。右辺の積分は破損領域内の結合確率密度関数の多次元体積を示している。

(2.2.8)式による破損確率の計算は“完全分布法” full distribution approachと呼ばれる、この方法では基本変数の結合確率密度関数が必要である。(2.2.8)式による破損確率が正確に計算されるならば、

計算された破損確率は正確である。しかしながら正確な積分は限られた場合にのみ可能であり、このような場合はいわゆる応力強度比較法と同一である。正確な積分が不可能なときは近似的な数値積分法が考慮されるが、このような方法は特殊な場合のみ実際的である。最も一般的に使える方法はモンテカルロ法である。これは強力な方法であって、式(2.2.8)の積分の実行にも、破損現象をシュミレートすることにより直接破損確率を計算することにも使える。この方法はどんな信頼性の問題も実質的に解くことができるが、欠点は必要な計算をするのにかかるコストである。モンテカルロ法については後述する。

結合確率密度関数の積分はたいいていの場合困難で、費用のかかる仕事というだけでなく、データから結合確率密度関数を作ろうとするとデータの不足のために満足のいく結果とならない場合が多い。破損確率が近似的な推定で十分ならば、安価な2次モーメント法と呼ばれる近似法が使用される。日本の材料学会の構造信頼性シンポジウムではこの手法がよく取り扱われている。完全分布法と異なり、この方法は基本変数の結合確率密度関数を必要とせず、それぞれの変数の最初の2つのモーメントだけを必要とする。ここでは正確な完全分布法に重点をおき、2次モーメント法については議論しない。興味のある読者は市川の著書などを参照されたい。

### ① 応力強度比較法 (Stress Strength Interference Method)

(2.2.6)式で与えられる破損関数を考える。荷重と容量パラメータが独立とすると破損関数は次のようになる。

$$g(L, C) = L - C \leq 0 \quad (2.2.9)$$

ここでLとCは荷重および容量パラメータとする。(2.2.9)式を(2.2.8)式へ代入すると破損確率は次のようになる。

$$P_r = \int_{\Omega} f(L, C) dL dC \quad (2.2.10)$$

ここでf(L, C)はLとCの結合確率密度関数である。LとCは独立なので、

$$f(L, C) = g(L)h(C) \quad (2.2.11)$$

ここでg(L)とh(C)はLとCの確率密度関数である。破損領域Ωは次式で得られる。

$$L \geq C \quad (2.2.12)$$

(2.2.11)式を(2.2.8)式を代入し、積分に適切な限界を与えることによって破損確率は次式によって計算できる。

$$\begin{aligned} P_r &= \int_{-\infty}^{\infty} \int_{-\infty}^{\infty} g(L) h(C) dL dC \\ &= \int_{-\infty}^{\infty} \left\{ \int_a^{\infty} g(L) dL \right\} h(C) dC \end{aligned} \quad (2.2.13)$$

または、

$$\begin{aligned} P_r &= \int_{-\infty}^{\infty} \int_{-\infty}^{\infty} h(C) g(C) dC dL \\ &= \int_{-\infty}^{\infty} \left\{ \int_{-\infty}^L h(C) dC \right\} g(L) dL \end{aligned} \quad (2.2.14)$$



このように破損確率は荷重と容量のパラメータが独立の場合、破損領域にわたる荷重と容量のパラメータの確率密度関数の多重積分によって与えられる<sup>2)</sup>。(3)または(4)式を使う破損確率の計算の方法は“応力強度比較法”または“荷重容量比較法”〔20, 23〕\*1と呼ばれる。

(2.2.13), (2.2.14)式の右辺の積分は荷重と容量の確率分布の任意の形に対して有効である。たとえば、荷重と容量のパラメータの平均がそれぞれ $\mu_L, \mu_C$ 、それぞれの標準偏差が $\sigma_L, \sigma_C$ の正規分布の場合を考えると破損確率は次のようになる。

$$P_f = 1 - \frac{1}{\sqrt{2\pi}} \int_A^\infty \exp(-z^2/2) dz \tag{2.2.15}$$

ここで

$$A = \frac{|\mu_C - \mu_L|}{\sqrt{\sigma_C^2 + \sigma_L^2}} \tag{2.2.16}$$

(2.2.15)式の積分は陽には得られないが、種々のAの値に対して積分値の標準表が確率の通常の教科書に与えられている。そこで荷重と容量の平均値と標準偏差を与えるとAの値が得られ、Aの値から積分値と破損確率が簡単に計算できる。同様に、種々の分布形について同様の標準表を準備しておけば個々の破損モードに対する破損確率が容易に算出できる。KapurとLamberson〔24〕は次のような場合にこのような簡単な方法を与えている。

1. 正規分布の荷重と容量
2. 対数正規分布の荷重と容量
3. 指数分布の荷重と容量
4. ワイブル分布の荷重と容量
5. ガンマ分布の荷重と容量
6. 正規分布の荷重と指数分布の容量
7. 指数分布の荷重と正規分布の容量
8. 正規分布の荷重とワイブル分布の容量

ここで、各種分布形の相互関係を図2. 2-1に示しておく。

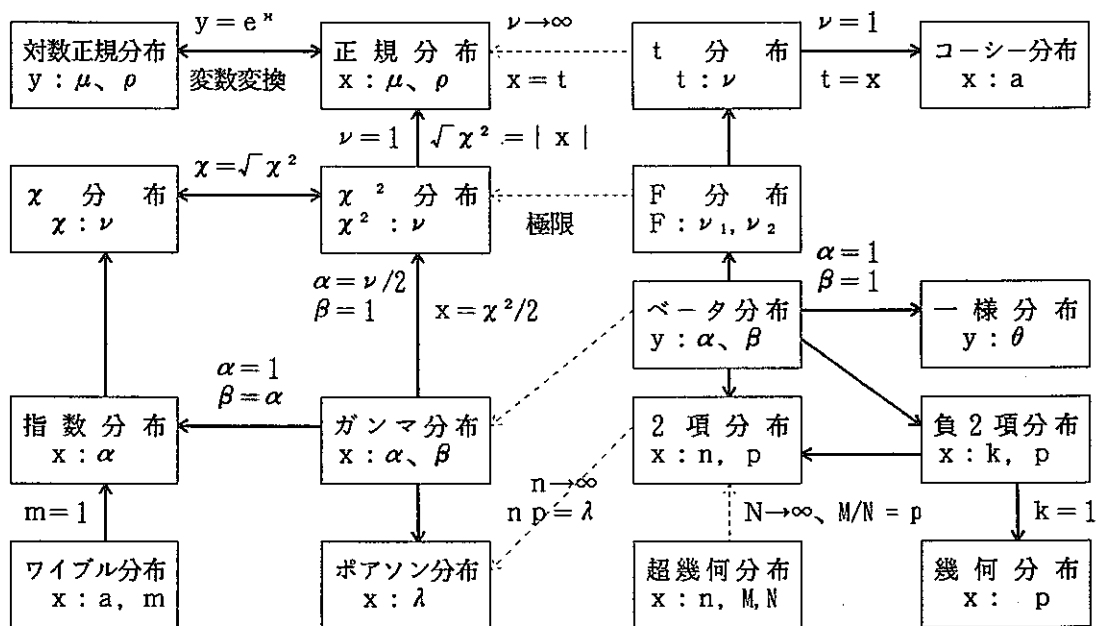


図2. 2. 1-1 確率密度関数分布間の相互関係

\* 1 : 著者注

[ ] 内数字はSandararajanの元論文<sup>(1)</sup>の参考文献を示す。

もし簡単な表示や表が、特殊な問題に対して得られていないならば、数値積分やモンテカルロ法を用いなければならない。

一般に荷重パラメータ  $L$  は負荷された荷重、構造の寸法、材料の特性の関数となる。

$$L = L(y_1, y_2, \dots, y_n) \quad (2.2.17)$$

## ② モンテカルロシミュレーション技法

モンテカルロシミュレーション技法は、中性子物理学、オペレーションリサーチ情報理論、制御系等の雑多な分野において用いられる、確率解析の強力な方法である。一般的なモンテカルロ法については計算プログラムも含めて多数出版されている、構造信頼性の分野で広く用いられている。モンテカルロ法は、応力強度干渉法に比べてコストがかさむので、応力強度干渉積分の計算に解析的または簡易的な表現が得られない場合に用いられる。

### [シミュレーションの手順]

積分の計算。(2.2.8) 式の積分を考える。すなわち、問題は、基本変数  $x$  の結合確率密度関数が既知であるときの破損領域  $\Omega$  にわたる積分の計算である。積分の計算としてのモンテカルロ法の手順は下記のステップとなる。

#### 第1ステップ

結合密度関数  $f_N(x_1, x_2, \dots, x_N)$  に従ってそれぞれの変数  $x_i$  について乱数を発生する。

#### 第2ステップ

第1ステップで発生した点  $(x_1, x_2, \dots, x_N)$  が領域  $\Omega$  内に落ちるかどうかがチェックする。

#### 第3ステップ

第1ステップおよび第2ステップを例えば  $N_T$  回繰返し、発生させた点が領域  $\Omega$  内に落ちる回数 ( $N_r$ ) を数える。個々の繰返しを“試行”と呼び、この試行の集まりを“シミュレーション”と呼ぶ。

#### 第4ステップ

$(x_1, x_2, \dots, x_N)$  のすべての起こり得る値にわたる積分の値は1なので、破損確率は  $P_r = (N_r / N_T)$  となる。

ここで注意すべき点は、満足できる結果を得るには何回の試行が必要かということである。必要とされる試行数は結合確率密度関数、破損領域および結果としての破損確率それ自身の関数となる。一般的には、破損確率が小さくなるほど必要とされる試行数は多くなる。シミュレーションの試行数の妥当性を評価するには次の2つの方法がある。

#### 第1の方法

$N_T$  回の試行数のシミュレーションを独立に4回行い、それぞれのシミュレーションでの破損確率を比較する。この値の違いが許容公差範囲内ならば、平均値を破損確率として使用する。

#### 第2の方法

試行が実施されるときに、シミュレーションの中間段階での破損確率を計算する。1つのアプローチは試行が破損領域となるときに破損確率を計算する。 $N_1, N_2, \dots, N_s$  の試行で破損が観察されると、それぞれの中間での破損確率は  $1/N_1, 2/N_2, \dots, S/N_s$  となる。

シミュレーションの初期の段階で、それぞれの中間点で計算された破損確率はかなり異なる。しかし試行数が許容できる段階に達すると差は小さくなる。

### 破損現象のシミュレーション

前節で述べたように、破損確率計算の過程は式(2.2.8)の積分の評価そのものである。同様の過程は破損現象のシミュレーションとして見ることもできる。第1ステップとして前節で述べたモンテカルロシミュレーションの手順を考える。ランダムな点  $(x_1, x_2, \dots, x_N)$  の発生は調査しようとする圧力機器のランダムサンプルの発生に対応する。確率は、発生された基本変数  $(x_1, x_2, \dots, x_N)$  によって定義される。第2ステップは発生点が破損領域内に分類されるかどうかのチェックであり、荷重と容量パラメータを計算し荷重が容量より大きいかをチェックするのに相当する。換言すれば、機器・配管のランダムサンプルが破損するか生存するかを第2ステップで行なうことになる。発生点が破損領域内に分類される数を数える第3ステップは、機器・配管が破損するランダムサンプルの数を数えることに相当する。第4ステップで集積値を  $N_r / N_T$  として計算する。ここで  $N_r$  は破損領域に分類される発生点の数、 $N_T$  は全試行数である。この手順を機器・配管の破損のシミュレーションと見なすと、破損確率は機器の破損サンプルの数 ( $N_r$ ) を全サンプル数 ( $N_T$ ) で割った値に等しい。信頼性評価としてのモンテカルロ法は積分計算の数学

的問題または、破損現象の数値シミュレーションと見ることができる。

#### [精度向上法]

モンテカルロ法により得られた破損確率は、数値解としては“正確”ではない。モンテカルロ法と厳密な方法との差異は誤差と呼ばれる。誤差を減少させる明らかな方法は試行数を増加させることであるが、試行数は費用の面からある制限値を超えることはできない。無理のない試行数で満足な結果が得られないならば、誤差を減少させる他の方法を探さなければならない。これらの方法は偏差減少法として知られており、荷重サンプリング法 Importance sampling, 系統的サンプリング法, 分割サンプリング法, Latin hypercube サンプリング法, 条件付予測法, 対照変数 (Antithetic variates) 法, および層別サンプリング法は一般的な偏差減少法の一部である [39, 41, 43-50]。

#### (4) 不確実性の伝播

圧力容器・配管の信頼性評価結果に含まれる不確実性は、破損現象の数学モデルおよびばらつきを記述する統計モデルの不確実性に起因する。ばらつきは材料特性、構造の寸法、荷重などであって、機器毎に異なる固有のパラツキである。不確実性は数学的モデル化や統計的モデル化に含まれる近似手法に起因する。現象をモデル化する手法の精度を向上させると不確実性は減少し、ゼロにはしきれないが低いレベルにはなる。簡易構造解析 (例えば梁解析) の閉形式の解の結果の不確実性は、より複雑な問題 (例えば、補強付きシェル解析) の計算結果に含まれる不確実性よりも低い。先に記した信頼性評価法はばらつきだけを伝播する。このようなばらつきの伝播は、ばらつきも不確実性も陽には考慮されていない従来の決定論的方法と比較すると、1段階洗練されたものと言える。ばらつきだけでなく不確実性も含まれるような、さらに洗練されたより高い段階の確率論的方法が、決定論的結果に慣れた研究者の理解を得るために必要と考えられる。確率解析のレベルは“不確実性解析”, “不確実性伝播解析” “信頼評価の第2レベル” というようないろいろの名で呼ばれる。前節の容器・配管の信頼性解析の第1のレベルは手法としてかなりよく確定されているが、信頼性評価の第2レベルは始まったばかりのようであり、数学的モデル化および統計的モデル化上での定量的不確実性評価方法、およびそれらの信頼性評価結果への伝播に関する文献は出はじめている。'90年代にはこの分野に関する文献はますます多くなると考えられるが、分野は発展途上段階にあるので、特徴のみを短く下にまとめる。

不確実性の伝播解析には、基本変数および破損現象の数学的モデル化における不確実性の確率分布数が必要となる。

#### 基本変数の不確実性

破損現象の数学モデルにおける基本変数の不確実性は次による。

1. 確率密度関数を決定するサンプル数が限られていること
2. 確率分布形の選定
3. 試験および計測での誤差

1.に関しては、限られたサンプル数に起因する不確実性の定量化に統計的方法が利用できる。2.と3.の項目から生じる不確実性の定量化に関しては、1.の項目に対するほどの有力な方法はない。

基本変数の不確実性は和または積の形によって表現できると現状考えられており、基本変数  $x$  は例えば次のようにかける。

$$x = x_v + x_u \quad (2.2.20)$$

ここで  $x_v$  はばらつきによる偏差、 $x_u$  は不確実性による偏差を示す。GreimannとFanousは内圧を受ける圧力容器の信頼性評価にこの方法を用いた [69, 70]。  $x_v$  は統計データから決められている。一方、 $x_u$  は工学的判断と経験に基づいて決められた。適切な確率分布の決定は熟練者にとっても容易ではないが、Greimann, Knapp and Yeungは、“平均値が28ksiより大きい信頼度は90%である” というような熟練者の主観的な“信頼度の声明”を不確実性の確率密度関数へ変換できることを示唆している (そのような数学的変換手法は文献 [78] に示されている)。これらの主観的な信頼度声明は確率密度関数それ自身を推測するよりずっと容易である。

積の形を用いると、 $x$  は次のように記述される。

$$x = x_v \cdot x_u \quad (2.2.21)$$

ここで変数は(2.2.20)式の定義と同じである。この形は圧力機器などの構造物の耐震信頼性評価に広く用い

られている〔74〕。これらの研究者は  $x_v$  および  $x_u$  に対数正規分布を使用する。 $x_v$  の平均と対数標準偏差はデータから決められる。 $x_u$  の平均と対数標準偏差は技術的判断や経験に基づき推定されている。

#### 数学モデルの不確実性

破損現象の数学モデル中の不確実性は次による。

1. 複雑な構造を梁, シェル, 有限要素などでモデル化することによる近似
2. 荷重の分割, 単純化での近似
3. 境界条件設定における近似
4. 材料挙動のモデル化における近似
5. 解析手順における近似

数学的モデルにおける不確実性は基礎変数の不確実性の議論と同様な方法で記述できる。Y を圧力機器の構造解析の結果とすると

$$Y = Y_v + Y_u \quad (2.2.22)$$

ここで  $Y_v$  はばらつきの伝播の結果であり、 $Y_u$  は数学的モデル化における不確実性を工学的に判断して決められる。

#### 伝播技術と結果

Greimann, Knapp and Yeung〔78〕は計算された信頼性の中に含まれる不確実性を決めるために、基本変数と数学モデル化における不確実性の伝播の方法を提案している。Kennedyら〔74〕も不確実性の伝播の簡易な近似法を開発したが、この方法は彼らによって開発された耐震信頼性評価手順に対するものであって、他の信頼性評価法へ適用するには一般的とはいえない。

不確実性の伝播解析の結果得られるものは、信頼性評価においては、破損確率の確率密度関数である。この分布はまた破損確率に関し“不確実性の分布”と呼ばれる。信頼性評価の第1レベル (Variability 伝播) は破損確率に対し、例えば1年あたり  $3.2 \times 10^{-4}$  の破損という1点の値を与えるが、信頼性評価の第2レベル (Variability と Uncertainty の伝播) によると破損確率の確率分布が求まる。この確率分布から破損確率は任意の信頼度レベルにおいて、例えば1年の破損率が  $9.1 \times 10^{-4}$  以下なのは95%の信頼度、または  $3.2 \times 10^{-4}$  以下なのは50%の信頼度、または  $1.5 \times 10^{-4}$  と  $9.1 \times 10^{-4}$  の間にあるのは90%の信頼度、というように計算できる。このように基本変数と数学的モデル化におけるいろいろな不確実性は破損確率の単一の不確実性分布に要約できる。

#### (5) 応用例

1970年代後半から80年代前半にかけて、原子力発電プラントの圧力容器・配管の信頼性評価の研究開発が活発に行われた。構造工学以外の分野の技術、工学上の進展、応用数学等の基礎学問領域がこの領域に応用された。このようにして開発された評価法が現実的な事例に適用されており、これらの適用例の代表的なものについて紹介する。

##### ① 原子炉圧力容器の信頼性

原子力規制当局と事業者の双方にとってPWRにおける重要な課題の一つは、放射化された容器の加圧下熱衝撃 (PTS, Pressurized thermal shock) の過渡事象である。過渡事象中の低温の効果と放射化の効果により容器材質の破壊力学的強度が低下し、高圧と熱応力とを受けて、もしも初期クラックが存在した場合には、クラックが不安定成長する可能性がある。通常、容器の強度は決定論的方法を用いて評価される。80年代初期に技術者達は決定論的评价を補うために確率論的方法を用いることを最初に試みた。破損確率の計算以外に、確率論的方法は種々のシステムパラメータ (初期欠陥寸法、銅やリンの含有率、運転年数、中性子束レベルなど) および過渡事象を、破損への相対的奇与と関連させてランク付けするためにも、信頼性評価技術は利用された。これらの評価結果は最適運転手順の決定、改良および設計にも応用されてきた。

Gamble & Strosnider〔52〕はモンテカルロ法と加重サンプリング法 (importance sampling) により発電用PWR炉容器の通常運転時および過渡事象時の信頼性を計算した。〔52〕より引用した図2.2.1-2は炉容器の設計寿命末期 (EOL, end of life) の破損確率を圧力および温度の関数として表示したものである。図中にはASME Boiler and Pressure Vessel Code により規定される運転圧力-温度上限値も示されている。これを比較すれば、ASME Codeに従った炉容器の破損確率は過渡事象1回あたり  $10^{-7}$  以下であることがわかる。彼らはさらに、初期欠陥の分布、検出可能な欠陥寸法の下限値、銅およびリンの含有率、

放射能レベルおよび運転年数が破壊確率に及ぼす影響を推定した。

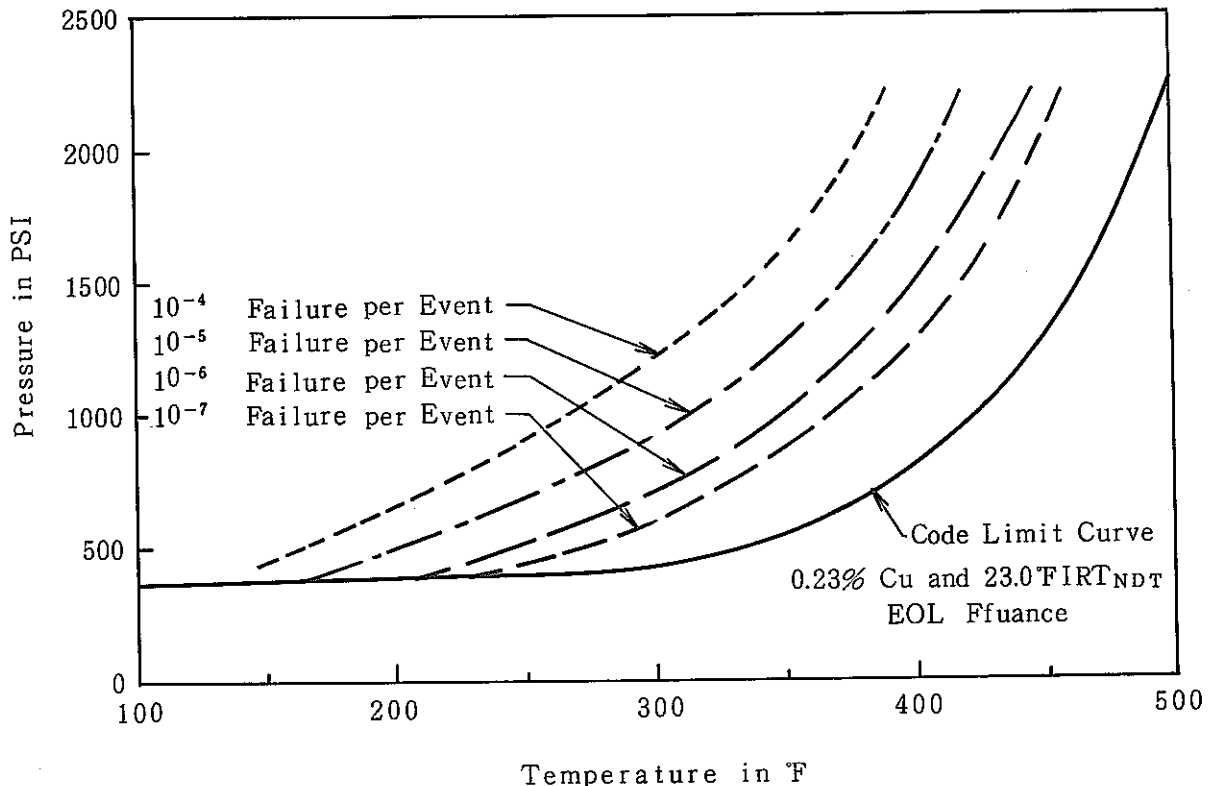


図2.2.1-2 プラント末期照射条件でのASMEコード許容値と等破損率曲線

Gamble & Strosniderの先駆的研究に続いて、他の研究者達、例えばBalkey & Furchi [57] や Turner, Balkey & Phillips [58] からも同様のプラント固有の信頼性評価を行った。基本的な手法はGambleらの方法と同じであり、若干の改良がなされている。Balkey & Furchi [57] は初期欠陥の形状、欠陥の方向、中性子束の壁厚による減衰および熱伝達率等のパラメータが容器の信頼性に及ぼす影響を推定した。Turner, Balkey & Phillips [58] は種々の過渡事象（例えば除熱源喪失、冷却材喪失事故、蒸気発生器伝熱管破裂など）が非信頼性（破損）に及ぼす効果を推定し、個々の事象について相対的な重要度を検討した。Turnerらの文献にはこれらの結果が示されている。これらの結果は炉容器破損リスクを効率良く減少させる手段を決定する上で非常に有効である。

Stevens, Simonen, Strosnider, Klicker, Engel & Johnson [107], Jackson, Moelling, Berte & Herbst [33] および Jackson & Moelling [34] からも同様の研究を行った。これらの研究者達はすべて同様のモンテカルロ法を用いた。

P T Sを受ける炉容器の強度の問題に信頼性評価技術を応用したことは、新たな運転形態に対する新たな安全問題を論ずるうえで、確率論的手法がいかに実り多く利用できるかを示した好例である。確率論的手法の利用は、プラントの予期せざる停止を避けて多額の経済的損失を防ぐだけでなく、リスクを低減させる効果的な手段をピックアップすることによって効率的に安全性を増すことにつながる。

② 原子力配管の信頼性

原子力発電プラントでは配管破断（DEPB, double-ended-pipe-breaks）を想定して、配管、構造物および機器は配管破断による荷重に耐えるように設計される。このような設計では大げさな配管サポートやレストレイントが必要となり、一般に保守的であると考えられている。1970年代後半に米国NRCや他の組織に主導されて、配管破断確率を評価するためのたくさんのプロジェクトが発足した。供用前検査および供用中検査の効果、あるいは種々の運転状態および事故による荷重が配管破断確率に及ぼす効果もこれらの研究の一環として把握された。

これら一連の研究の大半が基本的な解析手段としてP R A I S Eと呼ばれる確率論的破壊力学解析

コンピュータプログラムあるいはその派生プログラムを用いている\*1。PRAISEプログラムは、Lim [59]により開発され、運転状態および過渡事象および地震等による漏洩確率あるいは配管破断確率を計算するために、モンテカルロ法と層別サンプリング(stratified sampling)を用いている。初期欠陥寸法、荷重および材料特性のばらつきなどが、非破壊検査による欠陥検出確率と同様に、確率論的モデルに含まれている。Woo & Chou [63]は計算による漏洩確率と運転中プラントの漏洩データを比較検討し、確率論的手法により妥当な漏洩確率を推定できるという結論を得た。

漏洩および配管破断確率に及ぼす供用中検査の影響についてはHarris [83]あるいはHarris & Lim [84]により研究された。供用中検査を実施した場合の10年間あたりの破損確率(漏洩および配管破断確率)と供用前検査のみで供用中検査を実施しない場合の破損確率の比が示され、効果的な供用中検査の方法が推奨されている。定期的な供用中検査により破損確率が大幅に減少することが明示されている。初期欠陥寸法の分布パターンを仮定しその影響についても検討された。2種類の分布パターン、すなわち一方はMarshall [1]により提案された分布則、他方はBecher & Hansen [75]により提案された分布則が考慮されたが、結果は初期分布パターンにほとんど依存しないものであった。このことから、解析の前提条件に含まれる誤差(確率分布関数の差)評価を確率論的解析結果により行った場合、誤差は洗い流されて消えてしまうことがわかった。供用中検査の効果は、特定の寸法の欠陥を検出できる確率により記述でき、検査チームの習練度に依存する。配管検査に関する広範なデータ[76]に基づいて、検査チームを「下級(Poor)」、「中級(Good)」、「上級(advanced)」の3クラスに分類し、それぞれのクラスの欠陥検出確率が推定された[77, 85]。

Woo & Simonen [64]は検査チームの習練度と検査スケジュールが漏洩確率に与える影響について検討した。多量漏洩の確率が運転年数、検査チームの習練度および検査スケジュールの関数として示されている。

Dedhia, Harris & Lim [62]は残留応力の効果について検討し、Harris & Lim [60]は振動応力の効果について検討した。Hong & Yeator [65]は振動応力、残留応力、初期欠陥寸法の分布および欠陥検出確率の効果を検討した。地震による配管破断の確率を推定することが、彼らの一連の研究[67, 79~82]の主な目的であった。彼らは地震の強さに応じた配管破断確率を計算し、地震が起こる確率と組み合わせて1運転年あたりの配管破断確率を求めた。その結果は、1運転年あたりの配管破断確率は $10^{-10}$ 程度であり、漏洩確率は数桁大きくなった。これらの結果から次の事項が保証されると結論されている。すなわち、原子力プラントの設計荷重においては、SSE(安全停止地震, safe shutdown earthquakes)による荷重は配管破断による荷重と組み合わせる必要がない、なぜならSSEが原因で配管破断が生じる確率は無視できる程度に小さいからである。本件は、設計基準や許認可基準を改定するうえで、あるいはプラントの安全性を保ちつつ多額のコスト低減を達成するうえで、確率論的信頼性評価がどのように利用できるかという一例である。

### ③ 内圧を受ける格納容器の信頼性

原子力発電プラントの仮想事故事象の一つは鋼製格納容器が設計レベルを超えた高圧下にさらされる事象である。本条件下の容器の強度評価に確率論的信頼性評価技術が適用された。2次モーメント法(Second moment method)とモンテカルロ法を用いて、漏洩確率が内圧の関数として計算された[69, 70]。図2.2.1-3は計算結果を「危険曲線(Fragility curve)」の形式で表示したものである。中央の曲線は変数のバラツキのみ考慮し、モデルの不確実性を無視して得られたものである。左側は信頼度95%の危険曲線、右側は信頼度5%の危険曲線であり、これらの2曲線は変数のばらつきとモデルの不確実性の効果を双方とも考慮している。

### ④ 原子炉圧力容器および配管の耐震信頼性

最近になって原子力プラントにおける地震のリスクを評価するためたくさんの確率論的リスク評価の研究が成された[74, 86~89]。日本の軽水炉においてはこの種の研究は原研が委員会を作り進めているが、純粋なシステム安全研究型であるので、必ずしも評判は良くないようである\*1。もんじゅ用としても炉工室で軽水炉と同様な手法を米国から輸入しようとしており、現在手法勉強のために職員が米国出張中である。米国における研究結果は「原子力プラントが地震に対して、高度な安全性を有すること」をシステム信頼性的に示している。これらの結果はまた、構造物要素および機器類を地震リスクへの影響度に応じて分類するためにも用いることができ、こうした分類により要素および機器のそれぞれに応じて適切な基準値を設定することが可能となり、その結果として全体的な地震リスクを効率良く(低コストで)低減できるとしている。

\*1 : 著者注 :

日本では、原研の溶接協会への委託研究「原子炉構造材料の経年劣化に関する基礎試験」の中のPFM分科会で基礎研究が1987年から行われている。PNCは自社開発コードの検証を目的としてこの分科会に参加している。

確率論的地震リスク評価研究では、種々の構造要素および機器類の地震の強さに応じた破損確率データが必要となる。このデータは、危険曲線の形式で与えられる。これらの曲線は内圧に対する危険曲線と同様のものであり、X軸として地盤の最大加速度、要素の支持点における最大加速度あるいは要素に加わる力（または応力）がとられ、Y軸として破損確率がとられる。

耐震危険曲線を作成するために2種類の方法が適用できる。1つの方法はローレンスリバモア国立研究所（LLNL）において、LLNLの職員およびその下部実施機関により、耐震安全裕度研究プログラム（SSMRP, Seismic Safety Margins Research Program）の一環として開発されたものであり、SSMRP法と呼ばれている〔89〕。この方法は耐震危険曲線を作成するためにモンテカルロ法を用いている。もう一つの方法はKennedy, Cornell, Cambell, Perla and Kaplan〔74〕により開発され、Zion法として知られている。この近似法はSSMRP法に比べてかなり経済的な手法である。

②節で記したように、いくつかの確率論的破壊力学プロジェクトは、初期存在クラック（初期欠陥）の地震による進展を直接的に算出することにより、配管破断確率の増加を推定するものである。配管破断確率はまた、配管サポートの破損、配管に接続されるかあるいは配管の近傍に位置する他の要素類の破損などにより、間接的に増加することもあり得る。SSMRP法とZion法の両方法を用いて間接的な配管破断確率が計算されている〔67, 71, 90〕。計算結果によると間接的配管破断確率は1プラント年あたり $10^{-5}$ ～ $10^{-6}$ 回であり、この値は直接的配管破断確率より大きいけれども、値自体は大変小さいものである。これらの研究結果は、②節と同様に、「SSE荷重と配管破断荷重を重ね合わせることは非常に保守的である」ことを裏付けている。

#### ⑤ 信頼性をベースとした荷重の組み合わせ規準

圧力容器の構造要素は、通常運転状態、事故、地震や竜巻などの天災により生ずる荷重など、いろいろな荷重に耐えるように設計されなければならない。これら多数の荷重がすべて同時に作用することはないのである。2種類あるいはそれ以上の荷重が同時に作用したとしても、各荷重の最大値が同一瞬間に重なることはないであろう。それゆえに、構造要素は全ての荷重の最大値の絶対値和に耐える必要はない。設計基準委員会あるいは規制当局は、荷重の組み合わせ基準、すなわちどの荷重をどういう比率で組み合わせるべきか、を明示している。例えばn種類の荷重 $L_1, L_2, \dots, L_n$ がある場合、要求される荷重組み合わせは次の形で表示される。

$$\sum f_{ij} L_{j-1}^n; \quad i=1, 2, \dots, N \quad (2.2.23)$$

ここでNは考慮すべき組み合わせの数である。比率 $f_{ij}$ のいくつかは0であってもよく、全ての荷重組み合わせが各々すべての荷重を含む必要はない。通常の場合比率 $f_{ij}$ の値は、経験（実験）をベースとし、設計基準作成者側あるいは規制当局側の判断により決定される。

これらの荷重組み合わせに対して、異なる構造要素は信頼性も異なるのが普通である。確率論ベースの（あるいは信頼性ベースの）荷重組み合わせ規準の目標は「すべての構造要素が、それぞれ固有の荷重組み合わせに対して設計され、同レベルの信頼性を有すること」である。要素間の荷重のパラツキにより、要素の実際の信頼性は目標値と異なってくる。荷重組み合わせ基準は「すべての要素についての信頼性の実現値と目標値の差の自乗和を最小にする」ように策定されるべきである。この最小化手順は、基準最適化（Code optimization）と呼ばれ、信頼性ベースの荷重組み合わせ基準の開発の基本を成すものである。NRC主導の「確率論ベースの荷重組み合わせ基準開発プロジェクト」の成果は文献〔100～103〕を参照されたい。これらは「決定論的設計手法に用いる合理的で経済かつ安全な設計基準」を開発するために、信頼性評価技術を適用することがいかに有意義であるかを示す好例である。

#### ⑥ 圧力容器の破損の想定

圧力容器は高度の安全上の要求を満たすように設計され、また過去の運転経験から破損確率は非常に小さいことが明らかではあるが、それでもなお圧力容器が破損に至る可能性が0というわけではなく、わずかながら破損の可能性が残っている。圧力容器破損を想定した場合、内部流体の化学的作用、温度および圧力、あるいは容器の体積および重量等が検討対象となる。容器に近接した機器、計装および構造物に対する機器的損傷および付近の人員の傷害の多くは、容器破損による衝撃波あるいは容器の破片の衝突などが原因となる。損傷および人的傷害を防止するために作業場所および重要な機器類は容器から遠ざけるかあるいは防護用バリアーが設けられる。最近の検討例では機器の配置、機器および人員の防護の設計のベースとし

\* 1：著者注：

システム安全に関するPSAについては原子力学会誌、1988年7月号に柴田教授、岡村教授らの詳しい展望が示されている。結局のところ、PSAの現状はミステリー文学あるいは論理学の領域を脱しておらず、工学として必ずしもうまく発達していないものと感じられる。

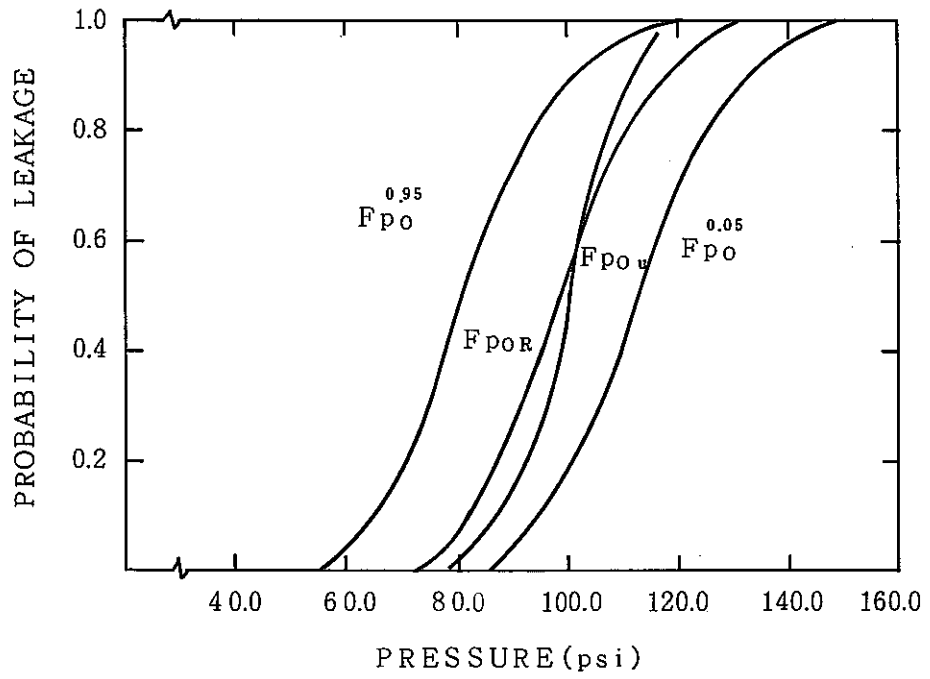


Fig. 2.2.1-3 Fragility curve for containment under internal pressure



て最悪の場合 (Worst-case scenario) を想定している。このような決定論的アプローチは概して非常に保守的でありかつ非経済的である。

最近Sundararajan [92] は、要求された危険レベルを満たすような機器/作業領域の配置および防護バリアーを設計するための総合的な確率論的アプローチ法を開発した。この手法では容器の種々の破損形態の確率、容器破片の大きさ、形状、重量および飛散速度などのバラツキが考慮される。破片のランダムな飛散をシミュレートして、容器周辺の任意位置における破片の衝突確率を示す確率コンター図が示されている。このような破片衝突確率コンター図は危険確率が容認できる程度に低い領域の設定、および重要な機器あるいは作業場所をこれらの低危険領域に設置するための判断資料となる。やむを得ず、衝突確率の高い場所に機器/作業領域を設置する場合は防護バリアーを設けねばならない。Sundararajanの総合的アプローチはまた確率論ベースのバリアー設計にも適用できる。衝突破片の重量、速度および衝突角度の確率分布を、バリアー材質の物性のバラツキとともに考慮して、設計曲線が準備されている。確率論的デザイン曲線はバリアーの板厚の関数としてバリアーの破損 (すなわち貫通) 確率を与える。設計者は、特定の機器あるいは作業領域に対して要求される安全レベル (バリアーの破損確率に換算できる) に応じてバリアーの板厚を決定できる。このアプローチによる設計は (決定論的アプローチに比べて) より合理的で経済的に、要求された安全レベルを達成できる。

### ⑦ 決定のための解析

①から⑥で述べたあらゆる信頼性評価結果が以下の決定に用いられる：すなわちある要素の強度を増す必要があるかどうか、どの要素を優先してグレードアップするか、定期検査のスケジュールをどうするか、圧力容器附近の特定の機器に対し防護バリアーが必要かどうか、等々。しかるにコスト要因すなわちグレードアップのコスト、プラント停止のコスト、等々は決定の過程で直接的には考慮されない。正式な決定解析では物理的なシステムの信頼性だけでなく経済的な要因の不確実性について考慮できる方法が用いられる。これらの方法の起源はオペレーションリサーチあるいはマネジメントサイエンスであり [94]、工学的な決定手法としてもよく用いられてきた [25]。

E P R I (米国電中研) がスポンサーとなり、原子力工業における圧力容器/配管に正式な決定解析および信頼性評価手法を適用する、先進的なプロジェクトが実施された。その手法のデモンストレーションとして2つの固有の問題が研究された [95~97]。

最初の問題はBWR配管の応力腐食割れに対する最良の対策を決定することであった。3種類の対策が考えられた。

- 1 防止措置なし、クラックの検出された配管を交換修理する。
- 2 応力腐食割れが生じ易い配管群をそっくり、材質改善されたものと交換する。
- 3 I H S I (誘導加熱応力除去) を適用する。I H S I は残留引張応力を減少させ応力腐食割れを防ぐための熱処理である。

正式な決定解析では、3つの対策の各々について予測可能な種々のシナリオを想定し、個々のシナリオにおける総コストを推定した。総コストには、対策を実施するための直接費用、対策実施中の運転休止の費用、運転および保守の費用などが含まれる。システムの物理的パラメータのばらつきを考慮するだけでなく、種々のコストおよび運転休止日数を予測する過程での不確実性も考慮されている。解析の主要な結果は、それぞれの対策について予測された総コストである。このデモンストレーション用の問題では次のように計算された。

- |           |      |          |
|-----------|------|----------|
| 1 防止措置なし  | ———— | 890 百万ドル |
| 2 交換      | ———— | 728 百万ドル |
| 3 I H S I | ———— | 570 百万ドル |

これらの結果よりI H S Iが最良の対策であることが明らかである。

決定解析手法のデモンストレーションのためにE P R Iが採用した第2の問題は1次冷却系ポンプの支持ボルトの応力腐食割れである。2種類の対策が考慮された。

- 1 防止措置なし
- 2 硬度試験および硬度の高いボルトの交換。(高硬度のボルトは応力腐食割れが生じ易いからである。)

決定解析では試験および交換の直接費用、運転休止費用および配管サポート破損事故が生じた場合の費用などが考慮された。事故に対するコスト要因を設定するうえでの大きな不確実性があるけれども、決定解析の結果によれば、最良の対策は「防止措置なし」であった。解析によると、配管サポート破損事故の予測コストが30兆ドルを超える場合には (これは合理的な予測値からはかけ離れたコストである)、試験および交換が最良となった。この例題は次のことを示している。すなわち物理的パラメータやコスト要因に基本的に不確実性があっても、決定解析手法は合理的な判断資料を提供できるということである。

(6) 最近の米国の活動

圧力容器／配管の信頼性の確率論的評価は原子力工業分野でさらに注目され、受け入れられつつある。設計では決定論的基準および手順が用いられるけれども、信頼性評価手法が基準の開発に利用されつつある。このような確率論ベースの設計基準は、形式は決定論的であるが、工学的判断への依存を最小とし、一般的により合理的で経済的なものになる。計算で求められた圧力容器要素の信頼性はまた、原子力プラントのシステム信頼性解析および確率論的リスク評価にも利用できる。システムあるいはプラントの信頼性を推定することに加えて、システムおよびプラントレベルの信頼性解析を行うことは、経済的に信頼性を達成するうえで有意義である。

現在、圧力容器／配管の信頼性評価は、実質的に原子力工業分野にだけ適用されているが、非原子力分野への応用も活発になると考えられる。例えばプラントの効率を上げたり、プラントの停止を減らすために有効な経済的な手段を見出すために信頼性評価手法が武器となろう。図2.2.1-4<sup>(2)</sup>は現在実施中のASMEとNRC委託の研究の関連図である。

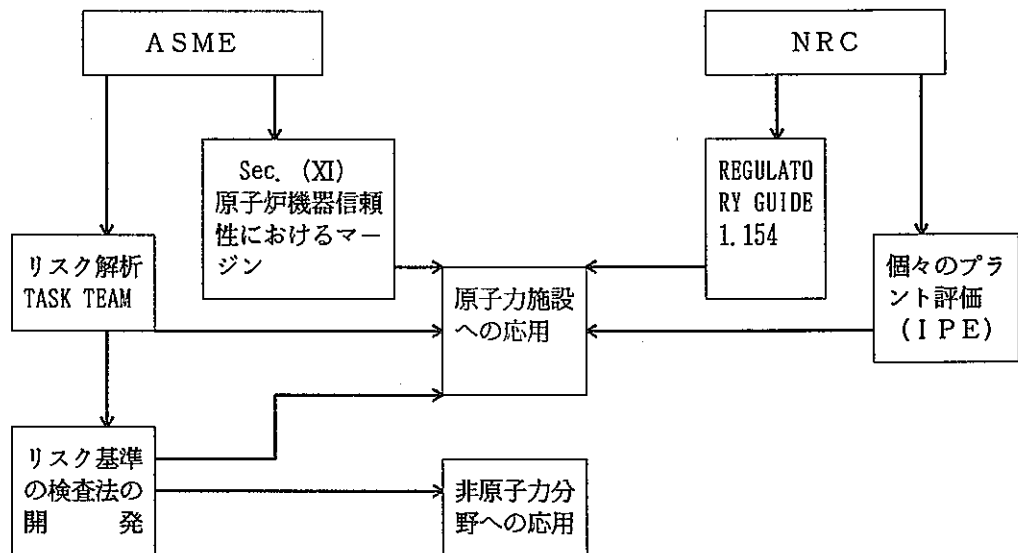


図2.2.1-4 米国ASMEとNRCの活動

参考文献

- (1) Sandararajan, C, Survey Paper, Probabilistic assessment of pressure vessel and piping reliability, J. Pressure Vessel and Technology, 1986, Vol. 168
- (2) Meyer, T. A., Balkey, K. R. and Bishop, B. A., Probabilistic structural mechanics and components reliability, Post conference seminar SMIRT 10, Construction code and engineering mechanics, Seminar No. 15, August 21-22, 1989

## 2. 2. 2 PNCにおける関連研究のレビュー

PNCにおける二重管型蒸気発生器の構造信頼性に係わる研究はまえがきに記した以外にはないが、蒸気発生器の研究や破壊力学の研究、システム安全研究の中で少し観点が異なるが議論されており、ここではこのようなPNCが過去に行った関連研究について概観する。著者の手元にある報告書の中でも研究の萌芽期に分類されるものに「ナトリウム加熱蒸気発生器の安全性と開発に関する試験研究」<sup>(1)</sup>がある。これは1969年から1971年に当時の蒸気発生器開発部から日本機械学会に委託された研究であるが、当時のナトリウム加熱型蒸気発生器の破損データのリストを作って分類し、SG事故波及図（現在のフォールトツリーと材料強度の考えをミックスしたもの）を作成し安全担保上はいまでいう設計基準が重要であり「商用プラントにとって信頼性と経済性とは設計上の必須条件であるところから、常に両者のバランスについて心がけねばならない」と結んでいる。この時代の手法は、現在のシステム安全検討などにおいてよく見掛けられる方法であり、すなわち本書でいうSFRAの手法を数少ない事例に適用して破損率を算出するに留まっている。

このような先例を踏まえてPNCでは、もんじゅ冷却系配管のLBB成立性検討のために実施された一宮、岡林らの研究<sup>(2, 3, 4)</sup>、もんじゅのPRA手法の開発に絡む可児らの評価<sup>(7, 8)</sup>、ナトリウム機器の信頼性データベースに関する中井、瀬戸口の調査研究<sup>(9, 14)</sup>、核燃料取り扱い施設に関連した東海事業所のシステム安全研究<sup>(11, 12)</sup>、ATRのシステム安全研究<sup>(10)</sup>が過去に実施され、あるいは現在進行中である。

### (1) 高温構造設計基準と構造信頼性および確率論的破壊力学

もんじゅ配管系の信頼性評価方法については一宮らがFBR配管の構造健全性の観点から概説している<sup>(4)</sup>。この中で、(1)内圧による不安定破壊に関しては、低圧流体を含む高靱性材料製（著者注：低圧ゆえ薄肉であることが言外に読み取れる。よって漏洩が破断に相当な時間先行して生じず。）配管であるので、軽水炉で生じる可能性のある不安定急速伝播型破断は生じない。(2)高温構造に起因する課題、すなわちクリープの効果、熱膨張応力、過渡熱応力について慎重に破損様式が検討された結果、信頼性評価上敢えて取り上げる破損様式は疲労およびクリープ疲労であって、不安定破壊ではない。(3)冷却材の純度管理が十分に行われるので、応力腐食割れの生じる可能性はほとんどない。これらはFBRの信頼度解析を行って得た結論ではなく、相対的な信頼度保証は専用高温構造設計基準によって行われているとするものである。

もんじゅではFBR配管の代表部位としてエルボの確率論的破壊力学による評価が線形破壊力学を用いて行われている<sup>(9)</sup>。この趣旨は次の2点である。すなわち、(1)評価対象は配管系で相対的に高応力を生じること、および直管との溶接部の初期欠陥の存在密度が相対的に高い（とみなし：著者注）ことから、エルボ中央断面横腹部および接続溶接部を選定する、(2)配慮すべき破損様式が疲労（クリープ疲労）破損であって延性不安定破壊の生じるき裂長が長いので、安定き裂進展の板厚貫通が破損過程の主要部を占める。

手法の主要諸元を下に示す。

① 一様乱数発生法	レーマー法
② 計算手法	加重モンテカルロ法(Importance Sampling Method)
③ 使用コード	FRAMSA P5 寿命の分布関数算出PROFRAM
④ 入力データ	SUS304母材 表2.2.2-1 SUS304溶接部 表2.2.2-2

母材部についての計算は、応力の大きさ、き裂進展則における $n_1$ 、 $n_2$ （表2.2.2-1 参照）をパラメータとした4ケースについて実施されており、2,000 サイクル以上の繰返し数に対する存在欠陥1個、30年間当たりの破損確率が計算されている。この破損確率曲線を800 サイクル（≒799 サイクル）にまで両対数上で直線外挿し、初期欠陥が1個存在する場合の破損確率は $10^{-9}$  /30yearsと評価される。この値を用いてエルボ母材部の全破損確率を求めるためにエルボ全面を小面積に分割する次のスキームが採られている。

すなわち、上述の小繰返し数 $N_i$ での破損確率 $P_f^M$ の外挿式（ $P_f^M = 2.45 \times 10^{-21} N_i$ ）と応力範囲13.5kgf/mm<sup>2</sup>に換算した等価繰返し数 $N_{10}^M$ のエルボ全面における応力範囲比 $\xi_M$ （エルボ中最大応力範囲で無次元化したもの）の関係（ $N_{10}^M = 800 \times \xi_M^{13}$ ）から、 $P_f^M$ の近似式が次のように求まる。

$$P_f^M = 10^{-9} \times \xi_M^{13}$$

一方、エルボ母材部全表面をM個の面積 $\Delta S_i^M$ の部分領域に分割し、 $\lambda^M$ を単位面積当りの初期欠陥の存在密度とすると、i番目の部分領域中に初期欠陥の存在する期待値は $\lambda^M \Delta S_i^M$ である。初期欠陥の存在がポアソン過程に従うと仮定すると、i番目の部分領域中にk個の初期欠陥が存在する確率 $q^{i,k}$ は次式で求まる。

$$q^{i,k} = \exp(-\lambda^M \Delta S_i^M) \cdot \frac{(\lambda^M \Delta S_i^M)^k}{k!} \quad (2.2.2.1)$$

従って、領域iの破損確率 $P_{f,i}^M$ は、同領域に欠陥が1個存在するときの破損確率 $P_f^M$ を用いて次式にて計算できる。

$$\begin{aligned} P_{f,i}^M &= 1 - \sum_{k=1}^{\infty} \left\{ 1 - P_f^M \right\}^k \cdot q^{i,k} \\ &= 1 - \exp \left\{ -\lambda^M \Delta S_i^M P_f^M \right\} \end{aligned} \quad (2.2.2.2)$$

したがって、エルボ母材部全領域の破損確率 $P_f^M$ は次式にて計算できる。

$$\begin{aligned} P_f^M &= 1 - \prod_{i=1}^m (1 - P_{f,i}^M) \\ &= 1 - \exp \left\{ \sum_{i=1}^m -\lambda^M \Delta S_i^M P_f^M \right\} \end{aligned} \quad (2.2.2.3)$$

$$\approx \sum_{i=1}^m \lambda^M \Delta S_i^M P_f^M \quad (2.2.2.4)$$

上式において、 $\lambda^M = 1.0 \times 10^{-4}$ 個/cm<sup>2</sup>、領域はエルボの応力等高線4レベル ( $\xi_M = 1, 0.5, 0.1, 0.1$ )を用い $P_{f,i}^M$ にはその領域の最大値を適用すると、

$$P_f^M \leq \lambda^M \sum_{i=1}^4 \Delta S_i^M P_f^M \quad (2.2.2.5)$$

$$= P_f^M (1 \times \Delta S_1^M + 0.5 \times \Delta S_2^M + 0.1 \times \Delta S_3^M + 0.01 \times \Delta S_4^M)$$

この計算結果は $6.25 \times 10^{-10}$  破損/エルボ1個・30年とされている。同様に周溶接部も評価され、 $3.28 \times 10^{-12}$  破損/エルボ1個・30年、また軸方向溶接部では $6.3 \times 10^{-10}$  破損/エルボ1個・30年の結果が報告されている。

もんじゅ開発過程で検討された上述手法は、昭和59年度から開始された大型炉設計主要目に関する検討の中で、主として次の2点から改良が加えられた。

- ① 従来は線形破壊力学に従う疲労き裂進展の評価に留まっていたものを、高速炉で主要検討対象破損モードとなるクリープき裂進展およびクリープ疲労き裂進展を計算できるように改良する。
- ② 確率論的評価においても上述の破損モードを取り扱えるように改良するとともに、航空機の度重なる事故、超長大橋梁の設計手法、軽水炉における手法の進展等の信頼度評価手法の最近の進捗に鑑み、手法そのものを今後の高速炉、特に国の安全研究の一貫として提示出来るものへ作り上げる。

①に関しては、現状主要破損モードに対応する破壊力学パラメータの抽出、計算手法および簡易法の開発がほぼ終了し、検証試験段階にある<sup>(5)</sup>。②は、コード開発がほぼ終了し、軽水炉条件でのベンチマーク解析

および入力条件を整備していく段階にあり<sup>(6)</sup>、二重管型蒸気発生器の信頼度評価のうちPSIAの方法を作成できる状況に達しつつある。

原型炉の蒸発器に対してはSFRAも実施していないが、CRBRの設計時に収集されたデータ（小リークに対してはFBECのEP-XD 224 昭和56年，大リークに対してはCONF 756468-1 Decay heat removal for LMFBR）が参照されたそうである。

表2.2.2-1 SUS304母材の入力データ (解析領域1用)

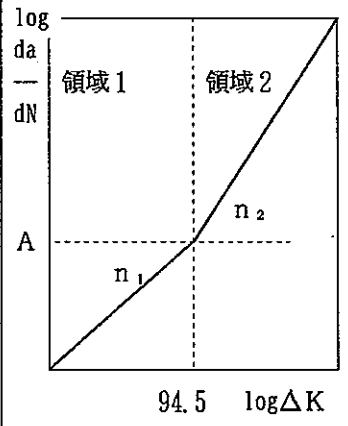
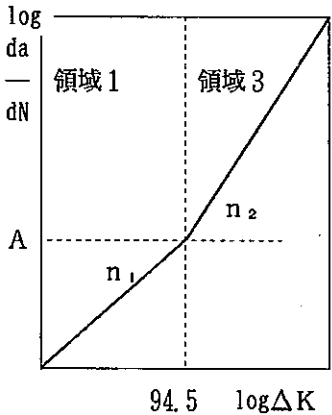
	累積分布関数	平均値	標準偏差
初期欠陥深さ $a_0$ mm	$F(x) = 1 - \left\{ \frac{\ln(x/x_u)}{\ln(x_L/x_u)} \right\}^2$ GEAP 4445 より引用	上限 $t/2$	下限 $7.07 \times 10^{-3}t$
初期欠陥半長 $b_0$ mm	$F(y) = 1 - \left\{ \frac{\ln(y/y_u)}{\ln(y_L/y_u)} \right\}^2, \quad y = b_0/t$ GEAP 4445 より引用	上限 $3t$	下限 $7.07 \times 10^{-3}t$
板厚 $t$	正規分布	15.7	0.5
外径 $D$	正規分布	609.6	0
$\sigma_y$ kgf/mm <sup>2</sup>	正規分布	15.2	1.9
パリステ指数 $m$	正規分布	0.6	0.10
パリステ定数 $n_1$ $n_2$ $\log da/dN$ at A	 <p>正規分布 正規分布 対数正規分布</p> <p>Jamesのデータ</p>	3.47 4.53 -3.49	0.10 0.10 0.15
貫通き裂深さ $\alpha$	正規分布。但し、累積分布関数の範囲は下記。 $\mu - 2.5\sigma \leq F \leq \mu + 2.5\sigma$ 溶接協会 8 A F C データ	0.875	0.05
荷重条件 (応力範囲)	荷重を応力範囲30, 26, 18, 14 および 4 kgf/mm <sup>2</sup> の5種類のカテゴリに分け、破損繰返し数比をとって18kgf/mm <sup>2</sup> の応力範囲の繰返し数合計 779サイクルに換算して用いている。		
$2\sigma_{max}$	正規分布	4.0	0.8
$2\sigma_{bmax}$	正規分布	14.0	2.8

表2.2.2-2 SUS304母材の入力データ (解析領域2および3用)

	累積分布関数	平均値	標準偏差
初期欠陥深さ $a_0$ mm	$F(x) = 1 - \left\{ \frac{\ln(x/x_u)}{\ln(x_L/x_u)} \right\}^2$ GEAP 4445 より引用	上限 $t/2$	下限 $7.07 \times 10^{-3}t$
初期欠陥半長 $b_0$ mm	$F(y) = 1 - \left\{ \frac{\ln(y/y_u)}{\ln(y_L/y_u)} \right\}^2, y = b_0/t$ GEAP 4445 より引用	上限 $3t$	下限 $7.07 \times 10^{-3}t$
板厚 $t$	正規分布	11.6	0.6
外径 $D$	正規分布	609.6	0
$\sigma_y$ kgf/mm <sup>2</sup>	正規分布	27.1	3.4
パリステ指数 $m$	正規分布	0.6	0.10
パリステ定数 $n_1$ $n_2$ $\log da/dN$ at A	 <p>James のデータ</p>	正規分布 3.47 正規分布 4.53 対数正規分布 -3.49	0.10 0.10 0.15
貫通き裂深さ $\alpha$	正規分布。但し、累積分布関数の範囲は下記。 $\mu - 2.5\sigma \leq F \leq \mu + 2.5\sigma$ 溶接協会8AFCデータ	0.875	0.05
荷重条件 (応力範囲)	荷重を応力範囲30, 26, 18, 14 および 4 kgf/mm <sup>2</sup> の5種類のカテゴリーに分け、破損繰返し数比をとって18kgf/mm <sup>2</sup> の応力範囲の繰返し数合計 779サイクルに換算して用いている。		
$2\sigma_{max}$	正規分布	3.0	0.6
$2\sigma_{bmax}$	正規分布	10.5	2.1

(2) PRA手法とナトリウム機器信頼性データベース

本項目は著者にとって非専門分野でもあり、外部発表文献の要旨を示すに留める。PSAは図2.2.1-1に示すように、システム安全研究の非常に広い分野にまたがるプラント全般にわたる安全性を評価する手法であって、レベル1のイベントツリーとフォールトツリーの定量化、放射能放出量およびその生起確率を算出するレベル2、ならびにサイト条件を加味してプラント全体のリスクカーブを算出するレベル3から構成される(図は望月らの論文<sup>(10)</sup>から引用、元出典はNUREG/CR-2300)。

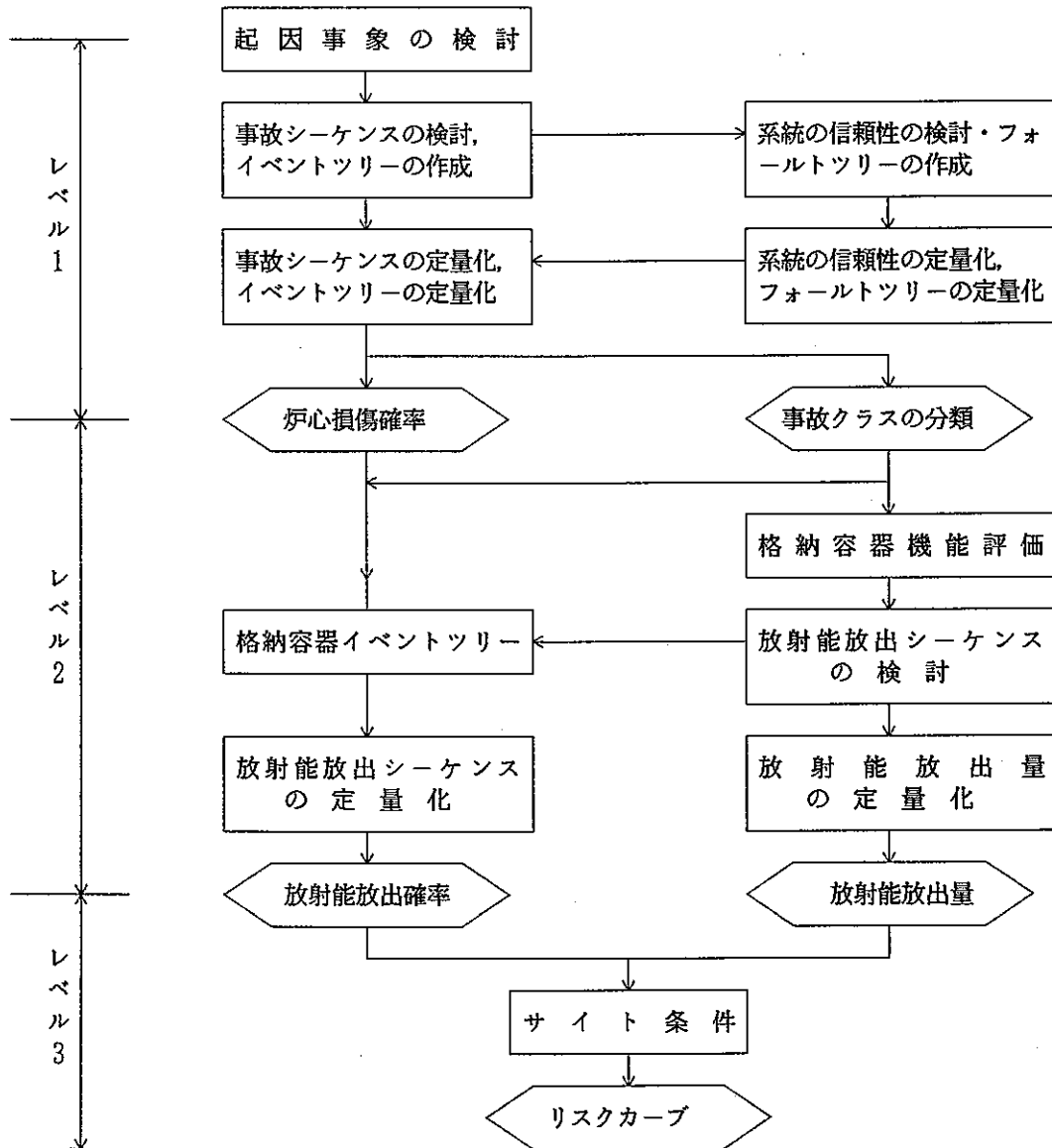


図2.2.2-1 PRA手法における検討の流れ

PSAと本書でいう信頼度評価(SFRAおよびPSIA)はレベル1の初期事象検討においてのみ関連する。すなわち、PSAにおいては制御信号の接点の故障率や機器・配管の破損率を過去のデータベース(例えばCREDO<sup>(9,14)</sup>)等から類推して策定しこれを評価に用いているが、これ自体がSFRAおよびPSIAの上がりである。システム安全評価法およびその発展形態としてのPRAは、岡村<sup>(15)</sup>も指摘するところであるが、統計や確率的な安全評価法があってこれに影響を及ぼす因子分析が付随する。一方、



ここでいう信頼度評価はいわゆる構造信頼性工学（横堀、岡村・板垣あるいは市川の著書の定義による、日本学術会議では安全工学という分野はないが、各種領域にまたがるものとして定期的なシンポジウムが開催されている）の分野であって、決定論的な種々の影響因子に係わる個別の研究が英国の産業革命以後着実に実施されてきた分野を基盤とした応用部門であって、「壊れない物を作る」という思想に立脚している。壊れないように作られた物が「万が一壊れたら行き着く先はどこか」という研究分野とは根本的に発想が異なる。まえがきで付録の佐藤元部長および二重管型蒸気発生器の研究開発推進会議資料を引用して述べたように、高信頼度のSGを開発する目的で、本研究は実施される。

## 文 献

- (1) 日本機械学会・研究協力部会（一色主査）、ナトリウム加熱蒸気発生器の安全性と開発に関する試験研究、PNC SJ 254 72-01, 1972 年 3 月
- (2) 川口、岡林、高速実験炉一次冷却系配管の延性不安定破壊について、高速増殖炉開発本部、昭和 46 年 8 月
- (3) 岡林、一宮、配管破損の発生頻度について——原子炉容器入口立ち上り配管エルボ部の疲労破損——、高速増殖炉開発本部部内資料、昭和 57 年 9 月
- (4) 一宮、榊原、渡士、FBR 配管系の信頼性評価手法、確率論的安全評価に関する国内シンポジウム論文集、pp. 54/57, 東大工学部附属原子力工学研究施設、昭和 61 年 12 月
- (5) Watashi, K., Puruhashi, I. and Yoshida, H., Analytical crack growth evaluation of plates with a surface crack, Preprint of the 7th international seminar on inelastic analysis, fracture and life prediction, pp. D. 2. 1/28, 1989
- (6) 飯田、原子力構造材料の経年劣化に関する基礎研究（Ⅱ）、JWES-AB-9003, 日本溶接協会
- (7) 日置、Location Dependency Analysis、確率論的安全評価の理論と応用に関する短期研究会報告書、pp. 43/46, 東大工学部附属原子力工学研究施設、昭和 60 年 11 月
- (8) 中井、SETS コードによる事故シーケンス評価について、確率論的安全評価の理論と応用に関する短期研究会報告書、pp. 11/14, 東大工学部附属原子力工学研究施設、昭和 60 年 11 月
- (9) 中井、高速炉用機器信頼性データベースの開発、日本原子力学会誌, Vol. 31, pp. 549/554, 1989
- (10) 望月、速水、大月、熊坂、ATR への PSA 手法の適用方法検討、確率論的安全評価に関する国内シンポジウム論文集、pp. 147/150, 東大工学部附属原子力工学研究施設、昭和 61 年 12 月
- (11) 大場、松本、再処理等の核燃料サイクル施設の安全評価手法に関する調査及び検討、確率論的安全評価に関する国内シンポジウム論文集、pp. 31/36, 東大工学部附属原子力工学研究施設、昭和 61 年 12 月
- (12) 金森、財津、その他の核燃料サイクル施設への適用について、確率論的安全評価に関する国内シンポジウム論文集、pp. 37/40, 東大工学部附属原子力工学研究施設、昭和 61 年 12 月
- (13) 可児、FBR プラント PSA 実施状況、確率論的安全評価に関する国内シンポジウム論文集、pp. 12/18, (財) エネルギー総合工学研究所、昭和 62 年 12 月
- (14) 瀬戸口、高速炉プラント信頼性評価用データベースの開発、確率論的安全評価に関する国内シンポジウム論文集、pp. 91/96, (財) エネルギー総合工学研究所、昭和 62 年 12 月

- (5) 岡村，機器の構造信頼性評価について，確率論的安全評価に関する国内シンポジウム論文集、pp. 50/53、東大工学部附属原子力工学研究施設、昭和61年12月 および1章まえがきの原子力学会誌の文献

## 2. 2. 3 本研究の手法

2.2.2 のレビューの結果、次のことが明らかである。

- ① 現行の手法として過去の破損データに基づく統計的手法と確率論的破壊力学のような手法が存在する。前者が従来一般的であって、システム安全研究やPRAはこの手法によっているが、過去のデータの統計量を今後のプラントや質的に異なる事象への応用には注意が必要であるとともに、現状日本においては利用できるデータベースが無い。後者は破損現象を解明する他の分野（この場合には破壊力学の分野）に立脚した確率論的手法であって、物理現象に対応している分だけ結果に説得力がありそうである。しかし、この場合にも原型炉および大型炉用の研究がこのような現象の取り上げ方を前面に意識していないので、データベースの準備が必要となる。
- ② 橋梁や土木・建設の分野、半導体チップ等の電子・電気工学の分野で信頼性手法が日本でも積極的に採用されているのと同時に、原子力の構造・材料の分野でも構造信頼度が議論されるようになってきており、世論の安全に対する認識の向上とともに今後ますます重要となる分野である（例えば、実証炉1号機用通産省委託研究元年度検討会における委員矢川東大教授のコメント「高速炉の安全評価として設置者はその当時の可能な全ての評価を行うべきである」）。

このような認識を踏まえ、先行する高速炉信頼性評価研究を調査した。調査範囲は、昭和60年度に原電から東芝・川崎重工業および三菱重工業に発注された「ヘリカルコイル型蒸気発生器および直管型蒸気発生器の構造信頼性に関する予備的研究」、蒸気発生器の構造信頼性評価法に関する東芝との議論、昭和62年度機器室から日立製作所に発注した二重管型蒸気発生器伝熱管の漏洩評価について、昭和62年度原電共研において動燃P安が実施した二重伝熱管のフォルトツリー検討内容、および元年度原電共研における伝熱管ISI探傷限界検査、ならびに開発部で計画あるいは進行中の研究内容を調査した。これらの調査した内容はそれぞれ付録5～付録9に示した。これらを総括すると、全ての従来の研究がいわゆるシステム安全研究の手法、すなわち過去のある程度の故障率に基づく破損率の推定であって、これだけでは過去に事例の無い二重管型蒸気発生器の破損率を推定するには次の2点で不十分である。①データ数の不十分さと過去に同等製品がないためいわゆる改良度因子をどのようにか設定する必要があるが、感触でおこなわれている（もっとも評価実施者はこれをエンジニアリングジャジメントと呼んでいる）。②材料や構造で通常考えられる破損の伝播の概念が希薄（恐らく評価者が、同じ安全分野でもLBB屋でなく、システム安全屋であったためと考えられる）。

機器の信頼度 $R(t)$ は $[1-\lambda(t)]$ あるいは $[1-P_f]$ として算出できるので、故障率を用いる場合には精力的な故障データの収集と注意深い吟味（必要に応じて追加の決定論的解析評価）が必要である。評価対象が原子力発電用のナトリウム加熱型の二重管型の蒸気発生器であるため母数の増加はICチップの溶接部程には期待できないので1点1点のデータの検討が重要である。今後注目していくべきナトリウム加熱型蒸気発生器のリストを表2.2.3-1に示す。また、軽水炉のSGも品質面からは参考になり、その事故例のうちいくつかはナトリウム加熱型蒸気発生器の破損要因検討において十分参考になるものと考えられるので、これまでの事故例を表2.2.3-2に示す（これらのリストは付録6から引用した）。故障率から信頼度を求める手法の開発方法は、これらの事故例の調査・分析・データベース化から着手していくことにし、ある程度のデータベースを作り上げた段階で統計処理・検定手法を応用して信頼度評価に着手していくことにする。この手法を、2章に記したように統計的破損率類推法（SFRA）と呼ぶことにする。SFRAは破損メカニズムに基づいた手法ではないので構造信頼度の絶対評価はできないが、複数の構造案や機器あるいは改良前後の機器の相対的な信頼度評価が可能である。次に記すPSIAは、長年研究されている材料や構造の破壊メカニズムに基づいて定式化する手法であるので信頼度の絶対評価を行える可能性を有している。

もう一方の手法、確率論的構造健全性評価法（PSIA）は破損現象に対してSFRAよりも忠実なシミュレーションであり、破損現象の特徴を捉えて数学的モデル化が行われ、必要な入力データが求められれば、数学的モデル化手法に含まれる不確実性と入力データのばらつきのみが評価結果に影響を与え、改良度因子の評価者による設定や破損データの少なさに起因する不確かさ等は除外できる。この時の研究方法の選択枝は、破損過程の何処までを取り扱うのかと、確率過程論のどのレベルで捉えようとするのかによって概ね次のように分類できる。

- ① [き裂発生=破損]とする2段階1段確率過程としての取り扱い。
- ② 初期欠陥ありきとして、定常き裂進展と流体漏洩および伝熱管の貫通破壊を単純マルコフ過程として取り扱う。
- ③ ②の場合に加えて、最もあり得る事象「欠陥無し」を出発点としてき裂の発生から漏洩、貫通までを単純マルコフ過程として取り扱う。
- ④ 履歴の影響を考慮したマルコフ過程として取り扱う。
- ⑤ 他分野のモデルを用いる。

①は現行の通産省告示501号や原型炉用高温構造設計方針の世界であって、例えば95%信

頼度検定が平均疲労破損曲線に破損繰返し数に対して20の安全率を考慮して策定した耐疲労設計用許容繰返し数線図(A)は、それを上回る繰返し数を破損とみなして許容しない。この場合には「健全」状態から「破損」状態への遷移確率は低サイクル疲労寿命が正規分布に従うとして、材料試験条件と近い状態に対して $10^{-6}$ 程度であるといえる。②は確率論的破壊力学で用いられる通常の流れであり、見逃しうる初期欠陥付き構造物の存在を初期状態、漏洩状態を中間段階、破断を最終状態として各状態間の遷移確率を取り扱うものである。破損確率の履歴依存性は考慮されない。③は本書でいうPSIAであって、無欠陥状態、欠陥存在状態、漏洩状態および破壊状態を取り扱う。この範囲を取り扱うことによって従来のLBB(初期存在欠陥→定常き裂進展→板厚貫通)分野、システム安全(機器・配管の破損率が出発点)の分野、構造設計コード(無欠陥構造→き裂発生)の分野がつながり、一貫した構造信頼度評価が可能となる。④は熱流動解析と構造解析の困難さの比較でよくいわれるように、構造物の挙動は過去の履歴を引きずりながら現在の応答を示すのに比べ、熱流動では過去の履歴は綺麗に洗い流されるので構造の正確な応答解析は大変である。破壊現象は更に複雑であり、構造の応答に基づいて破壊を評価するが、これは破壊を解析できる統一的理論がいまだにないために評価に留まっているためである。このレベルの手法は限られた、例えば一様応力下のクリープ破断のようなものでしか開発されておらず、将来破壊の理論が更に進歩したときに有効であると考えられる。⑤は生物集団の時間的増減の予測や機械保守における故障機械の台数などは出生死滅過程(Birth and death process)、発生頻度の少ない部分のデータも有効に取り入れられるという疫学で用いられている確率過程のモデルなどがある。伝熱管はSG1基あたり4,000本程度あり、伝熱管1本当たり $10^{-6} \sim 10^{-9}$ 程度の破損確率を予想しているが、完全な独立性(上の③の手法)を仮定すると $[4,000 \text{本} \times 10^{-6} \sim 10^{-9}] = 10^{-2} \sim 10^{-5}$ となる。更に、現在の二重管板型SGの溶接構造から任意の内管1本漏洩と任意の外管1本漏洩でナトリウム・水反応の可能性が生じ、更に2桁程度破損確率の上がるのが予想できる。後者は設計対応事項であるが、前者については1本造るよりも多数製造するほうが品質が向上することや高速炉用ということで質の高いR&Dが実施される効果等の信頼度向上因子と、多数ゆえに生じうる非破壊検査等に潜むヒューマンファクターに起因する信頼度低減因子の影響を採り入れる手法を考えると、単純マルコフ過程以外のモデルも魅力的ではあるが、この方面はおりにふれ勉強していくこととする。

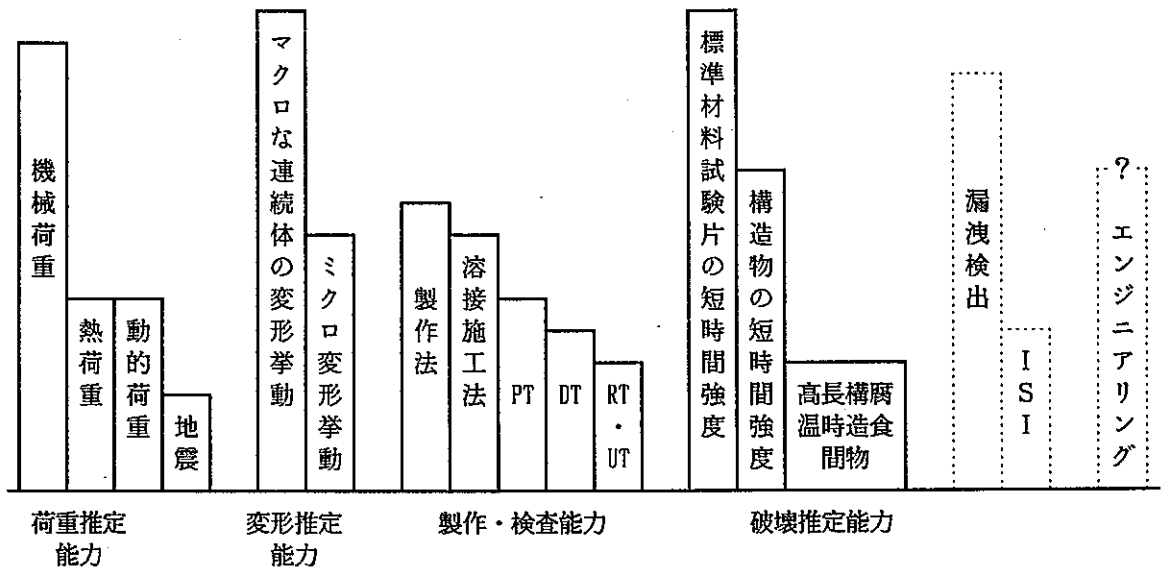


図2.2.3-1 破壊関連技術の相対的な到達レベル (感触値 縦軸尺度はdB?)

本報で取り扱うSFRAもPSIAも、関連する学問領域や工業分野は多岐にわたる。図2.2.3-1はこれらの分野のうち主要な能力について現状技術レベルを著者の感触値としてまとめたものである。荷重にはプラントの種々の運転形態に応じた機械荷重や熱荷重とともに、地震等の自然事象に起因するものがある。これらの荷重は試験あるいは試験で検証された計算方法で求められ、設計評価用荷重レベル策定までにいろいろな段階で不確定さやばらつきに対応するために安全率が設けられる。この安全率は、必ず生じることが荷重算出精度が相対的に悪い熱荷重については大きくとられ、また検討対象プラントの寿命中に生じることがないか分からない地震荷重に対しては運転状態IVあるいはBDBEとして取り扱われ、必ず生じる荷重とは区別される。二重管型SGにかかる荷重のうち、自重等の機械荷重の予測精度は高精度に

算出できるが、熱流動の絡むプラント動特性解析コードの出力を熱的境界条件とした応力解析結果、およびPWRの経験を踏まえて改良されたとはいえ伝熱管群の流力振動に起因する荷重の推定精度は必ずしも良くないと考えられる。原発の設計用地震荷重の設定は「斯界権威筋の判断によって決められ」ており、太平洋側で600年に1回、日本海側で1,000年に1回の大地震が発生しようというのが専門家間の通説となっているらしいが素養のない著者が検討するには重荷であるので、設定地震荷重の信頼度検討については当面は実施しない。

変形推定能力は次の2点から必要である。①過大永久変形によるSG性能の低下の防止。②変形蓄積による各種破損モードの増長（熱座屈、地震荷重による座屈、熱ラチェットに起因するクリープ破断延性消耗による低サイクル寿命の低減、伝熱管ゆがみに起因する支持板とのフレッチングコロージョンなど）。変形推定能力のうち連続体仮説の成立する対象（この領域は上の①の全てに対応し、また②の途中応力計算段階まで対応する）では、数値解析力学のここ20年程の目覚ましい発展によってかなりの精度で変形を予測できる。一方、破壊のメカニズムに直接関連するマイクロメカニクス（連続体仮説の代わりに金属材料を多結晶体として取り扱う）領域では、転位論は金属屋の道具に落ち着き、速度過程論が材料力学分野で壁に突き当たっているようであるが、結晶粒界の累積すべり・キャビテーション発生量や結晶粒の変形量を材料力学的な変位と関連付ける研究成果は徐々にではあるが表れており、将来マイクロメカニクスの理論に基づいた変形解析が可能になると考えられる。

製作能力については、特に日本の鋼材メーカーとファブリエーターの質の高さは有名であり、二重管型伝熱管の開発については新日本製鐵と住友金属が開発競争を行った結果、外見の異なる性能上現状では優劣付けがたいものが出来上がっており、総合的に高い能力を有すると考えられる。伝熱管・管板隅肉溶接部については、東芝ではこれまでの1層盛りから2層盛りに変えつつあったり、日立では1層盛りの方が信頼できるとしていたりするが、いずれにせよノルマではない溶接部RT検査を自主検査として実施しており、相対的にレベルは高いと考えられる。しかしながら、表面検査に比べて体積検査では発見しうる欠陥あるいはクレビス状の形状認識の点で必ずしも十分でないと考えられる。

破壊時間や破壊繰返し数の推定能力は、破壊の理論がここ数十年間特記するほどの進歩が無かったこともあり、構造物レベルでは相当低い。つまりところ構造物は壊れなければよいのであるが、通産省の原子力発電所運転管理年報などに報告されているように伝熱管以外の一般部も含めてよく壊れている。破壊推定能力には、これまでの4つの能力も次に述べるISIやエンジニアリング能力も、あるいは図2.2.3-2に記さないような操作ミス等の人的因子も関係する。この破壊推定能力のうち標準材料試験片の短時間強度についてはここ10年来の材料室の努力によって精度良く（他のばらつきや不確定要因に比べれば圧倒的に精度良く）予測することができる。熱膨張応力を受けるエルボ、同径ティー管、小口径枝管付きティー管およびベローズや過渡熱応力を受ける容器などの短時間強度についても、現在の構造室（旧FBR安全性試験室、ナトリウム材料試験室およびナトリウム機器第2試験室）の努力によってかなりの精度で予測できる。現状の強度予測技術で予測精度が悪くなる条件は「高温、長時間、構造物」であり、二重伝熱管の内管のようにこの上に腐食環境が重畳すると寿命予測精度としては最悪の条件となる。概略の比較ではあるが、図2.2.3-2にSUS304鋼の高温低サイクル疲労試験の結果と過渡熱応力による構造要素モデルの試験寿命を示す。概略とは、試験条件が多様で一定でないもの、および寿命を材料試験結果については0.01年、0.1年、1年、構造要素モデルの寿命については0.03年、0.3年、3年でまとめて図示したことを指す。高温低サイクル疲労試験の結果を寿命一定の面でCoffin-Manson則で当てはめ、そのひずみ範囲軸と破損繰返し数軸との切片を寿命40年の面に外挿すると、破損繰返し数10サイクルでは現行のシェイクダウン基準が破損繰返し数外に飛び出る。過渡熱応力下の構造要素モデルについては外挿性を議論する程のデータはないが、材料試験条件よりもさらに強度影響因子の多い環境下で試験を実施しているため、ばらつきがもっと大きくなるものと考えられる。

漏洩検出は検出器の開発と検出方法の開発が高信頼度を達成する生命線であるが、現在二重伝熱管からの水・蒸気検出系およびヘリウムガス検出系について機器室で開発中である。同室はナトリウム漏洩検出について非常に高感度のSodium Ionization Detectorを開発した実績があり、二重伝熱管用の検出器についても近々開発しきれるものと期待できる。供用期間中検査は、全体的には実施することによって機器・配管の信頼度が向上することは間違いない（それがASMEに規定される保温材カバー外面からの目視であろうとも）。しかし、これによってき裂発生が生じていないことは保証できない。構造物強度確性試験施設における原子炉容器モデルの高温超音波探傷の例のように板厚40mm中27mmのき裂を探傷できた例、熱応力緩和構造モデル(2)で室温超音波探傷が完全にき裂の初生を探傷できた例、現在試験中の熱疲労き裂進展試験における精密超音波探傷による成功例など、有効性を示す試験例はいくつかあるがいずれも実プラントに用いられるものよりも条件が良く、実際のところ機器室が開発したEMATの探傷限界が板厚50mmに対して50%程度の欠陥であるとしたのは現実的であると考えられる。二重伝熱管用の欠陥検出法も原電共研の中で機器室が開発しており、近々見通しが立てられ、検出限界も判明するものと思われる。

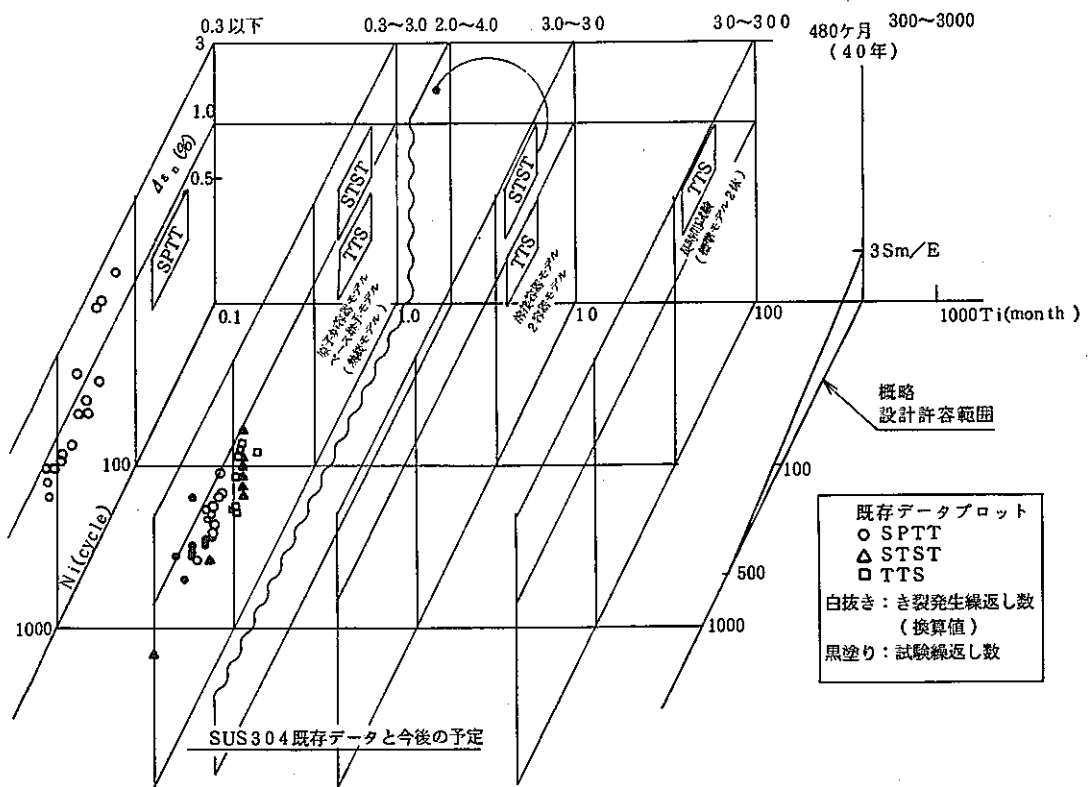
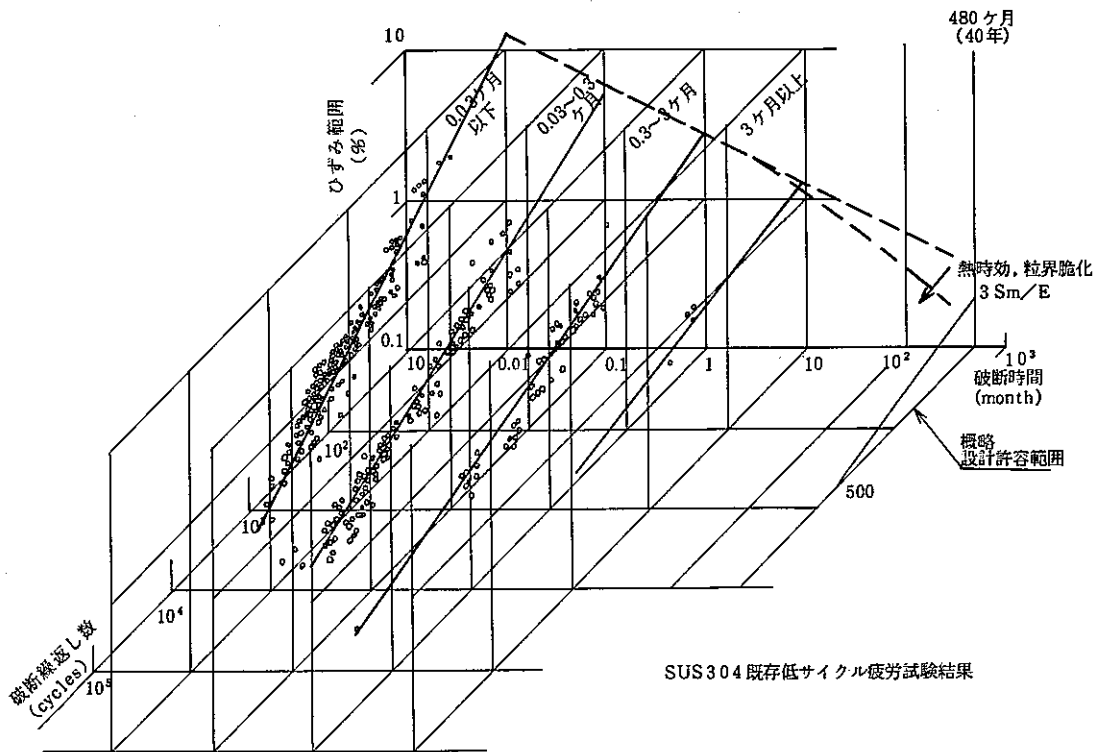


図2.2.3-2 SUS304既存データの分布と外挿性

エンジニアリングは定義が不明確になりやすいものであるが構造信頼度に影響を及ぼすことは自明である。図2.2.3-3はWestinghouseのリスク算出・評価法の解説から引用したものであるが<sup>(1)</sup>、同社エンジニアのリスク評価手法の歴史的変遷の認識を表しており、彼らがいうに「最近では破損に対する真のマージンを知ることのほうが、破損に対して十分マージンがあることを知るよりも重要になってきた。これは機器やプラント寿命の伸延技術、検査法や診断法 (Diagonostic)、プラントモニター計画の検討から必要となってきた」からである。上図において、安全率は材料力学における通常の安全率である。FMECAはFailure Mode Effects and Critically Analysisの略であり、構造物やシステムの破損モード、破損確率を決めたり優先付けを行うためのScoping Assessment Methodである。FMECAの特徴は、利用できる情報は用いるが特別な解析コードを使用するというのではなく、詳細な確率計算やリスククライテリオンのモデルが必要かどうかを決めるガイダンス的処理に使われる。決断解析はDecision Analysisの直訳であって、論理的な選択をするための手法を指す。Westinghouseの例では、投資の機会、投資額、効果の程度、必要な時間、などの組合せをチャンス節、期待節および決定節で結合したDecision Treeの例を示し、期待される成果に対して成功値と成功確率を与える方法、あるいは各チャンス節に確率密度関数を与えてMonte Carlo法で解く方法を示している。SRRAはStructural Reliability and Risk Assessment Methodの略であり、通常の決定論的構造解析技術を確率論的方法に結びつけて機器の信頼度を定める方法をいう。本書でいうP S I AはWestinghouseでいうSRRAと手法において同等である。特定事象の生起確率は決断解析とPRAから得られ、その事象生起で定められる構造物についてはSRRAから破損確率が得られるので、(事象生起確率×当該事象生起下の機器破損確率)で相対的な破損確率が得られる。

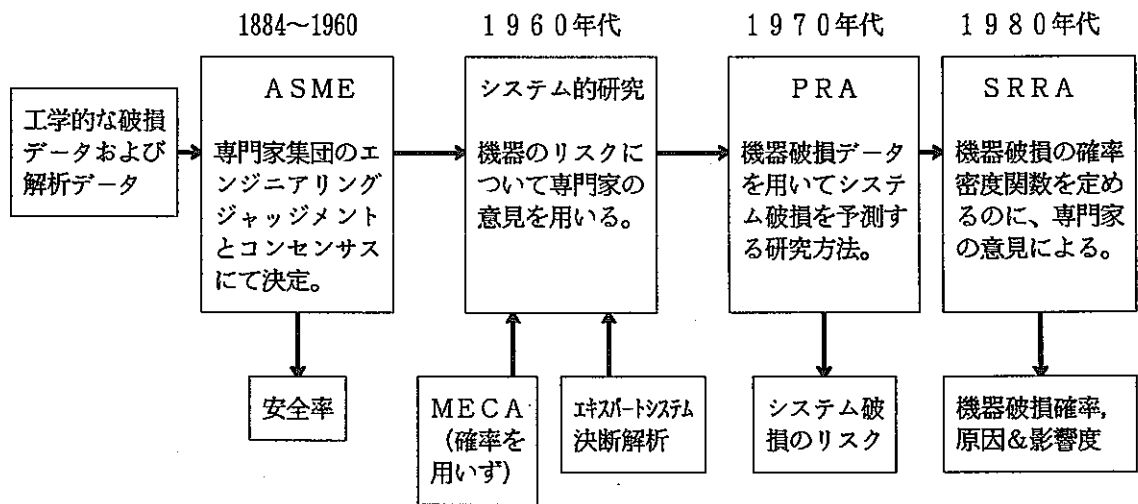


図2.2.3-3 確率論的手法の変遷

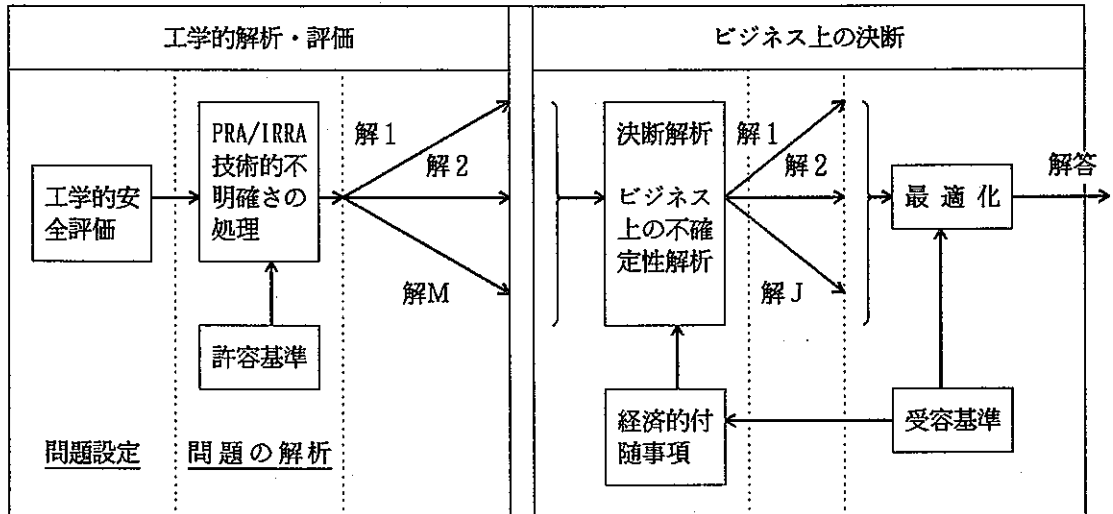


図2.2.3-4 エンジニアリングの目標と方法

以上の導入節を踏まえてエンジニアリングとそこで用いられる手法を、Westinghouse技術者が軽水炉PTS対策で各種緩和系の効果とコスト評価の説明用に作成した図2.2.3-4<sup>(1)</sup>を用いて説明できる。同図は意思決定過程を模式的に示したものであり、工学的な解析・評価・提案と経営上の解析・決断から意思は決定されることを示している。前者において、課題が一般的な表現で提示されたあと、工学的な問題設定を踏まえて、工学的な複数の解（これは問題に対する解決案と当該解決案に含まれるリスクを含む）が経営部門に提示される。この工程がエンジニアリングであり、工学的許容基準の選定や解の精度において直接信頼性を左右する。工学的解析・評価の全体を取り仕切れるのがエンジニアリングであり、従事させる解析・評価要員の技術レベル等を通してヒューマンファクターも絡んでくる。このような相対的に信頼度に影響を及ぼす要因は、無から立ち上げる状態にある本ワーキンググループで検討するには時期尚早であるとする。エンジニアリングの検討は、本ワーキンググループの取りあえずの成果が出たのち、これらを振り返って見直すことによってエンジニアリング能力の信頼度に及ぼす影響が見えてくるものとする。よって、エンジニアリングについては当面、本ワーキンググループでは取り扱わないものとする。

ヒューマンファクターは信頼性を左右する大きな要因であると考えられるが、本ワーキンググループでは取り扱わない。原子力工学試験センターにおいてヒューマンファクターの専門研究所が設置され、研究体制が整いつつあると聞き及んでおり（原安協主催の昭和64年度原子力安全工学シンポジウムにおける当該研究所長講演）、この成果に期待するものとする。

図2.2.3-1において実線で囲んだ検討対象分野の検討を総当たりに進めるのは効率的でない、というのは、SGは決定論的には壊れないように設計・製作・検査されるので、信頼度計算で検討対象となるのは確率分布の裾野の形となるからである。相対的に現状の技術レベルが高く、信頼度の高い（分散の小さい）結果を出せる項目よりも、技術レベルが低いために計算・評価結果が大きな分散を持つ分野が結果的に最終的な信頼度を決定すると考えられるので、主たる検討を次の3項目に絞ることとする。

- 破壊推定法
- 荷重推定法
- き裂等検査法

構造信頼度解析においては非常に沢山の入力データと技術的判断が必要となる。上述の破壊推定法、荷重推定法、き裂等検査法のうち、二重伝熱管破壊データについては製作・検査基準ワーキンググループに、荷重推定法については機器設計ワーキンググループで設計検討されるのでこれの設計評価結果を参照することとし、本ワーキンググループは最も信頼度が低いと考えられる伝熱管・管板溶接部の初期欠陥分布検査およびクレビス形状の検査を追加実施するものとする。他のワーキンググループとの関係を図2.2.3-5に示す。基本的には既存データと今後現れるであろうデータに期待し、SRAとしてはハードを抱え込まないものとする。



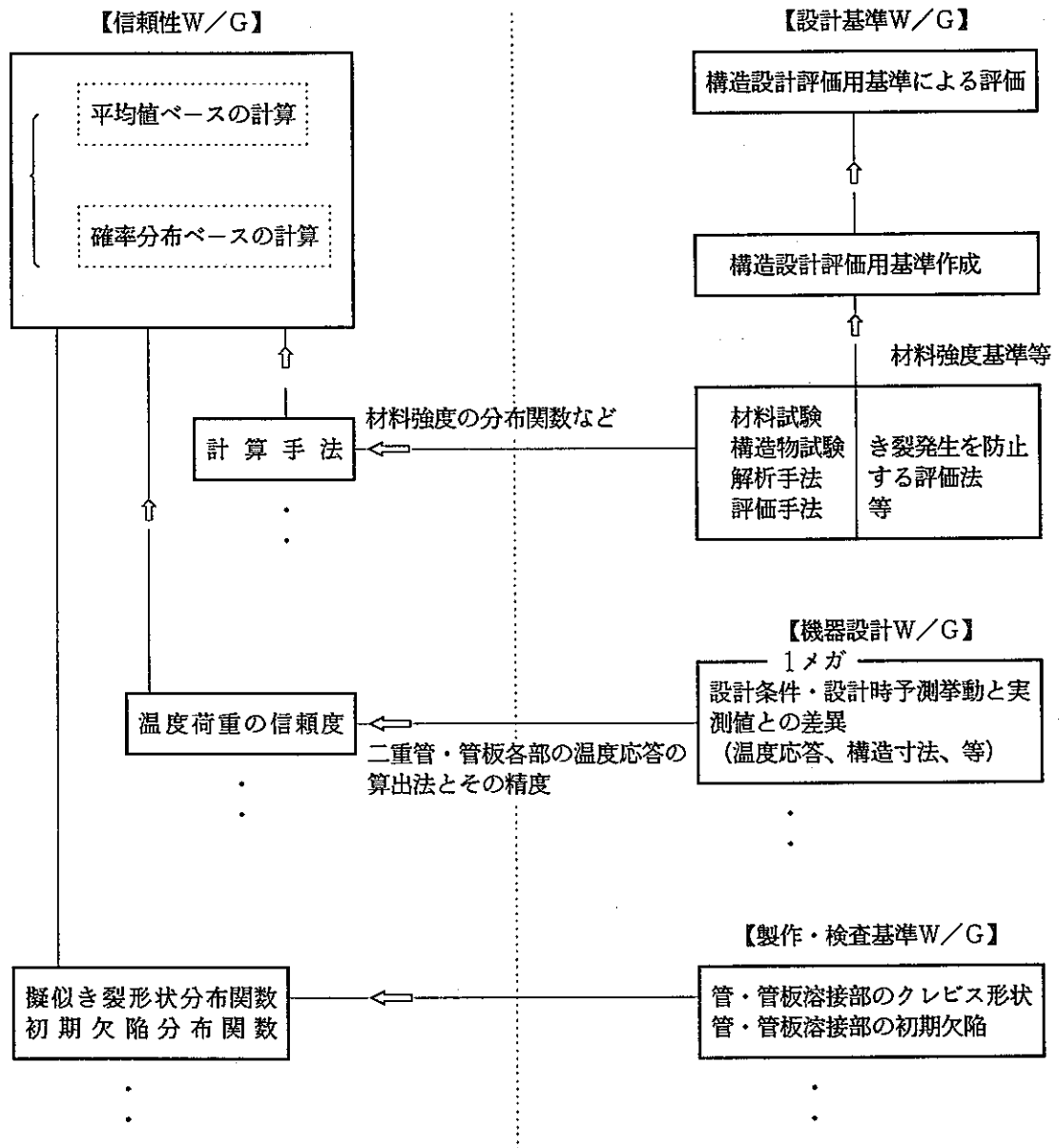


図2.2.3-5 構造信頼性ワーキンググループと他のワーキンググループの関連

図2.2.3-6 にSRAの活動流れ図を示す。主たる内容は統計的破損率類推法 (SFRA) と確率論的構造健全性評価法 (PSIA) の開発であり、これらを用いて設計された二重管型蒸気発生器の構造信頼度を評価する。SFRAでは、データベース構築と改良度ファクターに類するものを取り扱う統計処理コードの作成からなる。データベースは、ナトリウム加熱型蒸気発生器と軽水炉の蒸気発生器を主体として、関連する破損データを収集することから元年度下期は活動する。

PSIAは、破損様式の検討、破壊過程の検討、二重管型伝熱管の破壊伝播経路の検討、破壊確率評価法の検討を元年度下期に実施する。

参考文献

- (1) Meyer, T. A., Balkey, K. R. and Bishop, B. A., Probabilistic structural mechanics and components reliability, Post conference seminar SMIRT 10, Construction code and engineering mechanics, Seminar No. 15, August 21-22, 1989

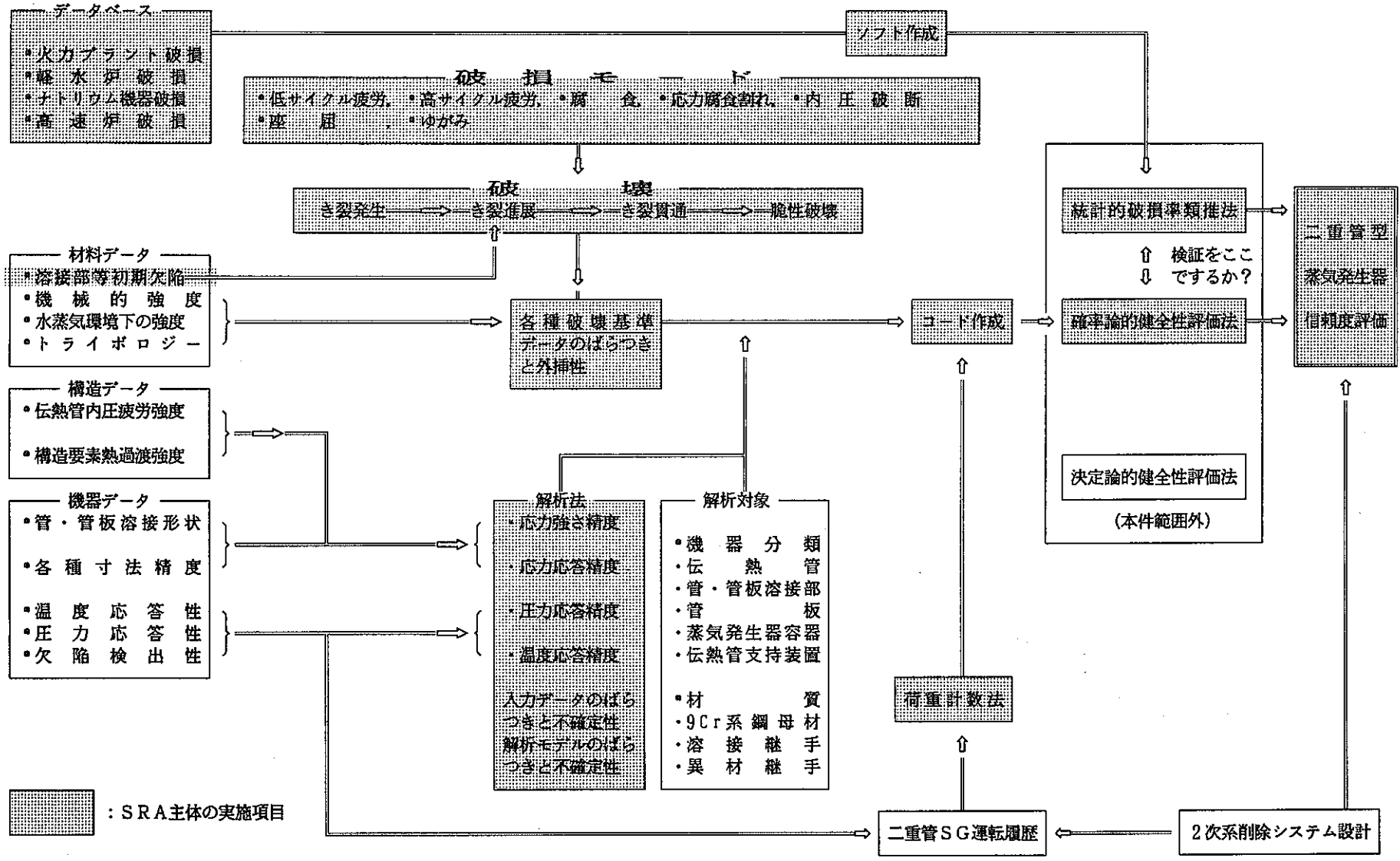


図2.2.3-6 構造信頼性評価ワーキンググループの研究の進め方

表2.2.3-1 ナトリウム加熱蒸気発生器リスト (1/3)

名 称	種 類	製 作	運開年	出力 MWe	伝熱管形式
<b>米 国</b>					
US-1 EBR-1	PH	ANL	51	.26	Straight Triplex
US-2 EBR-1	EV	ANL	51	.81	Straight Triplex
US-3 EBR-1	SH	ANL	51	.075	Straight Triplex
US-4 APDA U-TUBE	OTSG	B&W	56	1	U, SINGLE WALL
US-5 SRE	EV	CE	57	-	PANCAKE, DUPLEX
US-6 SRE	SH	CE	57	-	PANCAKE, DUPLEX
US-7 SRE	OTSC	CE	57	-	HAIRPIN, DUPLEX
US-8 APDA BAYONET	OTSG	ALCO	58	.52	BAYONET, SINGLE WALL
US-9 HNPF TEST M. 1	EV	G-R	58	-	BAYONET, DUPLEX
US-10 HNPF TEST M. 2	EV	G-R	59	-	BAYONET, DUPLEX
US-11 HNPF TEST M. 1	SH	G-R	58	-	BAYONET, DUPLEX
US-12 HNPF TEST M. 2	SH	G-R	59	-	BAYONET, DUPLEX
US-13 LASL	EV, SH	LASL	60	-	HORIZ. U, SINGLE WALL
US-14 HNPF	EV	G-R	62	-	BAYONET, DUPLEX
US-15 HNPF	SH	G-R	62	-	BAYONET, DUPLEX
US-16 HFAPP	OTSG	G-R	62	-	INVOLUTE SERPENTINE, S. W.
US-17 B&W SINGLE TUBE MODEL	EV	B&W	63	-	HAIRPIN, SINGLE
US-18 同上	SH	B&W	63	-	HAIRPIN, SINGLE
US-19 EBR-2	EV	ANL	64	5.7	PRESTRESSED, DUPLEX
US-20 EBR-2	SH	ANL	64	4.2	PRESTRESSED, DUPLEX
US-21 ALCO/BLH	OTSG	ALCO/BLH	66	30	SINEWAVE, SINGLE WALL
US-22 B&W	OTSG	B&W	-	25.2	HELICAL COIL, SINGLE WALL
US-23 AL MODEL	EV	AI	-	7.4	STRAIGHT, SINGLE ALL
US-24 AI MODEL	SH	AI	-	3.4	STRAIGHT, SINGLE ALL
US-25 W HTM-1	OTSG	W	69	1	SERPENTINE, SINGLE WALL
US-26 W AL, BONDED	OTSG	W	69	.3	U, AL BONDED
US-27 AI MSG	OTSG	AI	72	33.8	HOCKEY STICK, SINGLE WALL
US-28 GE/PW SGTR	EV	FW	70	1.5	BAYONET, SINGLE WALL
US-29 GE/PW SGTR	SH	FW	70	.5	HELICAL COIL, SINGLE WALL
US-30 W SINGLE TUBE	EV	W	74	.1	J, DUPLEX
US-31 PROTOTYPE SINGLE TUBE1	EV	AND	74	-	HOCKEY STICK, SINGLE TUBE
US-32 PROTOTYPE SINGLE TUBE1	EV	GE	74	-	HOCKEY STICK, SINGLE WALL
US-33 CRBRP PRO. TYPE	EV	-	75	-	HOCKEY STICK, SINGLE WALL
US-34 同上	SH	-	75	-	HOCKEY STICK, SINGLE WALL
<b>英 国</b>					
UK-1 ABRE	HX	FW, LTD	54	-	HAIRPIN, SINGLE WALL
UK-2 DPR	EV	JT, LTD	59	6	HAIRPIN, LAMINATED TUBES
UK-3 DPR	SH	JT, LTD	59	6	HAIRPIN, LAMINATED TUBES
UK-4 DPR	PH	HT, LTD	59	6	HAIRPIN, LAMINATED TUBES
UK-5 PPR	EV	B&W	74	-	U, SINGLE WALL
UK-6 PPR	SH	B&W	74	-	U, SINGLE WALL
UK-7 PPR	RH	B&W	74	-	U, SINGLE WALL
<b>フランス</b>					
FR-1 GRAND QUEVILLY 1	OTSG	STEIN & ROUBAUX	64	5	HAIRPIN, DUPLEX
FR-2 GRAND QUEVILLY 2	EV	STAIN OR	67	-	HAIRPIN, SINGLE WALL
FR-3 GRAND QUEVILLY 2	SH	BADCOCK &	67	-	IBID.
FR-4 GRAND QUEVILLY 2	RH	ATLANTIQUE	67	-	IBID.
FR-5 LES RENARDIERES	EV	STEIN	70	-	IBID.

表2.2.3-1 ナトリウム加熱蒸気発生器リスト (2/3)

名 称	種 類	製 作	運開年	出力 MWe	伝熱管形式
<b>フランス</b>					
FR-6 LES RENARDIERES	SH	STEIN	70	-	HAIRPIN, SINGLE WALL
FR-7 IBID.	RH	STEIN	70	-	IBID.
FR-8 PHENIX	EV	STEIN	73	10	IBID.
FR-9 IBID.	SH	STEIN	73	3.3	IBID.
FR-10 IBID.	RH	STEIN	73	2.4	IBID.
FR-11 SUPER PHENIX ALT. A	EV	STEIN	80	-	Z, SINGLE WALL
FR-12 IBID.	SH	STEIN	80	-	IBID.
FR-13 SUPER PHENIX ALT. B	OTSG	BABCOCK & ATRANTIQUE	80	-	HELICAL COIL, SINGLE WALL
<b>ソ 連</b>					
RS-1 BOR-60A	OTSG	RUSSIA	72	30	SERPENTINE, SINGLE WALL
RS-2 BOR-60B	OTSG	CZECHOSLOVAKIA	73	-	U, SINGLE WALL
RS-3 BN-350	EV	RUSSIA	72	-	BAYONET, SINGLE WALL
RS-4 BN-350	SH	RUSSIA	72	-	U, SINGLE WALL
RS-5 BN-600	EV	RUSSIA	75	-	STRAIGHT, SINGLE WALL
RS-6 BN-600	SH	RUSSIA	75	-	IBID
RS-7 BN-600	RH	RUSSIA	75	-	IBID
<b>イタリア</b>					
IR-1 SDP-1	-	-	-	-	-
IR-2 SDP-2	PH	-	74	-	STRAIGHT, SINGLE
IR-3 SDP-2	OTSG	-	74	-	IBID
IR-4 SDP-2	EV	-	74	-	IBID
IR-5 SDP-2	SH	-	74	-	IBID
IR-6 FBR	EV	NIRA	85	130	IBID
IR-7 FBR	SH	NIRA	85	57.5	IBID
IR-8 FBR HELICAL COIL	OTSG	F. TOSI	85	720	HELICAL COIL, SINGLE WALL
<b>西ドイツ</b>					
GM-1 KHK TEST MODEL 1	OTSG	VKW	59	5	HELICAL COIL, SINGLE WALL
GM-2 KHK TEST MODEL 2	OTSG	DURR-WORKS	-	1	HAIRPIN, SINGLE WALL
GM-3 KHK-1	-	INTERATCH	71	-	-
GM-4 SNR PROTOTYPE STRAIGHT	EV	ROYAL SCHELDE	72	25.9	STRAIGHT, SINGLE WALL
GM-5 IBID	SH	IBID	72	16.9	IBID
GM-6 IBID	RH	IBID	72	7.2	IBID
GM-7 IBID, HELICAL COIL	EV	STORK	74	52.7	HELICAL COIL, SINGLE WALL
GM-8 SNR-300 STRAIGHT	EV	ROYAL SCHELDE	-	55.4	STRAIGHT, SINGLE WALL
GM-9 IBID	SH	IBID	-	30.1	IBID
GM-10 IBID, HELICAL COIL	EV	STORK	-	55.4	HELICAL COIL, SINGLE WALL
GM-11 IBID	SH	IBID	-	30.1	IBID
<b>日 本</b>					
JP-1 140 KWT MODEL	OTSG	-	-	.15	HELICAL COIL, SINGLE WALL
JP-2 FBR 1MWT PROTOTYPE 1&2	-	-	71, 72	1.0	IBID
JP-3 FBR 50MW PROTOTYPE	EV	HITACHI, MHI	74	40	IBID
JP-4 FBR 50MW PROTOTYPE	SH	HITACHI, MHI	74	10	IBID
JP-5 MONNJYU	EV	MHI	-	191	IBID
JP-6 MONNJYU	SH	HITACHI	-	47	IBID

表2.2.3-1 ナトリウム加熱蒸気発生器リスト (3/3)  
(蒸気発生器試験施設リスト)

施設名	所在地	備考
WESTINGHOUSE SWL-1(STEAM WATER LOOP) GPL-1(GENERAL PURPOSE LOOP)	WALTMILL PENNSYLVANIA, USA	1 MW SG
GENERAL ELECTRIC BTF (BREEDER TEST FACILITY)	SAN JOSE CALIFORNIA, USA	2 MW SG TEST RIG MATERIAL TEST LOOP (SODIUM TECHNOLOGY FACILITY)
SCTI (SODIUM COMPONENT TEST INSTALLATION)	SANTA SUSANA CALIFORNIA, USA	ALCO/BLH SG 30 MW MSG MODULAR STEAM GENERATOR
HENGLO-SCTF	HENGLO NETHERLANDS	SNR-300 用 ヘリカル型、直管型50 MW SG
ITALY CSA-1 SDP-2	CASACCIA ITALY	CSA-1 1 MW SG(構造、製作経験用) SDP-2 直管型SG (SH, ONCE-THROUGH EV) バイヨネット型 SG (2, 3)
INTERATOM	BENDSBERG GERMANY	KNK モックアップTUBE-IN-TUBE型SG (5 MW) SNR-300 用モックアップヘリカル型SG (5 MW) バイヨネット型SG (2, 3 MW)
RENALDIRES 50 MW CGVS	FONTAINBLEU FRANCE	スタイン社製、フェニックス用SG スタイン社製、スーパーフェニックス用SG パコックトランジック社製、スーパーフェニックス用SG
PNC 1 MW SGTF 50 MW SGTF	OOARAI JAPAN	1 MW SG (一体貫流、ヘリカルコイル) 50MW SG, NO. 1 (もんじゅ用ヘリカルコイル) 50MW SG, NO. 2 (もんじゅ用ヘリカルコイル)

表2.2.3-2 世界の水炉（PWR, CANDU等）SG伝熱管損傷状況（1981年まで）

国	メーカー	プラント名	出力 (Mw)	運転年月	SG 管数	材質	2次側水質管理	伝熱管本数 (総数)	累積損傷数	損傷数×10 <sup>4</sup> 管年	備考
米	FW	SHIPPING PORT	100	57.12	2	ALLOY 600	PO4 <sup>(71/05)</sup> AVT	6,160	0	0	淡水
米	BW	SHIPPING PORT	100	57.12	2	ALLOY 600	PO4 <sup>(71/05)</sup> AVT	3,384	426	466.96	-
米	WH	YANKEE ROWE	175	61.07	4	SS	AVT	6,480	98	10.50	淡水
カナダ	BW (CAN)	NPD	22	62.03	1	ALLOY 600	PO4	2,069	47	18.26	淡水
イタリア	WH	TRINO VE RCELLESE	242	65.01	4	SS	PO4—AVT	6,640	6	1.08	淡水
米	CE	N-REACTOR	860	66.07	10	ALLOY 600	AVT	19,260	33	2.57	淡水
米	CE	N-REACTOR		66.07	2	SS	-	3,840	94	36.60	淡水
西独	GHH/ BALCKE	MZFR	52	66.12	2	SS	AVT/CD	1,530	0	0	淡水
仏	CKL	SENA (CHOO2)	280	67.04	4	SS	AVT	6,648	33	5.99	淡水
米	WH	HADDAM NECK	575	68.01	4	ALLOY 600	PO4 <sup>(75/02)</sup> AVT	15,176	68	4.21	淡水
米	WH	SAN CNOFRE-1	430	68.01	3	ALLOY 600	PO4	11,382	950	91.68	海水
カナダ	MLW	DOUGLAS POINT	208	68.09	8	NOMEL 400	PO4 <sup>(74/11)</sup> AVT	15,600	2	0.19	淡水
西独	GHH/ BALCKE	KWO OBRIGHEIM	328	68.03	2	ALLOY 600	AVT	5,210	367	67.88	淡水
スペイン	WH	JOSE CABRER (ZORITA)	153	69.08	1	ALLOY 600	PO4	2,604	7	2.83	淡水
スイス	WH	BESNAU-1	350	69.09	2	ALLOY 600	PO4 <sup>(74/07)</sup> AVT	5,208	1,063	224.87	淡水
米	WH	GINNA	490	70.09	2	ALLOY 600	PO4 <sup>(74/11)</sup> AVT/CD	6,520	233	43.81	淡水
日本	CE	美浜-1	320	70.11	2	ALLOY 600	PO4 <sup>(74/07)</sup> AVT	8,852	2,214	945.04	海水
米	WH	POINT BEACH-1	497	70.12	2	ALLOY 600	PO4 <sup>(74/12)</sup> AVT	6,520	828	161.85	淡水
米	WH	ROBINSON-2	700	71.03	3	ALLOY 600	PO4 <sup>(74/11)</sup> AVT	10,164	302	74.38	海水
カナダ	BW (CAN)	PICKERING-1	514	71.07	12	NOMEL 400	AVT	31,200	0	0	海水
カナダ	BW (CAN)	PICKERING-2	514	71.12	12	NOMEL 400	AVT	31,200	1	0.04	淡水
スイス	WH	BESNAU-2	350	71.12	2	ALLOY 600	PO4 <sup>(74/09)</sup> AVT	5,208	318	71.39	淡水
米	CE	PALISADES	700	72.03	2	ALLOY 600	PO4 <sup>(74/10)</sup> AVT/CD	17,038	3,745	552.53	淡水
西独	DBW	KKS STADE	630	72.05	4	ALLOY 800	PO4	11,972	167	17.01	淡水
カナダ	BW (CAN)	PICKERING-3	514	72.05	12	NOMEL 400	AVT	31,200	0	0	淡水
日本	三菱	美浜-2	470	72.07	2	ALLOY 600	PO4 <sup>(75/01)</sup> AVT	6,520	321	96.10	海水
米	WH	POINT BEACH-2	497	72.10	2	ALLOY 600	PO4 <sup>(74/09)</sup> AVT	6,520	102	21.11	淡水
パキスタン	BW (CAN)	KANUPP	126	72.12	6	NOMEL 400	AVT	8,130	0	0	海水
米	WH	TURKEY POINT-3	693	72.12	3	ALLOY 600	PO4 <sup>(74/09)</sup> AVT	9,780	1,996	374.90	海水
カナダ	BW (CAN)	POCKERING-4	514	73.06	12	NOMEL 400	AVT	31,200	0	0	淡水
米	BW	OCONEE-1	871	73.07	2	ALLOY 600	AVT/CD	31,062	223	14.14	淡水
米	WH	TURKEY POINT-4	693	73.09	3	ALLOY 600	PO4 <sup>(74/09)</sup> AVT	9,780	2,273	423.52	海水
オランダ	BALCKE	BORSSELE	447	73.10	2	ALLOY 800	PO4	8,468	93	16.43	海水
米	WH	ZION-1	1,050	73.12	4	ALLOY 600	PO4 <sup>(75/03)</sup> AVT	13,040	25	3.90	淡水
カナダ(インド)	MLW	RAPP-1	207	73.12	8	NOMEL 400	AVT	15,600	0	0	淡水
米	WH	PRAIRIE ISLAND-1	520	73.12	2	ALLOY 600	PO4 <sup>(74/09)</sup> AVT/CD	6,776	34	8.92	淡水
アルゼンチン	GH	ATUCHA-1	320	74.06	2	ALLOY 800	PO4	7,880	0	0	淡水
米	CE	FORT CALHOUN-1	457	74.06	2	ALLOY 600	AVT	10,010	3	0.57	淡水
米	WH	KEWAUNEE	540	74.06	2	ALLOY 600	PO4 <sup>(74/10)</sup> AVT	6,776	0	0	淡水
米	WH	INDIAN POINT-2	864	74.07	4	ALLOY 600	PO4 <sup>(75/02)</sup> BORIC	13,040	97	19.38	河口水
米	BW	THREE MILE ISLAND-1	792	74.09	2	ALLOY 600	AVT/CD	31,062	13	1.23	淡水
米	WH	ZION-2	1,650	74.09	4	ALLOY 600	AVT	13,040	13	2.31	淡水
日本	WH	高浜-1	780	74.11	3	ALLOY 600	AVT	10,164	452	136.40	海水
米	BW	ARKANSAS ONE-1	820	74.12	2	ALLOY 600	AVT/CD	31,062	16	1.23	淡水
米	BW	OCONEE-3	871	74.12	2	ALLOY 600	AVT/CD	31,062	20	1.36	淡水
米	WH	PRAIRIE ISLAND-2	520	74.12	2	ALLOY 600	PO4 <sup>(74/09)</sup> AVT/CD	6,776	63	17.50	淡水
米	BW	OCONEE-2	871	74.09	2	ALLOY 600	AVT/CD	31,062	14	0.97	淡水

表2.2.3-2 (つづき)

国	メーカー	プラント名	出力 (t/MW)	運転年月	SG 台数	材質	2次側水質管理	伝熱管本数 (総数)	累積操縦数	操縦数×10 <sup>4</sup> 管年	備考
ベルギー	CKL	DOEL-1	392	75.02	2	ALLOY 600	PO <sub>4</sub> <sup>(74/10)</sup> AVT/CD	6,520	24	6.40	河口水
西独	KWU/DBW	BIBUS A	1,146	75.03	4	ALLOY 800	PO <sub>4</sub>	16,240	11	1.51	淡水
米	BW	RANCHO SECO	913	75.04	2	ALLOY 600	AVT/CD	30,914	15	1.36	淡水
スウェーデン	WH	RONGALS-2	822	75.04	3	ALLOY 600	PO <sub>4</sub> <sup>(74/11)</sup> AVT	10,164	302	74.38	海水
米	CE	CALVERT CLIFFS-1	858	75.65	2	ALLOY 600	AVT/CD	17,038	0	0	河口水
米	WH	COOK-1	1,054	75.68	4	ALLOY 600	AVT	13,552	20	3.20	淡水
日本	三菱	玄海-1	529	75.10	2	ALLOY 600	AVT/CD	6,776	234	75.16	海水
ベルギー	CKL	TIHANGE-1	880	75.10	3	ALLOY 600	AVT	10,164	49	8.02	淡水
ベルギー	CKL	DOEL-2	392	75.11	2	ALLOY 600	PO <sub>4</sub> <sup>(74/10)</sup> AVT/CD	6,520	147	46.13	河口水
日本	三菱	玄海-2	780	75.11	3	ALLOY 600	PO <sub>4</sub> <sup>(74/10)</sup> AVT/CD	10,164	196	47.85	海水
米	CE	MILLSTONE-2	795	75.12	2	ALLOY 600	AVT/CD	17,038	1,476	221.58	海水
米	WH	TROJAN	1,130	76.05	4	ALLOY 600	AVT/CD	13,552	376	99.28	河口水
米	WH	INDIAN POINT-3	965	76.08	4	ALLOY 600	BORIC	13,010	930	246.99	河口水
西独	GHH/ VALCKE	GKN NECHAR	855	76.10	3	ALLOY 800	PO <sub>4</sub>	12,156	6	1.29	淡水
米	CE	ST LUCIE-1	802	76.12	2	ALLOY 600	AVT	16,970	117	18.70	海水
日本	三菱	美浜-1	780	76.12	3	ALLOY 600	AVT	10,164	0	0	海水
西独	KWU	BIBLIS B	1,240	77.01	4	ALLOY 800	PO <sub>4</sub>	16,084	9	1.74	淡水
米	BW	CRYSTAL RIVER-3	825	77.03	2	ALLOY 600	AVT/CD	30,914	52	6.84	海水
米	WH	BEAVER VALLEY-1	852	77.04	3	ALLOY 600	AVT	10,164	0	0	淡水
米	CE	CALVERT CLIFFS-2	850	77.04	2	ALLOY 600	AVT/CD	17,038	0	0	河口水
フィンランド	AEE	LOVIISA-1	440	77.05	6	SS	AVT/CD	33,216	1	0.09	河口水
米	WH	SALEN-1	1,090	77.06	4	ALLOY 600	AVT/CD	13,552	40	12.54	淡水
日本	三菱	伊方-1	538	77.09	2	ALLOY 600	AVT/CD	6,776	9	4.32	海水
カナダ	BW (CAN)	BRUCE-1	750	77.09	8	ALLOY 600	AVT	33,600	0	0	淡水
カナダ	BW (CAN)	BRUCE-2	750	77.09	8	ALLOY 600	AVT	33,600	0	0	淡水
米	BW	DAVIS-BESSE-1	906	77.11	2	ALLOY 600	AVT/CD	30,914	0	0	淡水
米	WH	FARLEY-1	829	77.12	3	ALLOY 600	AVT	10,164	9	4.02	淡水
仏	FRAM	FESSEN HEM-1	890	77.12	3	ALLOY 600	AVT	10,164	19	6.64	淡水
カナダ	BW (CAN)	BRUCE-3	750	78.02	8	ALLOY 600	AVT	33,600	0	0	淡水
仏	FRAM	FESSEN HEM-2	890	78.03	3	ALLOY 600	AVT	10,164	0	0	淡水
韓国	WH	KORI-1	597	78.04	3	ALLOY 600	BORIC	6,776	0	0	海水
米	WH	NORTH ANNA-1	943	78.04	3	ALLOY 600	BORIC	10,164	284	117.23	淡水
米	WH	COOK-2	1,065	78.06	4	ALLOY 600	AVT	13,552	23	7.10	淡水
カナダ	BW (CAN)	BRUCE-4	750	79.01	8	ALLOY 600	AVT	33,600	0	0	淡水
仏	FRAM	BUGEY-2	920	79.02	3	ALLOY 600	AVT	10,164	0	0	淡水
仏	FRAM	BUGEY-3	920	79.02	3	ALLOY 600	AVT	10,164	0	0	淡水
日本	WH	大飯-1	1,120	79.03	4	ALLOY 600	AVT	13,552	754	423.08	海水
仏	FRAM	BUGEY-4	920	79.07	3	ALLOY 600	AVT	10,164	0	0	淡水
西独	KWU	KKU UNTERWESER	1,330	79.10	4	ALLOY 800	PO <sub>4</sub>	16,084	0	0	淡水
スイス	KWU/GHH	GOESGEN	920	79.11	3	ALLOY 800	PO <sub>4</sub>	12,318	1	0.41	淡水
仏	FRAM	BUGEY-5	920	79.12	3	ALLOY 600	AVT	10,164	0	0	淡水
日本	三菱	大飯-2	1,120	79.12	4	ALLOY 600	AVT	13,552	2	0.99	海水
米	CE	ARKANSAS ONE-2	860	80.03	2	ALLOY 600	AVT	16,822	0	0	淡水
仏	FRAM	OAMPIERRE-1	900	80.05	3	ALLOY 600	AVT	10,164	0	0	淡水
米	WH	SURRY-2	788	80.08	3	ALLOY 600	AVT/CD	10,164	0	0	河口水
仏	FRAM	GRAVELINES-B1	909	80.11	3	ALLOY 600	AVT	10,164	0	0	海水
仏	FRAM	GRAVELINES-B2	900	80.12	3	ALLOY 600	AVT	10,164	0	0	淡水
米	WH	NORTH ANNA-2	907	80.12	3	ALLOY 600	BORIC	10,164	0	0	淡水



表2.2.3-2 (つづき)

国	メーカー	プラント名	出力 (MW)	運転年月	SG 器数	材質	2次側水質管理	伝熱管本数 (総数)	累積損傷数	損傷数 管年×10 <sup>4</sup>	備考
仏	FRAM	TRICASTINE-1	920	80.	3	ALLOY 600	AVT	10.164	0	0	淡水
仏	FRAM	TRICASTINE-2	900	80.12	3	ALLOY 600	AVT	10.164	0	0	淡水
フィンランド	AEE	LOVIISA-2	420	81.01	6	SS	AVT/CD	33.216	1	0.38	河口水
仏	FRAM	DAMPIERRE-2	900	81.02	3	ALLOY 600	AVT	10.164	0	0	淡水
日本	三菱	玄海-2	529	81.03	2	ALLOY 600	AVT/CD	6.776	0	0	海水
カナダ	LT	RAPP-2	267	81.04	8	MONEL 400	AVT	15.600	0	0	淡水
スウェーデン	WH	RINGHALS-3	915	81.04	3	ALLOY 600	AVT	10.164	2	4.92	海水
仏	FRAM	DAMPIERRE-3	900	81.05	3	ALLOY 600	AVT	10.164	0	0	淡水
仏	FRAM	TRICASTINE-3	900	81.05	3	ALLOY 600	AVT	10.164	0	0	淡水
仏	FRAM	GRAVELINES-B3	900	81.06	3	ALLOY 600	AVT	10.164	0	0	海水
米	WH	FARLEY-2	829	81.07	3	ALLOY 600	AVT	10.164	1	2.35	淡水
米	WH	SURRY-1	783	81.07	3	ALLOY 600	AVT/CD	10.164	0	0	河口水
米	WH	SEQUOYAH-1	1.148	81.07	4	ALLOY 600	AVT	13.552	0	0	淡水
仏	FRAM	GRAVELINES-B4	900	81.10	3	ALLOY 600	AVT	10.164	0	0	海水
米	WH	SALEN-2	1.115	81.10	4	ALLOY 600	AVT	13.552	0	0	淡水
仏	FRAM	TRICASTINE-4	900	81.11	3	ALLOY 600	AVT	10.164	0	0	淡水

PO4:リン酸ソーダ処理  
AVT:ボラチル処理

## 2.3 統計的破損率類推法の開発

世界のナトリウム加熱型蒸気発生器のリストおよびこれまでに経験した軽水炉蒸気発生器破損リスト（1981年まで）は表2.2.3-1 および表2.2.3-2 に示した。元年度はこれらを踏まえて破損例の調査を開始するとともに、必要となるデータベース格納プログラム、処理ソフトについて検討を開始した。

### 2.3.1 統計的構造信頼性評価法の開発の進捗

#### (1) 内 容

二重伝熱管および二重管型蒸気発生器の破損率を求めるにおいて、現在その評価に必要な二重管破損についてのデータベースが十分存在しないため、現存するFBR蒸気発生器、PWR蒸気発生器および火力ボイラー等についての破損調査を実施し、これら類似構造の統計的データから二重管型蒸気発生器の破損率を類推するものである。

破損率評価にあたっては各蒸気発生器における破損原因の調査結果を受けて、FBR蒸気発生器で想定される破損原因を伝熱管破損毎にまとめる。次に伝熱管破損部所として管-管溶接、管-管板溶接、伝熱管母材部および伝熱管支持部等が考えられるが、その各破損ならびに伝熱管破損全体に対するフォルトツリーを検討し、また破損データベース検索、処理システムを用いることにより、FBR蒸気発生器の破損例を中心に二重管型蒸気発生器の破損率を評価し支配的な破損モードとの関連を明らかにしていく予定である。

#### (2) 調査状況

本年度は文献調査、聞き取り調査によって、FBR蒸気発生器を主体にPWR蒸気発生器および火力ボイラーの破損例における破損原因、破損場所について、また健全なFBR蒸気発生器についても、その運転状況等を調査した情報を入手した。次におおのの内容を示す。

a. FBR蒸気発生器伝熱管の破損例（不具合例を含む）並びに運転状況の調査 各国のFBR蒸気発生器のうち、運転中に破損事故を起こした蒸気発生器、試験・検査中に破損が発見された蒸気発生器、および破損には至らないが伝熱管に不具合を生じた蒸気発生器、また運転（試験）期間を通じて異常の生じていない蒸気発生器についてである。

調査は破損蒸気発生器については破損モード、破損原因を明確にし、また異常の生じなかった蒸気発生器については破損蒸気発生器と設計上異なる点について調べたもので、以下にその調査内容について示す。

#### ○蒸気発生器の概要

- ・形式：液面の有無、直管orヘリカル
- ・伝熱管仕様：外径、肉厚、材質
- ・管-管板溶接方法
- ・蒸気発生器温度条件：蒸気・給水温度、ナトリウム出入口温度、水、ナトリウム流量

#### ○運転状況

- ・運転経過、運転状態、リーク時の状況説明等に関する調査

#### ○蒸気発生器構造図

#### ○破損モード

破損の発生、発見日時、発生箇所、発生状況

#### ○破損部詳細図

#### ○破損の原因調査

#### ○対策

当該蒸気発生器でとられた事故後の運用、補修

#### ○調査対象プラント

(1)～(15)に示すプラントおよび試験施設のFBR蒸気発生器を対象とした調査である。

- (1) フェルミ炉 (米)
- (2) ALCO/BLH (米)
- (3) EBR-II (米)
- (4) GE-2MWSG (米)
- (5) PFR (EV、SH) (英)
- (6) KNK (独)
- (7) ヘンゲロ50MWSG (オランダ)
- (8) フェニックス (仏)
- (9) BN-350 (露)
- (10) PNC-1MWSG (日)
- (11) CRBRP-FEW TUBE SG (米)
- (12) GVE-45MWSG (仏)
- (13) AI-MSG (米)
- (14) CRBRPプロトタイプSG (米)
- (15) PNC-50MWSG (日)

b. PWR蒸気発生器伝熱管破損例の調査

破損調査は公開文献を基にし、FBR蒸気発生器でも検討対象とすべき蒸気発生器共通として考えられる破損要因の把握ができること、PWRとFBRそれぞれの蒸気発生器の破損原因の相違の検討ができるような観点より破損調査を行っている。

対象は50MWe以上、100EFPD(Effective Full Power Days)以上のプラント。ソ連、東欧諸国は含まない。期間は1971～1982年のものについてである。

c. 火力ボイラーの破損例の調査

火力ボイラーは構造がFBR蒸気発生器と異なり、直接には破損例の調査結果を反映できないが、伝熱管水側共通の破損原因を把握するためにも調査を行ったものである。

調査範囲は火力原子力発電(1973. Oct.)で引用されている”ボイラー・チューブ事故調査報告”を引用している。

2.3.2 データベース形式および処理ソフト

(1) データの推定

製造技術、検査技術がいきとどいた(昭和62年度PSAに関する国内シンポジウムで原研が軽水炉PSAで用いる配管破損統計に水道管の破損事例を加えていたらしいが)機器・配管の、なるべく原発レベルに品質管理された、できれば蒸気発生器の、更にいえばナトリウム加熱型の蒸気発生器伝熱管の破損事例を集めたい。このようなデータは、1981年段階で軽水炉SGについて136件、ナトリウム加熱型蒸気発生器の総数は86件であり、このうち伝熱管破損を経験したものが17件であり、今後の軽水炉の老朽化やナトリウム加熱型蒸気発生器の運転経験が積み重ねられるに連れて増加していく。これらの事例は、図2.3.1-1に示すように整理され分析を加え、必要に応じて決定論的な解析・損傷評価を行って1次データベースとしてまとめられる。破損例の収集は同図に示した原発およびその関連施設にこだわるものではなく、他の分野の機器・配管の破損例も二重管型蒸気発生器の破損様式検討上参考になるもの(例えば製鉄所架

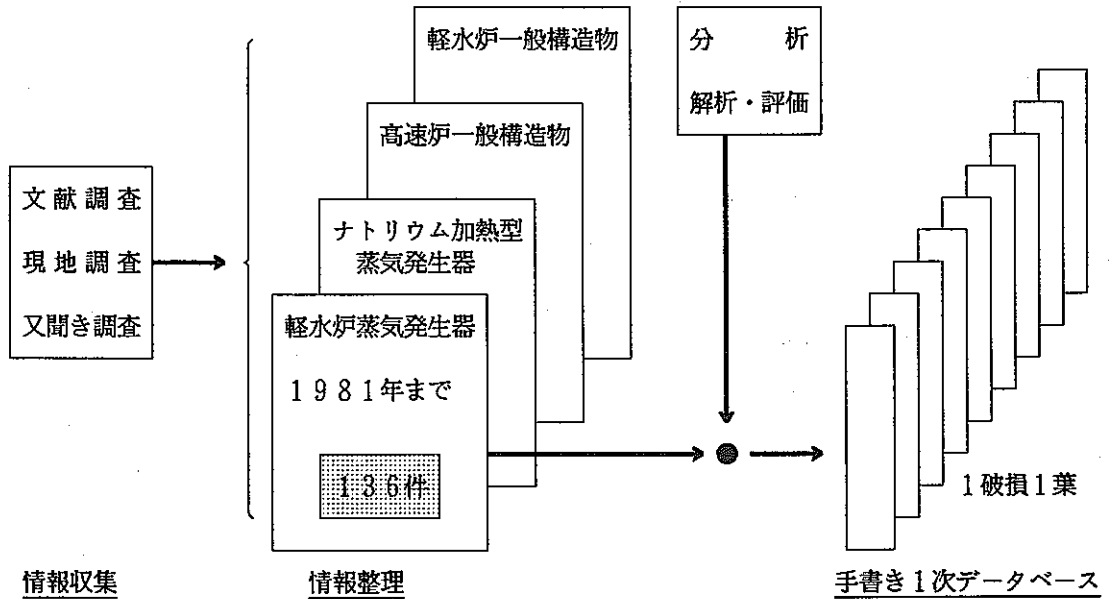


図2.3.1-1 一次破損データ作成の流れ

空配管サポートの腐食疲労データ収集とGumbel分布を用いたデータフィティングを実施した電中研の調査結果 (T86035, 1987) については収集・整理を進める必要があると考えており、総データ量を現時点で推定するのはSRA活動開始直後であるだけに困難ではあるが、今後10年間のデータ量を次のように見積もる。

軽水炉SGデータ	136 × 2	≒ 280	
高速炉SGデータ	86 × 1	≒ 100	
軽水炉でSG以外のデータ	500 × 2	≒ 1,000	文献(1)からの予測値
高速炉でSG以外のデータ	20 × 2	≒ 40	感触値
その他のデータ	50 × 2	≒ 100	感触値
合計		1,520 件	

(2) データベース形式

図2.3.1-1 の上がりである1次データベースは、(3)に記すデータ処理プログラムで取り扱えるように計算機入力を行う。SFR Aでは非常に広範囲の作業が予測されること、およびデータ処理プログラム開発に多大な労力のかかることを防ぐように、既存フォーマットの利用を主として考え、細部変更程度に収める必要がある。

(3) 統計処理ソフトおよびハードウェア

既存データベースとして次のものがあり、2年度に選定していく。ハードウェアとしてはミニコンレベルを考える。一度に統計処理できるデータ量が数10MB程度が予想されるため、ハードディスク容量の大きなものが必要となる。2年度に仕様をつめるものとする。

① CARD-3

使用実績が豊富である（構造室等）。  
レポート用紙1枚1データの感覚で扱える。  
破損箇所の構造図の取り扱いと容量調査の必要がある。  
MS-DOSに乗らない。

② Let's Iris

使用実績が豊富である（構造室、材料学会情報授受等）。  
レポート用紙1枚1データの感覚で扱える。  
破損箇所の構造図の取り扱いと容量調査の必要がある。

MS-DOSでアクセスできる。

③ STAR

使用実績がある（構造室開発の専用プログラム）。  
レポート用紙1枚1データの感覚で扱える。  
破損箇所の構造図の取り扱いが可能。  
容量調査の必要がある。  
MS-DOSでアクセスできる。

参考文献

- (1) Bush, Statistics of pressure vessel and piping failure, Journal of Pressure Vessel and Technology, Vol.110, 1988

この論文は圧力容器と配管の破壊の統計数字を広く概観したものであって、用語は米国の原子炉安全諮問委員会報告書(WASH-1285) および西ドイツの原子力安全保証委員会報告書(IRS-134) によっている。危険関数 $H(T) = f(t) / [1 - F(T)]$ と信頼度 $R(T) = 1 - F(T)$ 、ここで $F(T)$ は統計から求まる破損率、 $f(t)$ は確率密度関数、の概念がある。

破損の統計データとしては、西ドイツ原子力安全検査協会IRS-TUV、英国のUKAEAのもの(WASH-1400に用いられたもの) および米国のボイラ・圧力容器検査会社のNBBPVIがある。これらのデータベースが、容器および配管の寸法、破損形態、製造年等から統計計算されている。

## 2. 4 確率論的構造健全性評価法の開発

### 2.4.1 考慮する部位、荷重、破損形態

本節では、Na-水反応を生じる内管・外管同時破損の確率を算出し、二重伝熱管型蒸気発生器の構造健全性を確率論的の評価する手法を、予備的に開発することを目的としている。評価を容易にするため、2. 4. 2節に示すように二重管伝熱管型蒸気発生器の構造を簡略化し、また考慮する破損部位としては、内管母材平滑部、内管溶接部、外管母材平滑部、外管溶接部の4通りとした。Na-水反応は、任意の内管と任意の外管がそれぞれ1本ずつでも破損したとき、発生すると考えた。また評価上考慮する荷重は、二重伝熱管の設計荷重とした。

二重伝熱管の破損形態としては、疲労、クリープ疲労のほか、フレットング摩耗、Na環境による腐食、質量移行、脱浸炭や、高温水・水蒸気環境による応力腐食割れ（SCC）などが考えられる。このうちフレットング摩耗は、簡単のため本検討では除外した。また、Na環境による腐食、質量移行、脱浸炭や、高温水・水蒸気環境による応力腐食割れは、二重伝熱管の候補材であるMod. 9Cr-1Mo鋼に関しては、実機条件では顕著でないことが報告されており<sup>(1, 2, 3, 4)</sup>、このため本検討では考慮すべき破損形態から除外した。したがって本検討では、二重伝熱管の破損形態として、疲労およびクリープ疲労破損のみを考慮することにした。

#### 参考文献

- (1) 須崎、谷田部、木村、三浦、阿部、津田、蒸気発生器伝熱管用9Cr系鋼の水蒸気中健全性確認試験(1)、PNC SJ 9124 89-008
- (2) 伊藤、加藤、和田、加藤、青木、加納、二瓶、高クロムモリブデン鋼のナトリウム中材料試験(1)、5,000時間浸漬後の腐食・質量移行および脱浸炭挙動、PNC SN9410 87-184
- (3) 丸山、伊藤、青木、久保田、加納、和田、高クロムモリブデン鋼のナトリウム中材料試験(2)、5,000時間浸漬材の引張・衝撃試験、PNC SN9410 89-133
- (4) 西田、古藤、遠藤、服部、川口、重谷、9Cr系鋼溶接継手のナトリウム中疲労試験(2)、PNC SJ 9210 88-008

2.4.2 フォルトツリーと必要な確率密度関数分布

(1) 構造の単純化

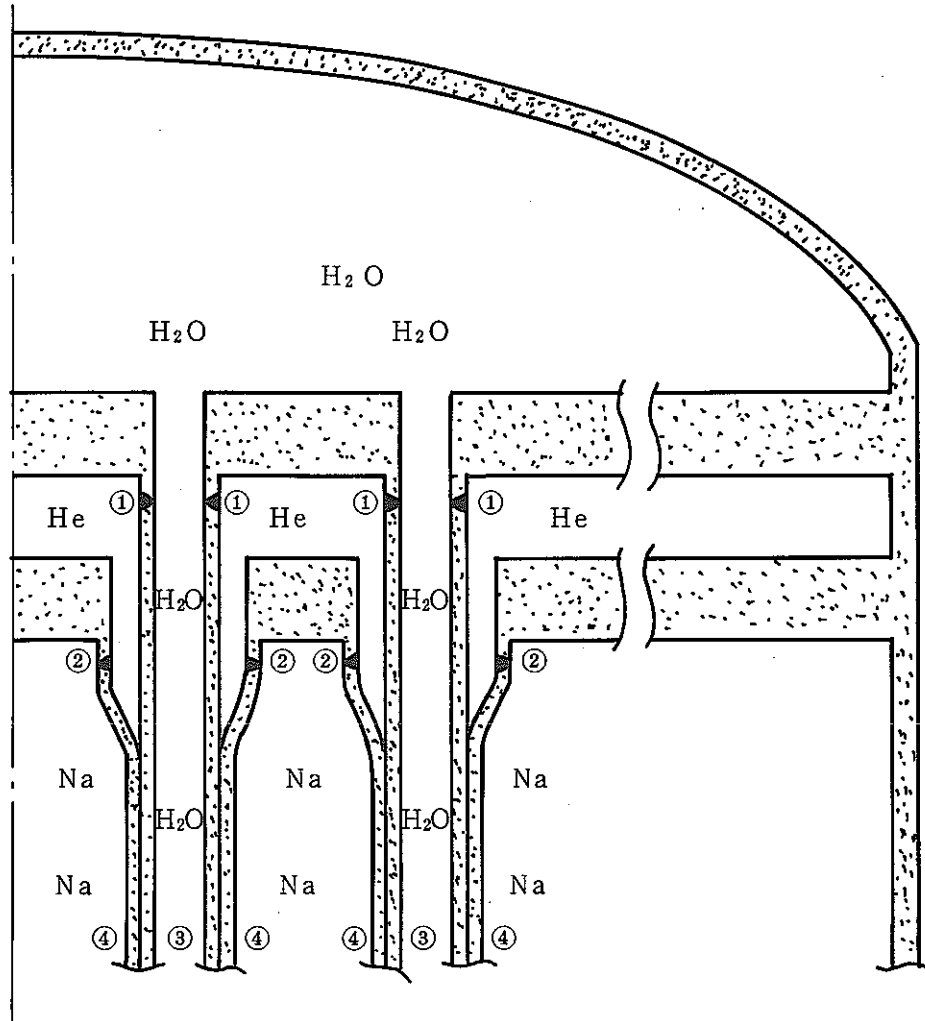
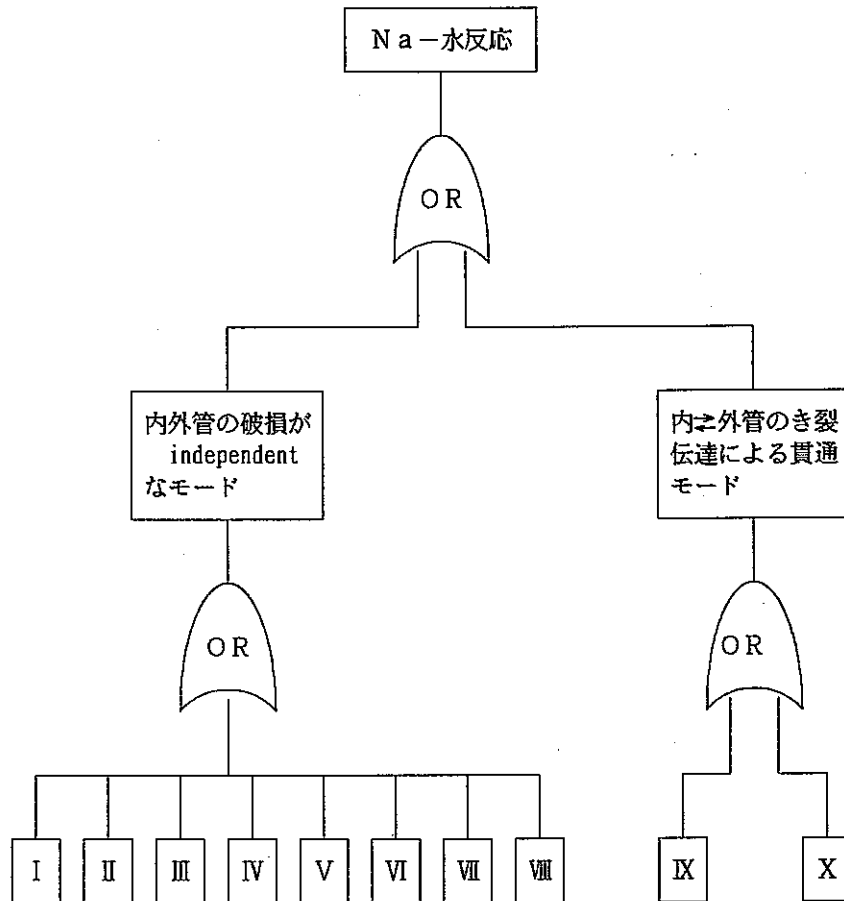


図2.4.2-1 構造の単純化

二重伝熱管型蒸気発生器のフォルトツリーを作成するにあたり、構造を図2.4.2-1に示すように単純化した。また破壊モードとしては、内管溶接部破損①、外管溶接部破損②、内管母材平滑部破損③、外管母材平滑部破損④の4モードを考えることにした。

(2) Na-水反応のモード

Na-水反応の生じるモードとして、図2.4.2-2に示す10モードを考える。モードI～モードVIIIは内管と外管の破損が互いに独立なモードであり、モードIXとモードXは内管と外管との間でき裂伝達を生じて内外管き裂貫通に至るモードである。



- モード I : 任意の内管溶接部①が破損した後、任意の外管溶接部②が破損
- モード II : 任意の内管溶接部①が破損した後、任意の外管母材平滑部④が破損
- モード III : 任意の内管母材平滑部③が破損した後、任意の外管溶接部②が破損
- モード IV : 任意の内管母材平滑部③が破損した後、任意の外管母材平滑部④が破損
- モード V : 任意の外管溶接部②が破損した後、任意の内管溶接部①が破損
- モード VI : 任意の外管溶接部②が破損した後、任意の内管母材平滑部③が破損
- モード VII : 任意の外管母材平滑部④が破損した後、任意の内管溶接部①が破損
- モード VIII : 任意の外管母材平滑部④が破損した後、任意の内管母材溶接部③が破損
- モード IX : 任意の内管母材平滑部③が破損した後、き裂が外管に伝達して外管母材平滑部④が破損
- モード X : 任意の外管母材平滑部④が破損した後、き裂が内管に伝達して内管母材平滑部③が破損

図2.4.2-2 Na-水反応のフォルトツリー

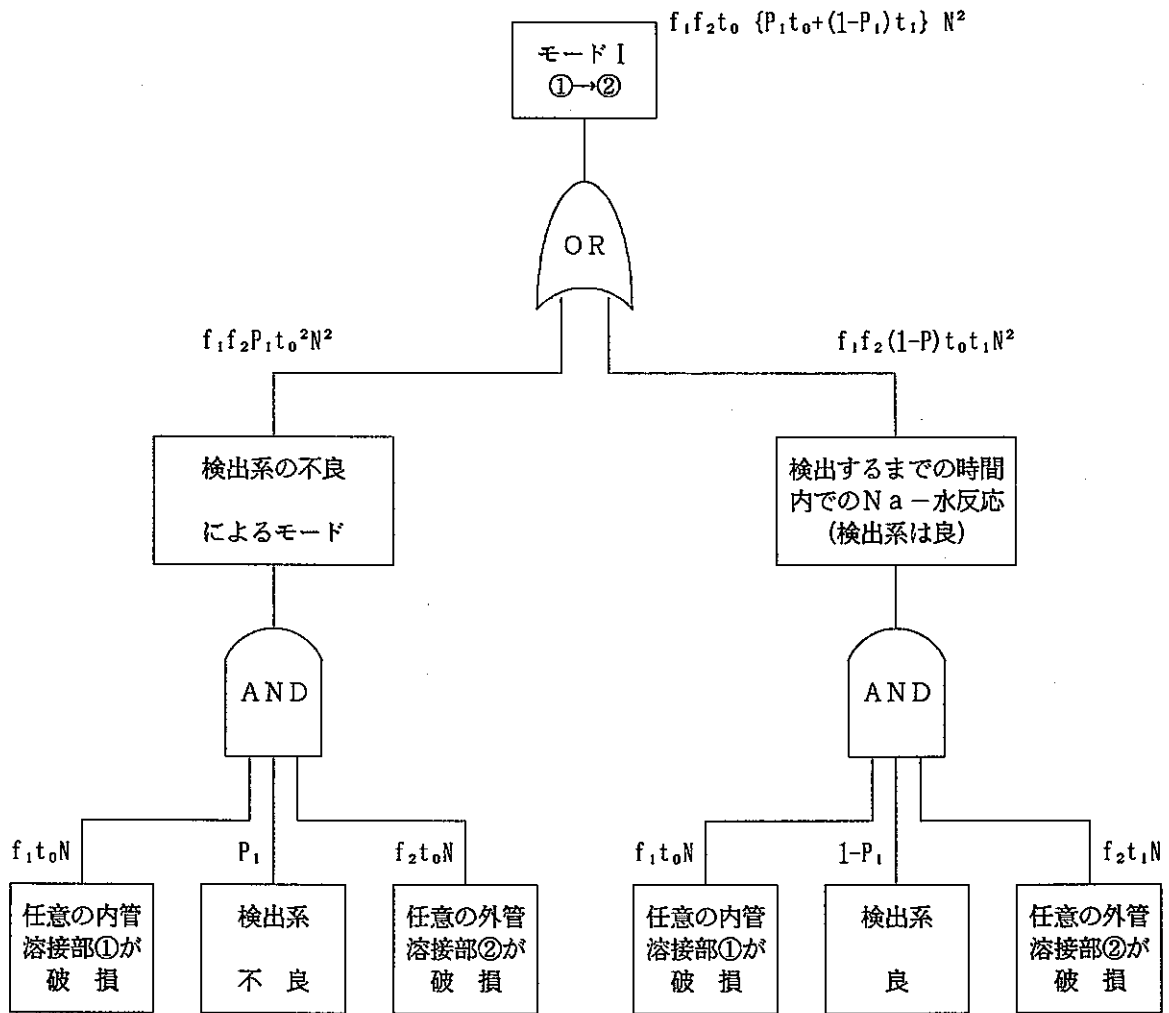


(3) モード I の FTA と Na-水反応確率

内管と外管の破損が互いに独立なモード I ~ モード VII を代表に、モード I のフォルトツリーを図 2.4.2-3 に示す。モード I の Na-水反応は、検出系の不良によるモードと、検出するまでの時間内に反応の生じるモードとに分けられる。前者は検出系不良のため内管破損が検出されない場合であり、後者は内管が破損した後、この破損が検出される前に任意の外管が破損する場合である。各事象の確率は図中に示す様になり、モード I ・ Na-水反応の定検から定検期間中の発生確率は、

$$f_1 f_2 P_1 t_0^2 N^2 + f_1 f_2 (1 - P_1) t_0 t_1 N^2 = f_1 f_2 t_0 \{ P_1 t_0 + (1 - P_1) t_1 \} N^2$$

で表わされる。



- $t_0$  : 定検から定検までの時間 (hr)
- $t_1$  : 内管破損を検出するまでの時間 (hr)
- $N$  : SGの本数
- $f_1$  : 内管溶接部①の破損確率 (/hr・本)
- $f_2$  : 外管溶接部②の破損確率 (/hr・本)
- $P_1$  : 内管破損の検出系の故障率

図2.4.2-3 モード I のフォルトツリー

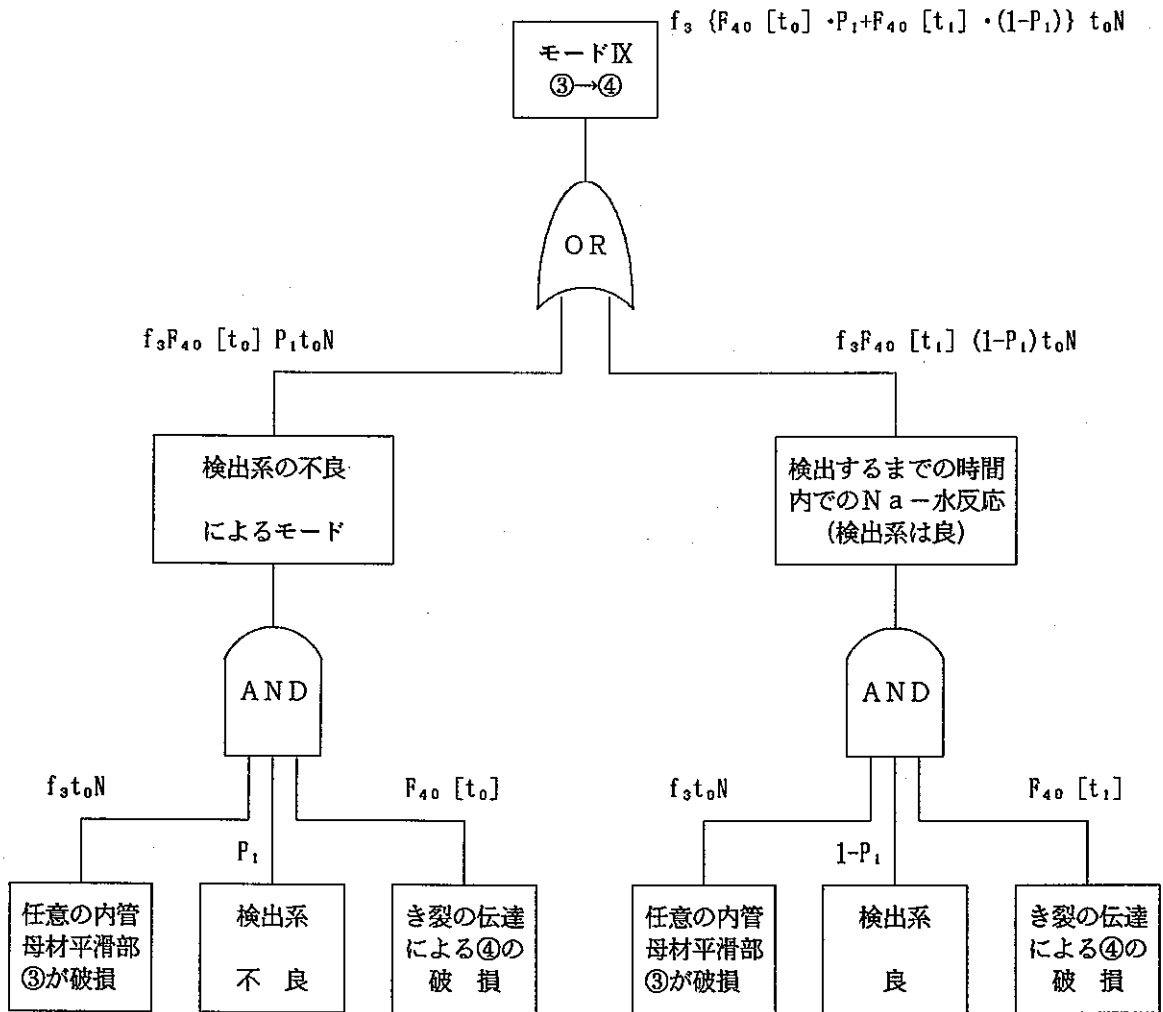
(4) モードIXのFTAとNa-水反応確率

内管と外管との間でき裂伝達を生じるモードIXとモードXを代表して、モードIXのフォルトツリーを図2.4.2-4に示す。モードIXのNa-水反応は、モードIと同様、検出系の不良によるモードと検出するまでの時間内に反応の生じるモードとに分けられる。前者は、検出系不良のため、内管破損が検出されず、き裂が外管に伝達して内外管貫通に至るモードであり、後者は内管破損後、この破損が検出される前に、き裂が外管に伝達され進展し外管破損に至るモードである。各事象の確率は図中に示す様になり、モードIX・水-Na反応の定検～定検期間中の発生確率は、

$$f_3 \cdot F_{40} [t_0] \cdot P_1 \cdot t_0 \cdot N + f_3 \cdot F_{40} [t_1] \cdot (1-P_1) \cdot t_0 \cdot N$$

$$= f_3 \{ F_{40} [t_0] \cdot P_1 + F_{40} [t_1] \cdot (1-P_1) \} t_0 N$$

で表わされる。



- $f_3$  : 内管平滑母材部③の破損確率 ( /hr・本)
- $f_4$  : 外管平滑母材部④の破損確率 ( /hr・本)
- $F_{40} [t]$  : 内管から外管へのき裂伝達による外管平滑母材部④の破損確率 ( /hr)。内管貫通後の時間 t (hr) の関数。

図2.4.2-4 モードIXのフォルトツリー

(5) 系全体のNa-水反応確率

- $t_2$  : 外管破損を検出するまでの時間 (hr)
- $F_{30} [t]$  : 外管から内管へのき裂伝達による内管平滑母材部③の破損確率 (/hr) の関数。
- $P_2$  : 外管破損の検出系の故障率

とおくと、各モードの水-Na反応確率は、

- (1) モードI  $f_1 f_2 t_0 \{f_1 t_0 + (1 - P_2) t_1\} N^2$
- (2) モードII  $f_1 t_0 N \cdot P_1 \cdot f_4 t_0 N + f_1 t_0 N \cdot (1 - P_1) \cdot f_4 t_1 N$   
 $= f_1 f_4 t_0 \{P_1 t_0 + (1 - P_1) t_1\} N^2$
- (3) モードIII  $f_3 t_0 N \cdot P_1 \cdot f_2 t_0 N + f_3 t_0 N \cdot (1 - P_1) \cdot f_2 t_1 N$   
 $= f_2 f_3 t_0 \{P_1 t_0 + (1 - P_1) t_1\} N^2$
- (4) モードIV  $f_3 f_4 t_0 \{P_1 t_0 + (1 - P_1) t_1\} N^2$
- (5) モードV  $f_1 f_2 t_0 \{P_2 t_0 + (1 - P_2) t_2\} N^2$
- (6) モードVI  $f_2 f_3 t_0 \{P_2 t_0 + (1 - P_2) t_2\} N^2$
- (7) モードVII  $f_1 f_4 t_0 \{P_2 t_0 + (1 - P_2) t_2\} N^2$
- (8) モードVIII  $f_3 f_4 t_0 \{P_2 t_0 + (1 - P_2) t_2\} N^2$
- (9) モードIX  $f_3 \{F_{40} [t_0] \cdot P_1 + F_{40} [t_1] \cdot (1 - P_1)\} t_0 N$
- (10) モードX  $f_4 t_0 N \cdot P_2 \cdot F_{30} [t_0] + f_4 t_0 N \cdot (1 - P_1) \cdot F_{30} [t_2]$   
 $= f_4 \{F_{30} [t_0] \cdot P_2 + F_{30} [t_2] \cdot (1 - P_1)\} t_0 N$

で表わされる。

モードI~IV、V~VIIIを加えるとそれぞれ、

$$\begin{aligned} & \text{(モードI~IV)} \\ & (f_1 f_2 + f_2 f_3 + f_3 f_4 + f_4 f_1) t_0 \{P_1 t_0 + (1 - P_1) t_1\} N^2 \\ & \text{(モードV~VIII)} \\ & (f_1 f_2 + f_2 f_3 + f_3 f_4 + f_4 f_1) t_0 \{P_2 t_0 + (1 - P_2) t_2\} N^2 \end{aligned}$$

より、定検~定検期間中の、系全体のNa-水反応確率は、

$$\begin{aligned} F = & (f_1 f_2 + f_2 f_3 + f_3 f_4 + f_4 f_1) t_0 \{ (P_1 + P_2) t_0 + (t_1 + t_2 - P_1 t_1 - P_2 t_2) \} N^2 \\ & + [f_3 \{F_{40} [t_0] P_1 + F_{40} [t_1] (1 - P_1)\} + f_4 \{F_{30} [t_0] P_1 \\ & + F_{30} [t_2] (1 - P_2)\} ] t_0 N \end{aligned}$$

あるいは、 $P_1 P_2 \ll 1$ とおくと

$$\begin{aligned} F = & (f_1 f_2 + f_2 f_3 + f_3 f_4 + f_4 f_1) t_0 \{ (P_1 + P_2) t_0 + (t_1 + t_2) \} N^2 \\ & + \{f_3 (F_{40} [t_0] P_1 + F_{40} [t_1]) + f_4 (F_{30} [t_0] P_1 + F_{30} [t_2])\} t_0 N \end{aligned}$$

設計寿命を $t_0^m$  (hr) とおくと、二重管SGの信頼性は

$$P = (1 - F)^m \approx 1 - mF$$

但し、上式では定検により、各部位の信頼性はVirgin状態にもどるものと仮定している。

(6) 信頼性評価に必要なパラメータ

信頼性評価に必要なパラメータは、 $t_1$ 、 $t_2$ 、 $P_1$ 、 $P_2$ 、 $t_0$ 、 $N$ 、 $m$ 、 $f_1$ 、 $f_2$ 、 $f_3$ 、 $f_4$ 、 $F_{30} [t]$ 、 $F_{40} [t]$  の13個である。

### 2.4.3 手法

構造室では昭和64年度より大型炉設計主要目に係る研究の一環として確率論的破壊力学解析コードCANIS-Pの開発を進めている。このコードは2.2.3節で述べたように、原型炉配管の破損率算出で開発された手法を、米国NRCのPRAISEコード<sup>(1-14)</sup>等を参考にして改良したものであり、クリープ疲労き裂進展計算には構造室独自の手法を開発してこのコードに組み込み、高速炉に適用できるようにしている。CANIS-Pの概要を下に示す。また、元年度原研が溶接協会に委託した研究の中で手法検証用のベンチマーク解析を実施しており、この結果<sup>(15)</sup>を付録10に示す。ベンチマーク解析の結果CANIS-Pの手法および運用法の妥当性が簡単な問題に対して実証でき、二重管型SGの入力データが揃えば効率的なMonte Carlo法で破損確率を計算できる手法を準備できたといえる。

#### ・確率変数

初期き裂形状（深さ、アスペクト比） — 指数分布、対数正規分布  
層別サンプリング法 (Stratified Sampling)

形状（板厚、半径、容器長さ） — 指数、正規、対数正規分布、ヒストグラム、定数  
き裂進展則の定数 ( $C_K$ ,  $m_K$ ,  $C_J$ ,  $m_J$ ,  $C_c$ ,  $m_c$ ) — 同上

材料定数（ヤング率、降伏応力、流動応力、 $K_{IC}$ ） — 同上

#### ・き裂進展モデルと用いるパラメータ

疲労き裂進展 —  $da/dN = C_K (\Delta K_{eff})^{m_K}$  または  $da/dN = C_J (\Delta J)^{m_J}$   
Newman & RajuのK値解等が使用可能である。

弾塑性 $\Delta J$ は参照応力を用いた簡易法を採用している。

クリープき裂進展 —  $da/dN = C_c (\Delta J_c)^{m_c}$

クリープき裂J積分 $\Delta J_c$ は参照応力を用いた簡易法を採用している。

#### ・PSI、ISIモデル — PRAISE modelと同等である。

一つのき裂サンプルが破損した場合、破損サンプル数1をカウントするのではなく、当該き裂が破損時点まで検出されずに存在する確率（累積未検出確率）をカウントする。例えば該当き裂が2回のISIを経験し、1回目の未検出確率が0.5で2回目の未検出確率が0.3ならば、最初1個のき裂が1回目のISIで0.5個に、2回目のISIで $0.5 \times 0.3 = 0.15$ 個になったと考える。

#### ・開口面積、漏洩率

PRAISE model — 軽水炉運転条件の簡易式による漏洩率計算が可能である。

original model — エネルギー積分法によって弾塑性開口面積を計算し、ベルヌイの式により漏洩率を計算する。

・Leak判定 — 正味応力概念、 $a/t = \alpha_{crit}$ 、Battelle実験式などを採用している。

・Break判定 — 正味応力概念、 $K_{IC}$ 、Battelle実験式などを採用している。

・Leak検出モデル — PRAISE modelと同等である。

漏洩率が検出限界を越えたら100%検出され補修される。

検出限界以下なら検出されないものとする。

・地震評価モデル — PRAISE modelと同等である。

任意時点で最初に地震が起きた場合の破損確率の増加を計算する。

参考文献

- (1) W. Marshall "An Assessment of the Integrity of PWR Pressure Vessel" UKAEA (1982)  
App. 6.6 (以下Marshall レポート)
- (2) Marshall レポート SECTION 3 Fig. 3.6.3.7
- (3) Marshall レポート SECTION 6 Table 6.5-1
- (4) Marshall レポート SECTION 6 Table 6.11-1
- (5) Marshall レポート SECTION 6 Table 6.11-2
- (6) J. C. Newman, Jr and I. S. Raju "Stress Intensity Factor Equations for Cracks in Three-Dimensional Finite Bodies Subjected to Tension and Bending Loads" NASA Technical Memorandum 85793 (1984)
- (7) Marshall レポート SECTION 6 Fig. 6.11-10
- (8) "原子炉構造材料の経年劣化に関する基礎試験 (I)" 日本溶接協会 JWES-AE-8901 (1989)
- (9) L. P. Harrop, A. B. Lidiard "Proceeding of the Specialists Meeting on Elastoplastic Fracture Mechanics" CSNI Rept. 32 NK, AEA Risley (1978)
- (10) S. Hattori, N. Handa "Probabilistic Fracture Evaluation of Fast Breeder Reactor Cover" Nuc. Tech. 79(1987) 228
- (11) Marshall レポート SECTION 3 3.6.2, 3.6.3
- (12) "軽水型原子力発電所用機器の使用期間中検査" JEAC-4205
- (13) Marshall レポート SECTION 7 Table 7.2.6
- (14) D. O. Harris et, al, "Probability of Pipe Fracture in the Primary Coolant Loop of a PWR Plant" NUREG/CR-2189, vol.5 (1981)
- (15) 飯田、原子炉構造材料の経年劣化に関する基礎試験 (II) 成果報告書、JWES-AE-9003, 日本溶接協会、pp.327/376, 1990年3月

## 2.4.4 材料定数

## (1) 目的

二重管SGの構造健全性に関する予備的検討を行うため、Mod. 9Cr-1Mo鋼の強度特性を暫定的に確率評価することを目的とする。

## (2) 引張強度

引張強度の確率評価は、500℃のデータのみを用いて行った。データ総数は66点である。確率評価は降伏応力 $\sigma_y$ 、引張強さ $\sigma_u$ 、流動応力 $\sigma_f$ について、正規分布を仮定して行った。

図2.4.4-1に $\sigma_y$ の正規確率プロットを示す。平均 $\mu=38.12$ 、分散 $\sigma^2=7.92$  (単位はkgf/mm<sup>2</sup>)である。図2.4.4-2に $\sigma_u$ の正規確率プロットを示す。平均 $\mu=46.96$ 、分散 $\sigma^2=7.43$ である。 $\sigma_u$ と $\sigma_y$ の間には、図2.4.4-3に示す様に、正の相関が認められる。図2.4.4-4に $\sigma_f$ の正規確率プロットを示す。平均 $\mu=42.50$ 、分散 $\sigma^2=7.24$ である。

## (3) 疲労強度

疲労強度の確率評価は、500～650℃の温度範囲の108データを用いて行った。確率評価は、破断寿命を次式で示すORNL式による予測寿命で割った値 $N_f^{obs}/N_f^{cal-ORNL}$ について、対数正規分布を仮定して行った。

$$\Delta \varepsilon (\%) = 42.48 \cdot N_f^{-0.547} + 0.306 \quad ; \text{for } 20 \sim 600 \text{℃ (温度に依存しない)}$$

図2.4.4-5に $\log(N_f^{obs}/N_f^{cal-ORNL})$ の正規確率プロットを示す。平均 $\mu=-0.0695$ 、分散 $\sigma^2=0.0457$ である。

## (4) クリープ強度

クリープ強度の確率評価は、500～700℃の温度範囲の548データを用いて行った。確率評価は、破断時間を、表2.4.4-1に示すように暫定的に定めた主クリープ破断関係式による予測破断時間で割った値、 $t_p^{obs}/t_p^{cal}$ について、対数正規分布を仮定して行った。

図2.4.4-6に、 $\log(t_p^{obs}/t_p^{cal})$ の正規確率プロットを示す。直線性は良好ではないが、平均 $\mu=-0.0735$ 、分散 $\sigma^2=0.174$ である。

## (5) き裂進展特性

疲労き裂進展速度の確率評価は、500～600℃の温度範囲の母材および溶接部の全データをまとめて行った(母材と溶接部に有意差は認められない)。データセット数は11である(11個の試験片)。各データセット毎に次式のmとCを最小自乗法で求めた。

$$da/dN = C \cdot (\Delta J_f)^m$$

本評価では、簡単のため、mは一定値とおき、平均値である $m=1.83$ を用いる。Cは確率変数とし、対数正規分布に従うと仮定した。図2.4.4-7に $\log C$ の正規確率プロットを示す。平均は $\mu=-3.34$ 、分散は $\sigma^2=0.0475$ である。

クリープき裂進展速度の確率評価は、母材と溶接部のデータをまとめて行った(両者に有意な差は認められない)。図2.4.4-8に示す様に、500～550℃と600℃とでクリープき裂進展速度に差異が認められたので、①500～550℃のデータのみを使用した場合(データセット数15)、および②500～600℃の全データを使用した場合(データセット数20)の2通りについて確率評価を行った。なおクリープき裂進展においても、mは定数、Cは対数正規分布に従う確率変数と仮定した。

図2.4.4-9に、①の場合の評価結果を示す。 $\log C$ の平均 $\mu=-1.425$ 、分散 $\sigma^2=0.01033$ であった。またmの平均は0.996である。図2.4.4-10に、②の場合の評価結果を示す。 $\log C$ の平均 $\mu=-1.33$ 、分散 $\sigma^2=0.0356$ であった。またmの平均は0.988である。

なお以上の $\log C$ の確率評価は、単にデータセットの $\log C$ を確率プロットしたものであり、mの平均値を用いて $\log C$ を再評価したものではない。またmを一定と仮定しているため、データのバラツキを過小評価していると考えられる。

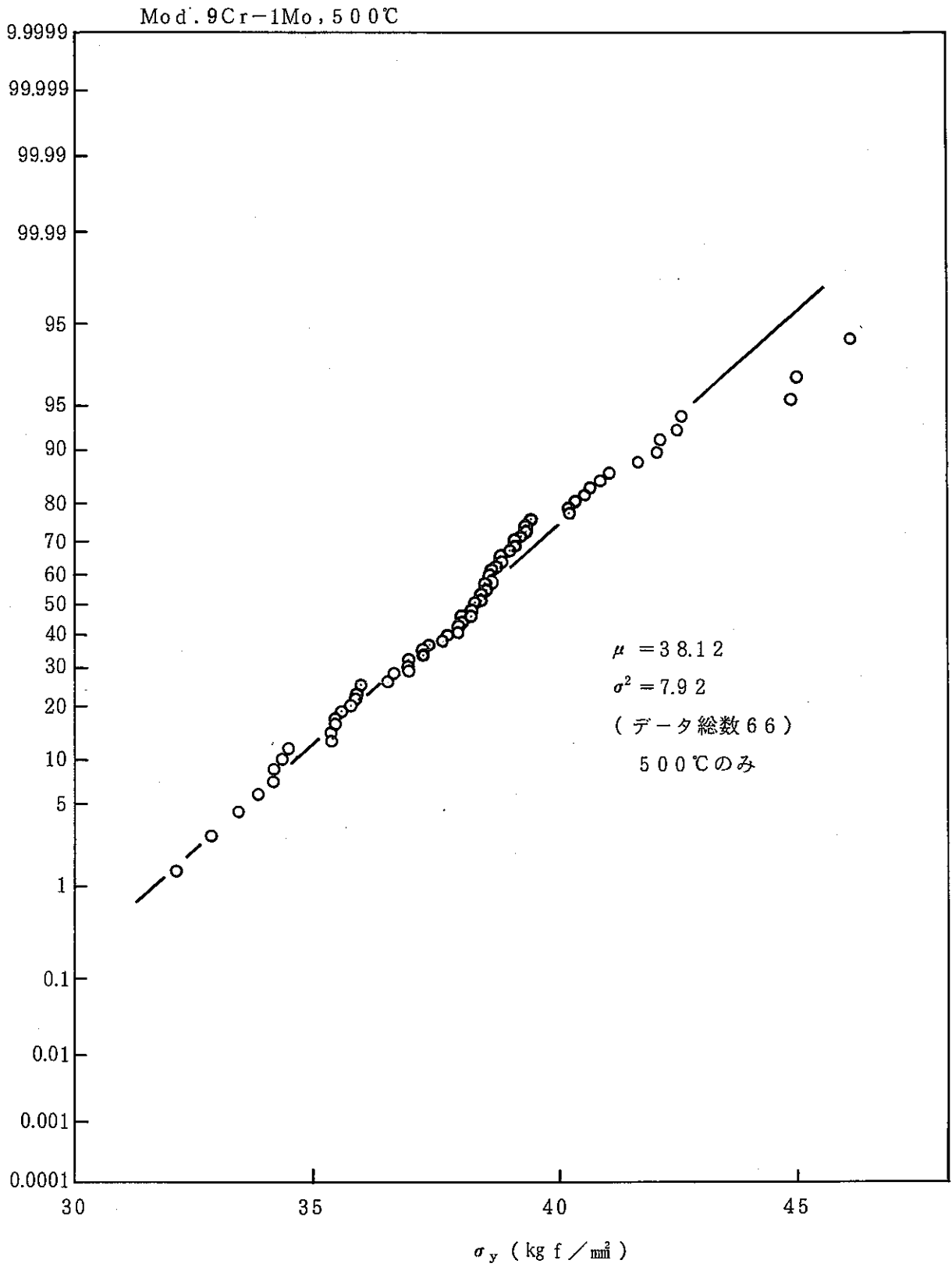


図2.4.4-1  $\sigma_y$ の分布

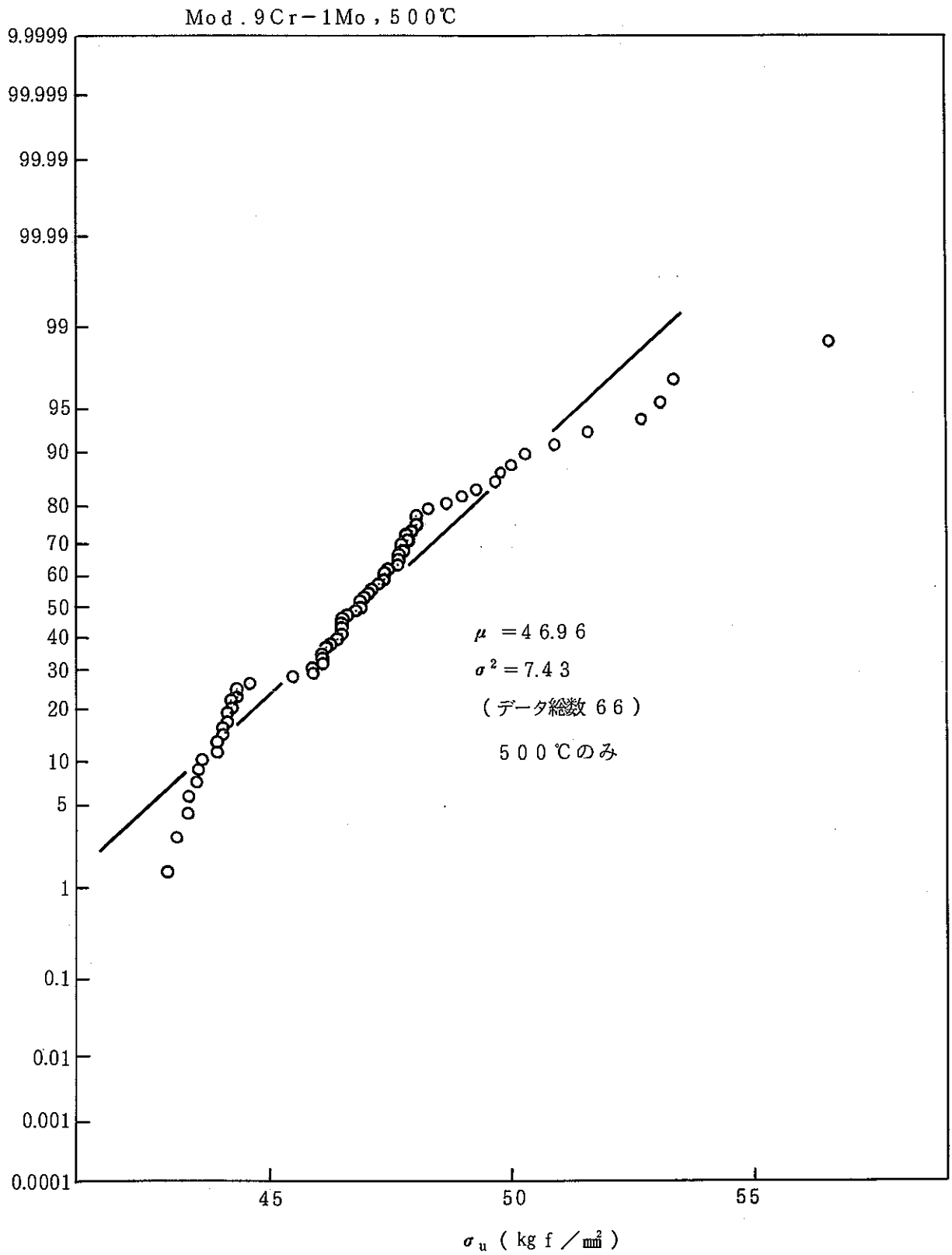


図2.4.4-2  $\sigma_u$ の分布



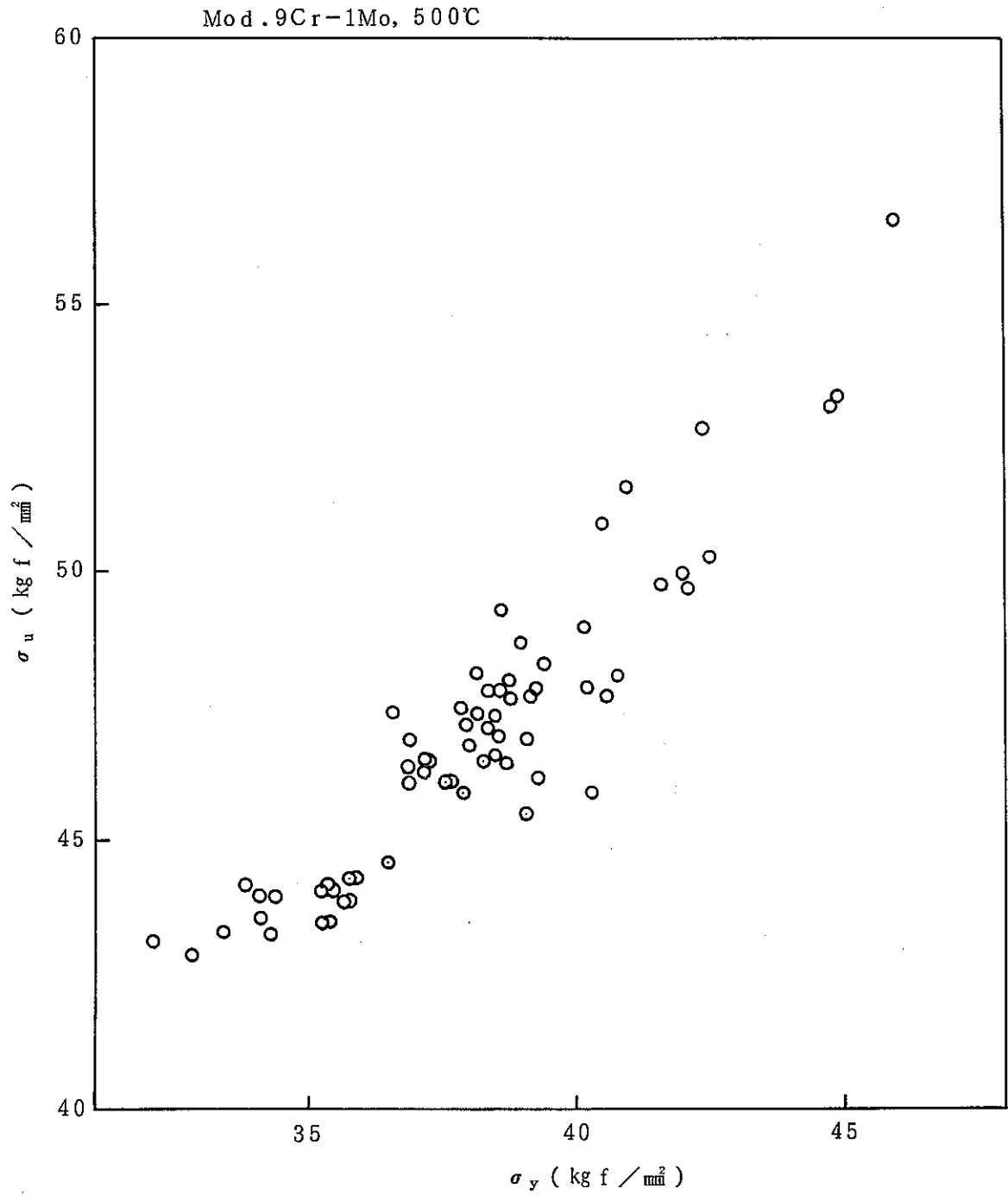


図2.4.4-3  $\sigma_y$ と $\sigma_u$ の相関

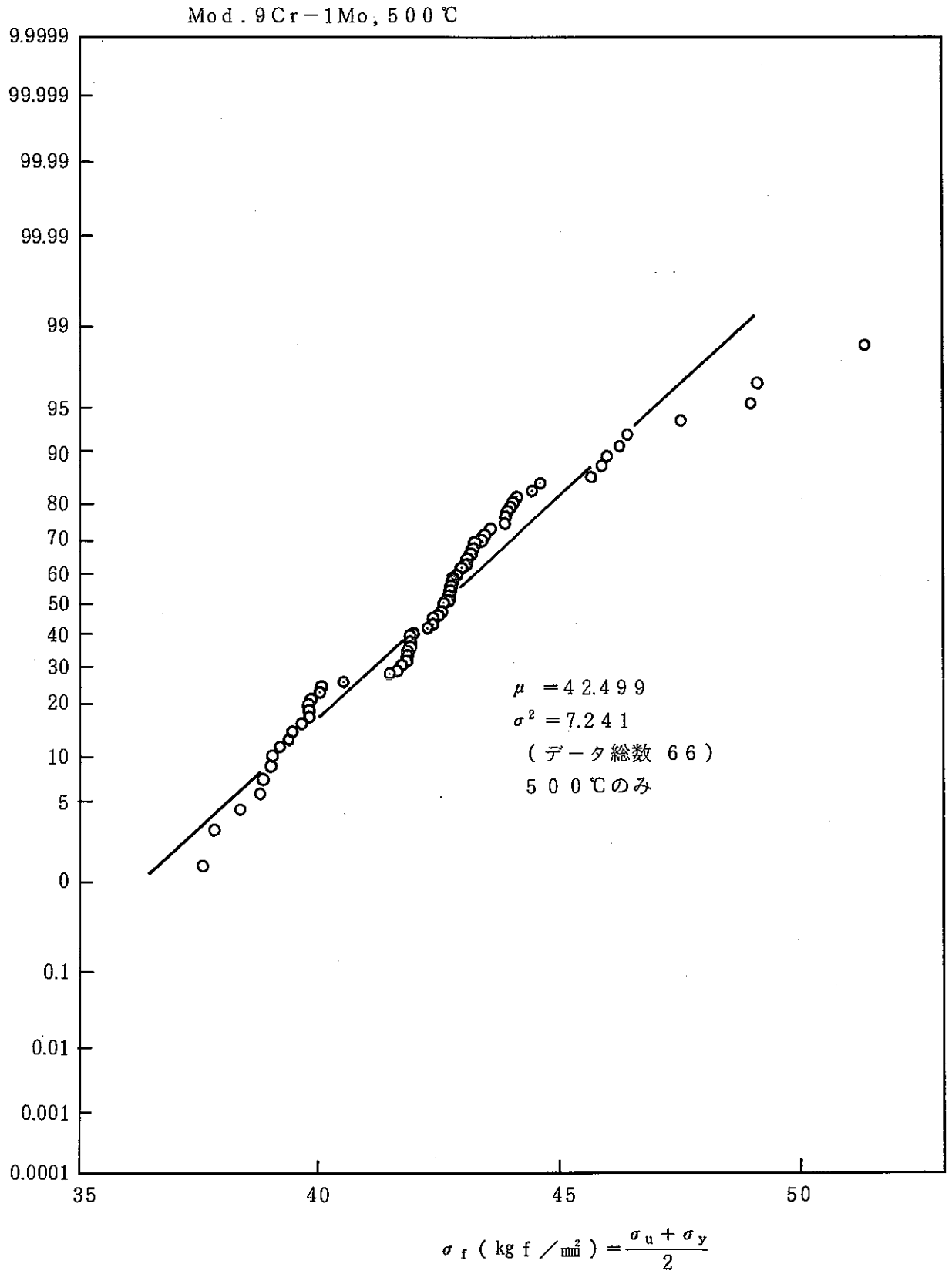


図2.4.4-4  $\sigma_f$ の分布

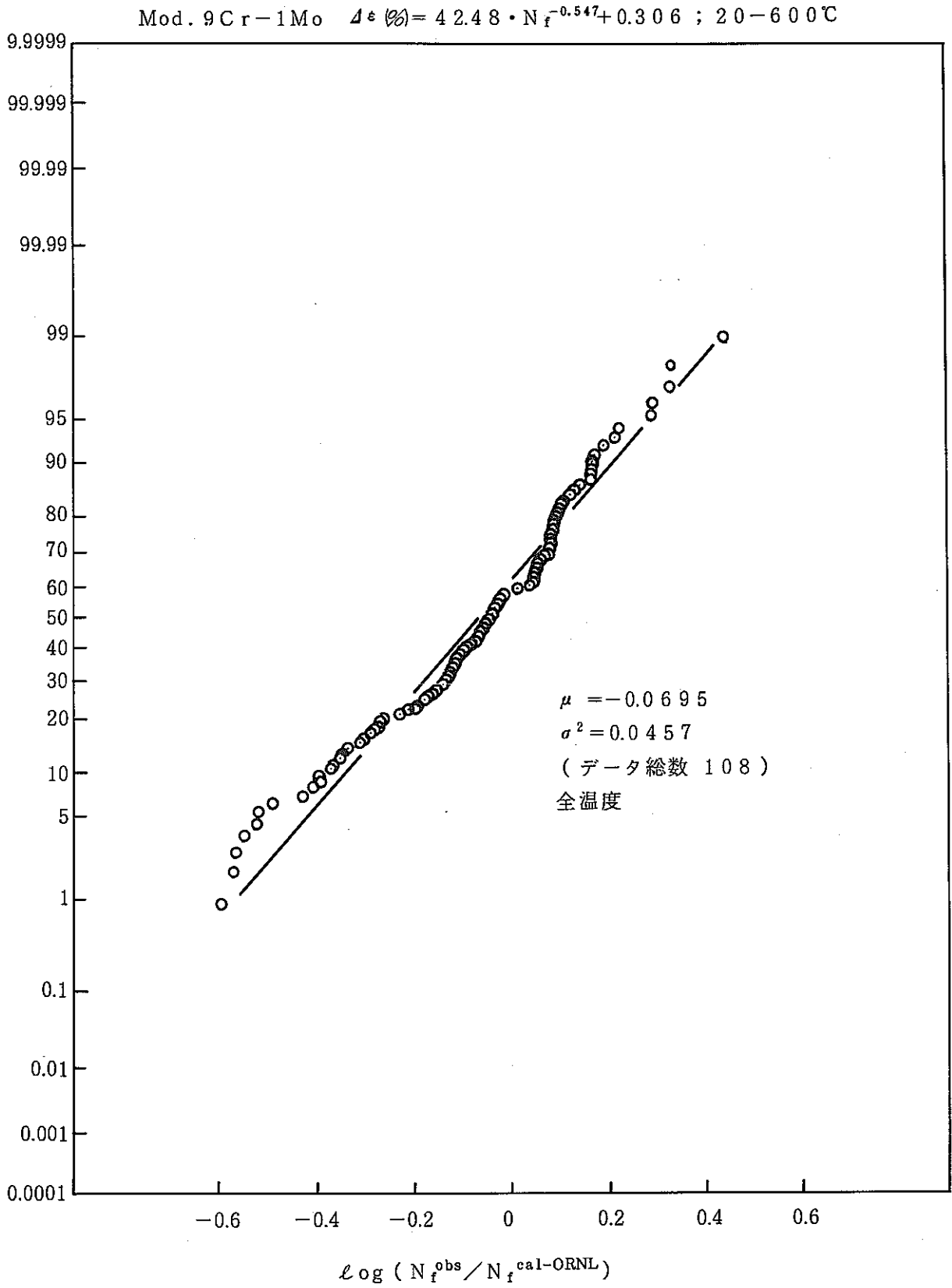


図2.4.4-5 低サイクル疲労寿命の分布

表2.4.4-1 Mod. 9Cr-1Mo鋼の主クリープ破断関係式の暫定検討結果

$$(T+273.15) \{ \log_{10} (\alpha_R t_R) + C \}$$

$$= A_0 + A_1 \log_{10} \sigma + A_2 (\log_{10} \sigma)^2$$

使用単位

T : 温度 (°C)  $375 \leq T \leq 700$

$\sigma$  : 応力 (kg/mm<sup>2</sup>)  $3.5 \leq \sigma$

t<sub>R</sub> : 破断時間 (hr)

C	29.11460
A <sub>0</sub>	31808.82
A <sub>1</sub>	3055.520
A <sub>2</sub>	-5148.248

$\alpha_R$	平均値	: 1
	設計最小値	: 10

ただし、 $\sigma$ は当該温度における引張強さを超えてはならない。

(注) 本主クリープ破断関係式は、9Cr系鋼の材料特性を評価するために仮に定められたものであり、十分な裏付けデータに基づき関係者合意の上に定められたものではないので引用に際しては注意のこと。

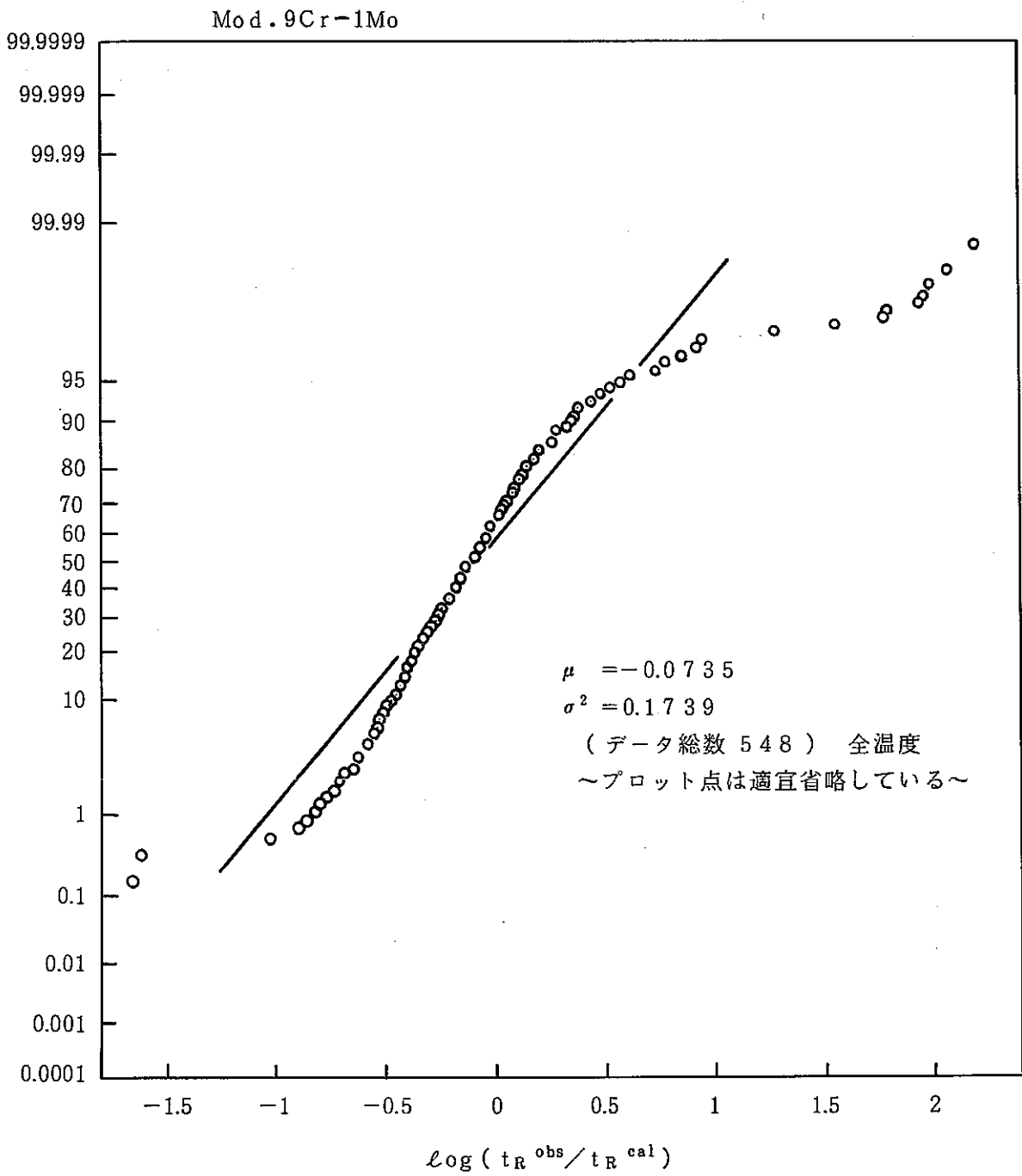


図2.4.4-6 クリープ破断時間の分布

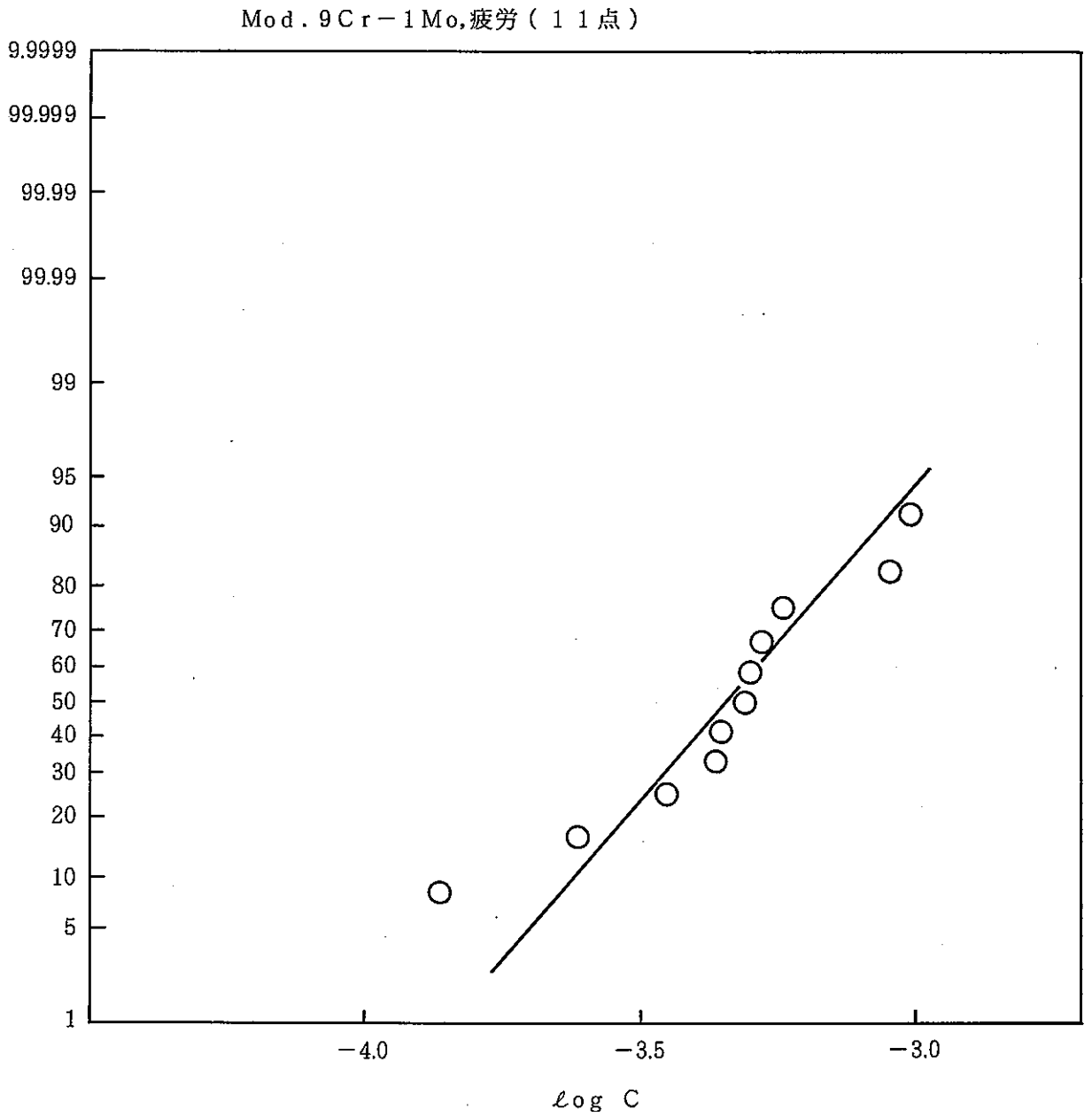


図2.4.4-7 き裂進展則定数の分布

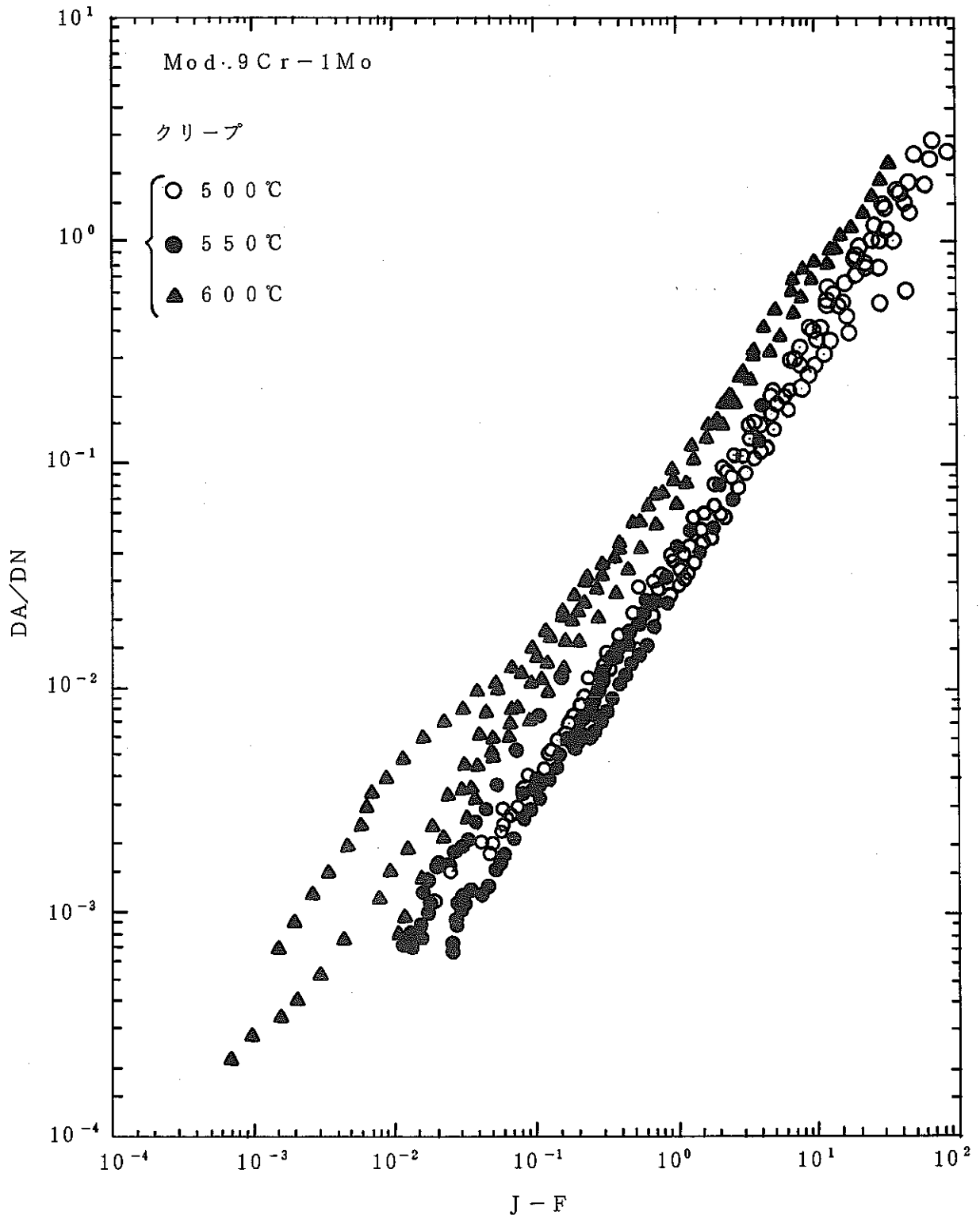


図2.4.4-8 疲労き裂進展則の成立性

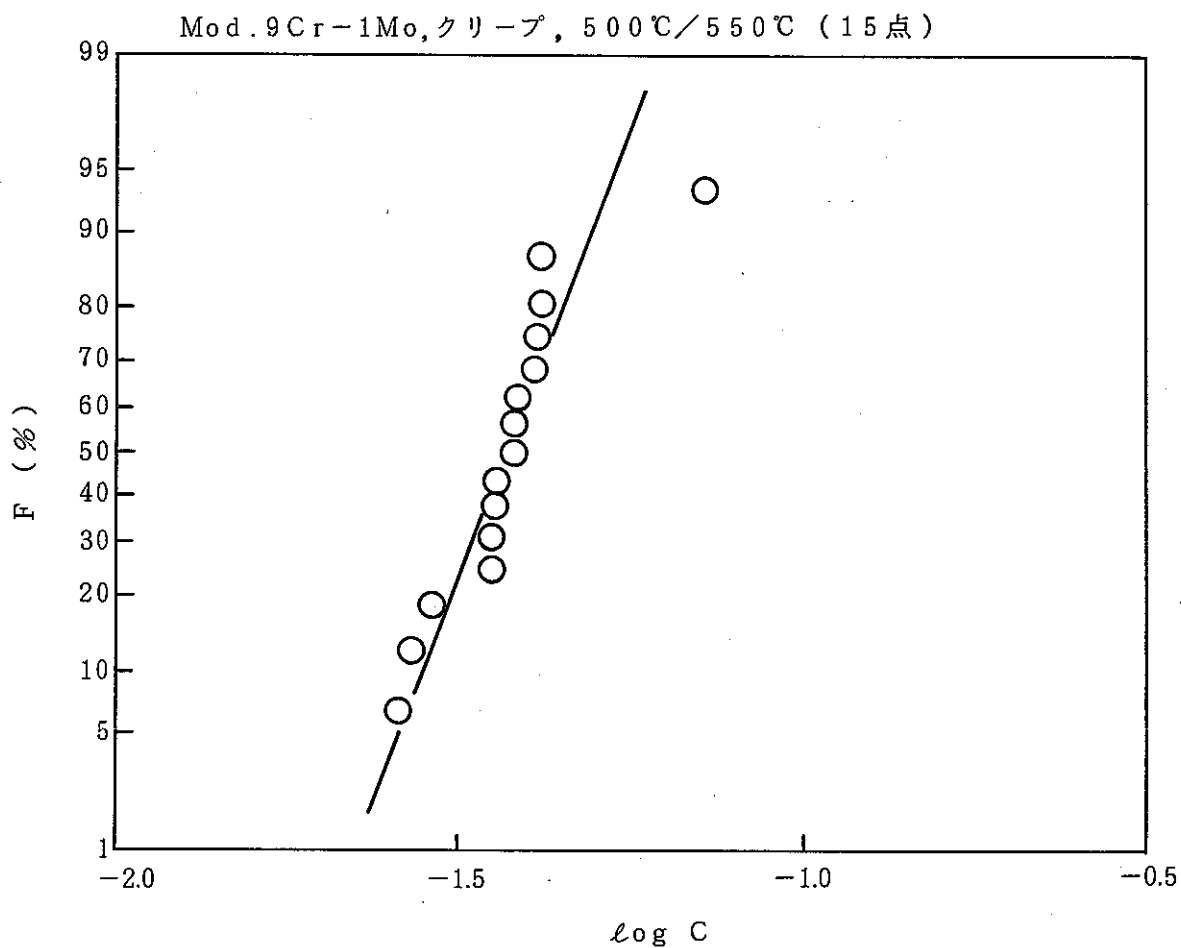


図2.4.4-9 き裂進展則定数の分布



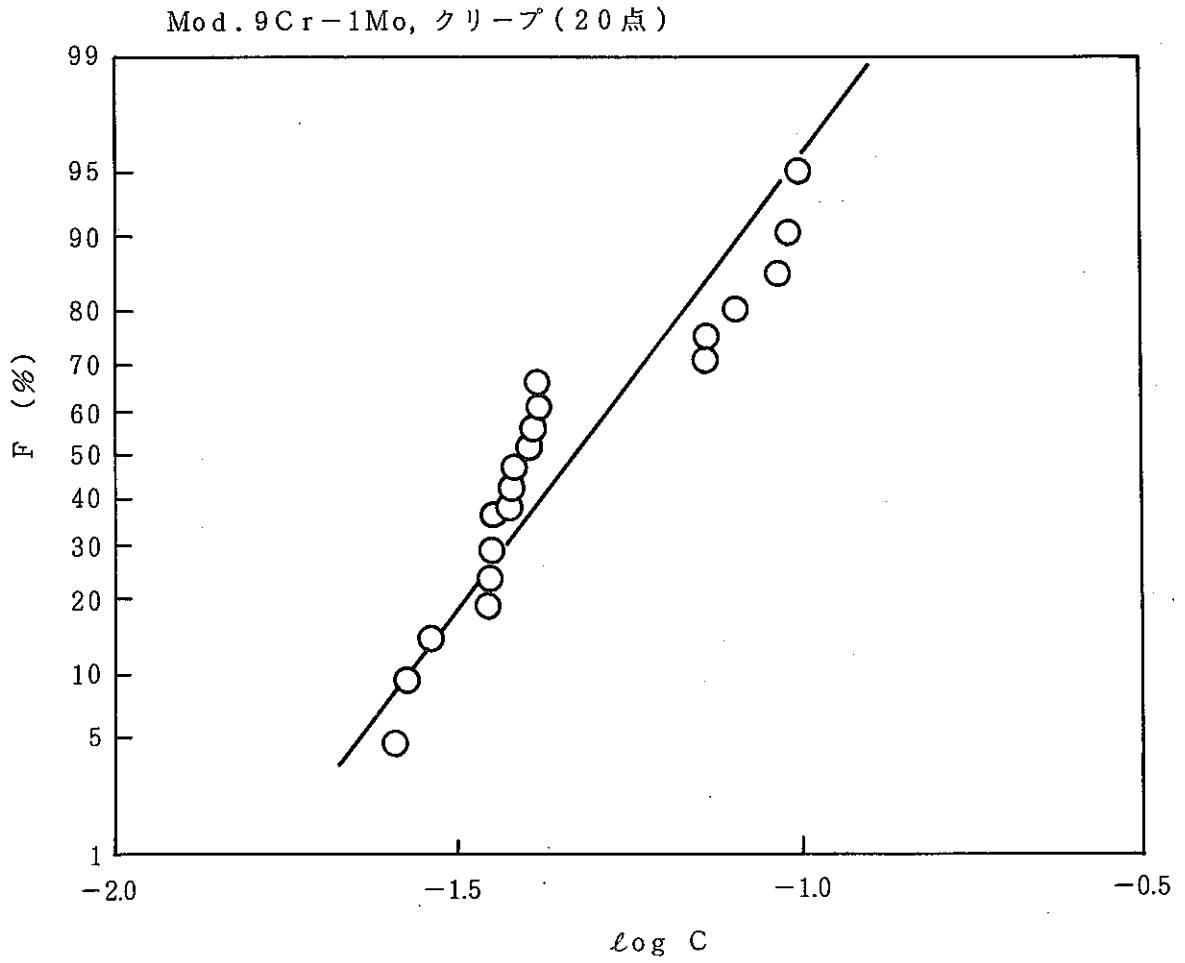


図2.4.4-10 クリープき裂進展則の分布

### 第3章 まとめ

(1) 開発部2次系削除システムR&D推進会議の中に構造信頼性評価ワーキンググループが組織され、元年度調査研究を実施して研究の方法を決め、二重管型伝熱管の信頼度を評価する研究をたちあげた。本W/Gでは、統計的破損率類推法と確率論的構造健全性評価法を開発し、設計された二重管型蒸気発生器の構造信頼度を評価することが目標である。

(2) 統計的破損率類推法に関しては、破損データの調査を開始し、2年度以後も継続することによって、統計処理にたるデータ数を入手できる可能性がある。

(3) 確率論的構造健全性評価法については材料特性、解析手法、フォルトツリーについて概略暫定版を作成し、評価に供せる見通しを得た。

### 謝 辞

本研究は佐藤稔元開発部部長の精力的な指導によって立ち上がり、二瓶勲前開発部部長の全般的構想の中で組織化された。執筆者達の研究意欲を刺激され、激励され続けられたことに深く感謝します。

(株)東芝の森課長、平山主務からは高速炉伝熱管の破損データと破損率類推結果を、三菱原子力工業(株)の吉岡主事からはAPWRの破損率類推法の概略を、日立製作所の熊坂氏と阿部氏からは62年度にPNCから発注して納入して頂いた伝熱管破損率類推法の説明を再度元年度にして頂いた。ここに記して感謝の気持ちを表します。また、プラント安全工学室の浜田氏からは、お忙しい中、原電共研内容の説明をして頂いた。御礼申し上げます。

付録1 高信頼性蒸気発生器による2次系削除研究について(案)

付録1

著者 ; 佐藤 稔\*

昭和63年10月  
機器構造開発部

## 高信頼性蒸気発生器による2次系削除研究について(案)

### 1. 目的

「高信頼性蒸気発生器およびこれによる2次系削除型FBR」の開発可能性(フィージビリティスタディー)のための研究計画を策定する。

### 2. 背景

FBR開発における動燃の立場の一つに、実証炉2号以降の実用化にいたる「軽水炉に競合しうるFBR」の開発路線を明らかにすることがある。本趣旨に沿った設計研究として、実証炉2号において二重管蒸気発生器による2次系削除FBRの検討を行うことになった。本成果は、67年度原子力開発長期計画の議論の場において審議される(昭和65年頃)。

設計研究成果に説得力を持たせるため、開発部内において開発可能性検証のための筋書きを用意する必要がある。

本計画は、「常陽MK-III計画」中のPhase-III計画にも適用できるように策定する必要がある。

### 3. 開発目標

蒸気発生器の信頼性  $1 \times 10^{-8}$

万が一破損した場合、Na-水反応が炉心に影響を及ぼさないように安全設備も合わせて開発する。

### 4. 開発計画の策定

先行する二重管蒸気発生器研究開発計画(機器室)/中間成果(JAPCO)をベースに開発計画を策定する(但し、原電共研とは離れた形で考える)。種々の開発課題が存在するテーマであるが、開発計画策定に際して、以下の項目につき回答を用意するものとする(附图1参照)。

- (1) 蒸気発生器の信頼性 ( $1 \times 10^{-8}$ ) 以上をどのように証明するか。
- (2) 万が一の安全設備設置の是非、およびその信頼性の証明方法
- (3) 2次系設備不要という論理構築、そのための外部に対する説得方法(外部の巻き込み方)
- (4) 工程、金額、使用設備等(実証炉2号向け、常陽MK-III向け)

### 5. 検討組織

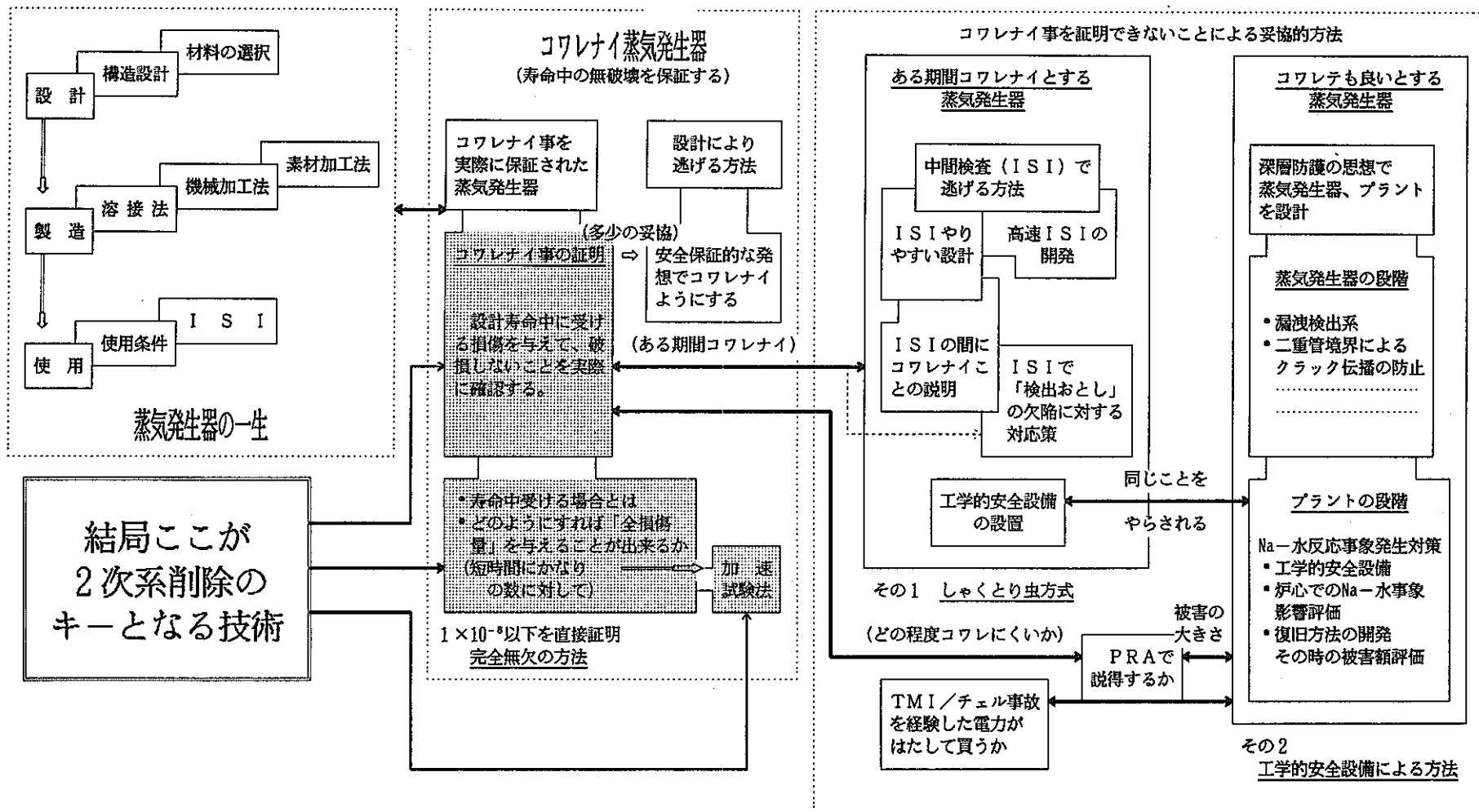
本計画は広い知識・経験による策定作業を必要とするため、開発部全体(機器室・構造室・材料室)で検討会を組織するものとする。事務局は、機器室が担当する。

### 6. 研究計画書とりまとめ日時

昭和63年12月10日頃とする(昭和64年度実施予算要求に反映させる)。

---

\* 元開発部部长, 現在大洗工学センター所付



附図-1 高信頼性蒸気発生器による二次系削除FBRの開発体系

## 2次系削除用高信頼性蒸気発生器開発の方向

### 1. 高信頼性蒸気発生器製作の可能性

ASMEコード等の設計基準によるボイラー・圧力容器の信頼性は $\sim 10^{-5}$  1/Vessel・Yearとされている。これら基準の安全率は $\sim 4$ 程度である。

一般論として、 $1 \times 10^{-8}$  1/Vessel・Year をクリアーするためには設計基準の安全率を高くすることで達成されるはずである（APPENDIX-1 参照）。

### 2. R&Dによりとりまとめる項目

高信頼性蒸気発生器を実現するために、下記の基準類等を取りまとめ、その妥当性について内外の専門家の批判・評価を仰ぎ定着させる。これにより、SGメーカーは製品製造の根拠を得たことになり、電力等に「2次系削除プラント」を供給する足掛かりとなる。

基準類を取りまとめる対象は、Naに接する水系耐圧バウンダリー部に限る。

#### (1) 構造設計基準（含材料基準）

目標とする信頼性を担保するため、適切な安全率を有する基準を取りまとめる。

#### (2) 製作時検査基準

製作された蒸気発生器の各構造の寸法・強度等が設計許容範囲内におさまリ、構造設計基準の保証する信頼性があることを担保する基準を取りまとめる。

#### (3) 供用期間中検査基準

必要により、設計寿命期間中の信頼性を保証するためのISI検査基準を取りまとめる。本基準検討に際し、伝熱管リーク検出系の保証機能を考慮するものとする。

#### (4) 安全設計指針/Na-水反応事故に対するプラント側設計対応指針を取りまとめる。また、この安全設計指針を支える「安全論理」を構築する。

### 3. 整備・構築すべき各種ツール類

前項に述べた各種基準類を取りまとめる手段として、下記のR&Dを進める（附図-2 参照）。

#### (1) 荷重評価用解析コード類の整備

- a. システム熱流動特性解析コード
- b. 蒸気発生器内熱流動解析コード
- c. 構造解析コード

#### (2) 材料データベース

- d. 材料強度データベース
- e. 使用環境下での強度低減率データベース

#### (3) 製作時の強度低減データベース

- f. 内在欠陥データベース
- g. 目違いなどの構造不連続等のデータベース
- h. 工作精度不良による問題点等
- i. 製作時検査法とその精度等

#### (4) 各種破損モードの確定

- j. 各種破損モードの確定

#### (5) 信頼性評価手法の開発

- k. 破損クライテリアの確率
- l. 応力変動確率密度関数
- m. 材料欠陥確率密度関数
- n. 信頼度評価手法

#### (6) 上記項目整備のための各種モデル試験

- o. モデル試験クライテリア
- p. 各種試験法案/加速試験法案
- q. 製作試験/運転試験

- (7) 供用期間中検査法の確立
  - r. 検査法の開発
  - s. 検査精度データベース
- (8) Na-水反応事故に対する安全論理構築
  - t. Naに接する水系耐圧バウンダリ破損規模の確定
  - u. 安全設計/安全論理の構築

#### 4. 開発の手順

- (1) まず、現状の設計基準・技術で小型二重管SGを作り運転して、製造法・熱流動等のデータベースをつくる。並行して、信頼性評価手法を開発して、データベースを用いて評価し、材料・構造・製造に関する問題点を摘出・整理する。  
これを足掛かりに、構造設計基準案・製造時検査基準案を策定する。
- (2) この基準案に基づき、50MW規模の高信頼性SGを製作・運転する。これにより更なるデータベースを得て、構造設計基準案等を見直す。
- (3) この間、適宜R&D成果・構造設計基準案等を外部にリリースして、外部専門家・SGメーカー等の理解を得る。

#### 5. 開発工程

実用化炉のオプションとして「2次系削除プラント」を打ち出すにしても、「常陽」Mk-III計画に対応するにしても、1996年頃（今から8年後）には相当のR&D成果を伴った「見通し」を示す必要がある。

#### 6. 各種ツール、基準類とりまとめにあたり留意すべき事項

本R&Dの最終目標は「高信頼性蒸気発生器を開発して2次系を削除」することにある。このためには、R&Dの進捗と並行して、安全審査に影響力のある外部専門家の充分なる理解を得ることが重要である。

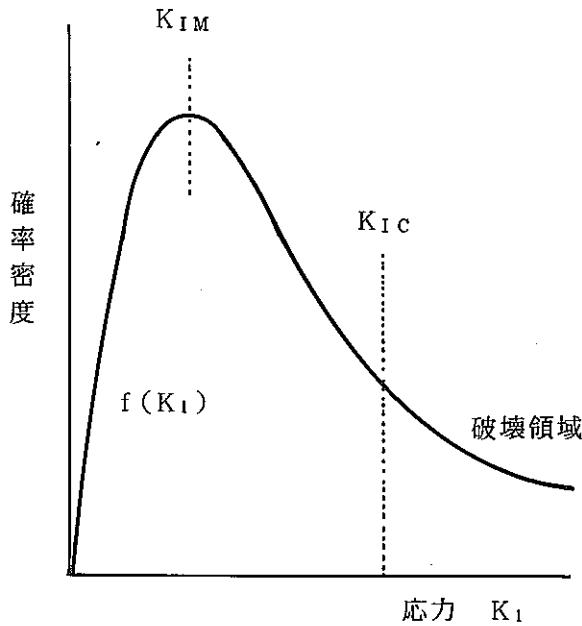
R&Dの展開に当たり、早い時期からこれら外部専門家へのR&D成果情報の伝達、問題点の指摘を受けてその対応を図る等の、組織的な意思疎通方法を整備する必要がある。

---

### APPENDIX.1 高信頼性蒸気発生器製作の可能性

#### 1. 安全率と信頼性との関係

とりあえず破壊モードとして変動荷重下での脆性破壊<sup>(1)</sup>を考える。



材料強度 ;  $K_{IC}$  一定  
 応力 ;  $K_1$   
 応力の確率密度関数 ;  $f(K_1)$   
 破壊のクライテリア ;  $K_1 > K_{IC}$  ..... (1)

破壊の確率 ;  $F = \int_{K_{IC}}^{\infty} f(K_1) dK_1$  ..... (2)

破壊しない確率 ;  $G = 1 - F$  ..... (3)

応力の確率密度関数 ;  $K_1 = 0$  から始まるワイブル分布を仮定

$$f(K_1) = \frac{\alpha}{K_{IM}} \left\{ \frac{K_1}{K_{IM}} \right\}^{\alpha-1} \cdot \exp \left\{ - \left( \frac{K_1}{K_{IM}} \right)^\alpha \right\} \dots\dots\dots (4)$$

従って破壊確率 F は,

$$F(K_{IC}) = \int_{K_{IC}}^{\infty} f(K_1) dK_1 = \exp \left\{ - \left( \frac{K_{IC}}{K_{IM}} \right)^\alpha \right\} \dots\dots\dots (5)$$

安全率 S の定義 : 応力分布最頻値と  $K_{IC}$  の比

$$S = K_{IC} / K_{IM} \dots\dots\dots (6)$$

よって破壊確率 F は

$$F(K_{IC}) = \exp \left\{ - S^\alpha \right\} \dots\dots\dots (7)$$



年間破壊確率Yの計算 : 年間n回の荷重変動 ⇨ 応力変動  
 1年のうちに破壊する確率は

応力変動回数	確率
1回目で	F
2 "	G · F
3 "	G <sup>2</sup> · F
.....	
n "	G <sup>n</sup> · F

従って1年のうちに破壊する確率Yは

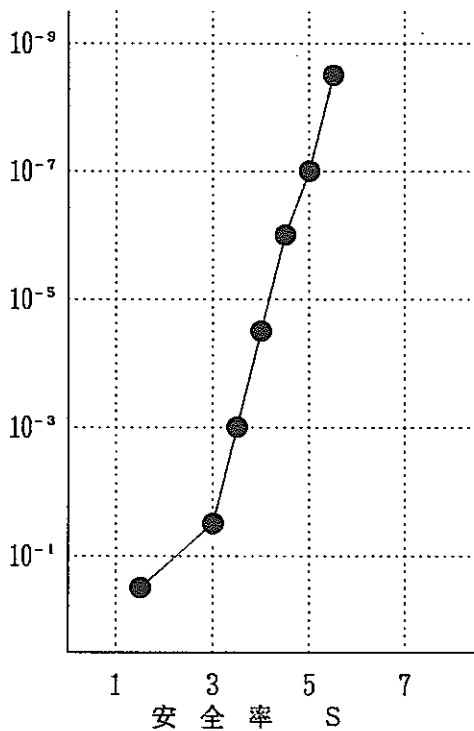
$$\begin{aligned}
 Y &= F + G \cdot F + G^2 \cdot F + \dots + G^n \cdot F \\
 &= F (1 + G + \dots + G^n) \\
 &= F \frac{1 - G^{n+1}}{1 - G} \dots\dots\dots(8)
 \end{aligned}$$

M年支障なく稼動してM+1年目に破壊する確率Y<sub>M</sub>は

$$Y_M = (1 - G^n) G^{Mn} \dots\dots\dots(9)$$

(3), (6), (7), (9)式を用いて安全率Sと年間破壊確率Y<sub>M</sub>の関係を計算することができる。

Y<sub>M</sub>  
 1/Vessel, Year



計算の例

$\alpha = 1.57$

$n = 1 \text{ 回/Year}$

$M = 0$

安全率の高いところではM=24としても年間破壊確率はほとんど変わらない。

すなわち、一般論として

安全率を高めると、年間の破壊確率を  
下げることが出来る。

## 2. 現状の設計基準による年間破壊確率

Bushの調査<sup>1)</sup>によれば、ASME Sec. Iに基づき製造されたボイラー・圧力容器の年間破壊確率は

$$1 \times 10^{-5} \text{ 1/VesselYear}$$

と結論されている。

同様の値は西独、イギリスの基準においても得られていると報告されている。ASME Sec. Iは安全率3ないし4の設計基準体系であり、年間破壊確率がこの程度に低いことから、社会の要求を十分満たすものと評価されている。

これまでASMEの設計基準は、古くは安全率5の時代<sup>2)</sup>があり、技術の進歩の伴い過度の保守性排除の観点から安全率は4になり、最近では安全率3の時代を迎えつつある。破壊に係わる被害等の観点から一般のボイラー・圧力容器では $1 \times 10^{-5}$  1/VesselYearをクリアすれば十分とされているので、最近の設計基準整備の方向は設計精度の向上等によって安全率を下げることを指向している。

本R&Dは $1 \times 10^{-8}$  1/VesselYearをクリアするために安全率を上げることも考えるものである。動燃において、TTS試験施設による試験研究などにより、設計裕度（安全率）と破壊の相関について経験<sup>3)</sup>が得られつつある。限られた構造を対象に安全率を上げた設計基準体系を整備・構築し、各種試験を介してその妥当性を実証することは困難ではあるが可能と考えられる。

## 参考文献

- 1) Bluum, Probabilistic fracture mechanics -A state-of-the-art review, ASME, PVP, 92(1984)
- 2) Bush, Statistics of pressure vessel and piping failure, J. of Pressure Vessel Technology, ASME, Vol. 110/225, Aug., 1988
- 3) 安藤, 岡林, 原子カプラントの構造設計, 原子力工学シリーズ3, 東京大学出版会, 1977, . p. 4
- 4) 渡士他, TTS専用設計基準, SN 9410 86-059, 付録C, PNC, 1986

付録 2 63年度研究計画書概要

## 研究計画書 目次

### 高信頼性蒸気発生器による2次系削除

#### 1. 概要

- 1.1 目的
- 1.2 背景
- 1.3 開発目標
- 1.4 開発計画の策定
- 1.5 検討組織

} 部長資料

#### 2. 2次系削除用高信頼性蒸気発生器開発の方向

- 2.1 高信頼性蒸気発生器製作の可能性 (渡士、部長資料-3ページの1に追記)
- 2.2 研究開発によりとりまとめるべき項目 (久保田、全体がみえる図を用いて)
- 2.3 研究開発工程 (久保田)

#### 3. 信頼性設計規準の作成 渡士

- 3.1 構造設計規準 (含、材料規準) 渡士
- 3.2 製作検査規準 渡士、川崎
- 3.3 供用期間中検査規準 久保田

#### 4. 信頼性解析コードの構築 久保田

- 4.1 確率論理的破壊力学解析コード 渡士
- 4.2 き裂発生解析コード 川崎
- 4.3 機能維持解析コード 久保田

#### 5. データベースの構築 (実験、解析) 川崎

- 5.1 初期亀裂サイズ分布データ 久保田
- 5.2 き裂の非検出確率分布 久保田
- 5.3 き裂進展データ 川崎
- 5.4 き裂発生確率データ 川崎
- 5.5 リーク検出確率データ 久保田
- 5.6 リーク速度-開口量データ 渡士
- 5.7 応力履歴解析 渡士

#### 6. 荷重評価用解析コードの整備 久保田

- 6.1 システム熱流動動特性解析コード 久保田
- 6.2 蒸気発生器内熱流動解析コード 久保田
- 6.3 構造解析コード 渡士

- |    |           |     |
|----|-----------|-----|
| 7. | 信頼性設計実証試験 | 渡士  |
| 8. | 総合モデル試験   | 久保田 |

### 3. 信頼性設計基準の作成

【概要】

既存の高速炉設計技術基準を、最近の応用技術の発展の著しい確率論的手法を積極的に取り入れた信頼性評価手法の面から見直し、二重管SGの構造設計に適用できるよう準備する。

【目標】

機能維持上問題となる構造の変形や破損などの発生確率が、 $10^{-8}/RY$ 以下であることが望ましい。これが達成出来ない場合でも、機能障害の発生確率を構造健全性の面から定量化する。

【見直し範囲】

下記の科学技術庁・原子力安全局発行の4基準および通産省告示501号を、二重管SGに用いられる9Cr系鋼および構造に対して確率論的に書き直すものとする。

- 1) 高速原型炉高温構造設計指針、材料強度基準等
- 2) 高速原型炉第一種機器の高温構造設計指針
- 3) ナトリウム冷却型高速原型炉発電所の原子炉施設の耐震設計基準
- 4) ナトリウム冷却型高速原型炉発電所の原子炉施設の溶接に関する技術基準
- 5) 告示501号

【工程】

	1989	1990	1991	1992	1993	1994	1995	1996	1997	1998	1999	2000
1) 材料基準 手法検討  9Cr試験												
2) 高温設計指針												
3) 耐震設計基準												
4) 溶接技術基準												
5) 501号												

### 3.1 構造設計基準（含、材料基準）

(1) 材料基準

- 1) 従来記述法の確率分布関数による表示  
9Cr系鋼について確率的記述の必要な設計許容値は $S_0$ ,  $S_m$ ,  $S_t$ ,  $S_y$ ,  $S_R$ ,  $S_u$ ,  $S_r$  および設計用疲労線図である。これ以外に、環境や時効効果および拡管面圧、溶接部の評価が必要である。
- 2) き裂進展材料定数の確率分布関数による表示  
安定き裂進展、不安定き裂進展材料データおよびそれらの予測手法に関する確率論的記述ならびに当該手法で用いられる材料特性に関する記述。

- 3) き裂発生材料定数の確率分布関数による表示  
手法ならびに当該手法にて用いられる材料特性の記述。
- 4) 溶接部初期き裂  
溶接部初期き裂存在確率およびその大きさの確率を記述。

(2) 高温設計指針

- 1) 荷重サイクル設定法 (伝熱管間に発生する荷重サイクル設定法を含む)  
ヒストグラムまたは分布関数の形であらわす。
- 2) 二重管設計評価法  
管板厚、荷重、応力解析結果、材料許容値を確率で与える。応力解析結果が材料許容値を超える確率を規定する。
- 3) 二重管サポート設計評価法
- 4) 管板構造設計評価法
- 5) 管・管板溶接部設計評価法

フェーズ1として、現行設計指針の確率的記述を1992年迄に終えるとともに、暫定版を作成する。

例

変更前

告示501号第13条(1種容器の胴)1-ロ(ハ)

運転状態Ⅲにおいて生じる応力解析による1次局部膜応力強さは $1.5S_y$ を超えないこと。

変更後

	現象の確率的記述	安全裕度
荷重条件	運転状態Ⅲにおける各種荷重の発生頻度分布など	頻度分布にまとめた場合の裕度
設計パラメータ	1次局部膜応力強さと上記各種荷重との対応性 (設計パラメータの妥当性の確度)	不確定係数設定
材料許容値	$S_y$ で各種荷重による破損に対応出来る確度	1.5の代わりに $10^{-6}$ の確率で破損する裕度

運転状態Ⅲにおいては信頼性解析によって健全性を維持する確率が $10^{-6}$ を下回らないこと。

## 3.2 製作検査基準

(1) 二重管製作検査法

- 1) 材料仕様記述法 検査法
- 2) 冷間引き抜き法 寸法精度 採用する検査法
- 3) 拡管法 液圧或いは機械拡管 拡管率の定義と検査法 面圧検査法 寸法精度
- 4) 長尺二重管のゆがみ、振じれの規定
- 5) I S I用溝の規定

- (2) 二重管サポート製作検査法
  - 1) 寸法精度
  - 2) 隅肉溶接など接続構造
  - 3) 伝熱管グリップ面
- (3) 管・管板溶接部製作検査法
  - 1) 溶接法 1パスまたは2パス
  - 2) 抜取破壊検査法 保証出来る信頼レベルの設定
  - 3) 全数非破壊検査法 RT手法 合格時のき裂の存在確率および大きさの分布
  - 4) 溶接部の擬似き裂形状の分布関数
  - 5) 溶接手順および最終的二重管長さ調節法
- (4) 管・管板構造製作検査法

## 4. 信頼性解析コードの構築

### 4.1 確率論的き裂進展解析コード

- (1) 概要
 

欠陥、き裂あるいは擬似き裂を有する二重管SG構造の構造健全性を破壊力学を用いて評価するためのコードであり、各種破壊力学パラメータを用いて安定き裂進展、不安定き裂進展および破断の確率を算出する。

適用領域は二重管SG構造の任意部位とするが、現状はSUS304製冷却材パウンダリのデータがプリセットされており、二重管SG用のデータに置き換える必要がある。
- (2) 計算手法
  - 1) 破壊力学パラメータ  
K, J, J',  $\sigma_{net}$ ,  $T_{app}$  など
  - 2) 安定き裂進展基準  
SUS304については疲労、クリープおよびクリープ疲労き裂進展をサポート。  
9Cr系材料については腐食やフレッチングも含めて基準が必要。
  - 3) 不安定き裂進展  
SUS304については有効応力、 $K_{IC}$ ,  $T_{MAT}$  をサポート。  
9Cr系材料については内圧等考慮して論理要構築。
  - 4) 破断  
二重管SGの破断基準を検討して、論理要構築。
- (3) 主要な入出力
  - 1) 入力
    - ・安定き裂進展材料データ
    - ・不安定き裂進展材料データ
    - ・初期き裂分布、初期擬似き裂形状分布、荷重ヒストグラム
    - ・ISI間隔および欠陥寸法と検出確率の関係
  - 2) 出力
    - ・安定き裂進展形態図
    - ・漏洩確率
    - ・破断確率
    - ・適切なISI間隔
    - ・余寿命



## 5. データベースの構築（実験、解析）

### 5.6 リーク速度－開口量データ

- (1) 内管からのリーク  
内圧上記であって、軽水炉のLBB研究手法と同じく減圧沸騰となり、HENRYの二相流の式で基本的には記述出来るものと考えられる。この場合のリーク速度と開口量との関係は内圧、き裂表面粗さおよび漏出部圧力に依存する。現実に生じうる貫通き裂をモデル化した漏洩実験を実施して、その分布を数ケースについて調べるのがよい。
- (2) 外管からのリーク  
低圧ナトリウムからの漏洩であって、圧力損失係数2程度で表現しきれると考えられる。この場合にもリーク速度と開口量との関係は内圧、き裂表面粗さおよび漏出部圧力に依存する。

いずれの場合でも、起こりうる破損モードに対応した開口き裂形状をよく押さえれば、リーク速度と開口面積の関係のパラッキと不確定性はそれほど大きくないと考える。最終的には漏洩流体の漏洩検知器までの到達時間およびその量（大きめに設定するとISIの観点からは非安全側、ナトリウム－水反応の観点からは安全側）が必要であり、そのためには安易に円孔などでモデル化すべきでない。

### 5.7 応力履歴解析

- (1) 解析のグレード
- 1) 決定論的有限要素法による場合
    - ・ シェルモデル化解析に付与する不確定係数
    - ・ 軸対称ソリッドモデル化解析に付与する不確定係数
    - ・ 3次元ソリッドモデル化解析に付与する不確定係数
  - 2) 確率有限要素法による場合  
本件の場合、良く記述された諸特性が決定論的有限要素法による場合においても揃うもので本手法によるメリットはないと考えられる。
  - 3) 公式による場合  
各公式ごとの算出値の不確定性を定量化
- （解析要員のグレードを取り扱う必要があるか）
- (2) 境界条件の確度
- 1) 機械的境界条件  
各解析グレードに対して推奨できる境界条件付与法および出力に対する不確定係数
  - 2) 熱的境界条件の確度
    - ・ 主流温度条件の確率分布
    - ・ 温度境界層内温度条件の確率分布
      - 内面
      - 外面
      - スリット部の温度抵抗係数設定法は既に開発済
    - ・ 熱伝達係数の確かさ  
応力に対する感度解析結果から、しぼりこむことができる。

- (3) 荷重サイクルヒストグラムまたは荷重サイクル分布設定法
- 1) 解析事象区分の内ラチェット、疲労、クリープ疲労および地震荷重の荷重サイクル設定法
    - ・設計時に用いる不確定係数およびバラツキ係数設定
    - ・弾性解析において荷重履歴を追う解析の信頼度  
(代表サイクルを用いる場合には代表サイクルの信頼度)
    - ・非弾性解析による場合には今後10数年間に構造要素に適用し履歴をおった応力、ひずみの解析解を設計に適用できるレベルには到達出来ないものと考えられる。それゆえ、非弾性解析は部分荷重サイクルの非弾性挙動感度解析用として本件では位置付け、不確定係数設定に応用する。非弾性解析においてバラツキの感度解析を本格的には実施しないものとする。
  - 2) 単発事象における応力履歴解析
    - ・単発事象発生以前の応力履歴は解析において考慮しない。

## 6.3 構造解析コード

- (1) FINASコード  
決定論的有限要素法による汎用構造システム解析コードFINASは概略現状レベルで二重管・管板SGの構造解析に適用できる。材料特性の組み込みが必要である。
- (2) 確率有限要素法による解析コード  
本手法はモンテカルロ法と決定論的有限要素法の間位置付けされるものであり、入力パラメータの変動に対する構造物の変動率を算出し、荷重条件、境界条件、材料定数などのバラツキの算出応力に及ぼす影響を摂動法を用いて計算する。応用面としてはPRA入力データ用の感度解析、最適設計および信頼性評価などが考えられるが、摂動法で対応できる範囲が信頼できる微係数の次数にしばられるため、各種パラメータの影響が確率論的に定められれば、FINASを用いて決定論的に解析するのが有利と考えられる。

## 7. 信頼性設計開発試験

二重管SGの開発計画は‘2次系削除システムの開発’（PNC SN9080 87-003）の中で必要な開発計画が検討されている。高信頼度二重管SG用の開発試験もほとんどが上記開発計画に含まれていると見なすことができる。これらの開発体系と平成元年度での進捗状況を以下に示す。

1. 最適化設計研究
  - (1) プラントシステム設計 ..... 継続
    - ① 2次系削除システム概念設計
    - ② プラント静・動特性評価
    - ③ 崩壊熱除去系の選定と機能評価
    - ④ 格納容器内上記破断対策
    - ⑤ 安全保護系の選択
  - (2) コスト評価 ..... 継続
    - ① プラント総合コスト評価
2. 高信頼性機器開発
  - (1) 二重管SGの開発
    - ① 二重管SG概念設計 ..... 終了予定
    - ② 鋼種選定・解析評価 ..... 終了
    - ③ 二重伝熱管の開発 ..... 終了予定

- ④ SG基本構造要素の開発(1メガ) ..... 継続
- ⑤ SG基本伝熱流動特性評価(1本管モデル) ..... 未着手
- ⑥ 小型モデルによる総合実証試験(1メガ) ..... 継続
- ⑦ 二重管破損検出システムの開発 ..... ほぼ終了
- ⑧ 二重管SGの先行プラントでの実証試験 ..... 未着手
- (2) 1次系異材ループの開発
  - ① 異材継手の開発 ..... 継続
  - ② バイメトリック・ループの影響評価 ..... 未着手
- (3) 解析コードの整備
  - ① SG2次元伝熱流動解析コードPOPPI-3の改良整備 ..... 不明
  - ② SG水側流動安定性解析コードBOSTなどの改良整備 ..... 不明
  - ③ SG自然循環・ブローダウン解析コードNATURALの改良整備 ..... 不明
- (4) 保守補修技術の開発
  - 89 ① 二重管プラグ法の開発 ..... 1部終了
  - ② 二重管ISI手法の開発 ..... 終了予定
  - 000 ③ 純化機器の開発(トリチウムトラップ含む) ..... 未着手
- (5) 事故制御機器の開発
  - ① 大型緊急隔離弁の開発 ..... 未着手
  - ② 放出系の開発 ..... 未着手
- 3. 安全性の確立
  - (1) 大・小水漏洩発生確率の評価
    - ① 二重伝熱管破損モードの評価 ..... PHASE 1 終了
    - ② 二重伝熱管破損確率評価法の策定 ..... PHASE 1 終了
    - ③ 二重管SGのDBL評価試験 ..... 未着手
  - (2) Na・水反応生成物の挙動評価
    - ① 反応生成物プラント内移行特性の評価 ..... 未着手
    - ② 反応生成物の分離・処理技術の開発 ..... 未着手
    - ③ 1次系内圧力波伝播評価 ..... 未着手
    - ④ 反応生成物による炉心反応度への影響評価 ..... 未着手
    - ⑤ 反応生成物による材料影響評価 ..... 未着手
  - (3) 放射性不純物挙動評価
    - ① FP, CP, トリチウム移行挙動評価 ..... 未着手
  - (4) LBB評価
    - ① LBB論理の立証 ..... 未着手
- 4. 二重管SG等の国際協力 ..... 未着手

以上を踏まえて本件で特に必要となるのは、2.の高信頼性機器開発および3.の安全性の確立の中で実施される各種試験の具体的な成果、ならびにき裂発生・進展関連の材料試験である。

付録 3 2次系削除プラントに関する研究開発

### 付録3 2次系削除プラントに関する研究開発

平成元年9月12日  
機器構造開発部

#### 1. 概要

本資料は高信頼性蒸気発生器を1次系に設置する2次系削除プラント実現に関する機器構造開発部の研究開発計画、実施方法、実施体制等についてその概要を述べるものである。

#### 2. 研究開発の目標

##### 2. 1. 2次系削除プラント実現のための要件

2次系削除プラントが実用高速炉の概念として採用されるためには、許認可性の見通しが十分立つこと、経済性上また信頼性上ユーザに十分魅力あるものであることが不可欠である。すなわち次の要件を満足しなければならない。

##### (1) 安全性上の要件

- ・2次系ありと同等以上の安全性を持つ
- または
- ・所要レベル以上の安全性を持つ

これに関し事業団では以下を目標にして研究開発を進めることにしている。(研究幹部会用資料、平成元年6月13日)

- ・実用化炉 …… DBE：貫通リークなし、BDBE：微小リーク (Non Damage Leak) または貫通リークなし (設備対策不要)
- ・常陽MKⅢ …… DBE：貫通リークなし、BDBE：1DEG以下?リーク (設備対策不要?)

##### (2) 経済性上の要件

- ・軽水炉と同等以上の経済性をもつこと

##### (3) 信頼性上の要件

- ・軽水炉と同等以上の信頼性をもつこと  
(信頼性：プラントの定常運転性)

##### 2. 2. 研究開発の目標

- (1) 上記要件を満たすプラント概念の構築 (実用化炉、常陽)
- (2) 上記要件の目標値の設定 (具体化) と評価
- (3) 評価手法の確立
- (4) 評価用のデータベースの蓄積
- (5) プラント概念に関する機器、システム、プラントの設計、製作、運転実績の蓄積と技術の実証
- (6) プラントの許認可性の実証 (「常陽」による実証)

#### 3. 研究開発課題

信頼性、安全性を考えるうえでの基本的考え方を図1. に示す。これの最下段の流れを幾分詳細に表現したものが図2. である。2. 1. で記した目標を達成するための開発課題をWBSの形で表1. に示す。またそれに対応した研究開発の内容を表2. 1～表2. 10に示す。

これらの課題の中で最も重要な項目は以下のとおりである。

- (1) ライセンサブルで経済性、信頼性の高い2次系削除プラント概念 (特に二重管SG) の構築
- (2) 構造健全性 (片側破損も生じない) を保証する設計・製作・検査法および基準の開発 (特に二重管SG特有な二重伝熱管、管・管板接合部について)

- (3) 破損バスの体系化、破損挙動の定量化、破損確率の評価
- (4) 高信頼性リーク検出系の開発、信頼性評価
- (5) DBE、BDBEの確率評価
- (6) 大規模モデルによる信頼性実証

これらの研究開発の巨視的な展開概念を図3. に示す。「常陽」の改造の設計、建設、運転、許認可取得に必要なすべての研究開発は一元的に事業団が実施しなければならない。一方、実用化炉用の研究開発は2. 1. の要件を満足し、ユーザにその炉の建設を決意させるに足るレベルまでを実施すればよい。

#### 4. 研究開発の実施箇所と実施方法

##### 4. 1. 研究開発の実施箇所

研究開発の実施分担案を表3. に示す。なお本分担案は他部とは協議されたものではなく、開発部で暫定的に描いたものである。

開発部内での主にメーカーとの関連に着目した作業展開の概念を図4と図5に示す。

##### 4. 2. 開発部内研究開発の実施方法

###### (1) 実施方針

- ・実用炉段階で設置すべき高信頼性SGおよびそれを含むシステムに係わる研究開発を中期的に実施するが、初期においては「常陽」Mark-III Step 3として設置すべき高信頼性SGおよびそれを含むシステムに係わる研究開発を重点的に実施するものとする。
- ・設計研究との有機的連携を図りながら研究開発を進める（相互にフィードバックをかける）。
- ・これまでに蓄積された技術を十分活用するとともに、創造的、先導的技術開発を行い、できるだけ応用のきく技術に仕上げる。
- ・より受動的安全性の高いプラント概念構築に務めるものとする。このため概念検討に幅広く取り組むものとする。
- ・軽水炉技術ならびに常陽、もんじゅ用機器設計・製作技術の有効利用を図る観点から、主要原子力機器メーカーの所有する知見の反映に留意するものとする。

###### (2) 実施体制

部内実施体制を図6に示す。部内に2次系削除R&D推進会議を設置する。必要な作業は通常のライン業務として実施することを原則とするが、各室をまたがる横断的な課題解決のために適宜W/Gを設ける。

#### 5. スケジュール

表4および表5に工程表を示す。

表 1. 2次系削除FBRの開発課題

2 次 削 除 系 F B R の 開 発	1. プラント最適化	(1)プラントシステム設計	①2次系削除システム概念設計	プラウ工、実験炉、機器室、メーカ
			②プラント静・動特性評価	機器室
			③崩壊熱除去系の選定と機能評価	プラウ工、実験炉、機器室
			④格納容器内蒸気管破断対策	プラウ工、P安
			⑤安全保護系の検討	プラウ工、P安
			⑥FP、CP、トリチウム移行挙動評価	材料室、技術課
		(2)コスト評価	①建設コスト	プラウ工、メーカ
			②運転コスト	プラウ工、メーカ
			(3)信頼性評価	①構造信頼性評価
	②その他の信頼性評価	プラウ工、メーカ		
	2. 高信頼性機器開発 (異常発生防止)	(1)二重管SGの最適化	①二重管SG概念構築	機器、構造、材料、プラウ工、(メーカ)
			②設計用解析コードの整備	機器室
			③鋼種選定と材料強度基準の策定	材料室
			④二重伝熱管の開発及び基本特性評価	機器室、構造室、材料室、メーカ
			⑤基本構造要素の開発	機器室、構造室、材料室、炉工室、メーカ
			⑥基本構造要素試験	機器室、構造室
			⑦構造設計基準の開発	構造室、材料室
		(2)1次系異材ループの開発	①高信頼性異材継手の開発	構造室、材料室、メーカ
			②バイメタリック・ループの影響評価	材料室
			3. 破損挙動の評価 (異常・事故拡大挙動評価)	(1)破損モードの評価
②破損パスの検討	機器室、材料室、P安、メーカ			
(2)破損挙動の評価	③フォールトトリー/イベントトリーの作成			
	①欠陥進展挙動の評価	構造室、材料室、P安		
4. 二重管SG予防保全技術の開発 (異常・事故拡大の抑制)	(1)ISI技術の開発	②急速破壊の評価	構造室、材料室、P安	
		①二重伝熱管ISI手法の開発	機器室、メーカ	
	(2)リーク検出システムの開発	②その他の部位のISI手法開発	機器室、メーカ	
		①内外管リーク検出システムの開発	機器室、P安	
	(3)二重伝熱管補修技術の開発	②Na・水反応検出システムの開発	機器室、P安	
		①プラグ法の開発	機器室、材料室、メーカ	
		5. 事故影響評価及び緩和 システム開発	(1)ナトリウム・水反応生成物挙動評価	①反応生成物プラント内移行特性の評価
②1次系内圧力波伝播評価	P安			
③反応生成物による炉心反応度への影響評価	技術課、炉工、炉安			
④反応生成物による材料影響評価	材料室			
(2)事故影響緩和システム開発	①放出系機器システム開発	機器室、メーカ		
	②反応生成物の分離・処理技術の開発	機器室、メーカ		
	③ナトリウム純化系技術開発	機器室、材料室、メーカ		
	④大型緊急隔離弁の開発	機器室、メーカ		
6. 二重管SGシステム総合評価	(1)小型モデル試験による評価	①製作・検査技術評価	機器室、メーカ	
		②諸特性評価	機器室	
	(2)大型モデル試験による総合評価	①製作・検査技術評価	機器室、メーカ	
		②諸特性評価	機器室	
7. 評価論理の構築	(1)DBE、BDBEの設定	①破損確率の評価	構造室、材料室、P安、メーカ	
		②ISI、リーク検出性の確率的評価	機器室、材料室、P安、メーカ	
		③水/蒸気放出系の信頼性の確率的評価	機器室、メーカ	
		④DBE、BDBEの設定	プラウ工、関連課室	

表 2. 1. 開発課題と研究開発 (1)

開 発 課 題		研 究 開 発	実施箇所	
1. プ ラ ン ト 最 適 化	(1)プラントシステム設計	① <u>2次系削除システム概念設計</u>	出力規模、温度・圧力条件、原子炉構造、冷却系、炉心・燃料等（2次系削除に適合する最適化を行う）	プラ工、実験炉機器室、メーカ
		②プラント静・動特性評価	解析コードの開発・整備とプラント特性評価	機器室
		③崩壊熱除去系の選定と機能評価	検討・評価と検証・確認試験（必要に応じ）	プラ、実、機
		④格納容器内蒸気管破断対策	解析コードによる解析評価	プラ工、P安
		⑤安全保護系の検討	検討・評価	プラ工、P安
	(2)コスト評価	①建設コスト	コスト評価プログラムの整備と評価	プラ工、メーカ
		②運転コスト	同上	プラ工、メーカ
	(3)信頼性評価	①構造信頼性評価	破損確率評価（4. (5)②による）	プラ工
		②その他の信頼性評価	高速炉、軽水炉のコードを基に評価	プラ工、メーカ

(注) — は重点項目



表 2. 2. 開発課題と研究開発 (2)

開 発 課 題		研 究 開 発	実施箇所	
2. 高 信 頼 性 機 器 開 発	(1)二重管SGの開発	<p>①二重管SG概念設計</p> <p>(a)伝熱管仕様</p> <p>(b)管板構造</p> <p>(c)熱膨張吸収構造</p> <p>(d)伝熱管指示構造</p> <p>(e)バップル板構造</p>	<p>プラエ、メーカ 機器室、材料室</p> <p>機器室、構造室</p> <p>機器室、構造室</p> <p>機器室、材料室</p> <p>機器室</p>	
		<p>②設計用解析コードの整備</p> <p>(a)SG 2次元熱流動解析コード の改良・整備 (伝熱管温度分 布→伝熱管熱座屈)</p> <p>(b)SG 水側安定性解析コードの 改良・整備</p> <p>(c)SG ブローダウン解析コード の改良・整備</p>	<p>・POPAI-3の改良</p> <p>・小型モデルおよび大型モデル試験で検証</p> <p>・BOST, GB-EIGEN, DYNAMの改良</p> <p>・小型モデルおよび大型モデル試験で検証</p> <p>・NATURALの改良 (2次系削除用、HDHR系追加)</p> <p>・小型モデルおよび大型モデル試験で検証</p>	<p>機器室</p> <p>機器室</p> <p>機器室</p>
		<p>③鋼種選定と材料強度基準の策定</p> <p>(a)鋼種選定</p> <p>(b)材料強度基準の策定</p>	<p>・ウェステッジ、環境効果も含めた材料特性評価</p> <p>・基盤技術開発として実施中</p>	<p>材料室</p> <p>材料室</p>

表 2. 2. 開発課題と研究開発 (3)

開 発 課 題		研 究 開 発	実施箇所
2. 高信頼性機器開発	(1)二重管SGの開発	④二重伝熱管製作法の開発 (a)最適製作法と製作基準の開発 (b)検査法と検査基準の開発	(メーカー) 機器室、材料室 機器室、材料室
		⑤二重伝熱管の機械的特性評価 (a)機械的性質の把握  (b)健全性評価	材料室  機器室、構造室 機器室、構造室
		⑥二重伝熱管の伝熱特性の把握	機器室
		⑦二重伝熱管のリーク特性の把握	機器室

表 2. 2. 開発課題と研究開発 (4)

開 発 課 題		研 究 開 発	実施箇所	
2. 高 信 頼 性 機 器 開 発	(1)二重管SGの開発	<p>⑧基本構造要素の開発</p> <p>(a)管板構造</p> <p>(b)管・管板溶接継手の開発</p> <p>(c)最適バップル構造の開発 (ナトリウム側流動均一機構) →伝熱管座屈防止、伝熱性向上</p> <p>(d)伝熱管指示構造の開発 →耐震、耐流力振動、耐摩耗</p> <p>(e)熱膨張吸収構造の開発</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・構造解析・評価</li> <li>・管板構造評価法の高度化……基盤技術として評価済み</li> <li>・管・管板構造系の熱過渡強度試験 (TTS/ATTF)</li> <li>・最適構造、溶接施工法および検査法の開発</li> <li>・溶接継手の高温強度試験</li> <li>・構造解析・評価</li> <li>・解析評価手法の開発</li> <li>・部分モデル (供試体) の試作</li> <li>・部分モデルの熱過渡強度試験……拡管の剝離融着の有無、強度 (TTS)</li> <li>・AQUAによる流動評価</li> <li>・部分モデルの水流動試験</li> <li>・POPAI-3による伝熱管温度評価</li> <li>・材料、指示方式の検討評価</li> <li>・摩耗試験</li> <li>・伝熱管挙動の把握……小型モデル、大型モデルSG試験</li> <li>・各種構造の検討評価</li> <li>・必要に応じ試作、試験</li> </ul>	<p>(メーカー)</p> <p>構造室</p> <p>材、機、メーカー</p> <p>材料室</p> <p>構造室</p> <p>構造室</p> <p>構造室</p> <p>構造室</p> <p>機器室</p> <p>炉工</p> <p>機器室</p> <p>機器室、材料室</p> <p>材料室</p> <p>機器室</p> <p>機器室、構造室</p> <p>機器室、メーカー</p>

表 2. 2. 開発課題と研究開発 (5)

	開 発 課 題	研 究 開 発	実施箇所
2. 高信頼性機器開発	(1)二重管SGの開発	<p>⑨構造設計基準の開発</p> <p>→二重管特有な性質を考慮した1種機器用の信頼性の高い基準を開発する。特に二重管および管</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・管板継手の評価においては従来とは異なる概念を導入する必要が考えられる。</li> </ul>	<p>構造室、材料室</p>
		<p>⑩小型モデルによる検証</p> <p>(a)二重管SG構造要素製作技術の確立 (二重管、管・管板溶接、検査法、熱膨張吸収構造、伝熱管指示構造、信頼性データ)</p> <p>(b)伝熱流動特性の評価 (伝熱性能、水側流動安定性)</p> <p>(c)ISIの有効性評価</p> <p>(d)リーク検出システム性能評価</p> <p>(e)構造健全性評価</p>	<p>1MWSGループ</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・設計、製作、検査、据え付け</li> </ul> <p>機器室、メーカー</p> <p>機器室</p> <p>機器室</p> <p>機器室</p> <p>機器室、構造室</p>

表 2. 2. 開発課題と研究開発 (6)

開 発 課 題		研 究 開 発	実施箇所	
2. 高 信 頼 性 機 器 開 発	(1) 二重管 S G の開発	① 大型モデルによる総合実証試験 (a) 二重管 S G 製作技術の確立 (b) 流動伝熱特性の評価 (静特性、動特性；水側流動安定性；熱過渡特性) (c) プラントシステム総合特性評価 (d) I S I 実証 (e) リーク検出システム実証 (f) 構造健全性実証 (g) 耐久性、性能安定性実証	50 M W S G ループ ・ 設計、製作、検査、据え付け ・ 試験、評価 ・ 試験、評価 ・ 検査、評価 ・ 試験、評価 ・ 試験、評価 ・ 試験、評価	機器室、メーカ 機器室 機器室 機器室 機器室 機器室、構造室 機器室
	(2) 1 次系異材ループの開発	① 高信頼性異材継手の開発	・ 継手の設計、溶接施工試験、試作 ・ 解析・評価 ・ 高温強度試験	材料室、メーカ 材料室、構造室 材料室、構造室
		② バイメトリック・ループの影響評価	・ バイメトリック・ループ材料浸漬試験 ・ 評価	材料室 材料室

表 2. 2. 開発課題と研究開発 (7)

開 発 課 題		研 究 開 発	実施箇所	
3. 保 守 ・ 補 修 技 術 の 開 発	(1) I S I 技術の開発	①二重管 I S I 手法の開発 (a) センサ、検査機の開発 (b) システム性能評価 ②その他の部位の I S I 手法開発	機器室、 <u>メーカ</u> 機器室 機器室、 <u>メーカ</u>	
	(2) リーク検出システムの開発	①内管リーク検出特性	・開発、試作、基礎試験	<u>機器室</u> 、P 安
		②外管リーク検出特性	・開発、試作、基礎試験	<u>機器室</u> 、P 安
		③リーク特性評価	・解析コード開発	機器室
		④Na・水反応リーク検出特性	・開発、試作、基礎試験	P 安
		⑤リーク検出システム性能実証	(小型モデル試験、大型モデル試験)	機器室
	(3) 二重管プラグ法の開発	①プラグ法の開発 ②健全性確認	・調査・検討、試作、確性試験 ・解析・評価、確認試験 (大型モデル)、評価	機器室、 <u>メーカ</u> 材料室
	(4) 純化機器の開発	①トリチウム・トラップ	・検討・評価、試作、試験	<u>機</u> 、材、 <u>メーカ</u>

表 2. 2. 開発課題と研究開発 (8)

開 発 課 題		研 究 開 発	実施箇所	
4. 安 全 性 ・ 信 頼 性 の 確 保	(1)破損モードの評価	①破損モードの抽出 ②破損パスの検討 ③フォールトトリー/イベントトリーの作成	・調査・検討 ・調査・検討 ・調査・検討	構造室、P安 材料室、機器室 メーカ
	(2)片側非貫通欠陥の評価	①欠陥の発生の防止	・確立された製作・検査基準、構造設計基準等に準拠、実証試験	構造室、材料室 機器室
		②欠陥の検出性評価	・ISI手法の評価	機器室
	(3)片側貫通欠陥の評価	①欠陥進展の評価	・破壊力学手法の開発(二重管SG特有な問題について) ・検証試験	構造室、材料室
		②貫通欠陥の検出性評価	・リーク検出系の評価	機器室
		③欠陥貫通後の破損進展挙動	・健全伝熱管の損耗試験、評価 (材料環境効果試験)	P安、材料室 機器室

表 2. 2. 開発課題と研究開発 (9)

開 発 課 題		研 究 開 発	実施箇所	
4. 安全性・信頼性の確保	(3)両側貫通欠陥の評価	①欠陥進展の評価	(3)①および③による	
		②貫通欠陥の検出性評価	・ナトリウム・水反応検出系の評価	P安
		③急速破損伝播の評価	・ウェステッジ挙動試験、評価 ・極高温材料強度試験	P安 材料室
	(5)DBE、BDBEの設定	①不安定破壊の評価	・材料試験／構造要素試験、解析・評価	<u>材料室</u> 、構造室
		②破損確率の評価 (2)、(3)、(4)	・評価手法の開発 ・評価用データベースの整備	構造室、P安 <u>構</u> 、材、メーカ
		③ <u>ISI</u> 、リーク検出性の確率論的評価	・評価手法の開発 ・評価用データベースの整備	<u>P安</u> 、機器室 材料室、メーカ
		④水／蒸気放出系の信頼性の確率論的評価	・データベースの収集とモデル化	<u>機器室</u> 、メーカ
⑤ <u>DBE</u> 、 <u>BDBE</u> の設定	・上記に基づき検討、評価	<u>プラ工</u> 、関連課室		



表 2. 2. 開発課題と研究開発 (10)

開 発 課 題		研 究 開 発	実施箇所
4. 安 全 性 ・ 信 頼 性 の 確 保	(6)ナトリウム・水反応生成物挙動評価	①反応生成物プラント内移行特性の評価 ②1次系内圧力波伝播評価 ③反応生成物による炉心反応度への影響評価 ④反応生成物による材料影響評価 ⑤反応生成物の分離・処理技術の開発	機器室、P安  P安 技術課、炉工 炉安 材料室 機器室、P安 メーカ
	(7)事故抑制機器の開発	①大型緊急隔離弁の開発 ②放出系の開発	機器室、メーカ 機器室、メーカ
	(8)放射性不純物挙動評価	①FP、CP、トリチウム移行挙動の評価	材料室、技術課

表 3. 研究開発の実施分担案

項 目	開 発 部	プ ラ 工	実 験 炉 部	安 工 部	メ ー カ
2次系削除プラント	<ul style="list-style-type: none"> <li>○概念、基本仕様の検討、提案</li> <li>○構成機器・サブシステムの検討条件の入手</li> <li>○概念検討のための解析・評価</li> <li>○設計用ツール、根拠（データ）等の開発</li> </ul>	概念設計 (実用化炉・常陽?)	建設・運転の中核(常陽)		<ul style="list-style-type: none"> <li>○ { 概念設計(実用化炉、常陽) 詳細設計(常陽)</li> <li>○設計解析・評価</li> </ul>
二重管SG	<ul style="list-style-type: none"> <li>○概念、基本仕様の検討、提案</li> <li>○検討条件の入手</li> <li>○概念検討のための解析・評価</li> <li>○製作・検査・設計基準の開発</li> <li>○二重伝熱管等の特性評価</li> <li>○大規模モデルによる検証・実証</li> </ul>	同 上  ○検討条件提示	同 上  ○検討条件提示		<ul style="list-style-type: none"> <li>○ { 概念設計(実用化炉、常陽) 詳細設計(常陽)</li> <li>○設計解析・評価</li> <li>○製作・検査法の開発</li> <li>○試作、試験、検査</li> <li>○大規模モデル製作</li> </ul>
リーク検出性の評価	○片側リーク検出系の開発、特性試験、性能評価、検出確率の評価	○検討条件提示 ○総合評価	○検討条件提示 ○総合評価	○Na水反応検出系の開発、特性試験、性能評価、検出確率評価	○リーク検出機提案、製作
損傷確率評価	<ul style="list-style-type: none"> <li>○破損モードの調査・体系課</li> <li>○破損挙動の定量化(手法開発、データ取得)</li> <li>○破損確率の評価(手法開発、データ取得)</li> </ul>	○検討条件提示 ○総合評価	○検討条件提示 ○総合評価	開発部と同じ	○PNCへの協力(データの調査)
DBE、BDBEの設定	○バックデータ提供	○総合評価、設定	○総合評価、設定	○もんじゅ等の経験に基づく提案	
事故評価		○検討条件提示、総合評価	○検討条件提示、総合評価	○評価	

表 4 . M a r k III用高信頼性蒸気発生器

平成 元年 9月 4日 第 0回改訂

発行 ; 機器構造開発部 2次系削除 R & D部内推進会議

No	分名	類称	2次系削除 R & D部内推進会議 常陽Mark III用高信頼性蒸気発生器			主要工程			目標工程	平成 12年実証試験開始	部長	部代	担当
			元年度	2年度	3年度	4年度	5年度	6年度	7年度	8年度	9年度		
			1989年	1990年	1991年	1992年	1993年	1994年	1995年	1996年	1997年		
<p>(規制側提示) 安全設計評価指針</p> <p>(規制側提示) 構造設計基準 耐震設計基準</p> <p>SG型式選定 高温構造設計方針 (Mark III step 2用)</p> <p>SG型式選定 高温構造設計方針 (Mark III step 2用)</p> <p>常陽用高信頼性蒸気発生器機器系統</p> <p>予備検討    予備設計    概念設計    基本設計    詳細設計    製作設計</p> <p>1次案    2次案    3次案    4次案    5次案</p> <p>安全設計条件書 安全設計方針 (案)</p> <p>設置許可変更申請書 添八 安全設計に関する説明 添十 事故解析等 ISI方針 系統熱過渡解析条件書 高温構造設計方針 (Mark III step 3用)</p> <p>強度計算書 耐震強度計算書</p>													
配	部	部											(備考)
布	長	代											
先	1	1											

表 5. Mark III 用高信頼性蒸気発生器

平成 元年 9月 4日 第 0 回改訂

発行 : 機器構造開発部 2次系削除 R&D 部内推進会場

分 名	類 称	2次系削除 R&D 部内推進会議 常陽 Mark III 用高信頼性蒸気発生器 関連主要項目	目 標 工 程 設 置 場 所	平成 12 年実証試験開始 常陽 (Mark III step 3)	部 長	部 代	担 当	年																	
								63年	元	2年	3年	4年	5年	6年	7年	8年	9年	10年	11年	12年	13年	14年	15年	16年	17年
No.								1988年	1989年	1990年	1991年	1992年	1993年	1994年	1995年	1996年	1997年	1998年	1999年	2000年	2001年	2002年	2003年	2004年	2005年
	実用化炉																								
	実証炉 1 号																								
	常陽 Mark III step I 新技術実証 step II 照射性能向上 step III 2次系削除																								
	もんじゅ																								
	常陽用高信頼性蒸気発生器機器系統																								
	小型モックアップ試験 (1 MW)																								
	大型モックアップ試験 (50MW)																								
配 布 先	部 長 代																								

(備考)

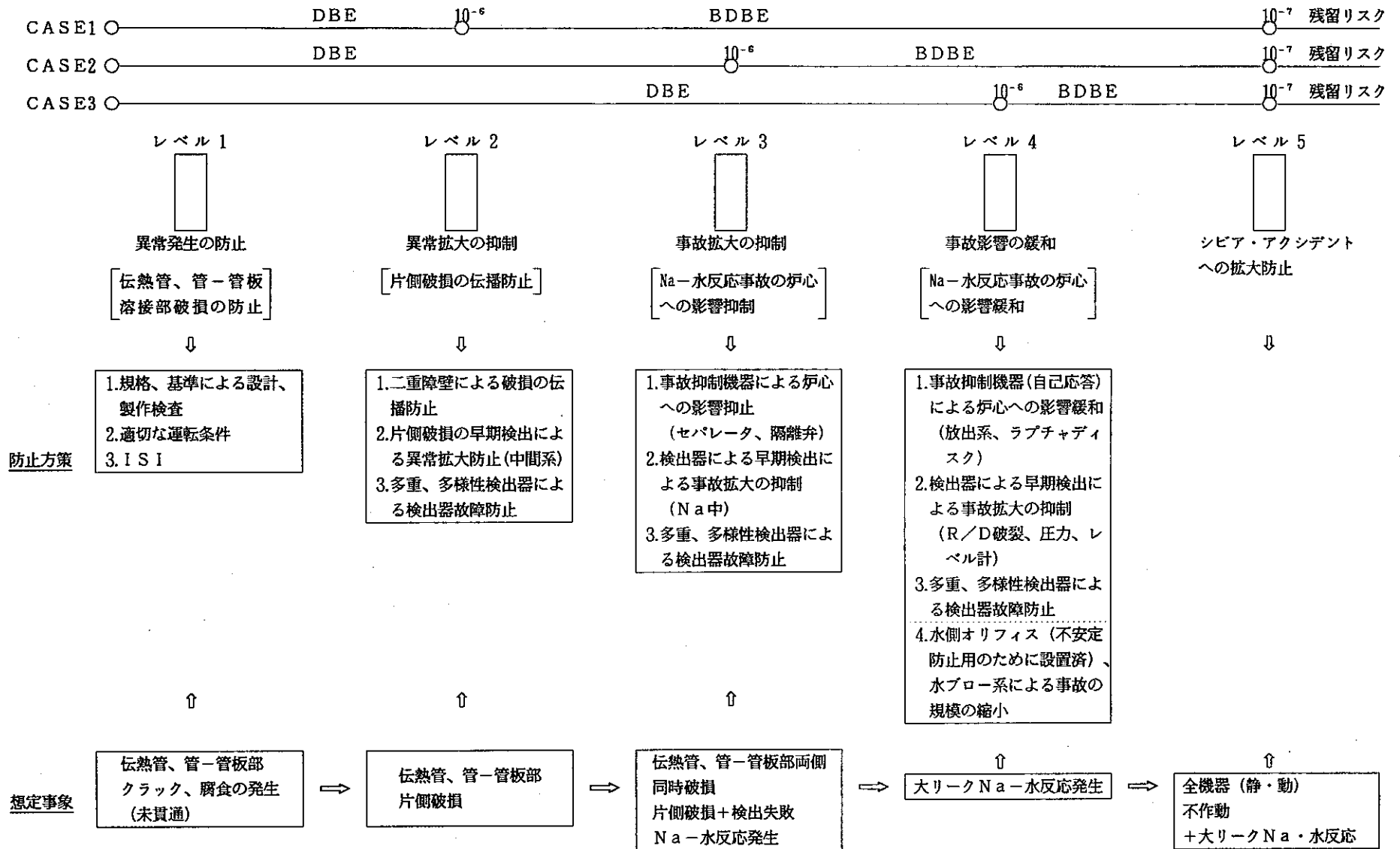


図 1. Na-水反応事故多層防護の考え方

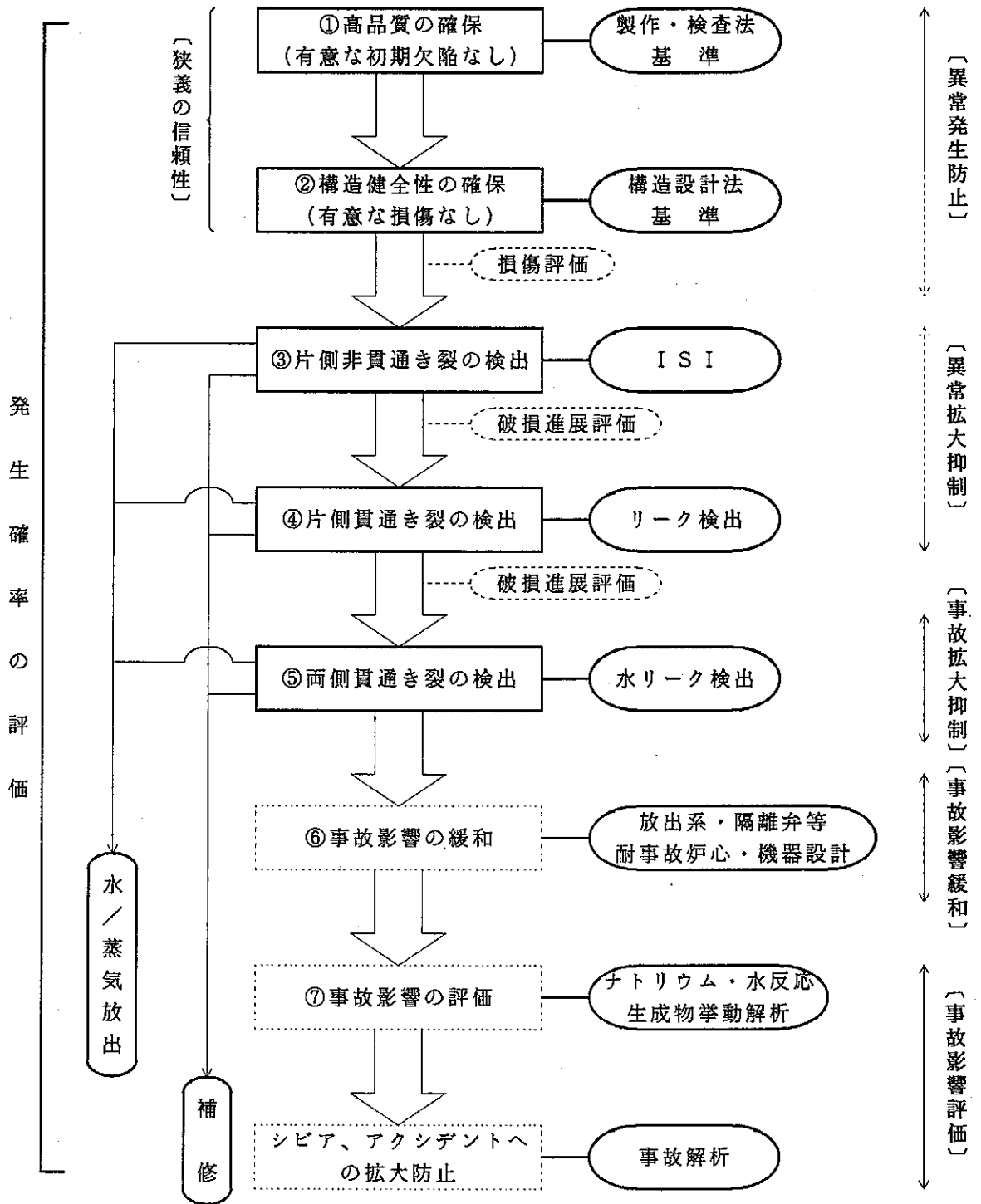


図2. ナトリウム・水反応事故防止/評価プロセス

2次系削除システム  
蒸気発生器開発研究

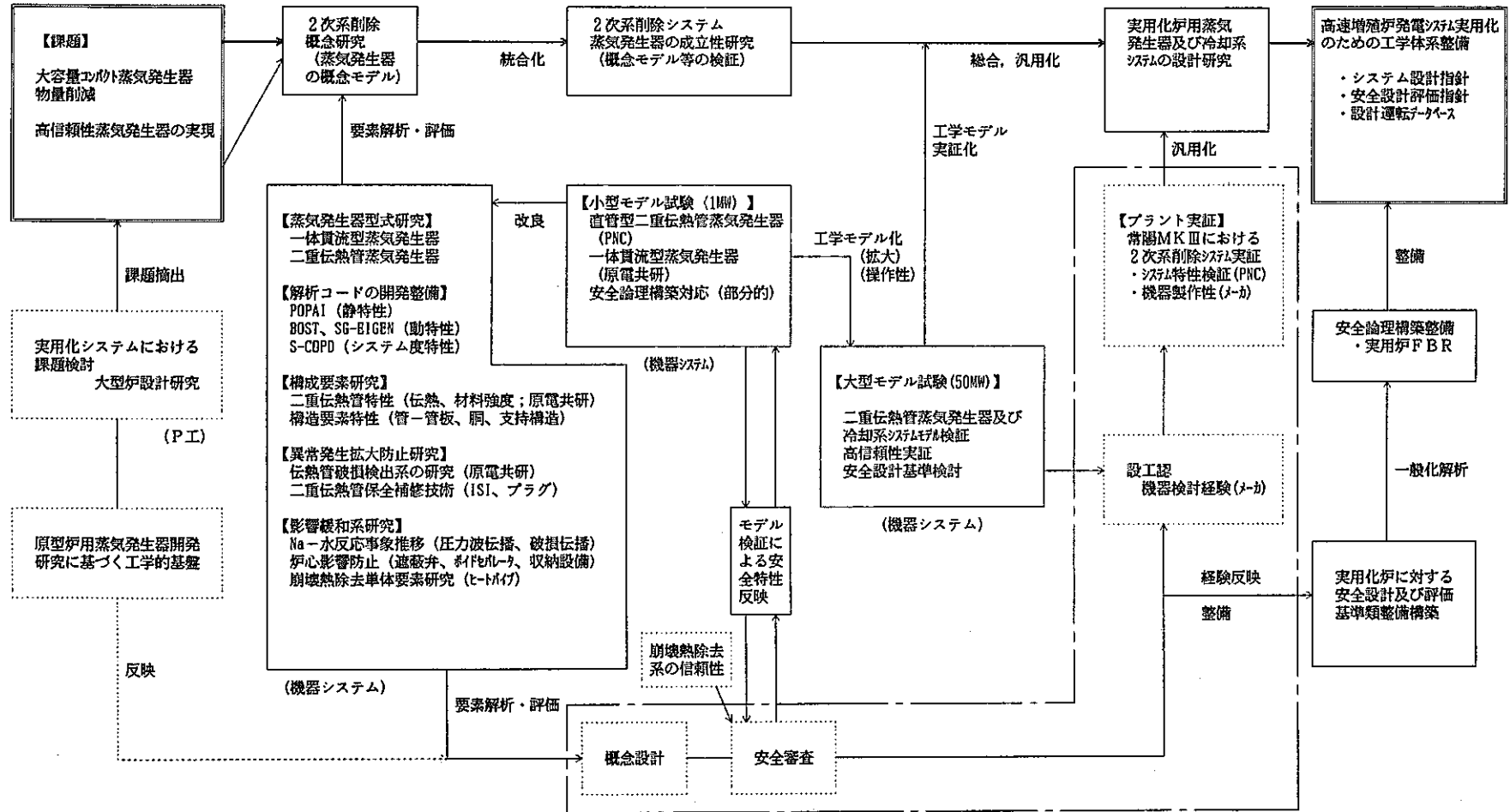


図3. 研究開発の展開概念

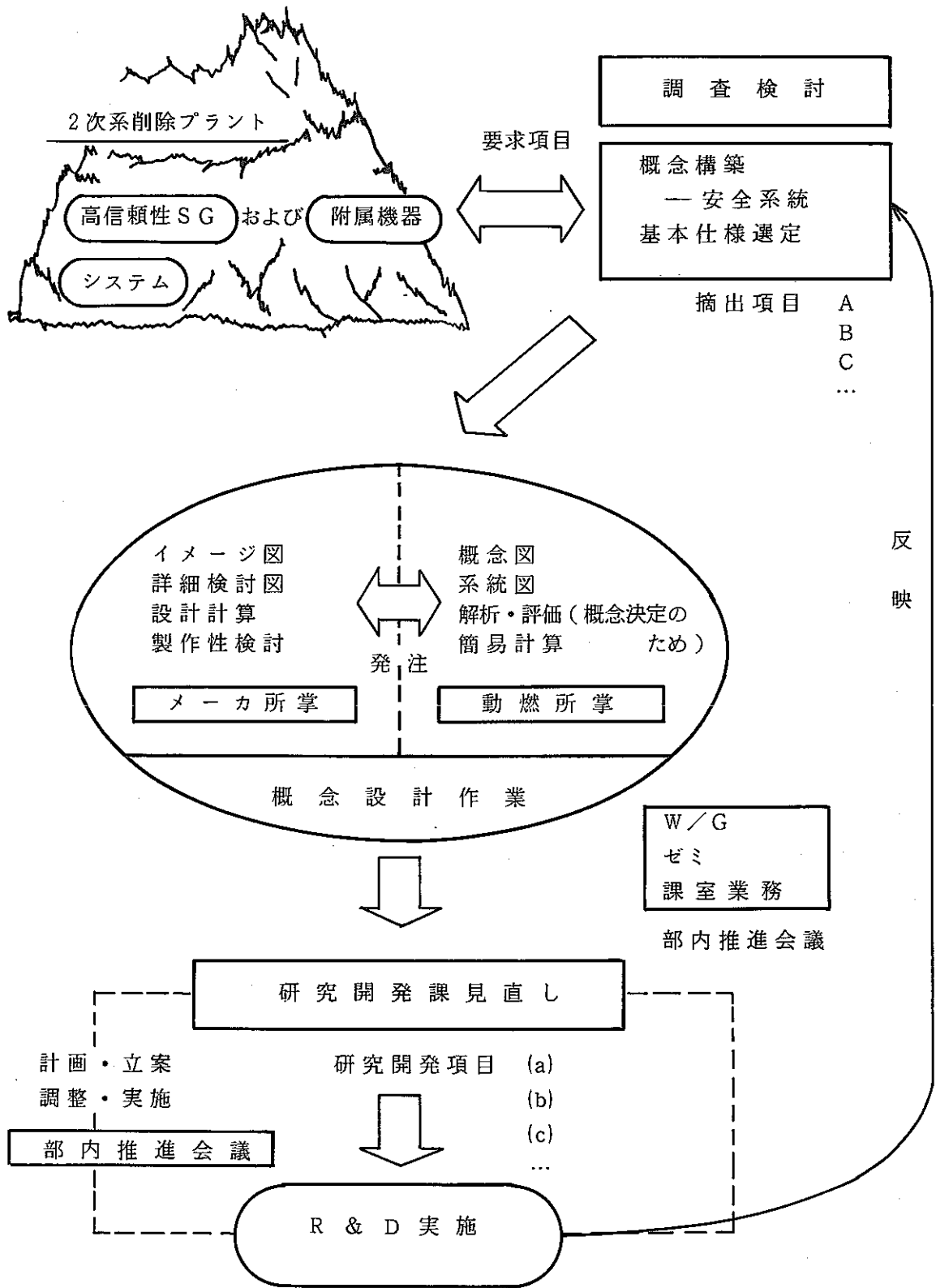


図4. 2次系削除 R & D 推進会議作業イメージ



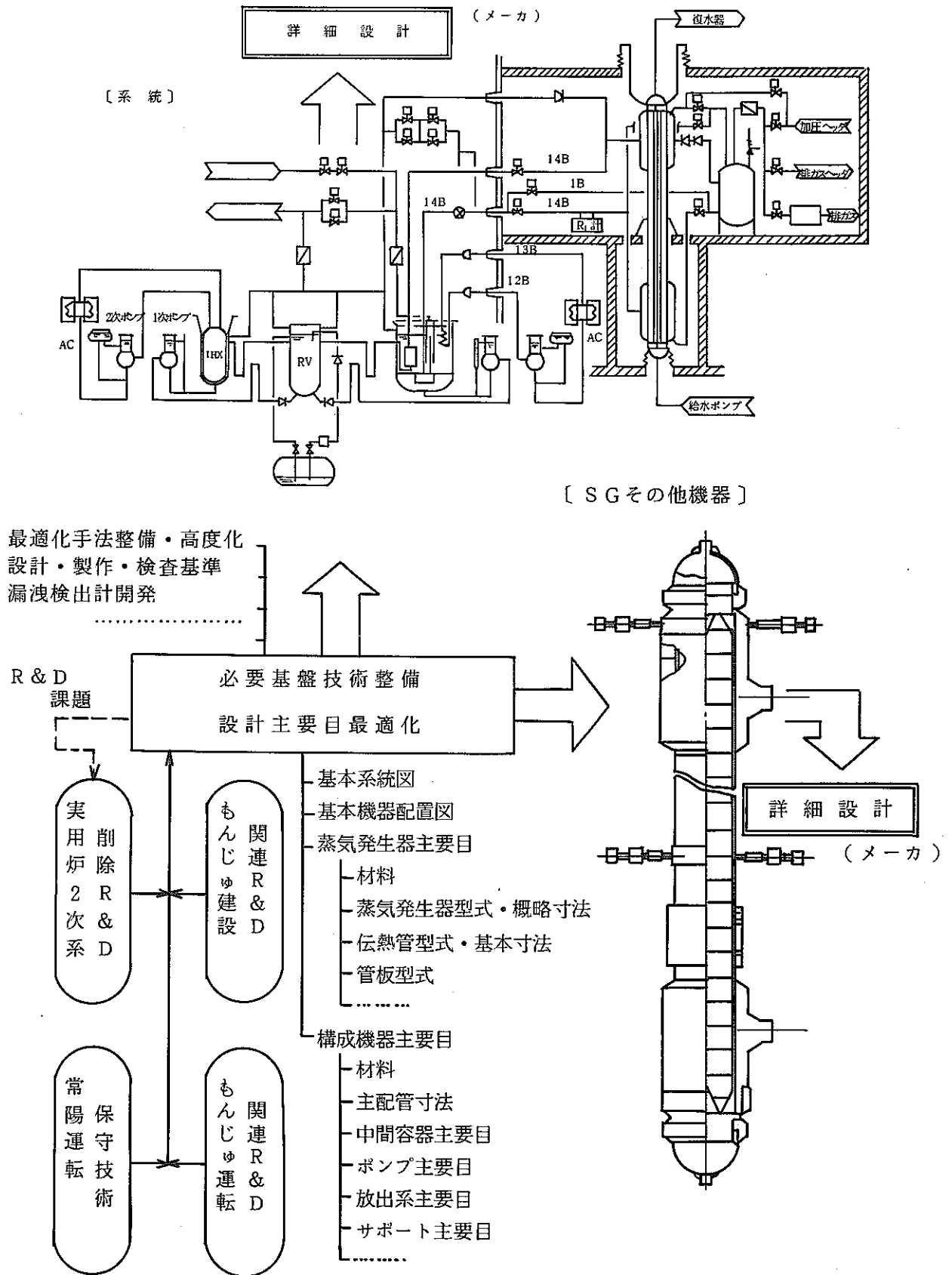


図 5. 機器構造開発部 2 次系削除 R & D 推進会議の作業

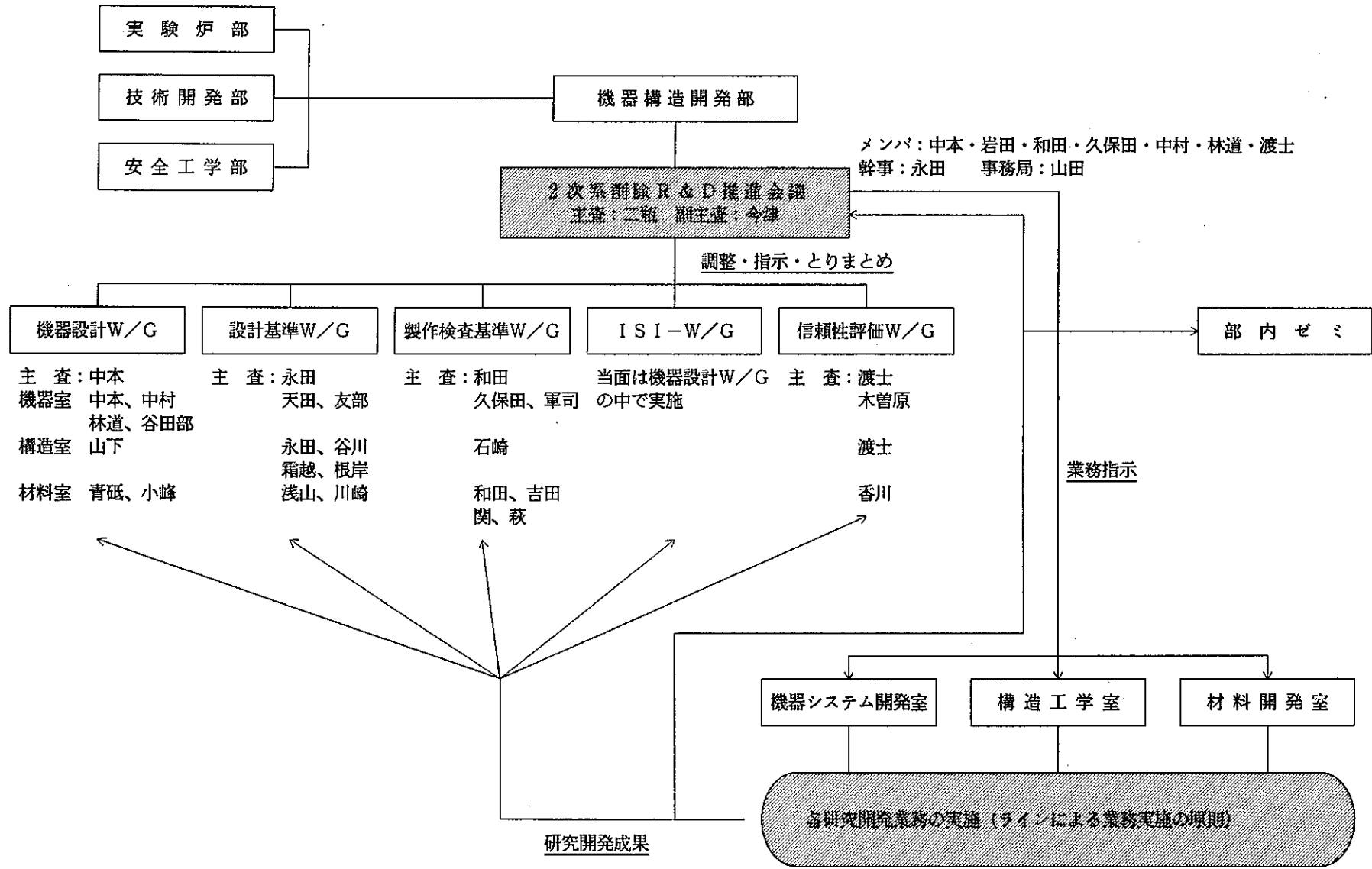


図6 機器構造開発部における常陽Mark III高信頼性蒸気発生器設置に係る研究開発実施体制

付録4 「PROFIT計画」基本計画書（1次案）

I. 概 要

平成2年1月31日

大洗工学センター

## 目 次

1. まえがき .....	111
2. PROFIT計画の意義 .....	111
3. 作成上の基本的考え方（前提条件） .....	112
4. 計画概要 .....	113
4.1 高性能照射施設の開発（省略） .....	113
4.2 新技術の開発（省略） .....	113
4.3 中間系合理化システムの開発 .....	113
5. スケジュール .....	115
5.1 高性能照射施設の開発（省略） .....	115
5.2 新技術の開発（省略） .....	115
5.3 中間系合理化システムの開発 .....	115

## I 概 要

### 1. まえがき

FBRは安全性、経済性、環境保全性、エネルギーセキュリティ等総合的に優れたエネルギー供給源として、我が国の将来の原子力発電の主流とすべく実用化のための関連技術を積極的に確立することが強く期待されている。

高速実験炉「常陽」、高速増殖原型炉「もんじゅ」プロジェクトを通じての設計・建設・運転保守技術の経験は、今日の我が国のFBR技術の基盤を形成しており、今後の実用規模発電プラントの性能向上をはかることによって、経済性、安全性等、軽水炉と競合し得るFBRを開発することが重要な目標となっている。

とりわけ経済性の確立については、2020年頃の実用化までの移行段階における着実な建設費、燃料サイクル費の低減に対して確固たる技術的裏付けをもって証明していくことが重要であり、いわゆる燃料経済性、低圧・高温プラント特性、環境保全性、固有の安全特性といったFBR諸特性の効果的な反映をもたらすための技術的ブレークスルーの展開が不可欠となっている。もとよりFBR実用化基本計画は多種多様な研究開発からなっており、「もんじゅ」、国際協力等を含む総合的なアプローチのもとに実施され、それらの研究開発成果等の総合化があって初めて実用化技術としての確立が可能となるものである。

PROFIT (Program of FBR Innovative Technology Development) 計画はFBR実用化の促進をはかる観点から、その実用化に求められる多種多様な革新技術に対して最も効果的、効率的に確立し得る手法として位置づけられるもので、実機プラント「常陽」での実施が可能で、かつ意義の大きい研究開発項目を中心に立案されるものである。

なお、本計画書(1次案)は後述する計画作成上の基本的考え方に述べるように、実用化技術へのニーズ、目標開発レベルに対する技術的見通し等、現時点での実用化研究開発計画関連検討作業結果に基づくものであり、今後の新たな知見を踏まえた関連内容の見直しは適宜、積極的に実施されるべきものである。

### 2. PROFIT計画の意義

FBR実用化に向けて必要な技術開発のための研究開発項目とその開発目標は別途事業団としての開発基本計画に示されている。開発基本計画に示す各種技術開発は対応する研究開発項目の内容に応じた適切なアプローチのもとに成果の創出、実証を図り、それらの総合化をすることによって、はじめて”FBRの実用化技術”としての確立を可能とするものである。開発基本計画の骨格をなす開発技術並びに研究開発項目は表1に示すとおりであり、同表より明らかなようにFBR関連技術の実用化努力の中でPROFIT計画の関与する部分は質・量ともに極めて大きいものになっている。

本計画は2020年頃の実用化に向け、その前段階に位置づけられる実用化炉の基本選定時期(2000年頃)を目標において、建設費・燃料サイクル費の大幅な低減と安全性の強化を可能とする革新的技術の創出・実証をはかるため、従来培ってきた技術基盤の上に立って立案されるものである。とりわけ、経済性については従来から高度化を図ってきたFBR技術を基盤において、その技術的外挿性のもとに実用化に求められる革新的要素技術によるブレークスルーの追求を目指したものになっている必要がある。

本計画が着実に実施された場合のFBR実用化を促進する効果は次の4つに大別できる。

#### (1) 燃料サイクル費低減のための高性能照射施設の開発

経済性においてFBRを軽水炉と競合し得る条件において燃料サイクル費の低減努力が建設費低減努力と併せて強く求められている。

FBRの燃料サイクル関連技術は、今日、開発途上にあり、コスト評価に不確実な部分を残してはいるが、少なくとも15~20万Mwd/t程度までの高燃焼度化は不可欠とされている。実用化炉の基本選定時期(2000年頃)までに技術的見通しを得ておくためには、FBR開発に関する国際状況等、諸般の状況を踏まえ、また、窒化物燃料および同炉心に関する技術開発(模擬炉心テスト)を行い、MOX燃料炉心との定量的比較検討評価を行うための研究を行う。これらの研究開発計画は上記①と同じく燃料材料研究開発計画書に依るものとする。

## ③ プラントの高温化

FBRの特徴の一つである高温プラントのポテンシャルをできるだけ活かし、高熱効率化、熱機器のコンパクト化等をはかるため原子炉出口温度の高温化（550℃以上）を可能とする関連技術開発を行う。本計画において高温用構造材料（高クロム鋼等）の開発とデータベース化を中心として実施する。

## ④ 配管機器の合理化・高信頼性化

現状においてFBRの熱輸送系、燃料取扱系の設備費が建設費に占める割合が大きく、革新的技術の導入が最も強く要請されている技術分野になっている。特に熱輸送系の簡素化が急務であり、配管ベローズ継手の実用化、ポンプの非機械式化等、更にはループ型FBRの究極の概念としての2次冷却系配管を削除した中間系合理化システムの開発に焦点を当てて開発実証を進める。

## ⑤ その他

合理的格納施設の開発、高信頼性崩壊熱除去系の開発、被曝の低減化等関連研究としてそれぞれFP挙動評価、自然循環方式崩壊熱除去系、炉運転自動化システム等のための各種技術開発を実施する。

## (3) 安全性強化のための固有の安全特性関連研究開発

FBRの合理的な安全論理の構築を進めるため、固有の安全特性（受動的な安全特性）関連開発を実施し、安全評価手法の確立に資するとともに、新型炉停止機構、プラント異常診断システムの開発を実施する。

## (4) その他、実用化を目指した革新的基盤技術の開発

前述した燃料（MOX以外）技術、TRU消滅処理技術、新素材・核融合材等の研究開発が該当し、直接のFBR実用化研究開発とは別にフロンティア的な基礎研究として、別途計画書により実施される。

## 3. 作成上の基本的考え方（前提条件）

本計画は従来大洗工学センター等で展開してきている実用化研究開発の延長線上にあるもので、研究成果の強化をはかることによって効果的、効率的に実用技術として確立せしめる手段となるものとして位置づけられる。

本計画の基本的な考え方は以下のとおりである。

① 本計画は2020年頃の実用化達成の目標のもとに、その移行段階において軽水炉と経済性・安全性において競合し得るFBRの技術体系を確立し、その成果を2000年頃の実用化炉基本仕様選定に際して積極的に反映できるものとする。

② FBRの実用化のための技術開発と実用化炉段階での研究開発項目は別途作成されている開発基本計画（研究開発幹部会資料63-24-1）に基づいたものとする（表1参照、略称：実用化のための開発技術10項目）。

③ 上項2.との関連において、FBRの実用化努力の中での国（事業団）の役割としての先導的・基盤的技術開発に照らし、開発リスクを伴う効果的な革新的技術の創出と実証に焦点を当てたものとする。

④ 上項2.との関連において、本計画は従来から大洗工学センターにおいて展開してきている実用化研究開発の延長線上にあるものとし、それらの研究成果の実用技術としての確立をはかると共に実用段階でのライセンスビリティを強化する見地から「常陽」実機による実証開発において大きな意義を有するものを主体として構成される。

なお、本計画に含まれないその他の実用化技術の研究開発計画との関連については総合的な整合性等、別途図られるものとする。

⑤ 上項3.との関連において、取り上げるべき革新的技術については同時に現実性を伴うものでなければならないものとし、いわゆる「フロンティア」研究活動に属するものは含めないこととする。

⑥ 本計画書は上記各項の考え方において大洗工学センター各部署で実施される関連研究開発を総合的に調整し得るように作成されるが、開発シナリオ、開発手順等は今後の個々の研究開発業務の進捗、成果の評価結果等を反映し、チェック&レビューを介しつつ進められることとする。

⑦ 上項6.との関連において、特に中間系合理化のための各種研究開発は、開発目標レベルの高さに鑑み、そのアプローチにおいて関連キーテクノロジー毎に見通しを確認し、チェック&レビューを介しつつ進め、具体化をはかって行くこととする。

すなわち、本研究開発の前提となるべき高信頼性蒸気発生器の開発レベル、中間系合理化システム概念の妥当性に関する技術的見通し等が今後の重要な判断材料となるものである。

- ⑧ 現時点における実用化炉のプラントイメージの中で、必ずしも明確に示されていない技術についても、今後のプラントイメージの明確化に伴って実用化技術として、その導入の必要性が生じた場合には、適宜、PROFIT計画の中で取り上げていくこととする。
- ⑨ PROFIT計画に必要な要員については、別途、大洗工学センターの全体業務計画の中で検討・調整されることとする。

#### 4. 計画概要

- 4.1 高性能照射施設の開発（省略）
- 4.2 新技術の開発（省略）
- 4.3 中間系合理化システムの開発

##### 4.3.1 研究開発課題

中間系合理化システム（蒸気発生器を1次系に設置するシステム）の開発においては、このシステムが軽水炉を凌駕する経済性を達成し、かつ「常陽」、「もんじゅ」等従来のシステムと同等の安全性を確保できる合理的安全理論を構築することが、最も重要なポイントである。

したがって、当面安全論理の構築に必要な次に10件の課題につき研究開発を行うこととする。

- (1) 二重管蒸気発生器構造設計の確立
- (2) 構造設計基準の整備
- (3) 基本構造要素の信頼性実証
- (4) 構造信頼性評価手法の開発
- (5) 蒸気発生器構造物LBB特性の実証
- (6) 高信頼性内管・外管リーク検出システムの開発
- (7) 二重管伝熱管のISI技術の開発
- (8) 水リーク検出系の高度化
- (9) Na-水反応生成物の炉心への流入防止
- (10) Na-水反応生成物の環境への流入防止

また、研究開発において、「常陽」を中間系合理化システムのライセンスビリティ確認および実機での中間系合理化システムの運転実績取得の場として、活用して行く必要がある。

研究開発は、平成19年度（2007年度）実用化炉着工を想定して進めることとし、「常陽」の設置変更許可が（安全審査）を申請を平成7年度とした。

##### 4.3.2 研究開発の進め方

###### (1) 基本的考え方

中間系合理化システムを、FBRを実用化するための建設コスト低減策として有効ならしめるためには、付加すべき安全設備を軽減するために、合理的安全論理を構築することが必須である。

したがって、安全論理構築のキーポイントである伝熱管破損規模の想定ターゲットを次に示すとおり設定し、当面の研究開発は、この破損想定に対応する安全論理が妥当であることを示すのに必要な項目を中心に実施することとする。

ターゲットとする伝熱管破損の想定

- DBEの想定 「貫通リークなし」
- BDBEの想定 「微小（ノンダメージ）リーク」

安全論理は、ライセンスビリティを考慮し、中間系合理化システムが従来のシステムと同様以上の安全性を有することとなるように構築することとする。

安全論理の妥当性を示すためには、前述のとおり多くの研究開発課題を検討する必要があり、また、それらを実施するために長い期間を要する。このことから、研究開発は2年程度の間隔で安全論理構築のキーとなる研究開発の成果につき、チェックアンドレビューを行いつつ進めることとする。

また、中間系合理化システムが海外においても許認可実績がないことに鑑み、

このシステムがライセンスابلであることを、できるだけ早く確認しておくことが必要である。そのため、「常陽」を活用し、早期にこのシステムのライセンスビリティを確認することとする。また、この改造により中間系合理化システムの実機運転実績が得られることとなり、実用化炉の安全審査において有効なデータを提供しうる。

なお、「常陽」の許可申請の際、「常陽」に対しても実用化炉のターゲットと同じ伝熱管破損規模の想定を適用することが望ましいが、実用化炉に対してかなり先行した安全審査となることを考慮し、破損想定のパックアップを備えておく必要がある。

バックアップとして備えておく破損想定としては、現時点までのR & D実績で、ある程度の見通しが得られるものである必要があり、当面、

「1 DEG (伝熱管1本の両端完全破断)」

とすることとする。当然この想定に対応する安全論理の妥当性を示すのに必要な研究開発項目も実施する必要がある。

(2) 研究開発のチェックアンドレビュー

研究開発は、次に示す各チェックアンドレビューを経て進めることとする。研究開発の進め方を表8に示す。

① 第1回目のチェックアンドレビュー

時 期 : 平成3年度末頃

目 的 : 基本要素の成立見通し

チェック項目 : ・伝熱管の基本特性確認  
 ・伝熱管破損検出系の基本特性確認  
 ・内・外管の独立性に関する成立性の見通し(注1)  
 ・LBB論理の適用性の見通し

② 第2回目のチェックアンドレビュー

時 期 : 平成5年度末頃

目 的 : 安全論理の成立見通し

チェック項目 : ・基本構造要素の確認  
 ・伝熱管破損検出系の性能向上の見通し  
 ・内・外管の独立性の説明論理構築  
 ・LBB論理の定量的見通し  
 ・反応生成物の移行挙動の評価の見通し  
 ・反応生成物の炉心影響の見通し  
 ・「常陽」に適用する安全論理の見通し

③ 第3回目のチェックアンドレビュー

時 期 : 平成7年度末頃

目 的 : 経済性の確認

チェック項目 : ・伝熱管破損検出系の性能達成度の確認  
 ・内・外管の独立性の説明論理確立  
 ・LBB論理の定量的確認  
 ・反応生成物の移行挙動の確認  
 ・反応生成物の炉心影響評価の見通し  
 ・実用化炉に適用する安全論理の見通しおよび「常陽」の設置許可条件の反映

なお、中間系合理化システムの開発に関する業分担を図4.1に示す。

(注1) 研究開発課題としては「基本構造要素の信頼性実証」と「構造信頼性評価手法の開発」に相当する。



- 5. スケジュール
  - 5.1 高性能照射施設の開発 (省略)
  - 5.2 新技術の実証 (省略)
  - 5.3 中間系合理化システムの開発
    - ・ 第1回目のチェックアンドレビュー
      - 時 期：1991年頃
      - 目 的：基本要素の成立見通し
    - ・ 第2回目のチェックアンドレビュー
      - 時 期：1993年頃
      - 目 的：安全論理の成立見通し
    - ・ 第3回目のチェックアンドレビュー
      - 時 期：1995年頃
      - 目 的：経済性の確認

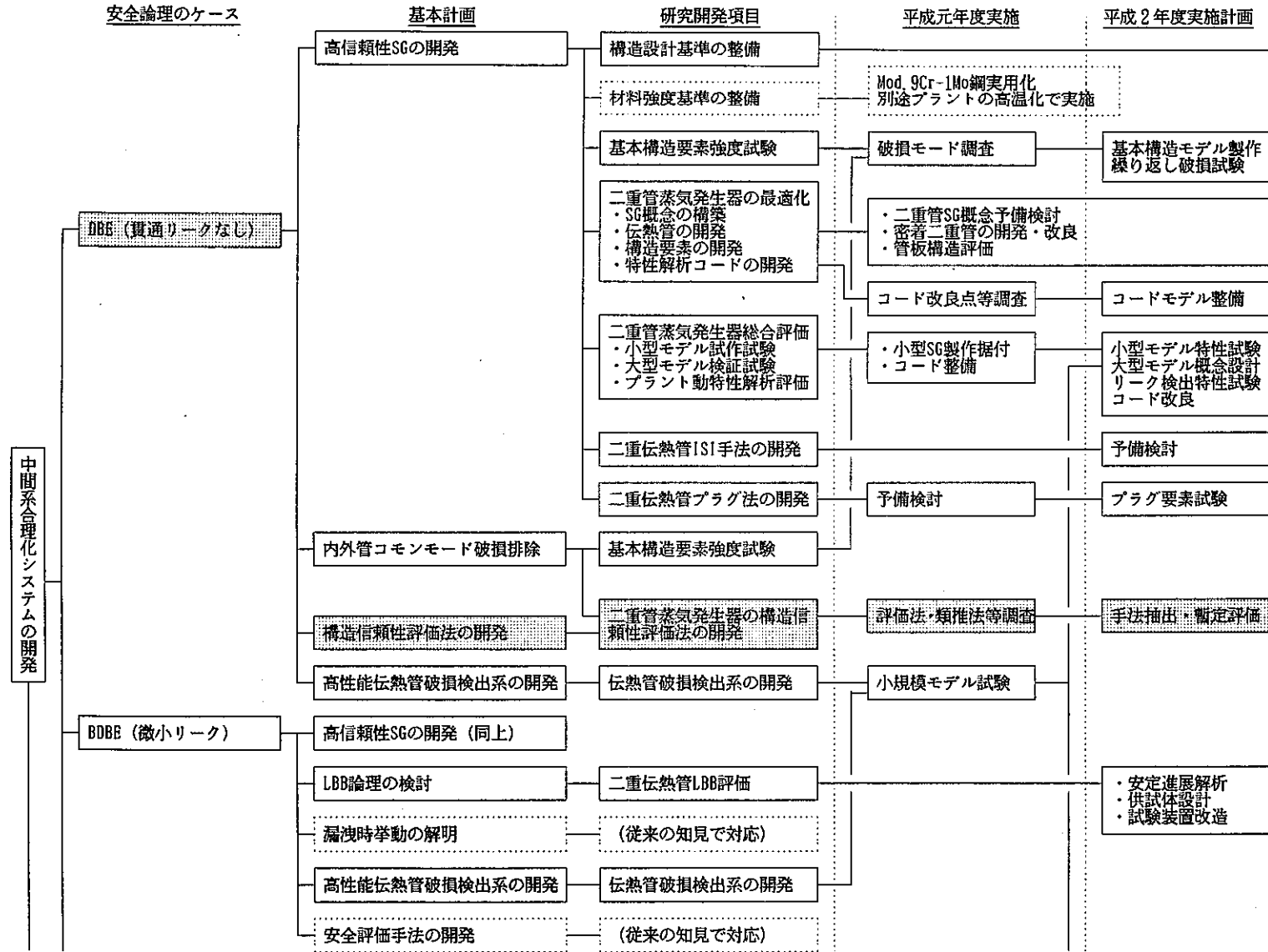


図 4.1 中間系合理化システムの開発課題 (1 / 3)

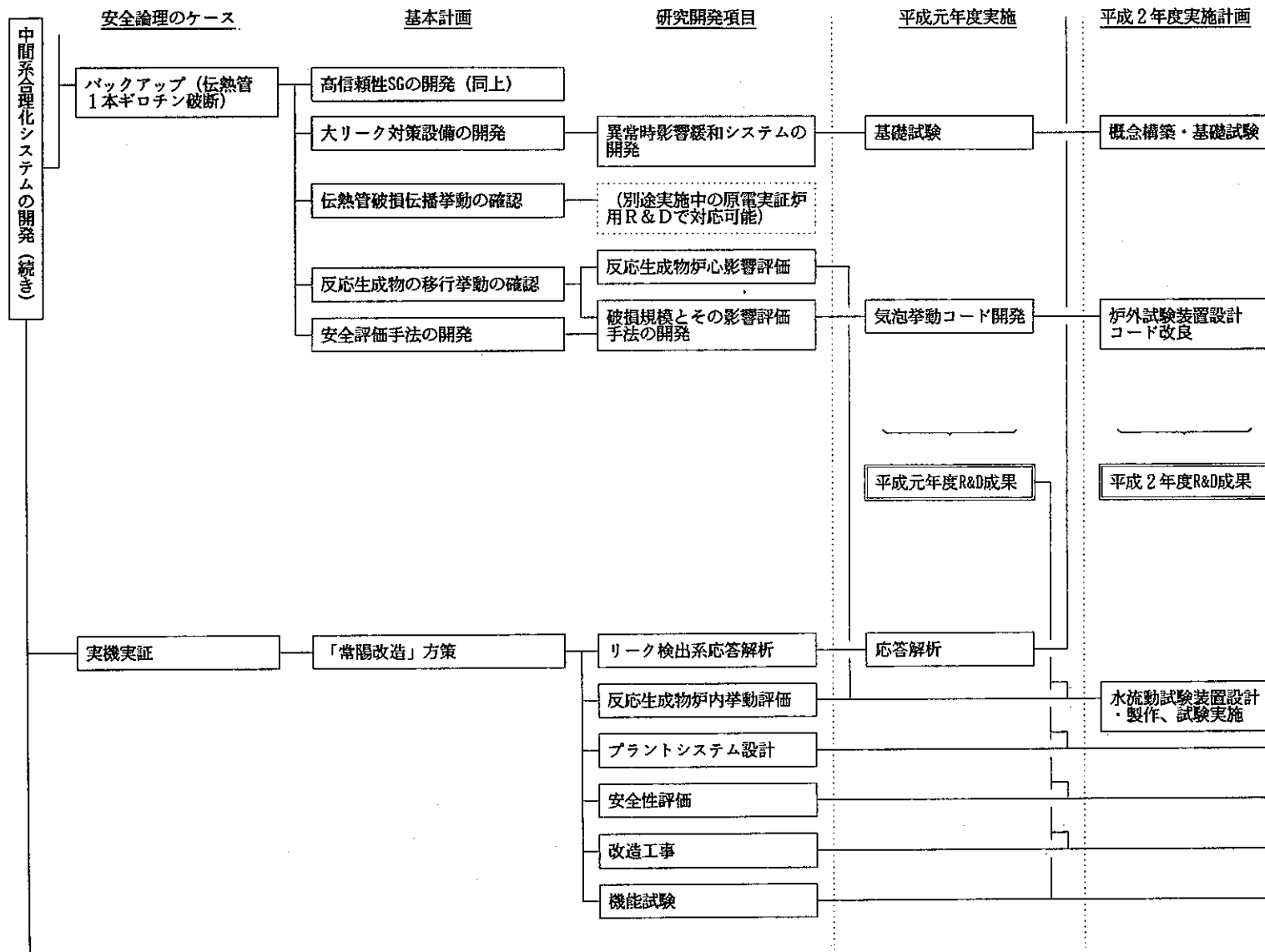


図 4.1 中間系合理化システムの開発課題 (2 / 3)

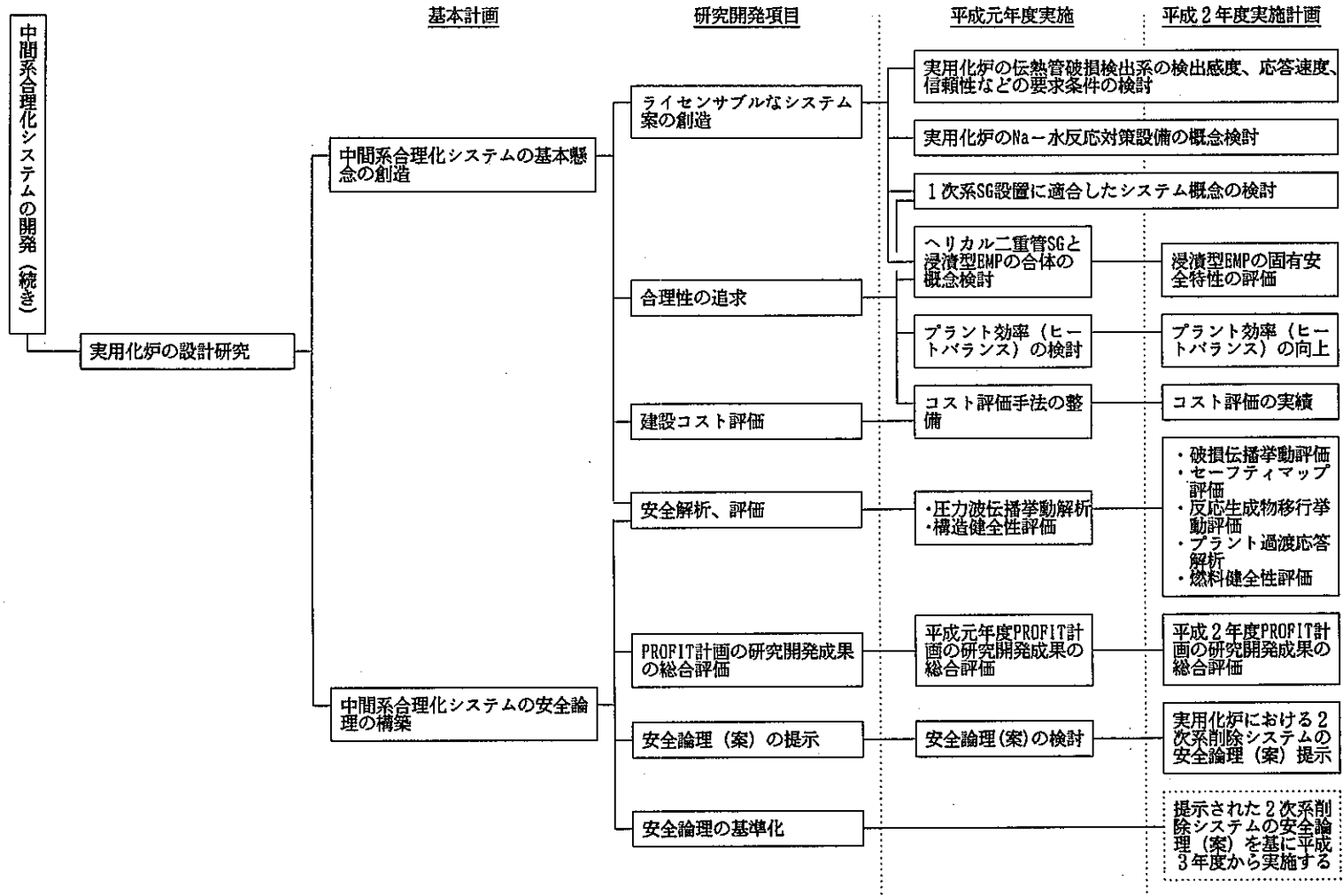


図 4.1 中間系合理化システムの開発課題 (3 / 3)

付録 5 原電委託の構造信頼性に関する予備的研究

## 付録 5 原電委託の構造信頼性に関する予備的研究

昭和60年度に原電より発注し、東芝と川崎重工が実施した「直管型蒸気発生器の構造信頼性に関する予備的研究」と三菱重工業が実施した「ヘリカルコイル型蒸気発生器の構造信頼性に関する予備的研究」の成果を概観する。

### 1. ヘリカルコイル型蒸気発生器の構造信頼性に関する予備的研究

#### (1) 調査範囲

調査範囲はFBR蒸気発生器伝熱管の破損例、PWR蒸気発生器伝熱管の破損例および火力ボイラの破損例である。FBRについては公開文献ベース、PWRについてはAEC LおよびNuclear Safety "Operating Experience"、火力ボイラについては火力原子力発電'73にデータソースを求めている。

#### (2) 結果

##### ① FBR蒸気発生器は下記について調査された。

- |                |                     |
|----------------|---------------------|
| • フェルミ炉        | • BN-350            |
| • ALCO/BLH     | • PNC-1MW SG        |
| • EBR-II       | • CRBRP-FEW TUBE SG |
| • GE-2MW SG    | • GVE-45MW SG       |
| • PFR (EV, SH) | • AI-MSG            |
| • KNK          | • CRBRP プロトタイプ      |
| • ヘンゲロ50MW SG  | • PNC-50MWSG 1号機    |
| • フェニックス       | • PNC-50MWSG 2号機    |

この結果、伝熱管で破損が発見されたものは計25件、その内漏洩に至らないが伝熱管に不具合の発見されたものが2件であった。破損例調査結果を表1に示す。破損例のうち約9割が溶接部で発生しており、そのうち約4割が管・管板溶接部、約3割が管・管溶接部、約1割が伝熱管支持部である。溶接部破損原因は溶接初期欠陥部および溶接部高残留応力部がSCCあるいは熱疲労によって破損するモードが支配的であろうと推定されている。

##### ② PWRのSG伝熱管の1972年から1982年までの破損原因をまとめた結果を図1に示す。この図は、年毎のある原因で破損した伝熱管本数を破損伝熱管総数で割って求めた割合を表している。70年代は2次系水質管理のために添加したりん酸塩によるウェステイジとデンテイング、80年代は1次側および2次側からのSCCが支配的である。

##### ③ 火力ボイラの場合にも、溶接部不良に起因する破損例が多い。

#### (3) 調査データに基づく破損率の計算

破損率は伝熱管1本、1時間あたりの破損回数として、下式によって計算された。

$$\text{破損率} = \frac{\text{各SGの破損件数の総和}}{(\text{各SGの管本数} \times \text{運転時間}) \text{の総和}}$$

この結果がフォールトツリーの形式で次のように整理されている。

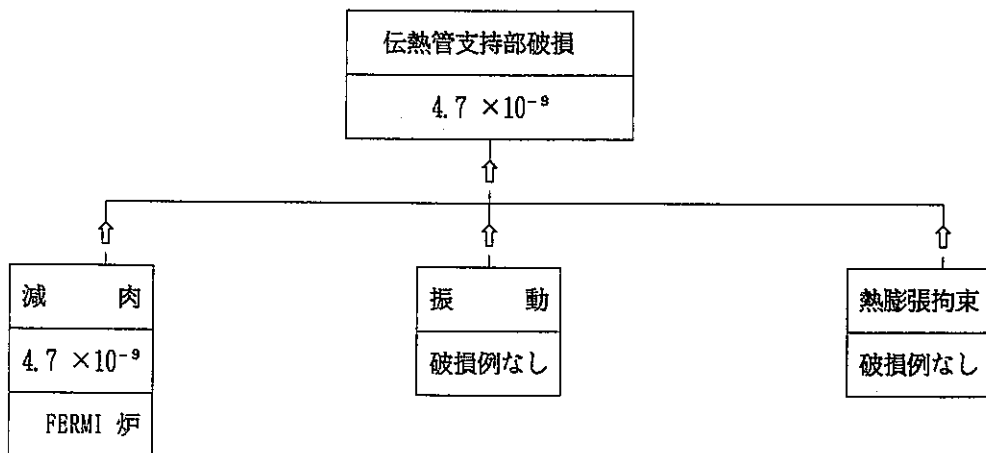
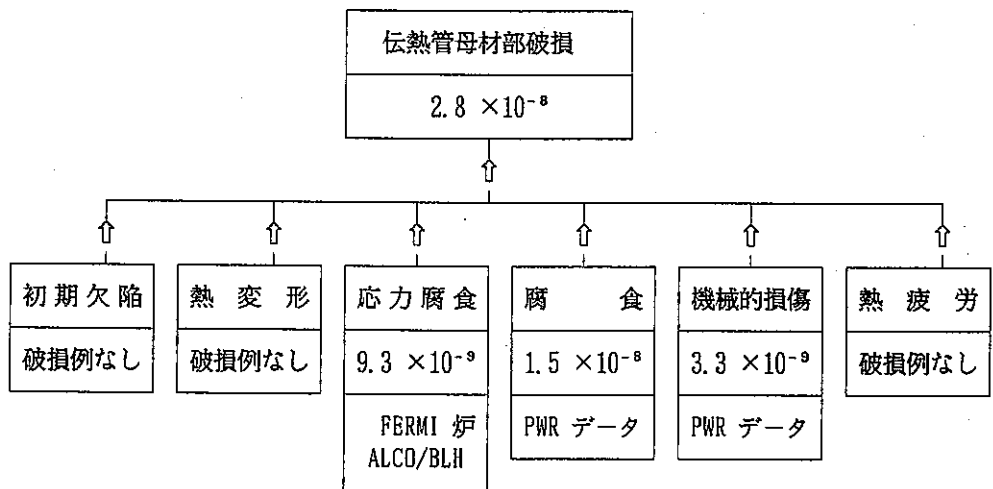
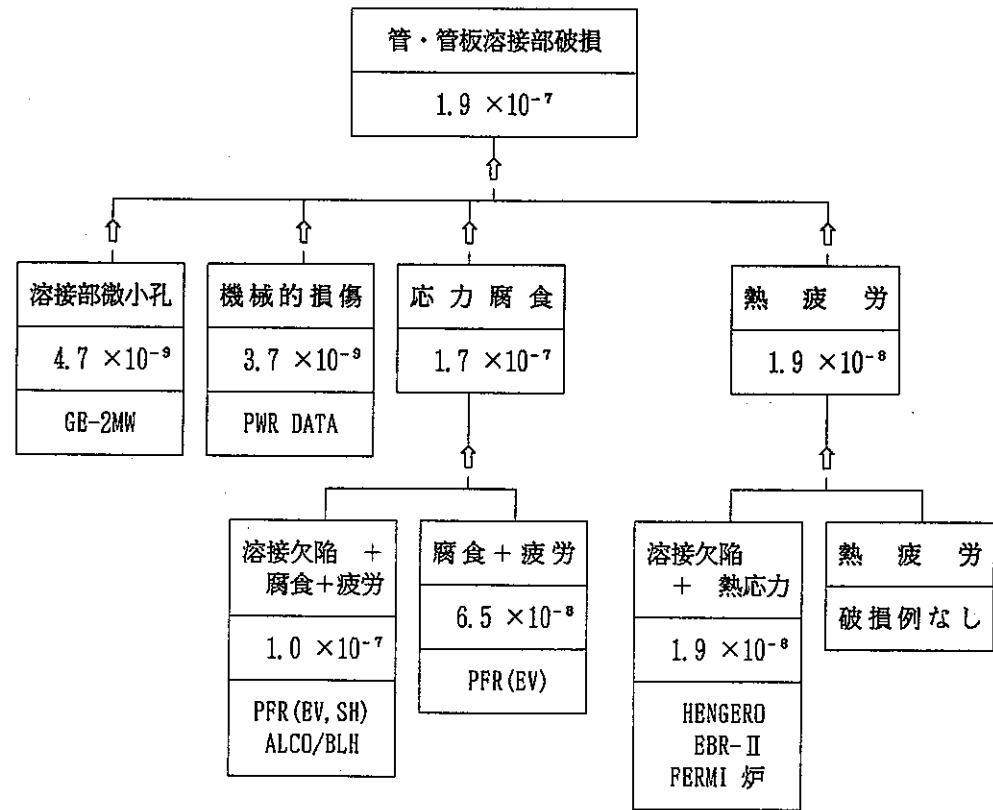


表1 FBR SGの破損例調査結果(まとめ)

\* ( ) 推定

No	SG名称	国名	蒸気発生器の概要				発生(発見)月日	発見時の運転状態	破損場所		破損原因	課題		
			型式	熱出力 (Mwt/基)	伝熱管材料	伝熱管寸法(外径/肉厚)(mm)			溶接法(管-管板/管-管)	母材部			溶接部	
1	フェニクス SG	米	インボリュートサーベインタイプ型(有液面、一体貫流)	143	2 1/4Cr-1Mo	15.9/1.07	隅内溶接(管-管板)	1961年7月	停止中	曲管部(伝熱管)		応力腐蝕割れ	1) SG洗浄液の選定と除去法 2) 伝熱管加工時の残留応力除去 3) プラント停止時のSG保管を考慮した運転管理	
								1962年12月	運転中	管支持板部(伝熱管)		流動震動疲労破壊	管支持装置の適切な設計	
								1964年	停止中		管-管板	溶接不良	1) 材料の洗浄度保持(不純ガスの除去) 2) 溶接の品質管理(施工管理) 3) 熱過渡考慮の溶接部の健全性評価	
								1966年		リガメント部(管板)		リガメント厚み小と再溶接時のリガメント部の延性低下	1) 管板リガメント厚みの適切な設計	
2	ALCO/BLS SG	米	サインウェーブ型(有液面、一体貫流)	30	SUS316 (外管) INCONEL (内管)	12.7/2.6	隅内溶接(管-管板)	1969年6月	起動運転中	(管板下) (160mm)	管-管板	(応力腐蝕割れ、腐蝕疲労、粒界腐蝕)	一体貫流型SGの伝熱管材料選定(SUS伝熱管はSCCの可能性あり)	
3	EBR-II SG	米	二重管型(無液面)	6	2 1/4Cr-1Mo	36.53/2.39 (外管) 31.75/2.35 (内管)	隅内溶接(管-管板)	1965年2月	停止中		管-管板	溶接初期欠陥	1) 溶接部の品質管理 2) 管-管板継手構造の改良(放射線検査可能な構造)	
4	GE-2Mwt SG (過熱器)	米	ヘリカルコイル型(有液面)	0.5	2 1/4Cr-1Mo	31.7/1.67		1971年12月	停止中		管-管板	溶接初期欠陥	溶接部の品質管理(RT、PT、Heリークテスト等の非破壊検査)	
5	PPR SG (蒸発器)	英	U字管型(有液面)	113	2 1/4Cr-1Mo	2.5/2.3	一部差し込み溶接(管-管板)	1974年10月	注水試験中 通常運転中 1977年初 1980年3月~ (不明)		管-管板	溶接初期欠陥と応力腐蝕割れ	1) 溶接部の残留応力の除去(焼鈍実施) 2) 適切な溶接施工と非破壊検査の実施 3) SG運転時の給水水质管理	
	PPR SG (過熱器)			78	SUS316	15.87/2.3		1974年10月		試験運転中		再溶接時の溶接不良と応力腐蝕割れ	溶接部の品質管理(補修法と試験検査)	
6	KNK SG	独	サーベインタイプ型(無液面、一体貫流)	30	10CrMoNiNb 910鋼 (STHA24相当)	25.0/2.9 (直管部) 30.0/2.9 (曲管部)		1973年9月	30%出力 運転中		内管-外管 支持構造物	溶接初期欠陥	1) 適切な溶接施工(予熱温度、入熱、後処理等) 2) 溶接継手形状の改善(隅内溶接の回復)	
7	ヘンゲロ SG (再熱器)	オランダ	直管型(無液面)	7.15	10CrMoNiNb 910鋼 (STHA24相当)	20/2.0	一部差し込み溶接(管-管板)	1972年8月	4Mwt出力 運転中		管-管板	溶接初期欠陥	適切な溶接施工と非破壊検査の実施	
8	フェニクス (再熱器)	仏	ヘアピン型(無液面)	16/モジュール (EV+SH+RH)	SUS321	42.4/2.0	突き合せ溶接(管-管)	1982年4月 1982年12月 1983年2月 1983年3月	起動運転中		管-管	過大な熱応力(低サイクル熱疲労破壊)	1) プラント起動時の運転管理 2) 溶接部の形状不連続の低減	
9	BN-350 (蒸発器)		パイオネット型(有液面)	200 (2EV+2SH)	2 1/4Cr-1Mo	32/2	隅内溶接(管-管板) 突き合せ溶接(管-管)	1973年5月 1973年9月 1975年2月	起動運転中 300Mwt運転中 運転中		管-管	溶接初期欠陥	適切な溶接施工と非破壊検査の実施	
10	PNC1MW SG	日	ヘリカルコイル型(有液面、一体貫流)	1.2	2 1/4Cr-1Mo	25.4/4.2		1973年4月 1973年11月	試験中 Na純化運転中		管-管支持 構造物	応力腐蝕割れ	1) 溶接部の残留応力の除去(焼鈍実施) 2) 溶接継手形状の改善(隅内溶接の回復)	
11	CRBRP-Few Tube SG	米	ホッケースティック型(無液面)	—	2 1/4Cr-1Mo	15.9/2.8	突き合せ溶接(管-管板)	1973年12月	試験運転中		—	—	注) リークはしなかったがゴクジグ、スクラッチが管支持板部で発生	管支持装置の適切な設計・製作(組立時のセット、管孔径、材質選定)
12	GVB 45MW SG	仏	ヘリカルコイル型	45	ALLOY800	25/2.6	突き合せ溶接(管-管)	1978年以降 (不明)	試験装置分解後の検査時		DNB領域の 管-管	注) リークはしなかったが過大な熱応力により疲労クラックが発生	DNB領域における溶接部の健全性評価	



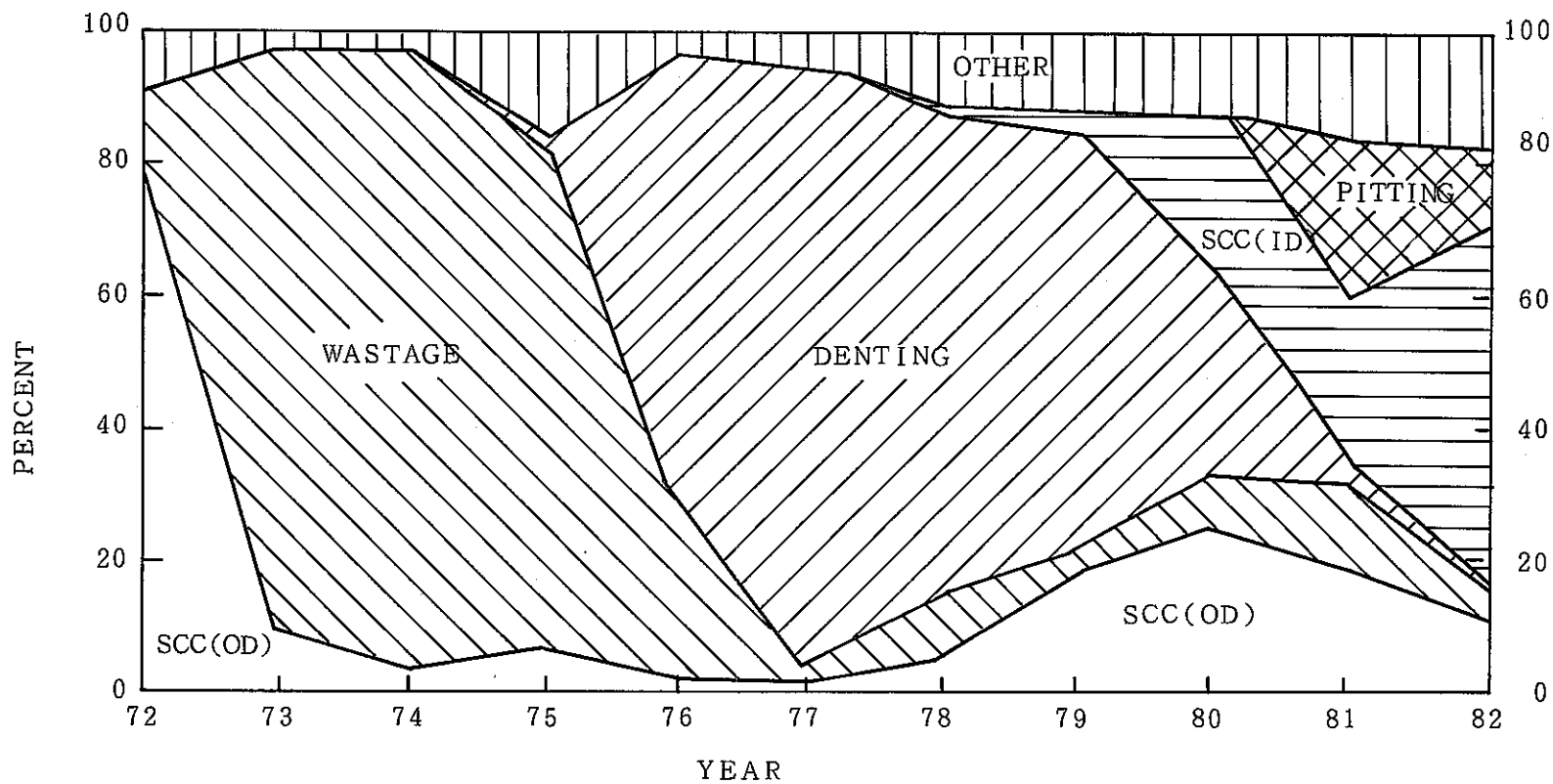


図1：破損原因の変遷

Note that more than 80% of defects are caused by corrosion, SCC(ID) is primary-side stress corrosion cracking, SCC(OD) is secondary-side stress corrosion cracking or intergranular attack.

2. 直管型蒸気発生器の構造信頼性に関する予備的研究

(1) 調査範囲

調査範囲はFBR蒸気発生器伝熱管の破損例、水炉（軽水炉、重水炉）の蒸気発生器、火力ボイラの破損例の調査が行われた。調査範囲は各プラント運転開始から1985年8月までの蒸気発生器漏洩データであり、公開文献をJICST等によって収集している。

(2) この調査結果は、1. に記した情報と大部分重複している。調査リストを表2に示す。これらの破損例が、種々の形で分類され検討され1. と同様の結果、すなわち溶接部の破損率が多い結果に至っている。破損率は表3に示されるように1次側および2次側SCCとピittingに起因するものが多い。

表2 ナトリウム加熱蒸気発生器の破損調査リスト

名称	国名	発生日時	SG形式その他	伝熱管材質	伝熱管口径/板厚	伝熱管本数	破 損 原 因	備 考
Fermi (その1)	米	1961/7	ウルトラコンパクト型 一体貫流型	2 1/4Cr-1Mo	15.9/1.07 <sup>(mm)</sup>	1200	管板のリガメント及び管-管板溶接部のクラックは、溶接時の後熱処理の不十分さが原因。	
Fermi (その2)	米	1962/12	同 上	同 上	同 上	同 上	サポートバーの間隔が大きすぎて、振動により少数のチューブに貫通孔発生。それがウエステージを引き起こした。	
Alco/BLH	米	1969/6	熱膨張逃げを有する直管型、貫流型	二重管 [-Na側、水側] SUS316、インコニル	12.7/2.6	297	金相データ不足により、SCC、腐食疲労、粒界腐食の区別ははっきりしない。	SG試験装置
HENGLO, RH	オランダ	1972/8	直管型	10CrMoNiNb 910鋼	20/2.0	139	49管の管-管板溶接部のピンホールリークがもとで2次破損が発生。	SG試験装置
KNK 28Mwt SG	西独	1973/9	サーペンタイン(チューブインチューブ)型	10CrMoNiNb 910鋼	30/2.9	28	製造時にあったピンホールがセルフウエステージで発展したと考えられる。	
BN-350, BV (その1)	ソ連	1973/5	パヨネット型	2 1/4Cr-1Mo	32/2	816	不 明	
BN-350, BV (その2)	ソ連	1973/9	同 上	同 上	同 上	同 上	溶接ビード部のピンホール。	
BN-350, BV (その3)	ソ連	1975/2	同 上	同 上	同 上	同 上	溶接欠損で、溶接継手部に非金属介在物が存在していた。	
GB・2 Mwt SG・SH	米	解体 1971/12	ヘリカルコイル型 分離貫流型	2 1/4Cr-1Mo	31.7/1.67	3	微小孔箇所が水圧試験時に水で閉塞、Na充填時Naと反応(リーク検出)、その後自己閉塞。	SG試験装置
PNC・1 MW (その1)	日本	1973/4	ヘリカルコイル型 一体貫流型	2 1/4Cr-1Mo	25.4/4.2	2	溶接HAZに生じた集中応力等による応力腐食割れ。	SG試験装置
PNC・1 MW (その2)	日本	1973/10	同 上	同 上	同 上	同 上	溶接HAZに生じた集中応力等による応力腐食割れ。 補修時のNaOH苛性ぜい化も考えられる。	同 上
PHENIX, RH	仏	1982/4 ~ 1983/3	ヘアピン型 (チューブインチューブ)	SUS321	42.4/2	7/モジュール	タービンバイパス運転時、少量の水がRHに入り、水滴が肉厚の大きな溶接部付近に大きな熱応力を発生させたため、低サイクル熱疲労。	
PPR・BV (その1)	英	1974/9 ~1975	U字管型 分離貫流型	2 1/4Cr-1Mo-1Nb	2.5/2.28	498	溶接部に孔食とガス気孔が存在、更に溶接部が高硬度、高応力であることによる応力腐食割れ。	
PPR・BV (その2)	英	1977~ 1984	同 上	同 上	同 上	同 上	溶接部が高硬度・高応力であることと、溶接部が苛性液の環境下にあったことによるアルカリ応力腐食割れ。	
PPR・SH	英	1974/10	U字管型 分離貫流型	SUS316	15.8/2.3		溶接部が苛性液の環境下にあったことと、残留応力が存在していたことによるアルカリ応力腐食割れ。	
BBR I SG (BV)	米	1965/2	二重管型 分離貫流型	2 1/4Cr-1Mo	外 36.53/2.39 内 31.75/2.35	73 (BV)	SG製造時の溶接欠陥(ピンホール)が原因。	
BN-600	ソ連	1980						

表3 伝熱管損傷原因別数と割合（世界各国）

(at 1981年)

原 因	関係する炉 (基)	損傷チューブ 本 数	原因別の割合 (%)
1次側SCC	6	1,384	29.5
ピitting	4	1,084	23.1
2次側SCC/IGA	13	851	18.1
リン酸減肉	8	362	7.7
デンティング	6	171	3.6
フレッキング	6	49	1.0
機械的損傷	2	48	1.0
コロージョンによる薄肉化	4	45	1.0
エロージョン	1	41	0.9
疲 勞	2	2	0.02
不 明	10	129	2.7
そ の 他	13	526	11.2

(ABCL-8179による)

付録 6 SGの構造信頼性について

平成元年 7 月 13 日

株式会社 東 芝

## SGの構造信頼性に関する Key Area

Key Area	内 容	関 連 R & D
1. 設 計 (一体貫流型SG)	① SGの破損モードの調査検討と設計の反映 ② 一体貫流型SGの設計（信頼性と経済性の両立） ・基本仕様、基本構造の確立 ・構造設計上の裕度確認	・PNC一体貫流型SGの設計研究等 ・実証炉設計の研究（原電） ・直管型SGの構造信頼性に関する予備的研究（原電） ・一体貫流型SG社内研究
2. 材 料 (Mod. 9Cr-1Mo鋼)	① Mod. 9Cr-1Mo鋼の基準化への材料データ整備 ② 母材、継手の高温強度（クリープ、クリープ疲労、熱時効）の確認。 ③ 非弾性解析用構成式の検討	・PNC KOM 連絡会関連研究 ・日溶協 FSG小委員会、PNC小委員会 ・社内研究
3. 溶接継手 (管-管板、管-管、 胴板-胴板)	① 実機運転条件下での伝熱管溶接部を中心とした健全性の確認。 ② 実機で想定される溶接条件で溶接を行ない初期欠陥データを採集した。	・Mod. 9Cr-1Mo鋼を使用した一体貫流型蒸気発生器伝熱管の健全性評価研究（J-P共研） ・PBR機器の溶接欠陥に関する予備的研究（東電共研） ・社内研究
4. 水側腐食 (DNB点近傍等)	① 実機運転条件下での水側腐食の進展（一般部及びDNB点近傍） ② 水質管理と水側腐食環境の検討	・Mod. 9Cr-1Mo鋼を使用した一体貫流型蒸気発生器伝熱管の健全性評価研究（J-P共研） ・PBRSG伝熱管の耐食性に関する調査（電中研共研） ・社内研究
5. 高信頼性二重管SG	① 二重管伝熱管の開発（仕様と性能の検討） ・密着二重管と多孔質金属入り2重管 ② 二重管SGの設計研究 ③ 管-管板継手の開発 ④ リーク検出系の開発 ⑤ 小型二重管SGの試験研究	・PNC 二重管SGの設計図の作成 ・PNC 小型二重管のSGの設計図の作成 ・PNC 小型SG部分モデルの作成 ・PNC 「常陽」二重管SG設置に係る設計（'88、'89） ・2次系削除型SGの研究（I）（原電） ・2次系削除型SGの要素試験研究（I）（J-P共研） ・2次系削除型SGの要素試験研究（II）（原電） ・社内研究

FBR SG調査結果

○調査件数 (25件)	伝熱管の破損：23件 (92%)		伝熱管の不具合 2件 (8%)

○破損場所	溶接部：20件 (87%)		一般母材部 3件 (13%)

○溶接部破損	管-管板溶接部 10件 (50%)	管-管溶接部 7件 (35%)	3件 (15%)	伝熱管支持金物 溶接部

○管-管板 溶接法	隅肉溶接 3件	一部差し込み溶接 6件	不明1件

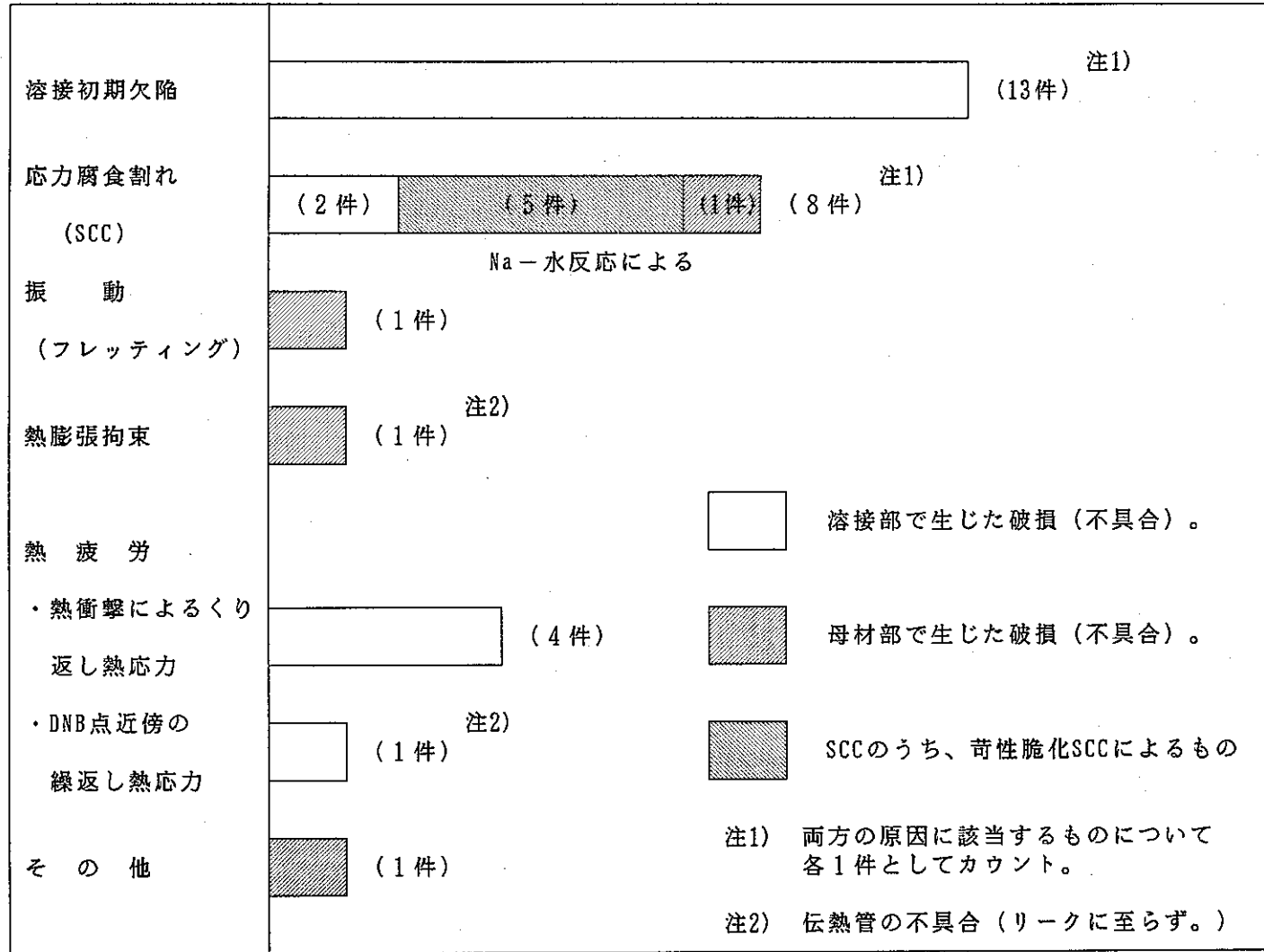


管-管板溶接部での突き合せ溶接破損事例はなし。

○2次破損 件数 (10件)	SW	TW	CS
	2件	3件	5件

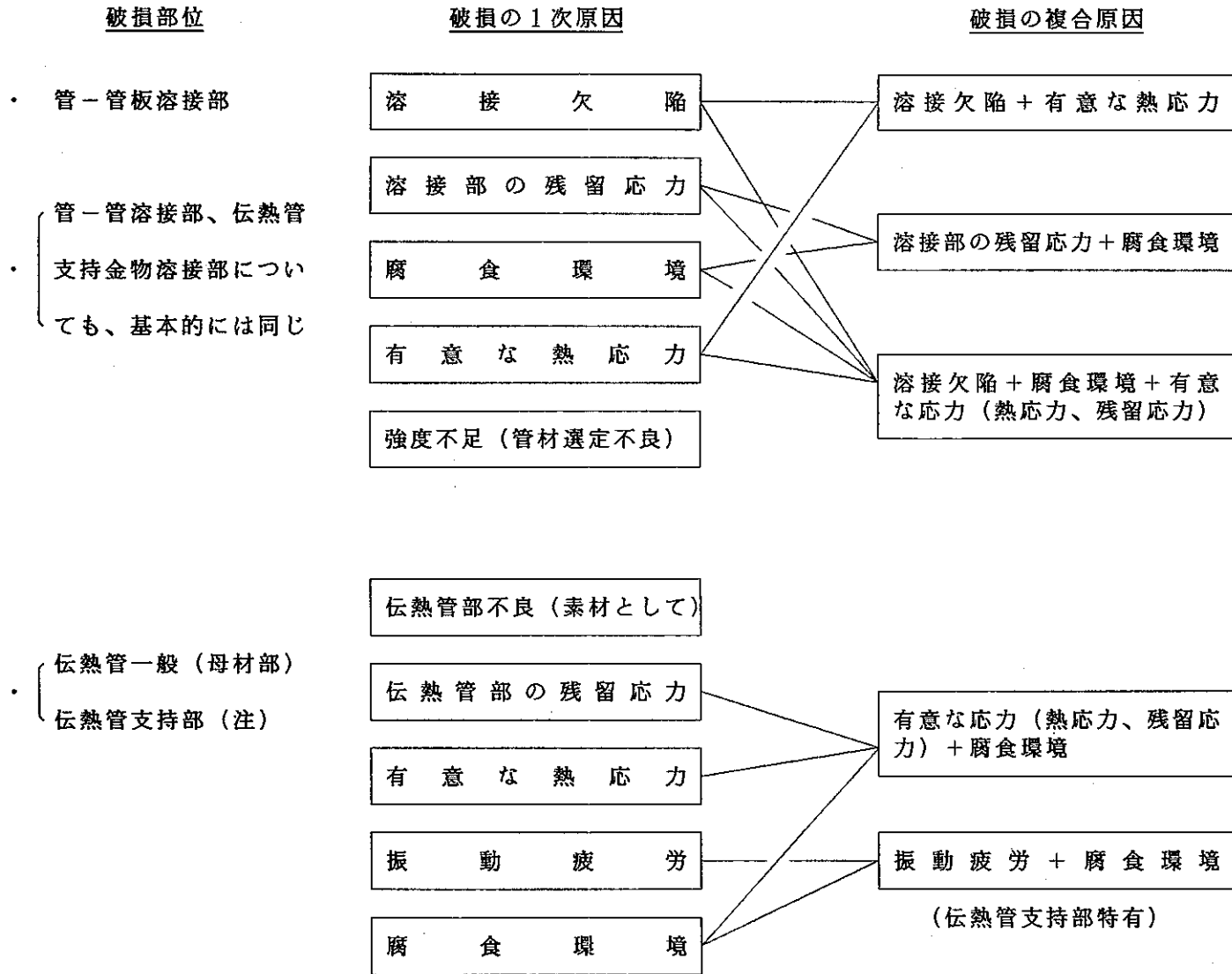
SW: Self Wastage  
TW: Target Wastage  
CS: Caustic SCC

伝熱管の破損（不具合）原因のまとめ

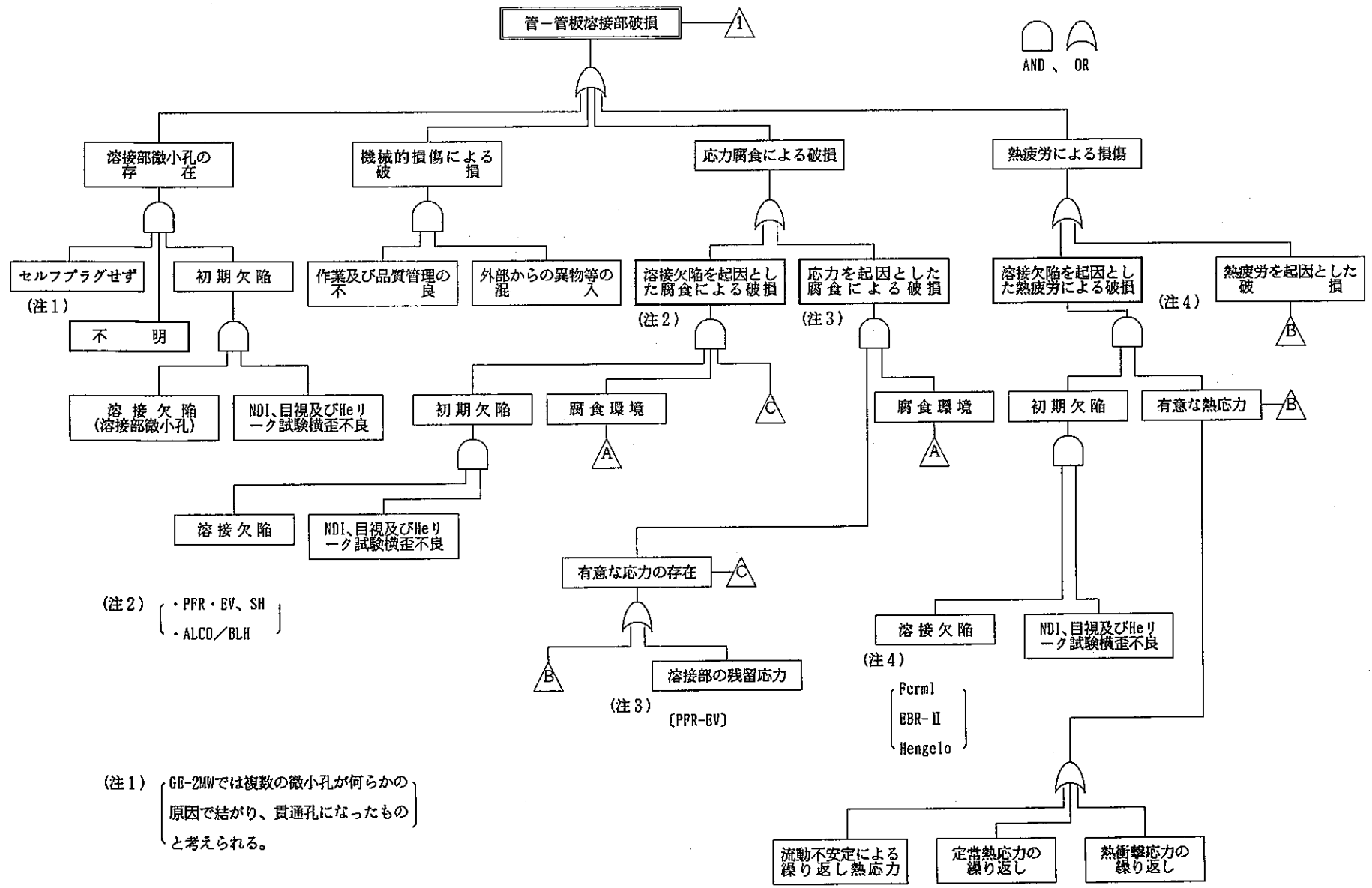




1次原因と複合原因の整理分析



(注) : フレッシング、摺動摩耗 (減肉) といった管支持部特有な原因以外は、基本的には、伝熱管一般部と同じ。



Mod. 9Cr-1Mo鋼を使用した一体管流型  
蒸気発生器伝熱管の健全性評価研究

FBR 実証炉用 SG材料として、  
Mod. 9Cr-1Mo鋼採用の見通しを得る。

熱過渡疲労健全性試験

(a) 溶接部を中心とした熱過渡疲労およびクリープに対  
する健全性の確認

- ・ 溶接部を約 1 mおきに設ける
- ・ 5000時間熱過渡耐久試験

(b) 予備試験としてDNB点の挙動の確認

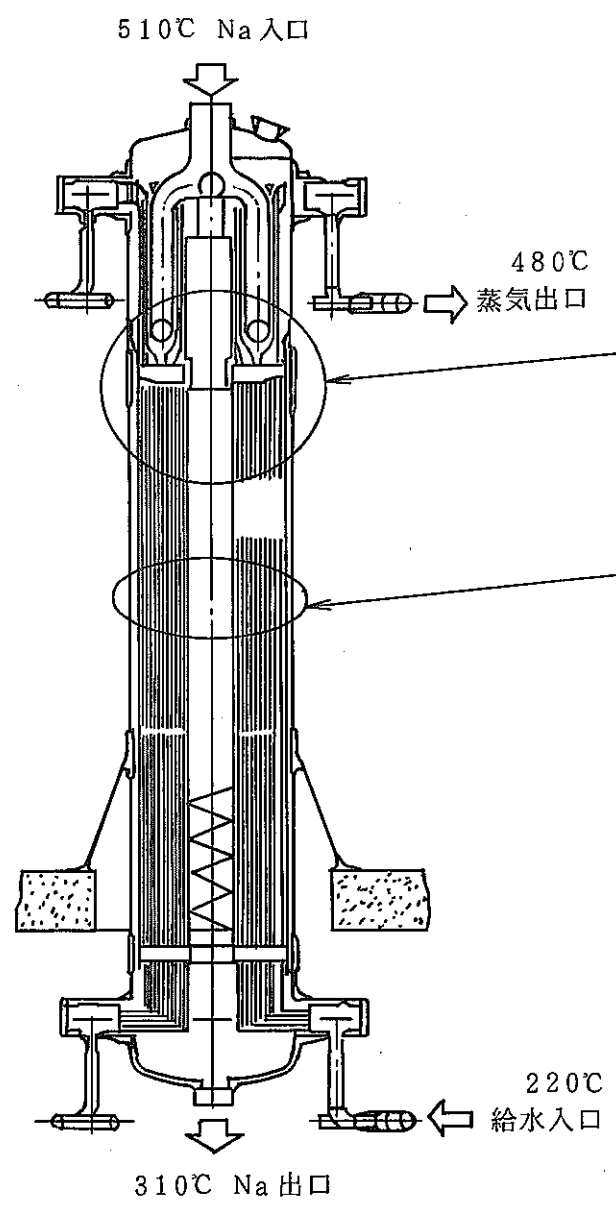
- ・ 熱電対を管壁に埋め込み計測。(計測管)

供試体 : A Mod. 9Cr-1Mo、 0.5MWt/515℃

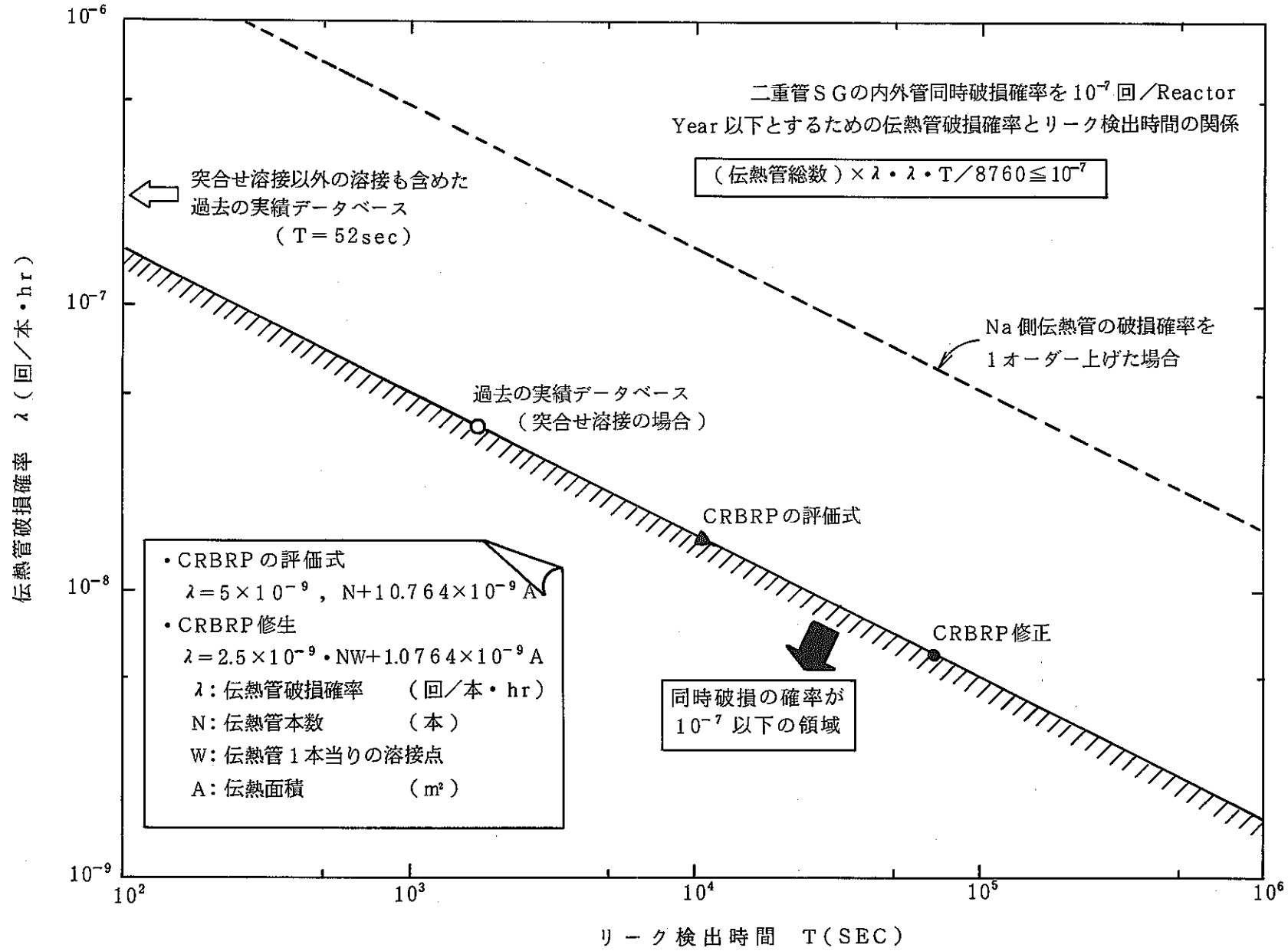
供試体 : B 2 1/4 Cr-1Mo、 0.5MWt/515℃

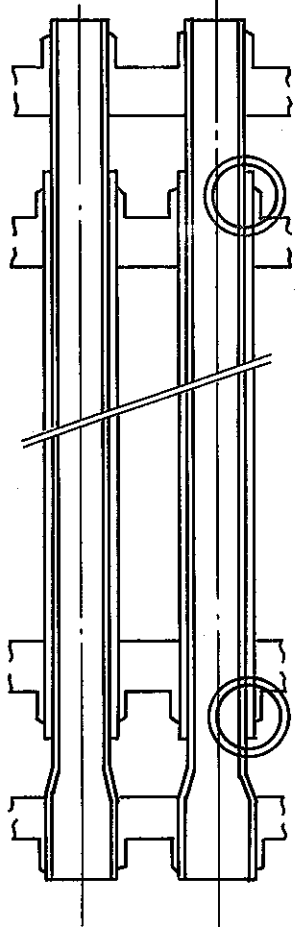
供試体 : C Mod. 9Cr-1Mo、 1.0MWt/540℃

一体貫流型SG伝熱管に負荷される実機環境効果



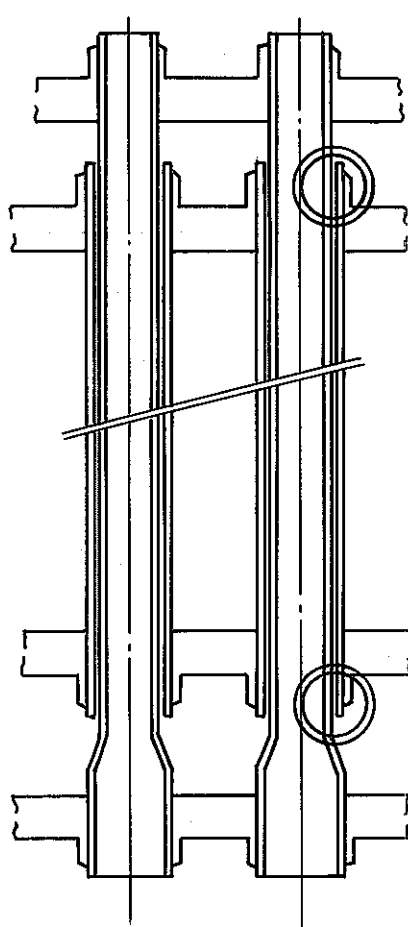
- Na 環境
  - 脱浸炭の効果
  - Na 側腐食効果
- 高温部一般
  - クリープ疲労
  - 起動・停止等による熱疲労
  - 熱時効
- DNB点
  - DNB振動による繰返し熱疲労
  - 蒸発に伴う腐食物の濃縮生成
- 水・蒸気環境
  - 一般腐食, 孔食等
  - SCC
- 伝熱管支持部
  - 伝熱管と支持材と摺動
  - フレッシング



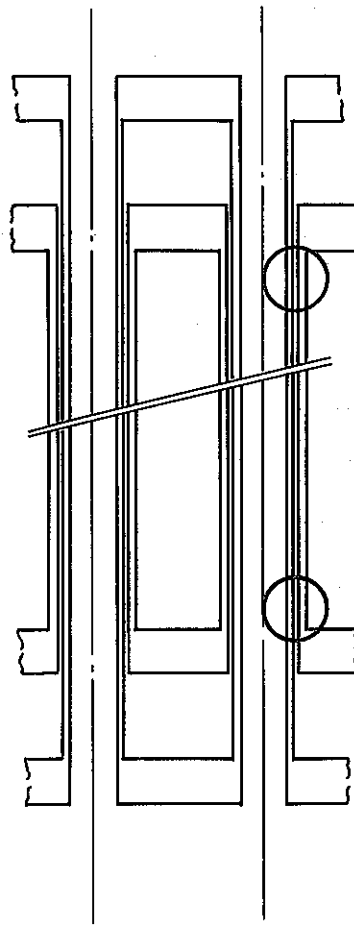


(完全差込み)

(i) 密着二重管

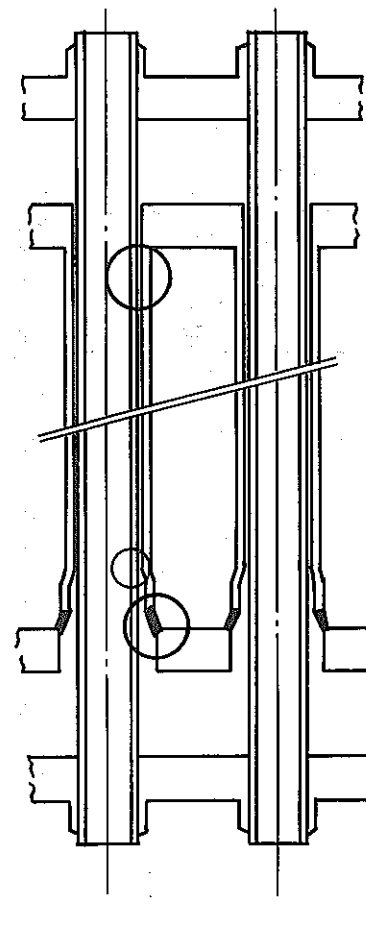


(完全差込み)



(突合せ)

(ii) 多孔質金属入り二重管



(突合せ+一部差込み)

図中◎は、本研究で主開発対象とする完全差し込み型を示す。  
 また、○は、予備的検討対象部位を示す。

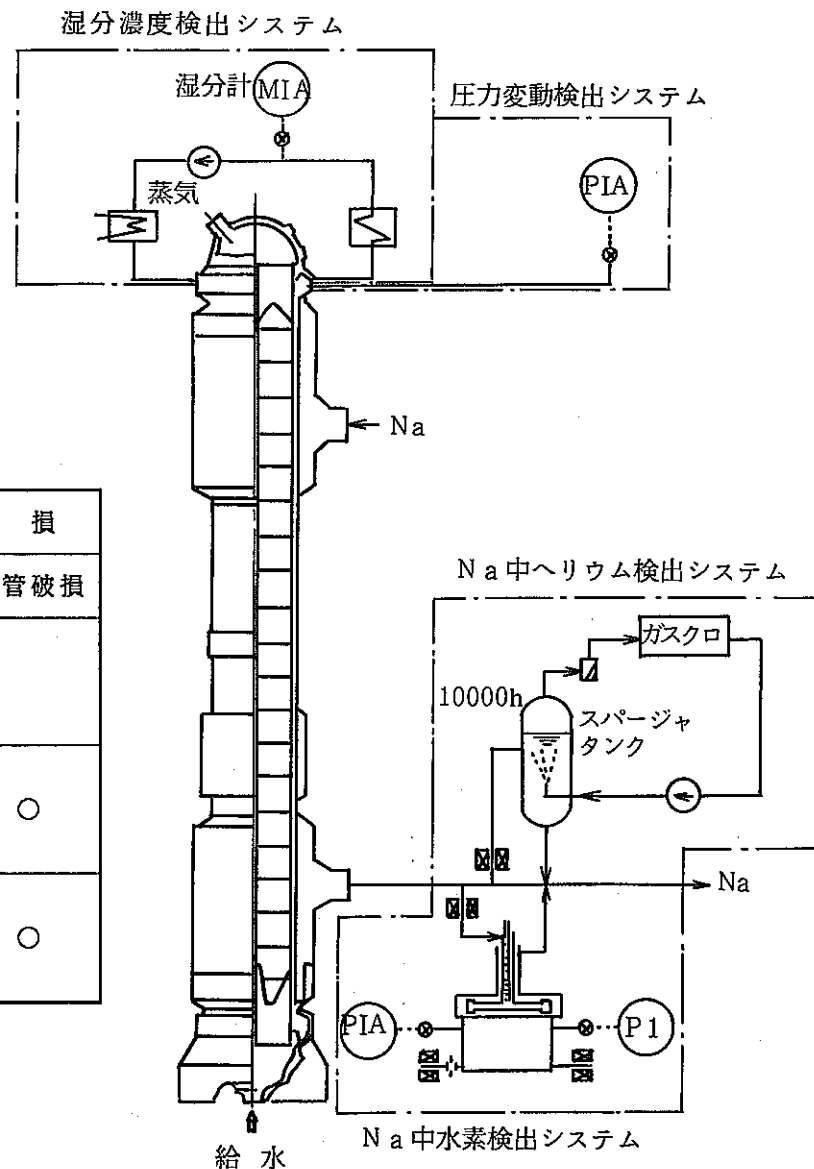
管-管板型式

要求条件

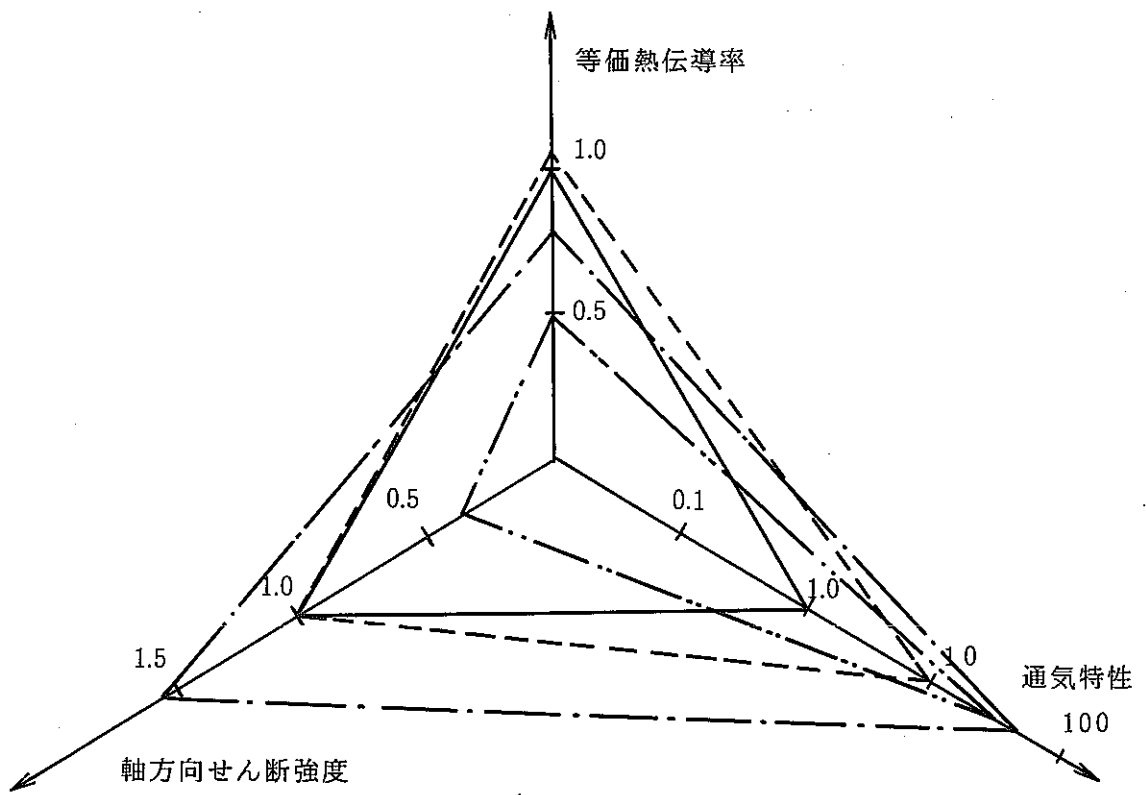
- ・内管（または外管）に破損が生じたとき、外管（または内管）の破損に至るまでに検出できること。
- ・一方のパウダリ破損が継続しても、プラントに悪影響を及ぼす前に検出できること。
- ・リーク検出時間：実現可能な24時以内を設定。

リーク検出システム

検出法	検出対象	検出器	対象破損	
			内管破損	外管破損
湿分濃度検出システム	Heガス中湿分濃度	湿分計	○	
圧力変動検出システム	プレナム内Heガス圧力	圧力計	○	○
Na中ヘリウム検出システム	Na中Heガス濃度	ガスクロ		○



- 密着二重管
- - - - 焼結金属入り二重管
- · — · 代案多孔質金属入り二重管 (I) (組網線)
- · - · 代案多孔質金属入り二重管 (II) (発泡金属)



等価熱伝導率：平均温度約350℃の評価  
 軸方向せん断強度：試験温度500℃の評価  
 通気特性：Logスケールで比較

二重伝熱管特性比較  
 (密着二重管との相対比較で示す。)



付録 7 二重管SG伝熱管リーク評価について

平成元年9月5日

株式会社 日立製作所

1、ヘリカルコイル型二重管SG評価例

a. SG伝熱管リーク事故について

FBRにおけるSGの伝熱管部の破損確率を明確に打出したものは現状無いに等しい。これは軽水炉の場合に比べ、FBR SGは

- ① 運転経験が少ない。
- ② SGの型式が多種多様である。
- ③ SG伝熱管材質も低合金鋼、オーステナイト系ステンレス鋼、高合金鋼等種々のものが用いられている。

等の特徴を有するためである。軽水炉においては、運転経験が豊富であること、SG型式および伝熱管材質がほぼ同様（インコネル600, 800, 690等の高合金鋼が採用されている。）であることから、多くのデータが採取され、統計的にもまとめられている。表1および表2に我国における軽水炉SG伝熱管破損事例および、西独KWU社のSG破損事例を参考として示す。

FBR SGの伝熱管破損確率の検討例としては、我国の原子炉の設計にて、蒸気発生器における伝熱管破損確率について以下のようなデータ<sup>1)</sup>を用いた検討がある。

- (1) 溶接部破損確率  $P_w = 5 \times 10^{-9}$  (回/hr・本)
- (2) 伝熱管部破損確率  $P_p = 1.1 \times 10^{-9} \cdot A$  (回/hr・本)

ここで、A：伝熱管面積 (m<sup>2</sup>)

本値は、CRBRPより引用されており、引用資料は、conf. - 756468 - 1

" Decay Heat Removal for the LMFBR "

しかしながら上式は、軽水炉ベースのものであり、溶接部の破損と同等の重みを伝熱管破損にも与えている。そのため、溶接部での破損事故が支配的（表3参照）なFBR SGへの適用は、必ずしも妥当とは言えない。そこで本検討では、前項にて評価されたリーク検出時間をもとに、FBR SGの水リーク事故の発生確率を、ある値とするための伝熱管に要求される故障率を求め評価を行なうものとする。

b. 水リーク発生確率の考え方

水リーク発生確率を下式にて表わし、水リーク発生確率に対応する伝熱管の故障率を求める。

水リーク発生確率の考え方

$$\text{水リーク発生確率} = \frac{\left( \begin{array}{l} \text{寿命中の外管1本当りの} \\ \text{破損確率} \times \text{伝熱管本数} \end{array} \right) \times \left( \begin{array}{l} \text{リーク検出時間内の内管} \\ \text{破損確率} \times \text{伝熱管本数} \end{array} \right) \times 4 \text{ ループ}}{(1/\text{炉年})} \quad (\text{プラント寿命: 30年})$$

上式にて

- 1. 伝熱管の故障率（破損の割合）は寿命中一定とする。
- 2. 内管と外管の故障率は同一とする。
- 3. リーク検出上クリティカルな外管破損、内管破損を想定する。
- 4. 異なる伝熱管にて外管と内管が破損した場合も考慮する。

c. 検討結果

図1は、水リーク発生確率と伝熱管故障率の関係を示すものである。図中、実線は本研究対象としているヘリカルコイル+フルードヘッド型SGを、また破線は、比較用として3000本の伝熱管を有する直管型SGを示している。

水リーク事故の発生確率を低減するためには、

- ① 伝熱管故障率を小さく抑える。
- ② リーク検出時間の短縮を図る。
- ③ ①と②の組合せ

が考えられ、例えば水リーク事故をリーク検出時間82Hrのまま、BDBA（水リーク発生確率 $\leq 10^{-7}$  1/炉年）にするためには、内管、外管に要求される故障率は約 $3 \times 10^{-10}$  (1/hr)以下となり、非常に高い信頼性が要求される。また、水リーク事故を事故（IV）（水リーク発生確率を $10^{-5}$ 程度とするものとして）とするためには、リーク検出時間を8.5hrとすれば、伝熱管（片側）に要求される故障率は $10^{-9}$  (1/hr)となりEBR-II SGと同程度になる。

〈BBR-II SG について〉

BBR-II SGは蒸発器8基、過熱器2基で構成される二重管SGであり、1965年2月より約23年間無事故で運転されている。

・伝熱管本数 : 73本/基=730本

・運転時間 :  $1.3 \times 10^5$  hr

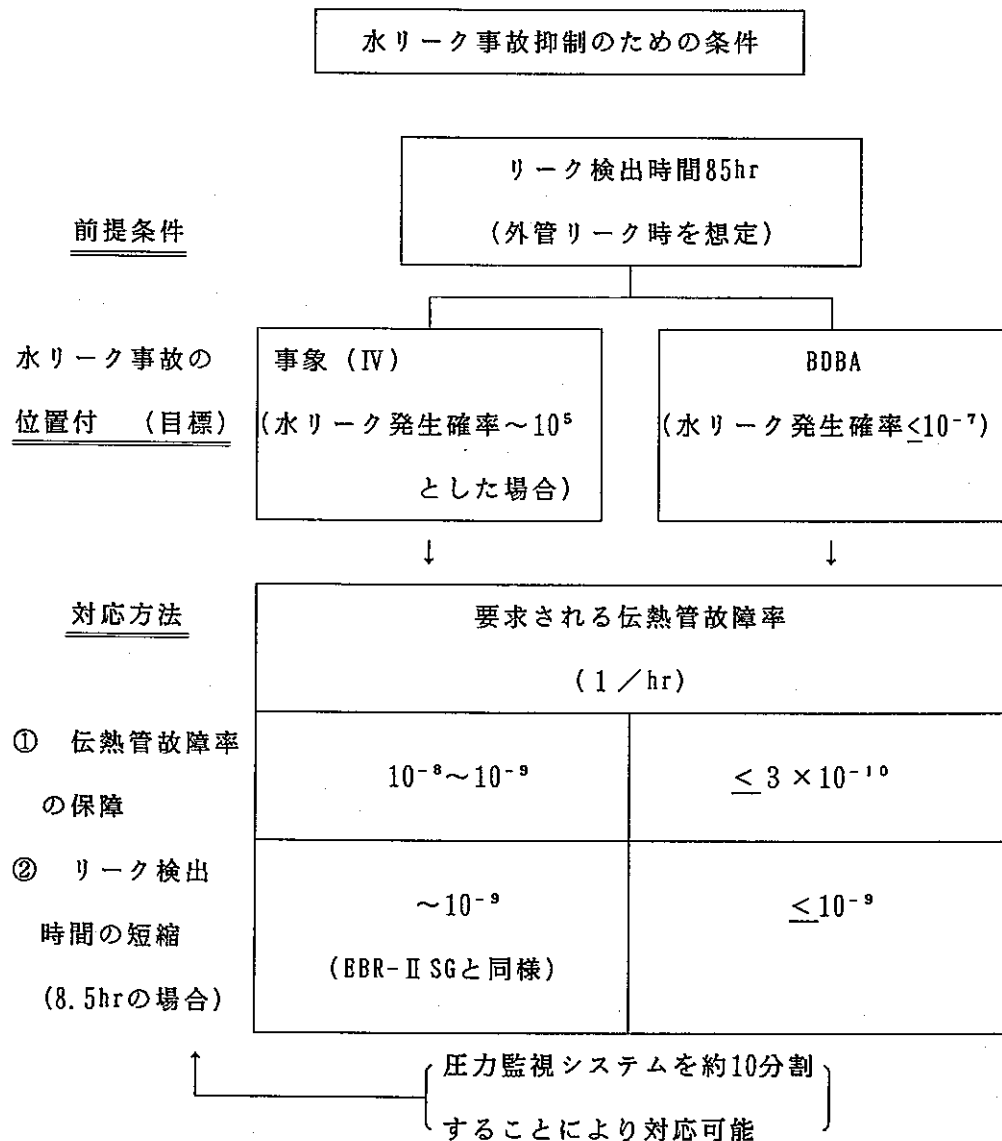
(稼働率65%として)

・リーク経験 : 無し。ただし、ピンホールが1回発見された。

以上より

$$\begin{aligned} \text{伝熱管故障率 (1/hr)} &= \frac{1}{7.3 \times 1.3 \times 10^5} \\ &\approx 1.0 \times 10^{-8} \end{aligned}$$

以上、水リーク事故抑制のための条件についてまとめたものを下図に示す。



↑

{

圧力監視システムを約10分割  
することにより対応可能

}

なお、本検討では初期に外管リークが生じた場合を述べたが、初期に内管リークが生じた場合については、リーク検出時間が約6分であることから、図1より、外管リーク時にくらべ3オーダー近く小さい水リーク発生確率となり、無視できる。

次に、直管型SGとの比較評価を行なう。同一の水リーク発生確率を想定した場合、直管型SGはヘリカルコイル+フルードヘッド型SGに対し、 $1/4 \sim 1/5$ の小さな伝熱管故障率が要求される。ここで伝熱管の破損がすべて溶接部に生じるものとするれば、伝熱管1本当たりの溶接線数の差（ヘリカルコイル型：14ヶ所，直管型：4ヶ所）により、両SGの各溶接部に要求される故障率は同等となる。言いかえれば、各溶接部の故障率が同一ならば、両SGの水リーク発生確率は同等となる。

本SGにおいては、管-管溶接部がNa中に設置されることになるが、これは従来の一重管のSGにおいても同様のことであり、また、伝熱管材質（本SGの場合、Mod. 9Cr-1Mo鋼）のNaとの共存性が良いことが期待され、溶接部についても今後確認すべきではあるが、有意な問題はないものと考えられる。これに対し、直管型SGでは、管-管溶接部をNa中に設置しないため、有利な点もあるが、溶接構造としてすみ肉を用いる点で信頼性評価上難しい要素を含んでいる。

本ヘリカルコイル型SGの各溶接部は突合せ溶接を採用しており、すみ肉溶接に比較し信頼性が高いものとなっている。これを考慮すれば、本ヘリカルコイル型SGは、直管型SG以上の高い信頼性を有することが期待できる。

表1 国内PWR SGの伝熱管破損に関する統計

プラント名	定格出力 (MWe)	伝熱管本数	1984. 1. 1までの統計	
			施 栓 数	SG運転時間 (h)
美 浜 1	340	4426×2	2221	34041
美 浜 2	500	3260×2	364	57534
美 浜 3	826	3388×3	108	43780
高 浜 1	826	3388×3	460	41532
高 浜 2	826	3388×3	598	47250
玄 海 1	559	3388×3	532	54690
玄 海 2	559	3388×3	0	22819
大 飯 1	1175	3388×4	1216	23237
大 飯 2	1175	3388×4	65	26288
伊 方 1	566	3388×4	155	41787
伊 方 2	566	3388×4	0	15891
合 計		100060	5719	408849

⇒ 破損確率  
1.4×10<sup>-7</sup>  
(同/本・時間)

出典 : 原子力安全委員会月報

表2 KIW PWR SGの伝熱管破損に関する統計

プラント名	定格出力 (MWe)	国内	伝熱管本数	1984. 1. 1までの統計	
				施栓数	SG運転時間 (h)
オブリップハイム (KWO)	345	西独	2605×2	458	107329
シュデータ (KKS)	662	"	2993×4	220	87559
ボルセレ	447	オランダ	4234×2	95	73013
ブピリス A	1204	西独	4060×4	169	55419
ネッカーウェストハイム (GKN)	885	"	4052×3	8	48439
ブピリス B	1300	"	4021×4	16	45504
ウンターヴェーザー (KKU)	1300	"	4021×4	0	32869
ゲスゲン (KKG)	920	スイス	4021×4	4	30861
グラフェンラインフェルト (KKG/BAG)	1299	西独	4086×4	0	12640
合	計		114876	970	493633

⇒ 破損確率  
 $1.7 \times 10^{-8}$   
 (同/本・時間)

$$\text{破損確率} = \frac{\text{施栓数}}{\text{伝熱管本数} \times \text{SG運転時間}} \quad [\text{伝熱管あたりの破損確率}]$$

出典 : Nuclear Safety

表3 FBR SRの破損要因

破 損 要 因	事 例						備 考	
	プ ラ ン ト 名	溶 接 部		母 材		材 質		原 因
		Na側	水側	Na側	水側			
S C C	(1) フェルミ炉 (2) PER (EV) (3) ALCO・BLH (4) PNC 1MW SG	○	○	-	-	2¼Cr-1Mo 2¼Cr-1Mo SUS316/インコニル 2¼Cr-1Mo	・洗浄液残留による。 ・水側-熱処理不足による、Na側-溶接初期欠陥 ・腐食疲労又は粒界腐食が原因と推定される。 ・溶接HAZに生じた集中応力等による応力腐食割れとNaOHによる。	
溶 接 欠 陥	(1) BN350 (2) HENGLO 50MWSG (3) KNK (4) GE 2MWSG (SH)		○ ○ ○ ○	-		2¼Cr-1Mo 10CrNi/Nb910鋼 10CrNi/Nb910鋼 2¼Cr-1Mo	・管下部止端部の溶接部不良 ・管-管板部ピンホール等 ・左記鋼種は溶接割れ感受性大 ・微小孔箇所での水による自己閉塞	
伝熱管製造時の欠陥	—	-	-	-	-	—	—	
エロージョン・ コロージョン	(1) PHENIX (給水入口部)	-	○	-	-	2¼Cr-1Mo	・RHへの水滴入り込みにより、肉厚の違うビード部で大きな熱応力が発生。	
腐食物質の局部的 凝縮による腐食	—	-	-	-	-	—	・腐食疲労による。	
熱的および 機械的疲労	(1) フェルミ炉 (2) PHENIX (RH)	○	○			2¼Cr-1Mo SUS321	・管-管なめつけ溶接での予熱・後熱処理の不足 ・溶接ビードの過剰厚みによる。	
サポートとのフレッティング およびウェア	(1) フェルミ炉	-	-	○	-	2¼Cr-1Mo	・液体フレッティングによる貫通孔の発生。	
水・蒸気側酸化腐食 及び腐食膜のスパリング	—	-	-	-	-	—	—	

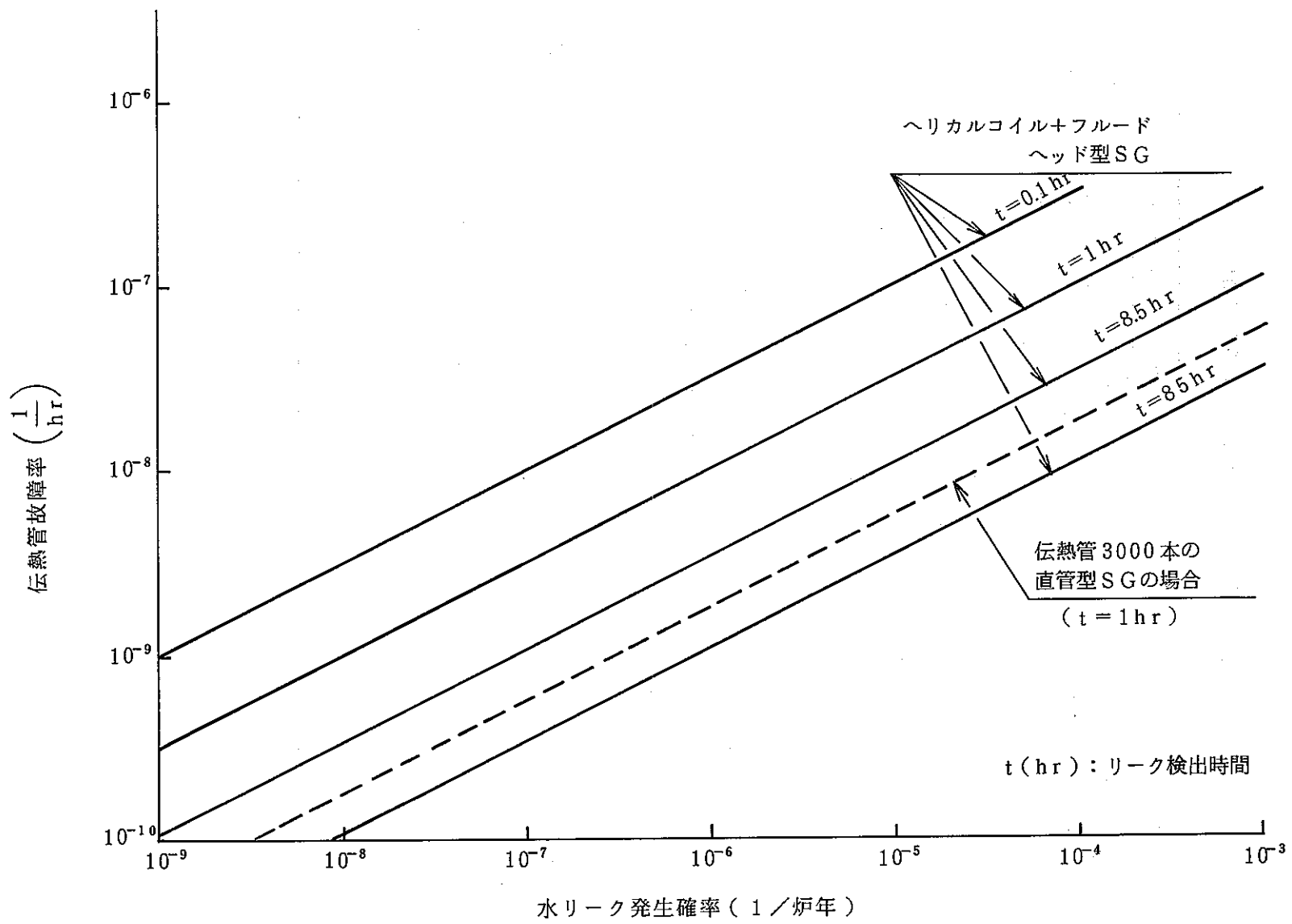


図1 水リーク発生確率と伝熱管故障率の関係



2、二重管SG評価例

表1 貫通破損発生部位とその発生頻度評価例

リーク検出をモニター並とした場合				
内管または外部から進展し貫通破損となる場合	外管	管部	溶接部	
	内管		上部	下部
	管部	$a_1$ $1.0 \times 10^{-5}$	$a_4$ $1.0 \times 10^{-5}$	$a_7$ $1.0 \times 10^{-5}$
溶接部	上部	$a_2$ $1.0 \times 10^{-5}$	$a_5$ $1.3 \times 10^{-5}$	$a_6$ $1.3 \times 10^{-5}$
	下部	$a_3$ $2.1 \times 10^{-5}$	$a_8$ $2.6 \times 10^{-5}$	$a_9$ $2.5 \times 10^{-5}$
貫通破損発生確率（微小リーク） 小計 $1.4 \times 10^{-5}$ (1/年)				
内外管の同時破損（微小リーク）による貫通破損発生 確率 $9.7 \times 10^{-4}$ (1/年)				
合計 $9.8 \times 10^{-4}$ (1/年)				

リーク検出を保護系並とした場合				
内管または外部から進展し貫通破損となる場合	外管	管部	溶接部	
	内管		上部	下部
	管部	$a_1$ $8.8 \times 10^{-9}$	$a_4$ $7.1 \times 10^{-9}$	$a_7$ $7.1 \times 10^{-9}$
溶接部	上部	$a_2$ $7.2 \times 10^{-9}$	$a_5$ $8.7 \times 10^{-9}$	$a_6$ $8.7 \times 10^{-9}$
	下部	$a_3$ $1.4 \times 10^{-9}$	$a_8$ $1.7 \times 10^{-9}$	$a_9$ $1.7 \times 10^{-9}$
貫通破損発生確率（微小リーク） 小計 $9.7 \times 10^{-9}$ (1/年)				
内外管の同時破損（微小リーク）による貫通破損発生 確率 $9.7 \times 10^{-4}$ (1/年)				
合計 $9.7 \times 10^{-4}$ (1/年)				

表2 伝熱管破損確率と2重管SG評価に用いた値

破損原因		破 損 確 率 (1/本・年)				評価に用いた値 (1/本・年)	
		KWR PWR-SG	国内PWR-SG	Na加熱SG	2重管SG EBR-II	内 管	外 管
溶接部破損		$(4.3 \times 10^{-5})^*$	$(3.7 \times 10^{-4})^*$	約 $7.6 \times 10^{-5}$	約 $1.5 \times 10^{-4}$	$3.0 \times 10^{-4}^*$	$2.0 \times 10^{-4}^*$
管      部	一般腐食	約 $3.4 \times 10^{-5}$	約 $5.0 \times 10^{-4}$	—	—	$1.0 \times 10^{-5}$	$1.0 \times 10^{-5}$
	応力腐食	約 $5.5 \times 10^{-5}$ ( $1.2 \times 10^{-5}$ )	約 $4.6 \times 10^{-4}$ ( $0.7 \times 10^{-4}$ )	約 $3.4 \times 10^{-5}$	—	$5.0 \times 10^{-5}$	$5.0 \times 10^{-5}$
	疲 勞	—	—	約 $9.7 \times 10^{-6}$	—	ε	ε
	振 動	—	—	約 $2.5 \times 10^{-6}$	—	ε	ε
	フレットィング	約 $2.4 \times 10^{-5}$	約 $2.5 \times 10^{-6}$	—	—	ε	$1.0 \times 10^{-6}$
	ウ ェ ア	—	—	—	—	$1.0 \times 10^{-6}$	$1.0 \times 10^{-6}$
	管初期欠陥	—	—	—	—	$2.0 \times 10^{-5}$	$2.0 \times 10^{-5}$
	そ の 他	約 $3.6 \times 10^{-5}$	約 $2.5 \times 10^{-4}$	—	—	ε	ε

\* 本表では、伝熱管1本あたり溶接部2ヶ所として整理。  
ε：ほぼ零

表3 検出器に関する故障データ例

機 器	故障モード	故障率 (1/h)	出 典	備 考
圧 力 計	ALL modes	$3.81 \times 10^{-6}$	IEEE-Std500	
湿 分 計	ALL modes	$8.94 \times 10^{-6}$	IEEE-Std500	
ヘリウム計	ALL modes	$1.78 \times 10^{-6}$	IEEE-Std500	
伝 送 器	ALL modes	$2.29 \times 10^{-6}$	IEEE-Std500	
接 点	ALL modes	$3 \times 10^{-7}$	WASH-1400	
警 報 器	ALL modes	$4.62 \times 10^{-6}$	IEEE-Std500	
指 示 計	ALL modes	$4.63 \times 10^{-6}$	IEEE-Std500	
運転員の認知	Several hours	0.01/demand	WASH-1400	

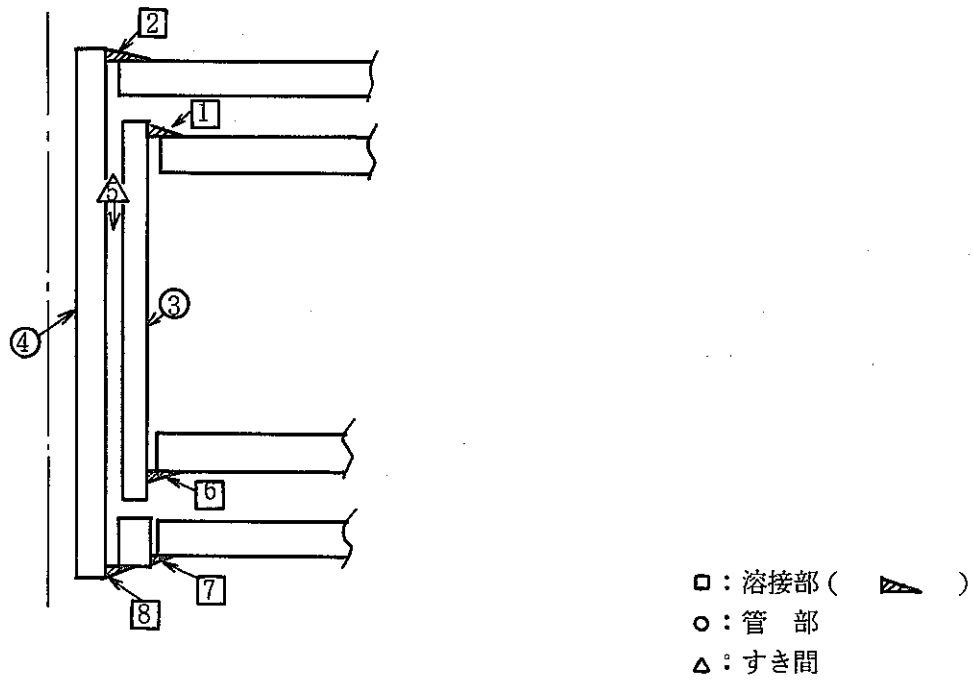


図1 貫通リーク発生確率評価用モデル体系例

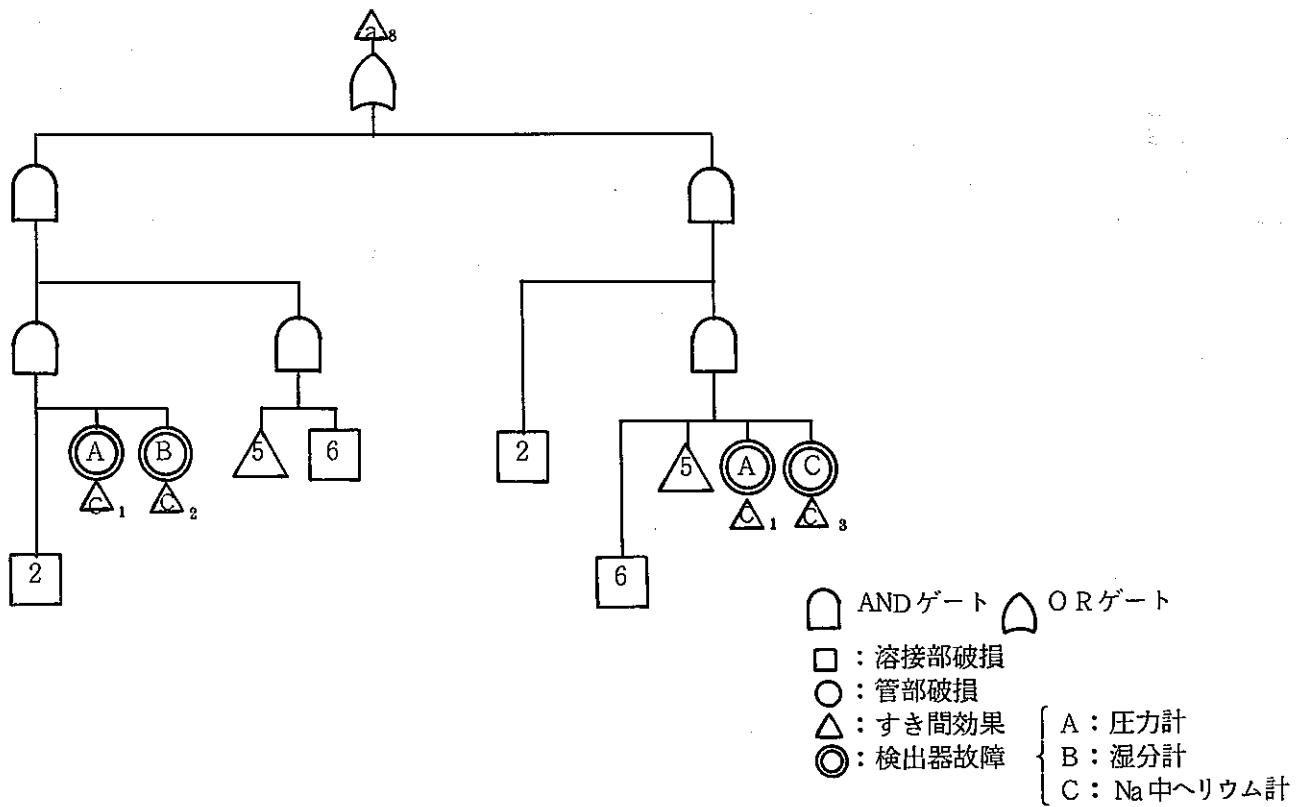


図2 ナトリウム-水反応(貫通リーク)発生フォルトツリー例

貫通リーク発生	水素計警報	水素計自動	音響計	手動ブロー	自動ブロー	最終リーク規模
	$(1.2 \times 10^{-2})$	$(0.078)$	$(0.054)$	$(1 \times 10^{-2})$	$(3 \times 10^{-6})$	

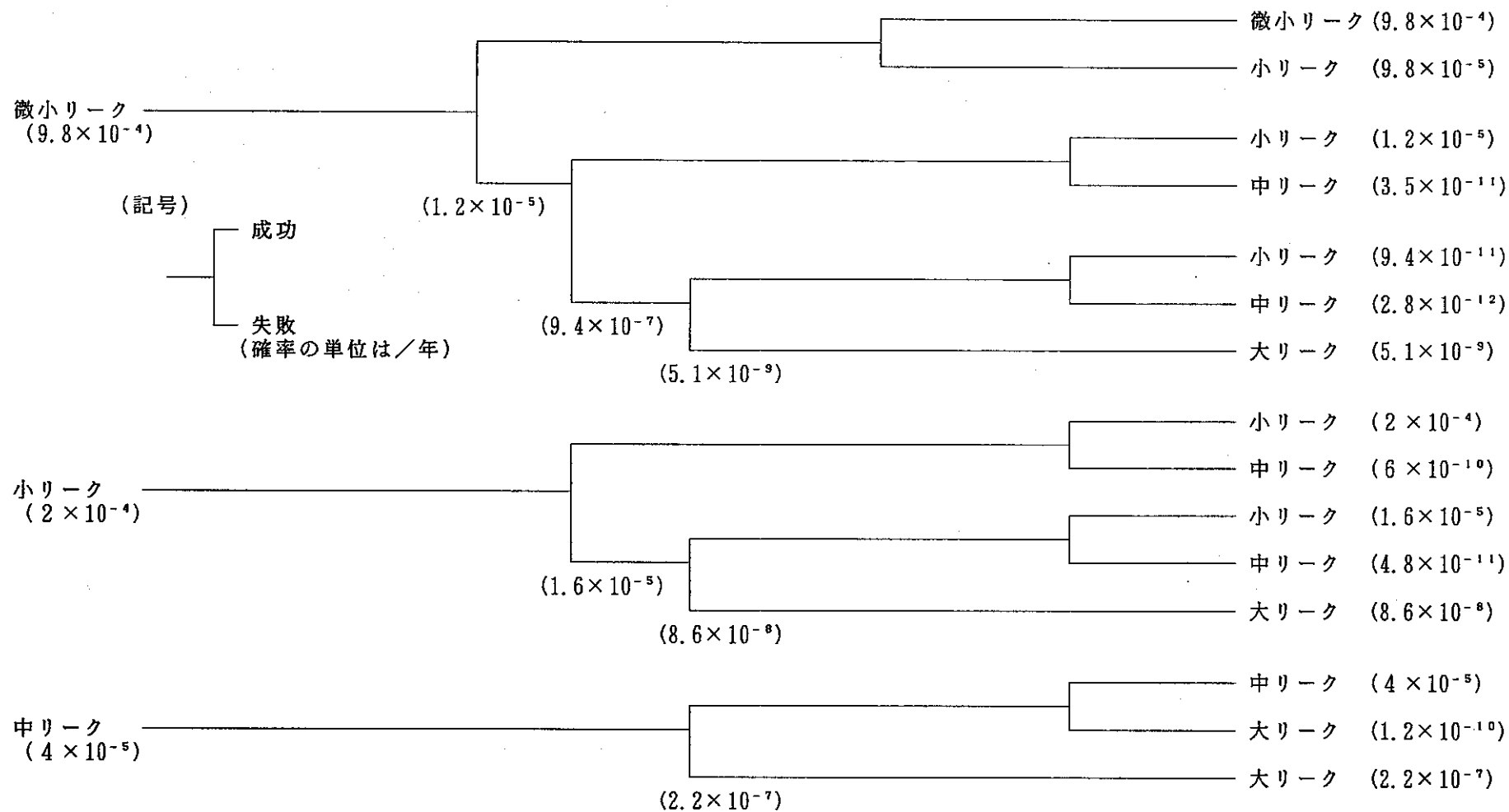


図3 ナトリウム-水反応事故時の事故シーケンス(リーク規模の緩和)評価例

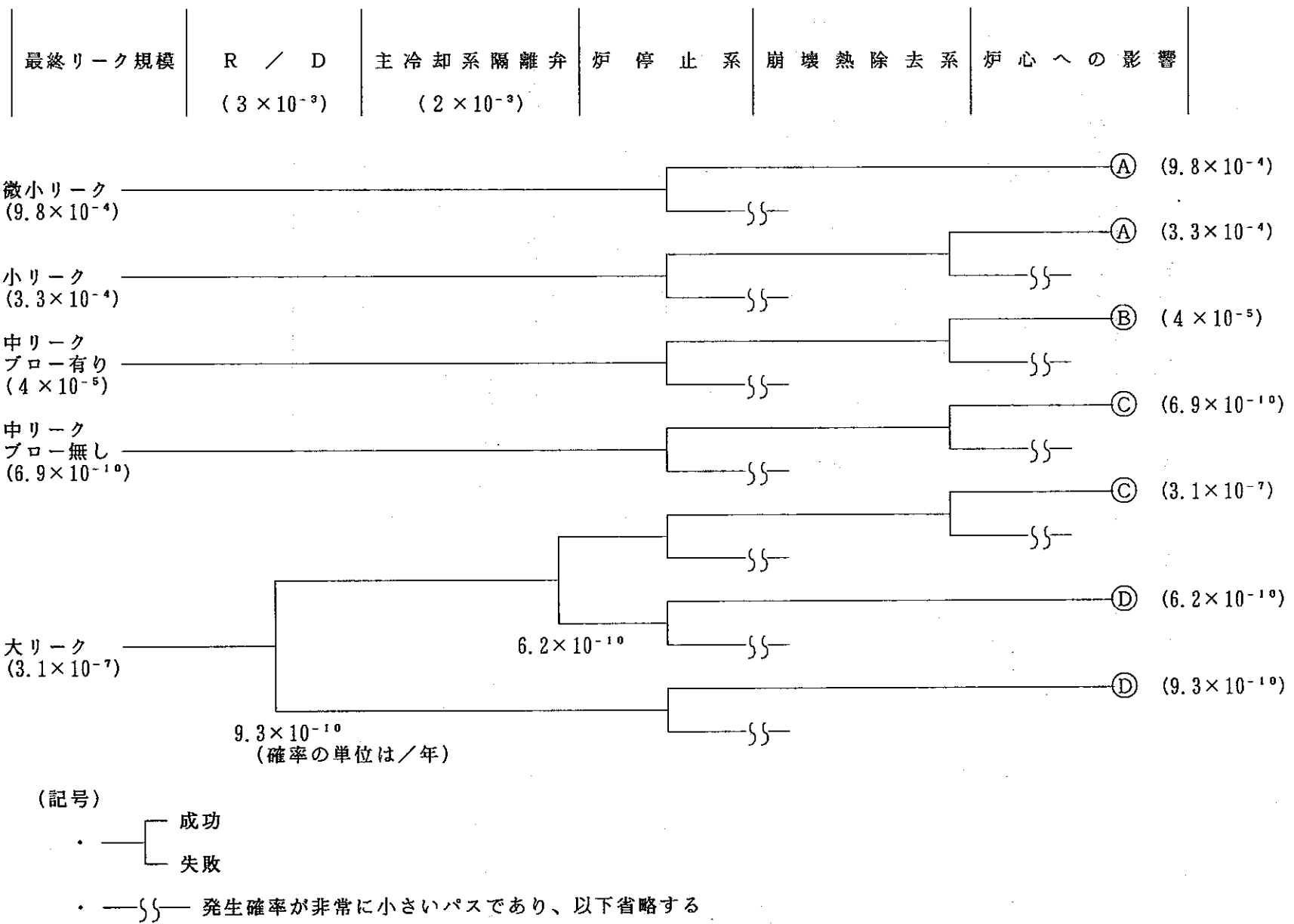


図4 ナトリウム-水反応事故時シーケンス (炉心影響の緩和) 評価例

2. 二重管SG評価例

表1 貫通破損発生部位とその発生頻度評価例

リーク検出をモニター並とした場合				
内管または外部から進展し貫通破損となる場合	外管		溶接部	
	内管	管部	上部	下部
	管部	$a_1$ $1.0 \times 10^{-5}$	$a_4$ $1.0 \times 10^{-5}$	$a_7$ $1.0 \times 10^{-5}$
溶接部	上部	$a_2$ $1.0 \times 10^{-5}$	$a_5$ $1.3 \times 10^{-5}$	$a_8$ $1.3 \times 10^{-5}$
	下部	$a_3$ $2.1 \times 10^{-5}$	$a_6$ $2.6 \times 10^{-5}$	$a_9$ $2.5 \times 10^{-5}$
貫通破損発生確率（微小リーク） 小計 $1.4 \times 10^{-5}$ （1/年）				
内外管の同時破損（微小リーク）による貫通破損発生 確率 $9.7 \times 10^{-4}$ （1/年）				
合計 $9.8 \times 10^{-4}$ （1/年）				

リーク検出を保護系並とした場合				
内管または外部から進展し貫通破損となる場合	外管		溶接部	
	内管	管部	上部	下部
	管部	$a_1$ $8.8 \times 10^{-9}$	$a_4$ $7.1 \times 10^{-9}$	$a_7$ $7.1 \times 10^{-9}$
溶接部	上部	$a_2$ $7.2 \times 10^{-9}$	$a_5$ $8.7 \times 10^{-9}$	$a_8$ $8.7 \times 10^{-9}$
	下部	$a_3$ $1.4 \times 10^{-9}$	$a_6$ $1.7 \times 10^{-9}$	$a_9$ $1.7 \times 10^{-9}$
貫通破損発生確率（微小リーク） 小計 $9.7 \times 10^{-9}$ （1/年）				
内外管の同時破損（微小リーク）による貫通破損発生 確率 $9.7 \times 10^{-4}$ （1/年）				
合計 $9.7 \times 10^{-4}$ （1/年）				

付録 8 62年度原電共研における内外管破損モードの検討



## 付録 8 62年度原電共研における内外管破損モードの検討

62年度原電共研においてPNCプラント安全工学室は、付録5に示した調査結果、フォルトツリーおよび手法を用いて、いままの検討を加え、二重伝熱管の破損率を類推している。上位事象を内外管貫通漏洩、下位事象を疲労破壊、腐食疲労、SCC、応力割れ(stress crackingの訳語と考えられる)、脆化破壊(材料強度の用語としては脆性破壊に対応しているものと考えられる)および初期欠陥として策定されたフォルトツリーを図8-1に示す。本図において、 $t_{im}$ は内管が破損しているにも係わらず漏洩検出が行われない時間、 $t_{om}$ は外管が破損しているにも係わらず漏洩検出が行われない時間、 $t_{i0}$ は同一の伝熱管内で片方の伝熱管が破損してから他方の伝熱管が破損する時間を表す。貫通漏洩①の発生率類推値 $F_1$ は、 $t_{om}$ の時間に微小漏洩から貫通漏洩となる時間、貫通漏洩②の発生率類推値 $F_2$ は $t_{i0}$ の時間に微小漏洩から貫通漏洩となる割合、貫通漏洩③のは発生率 $F_3$ は $t_{om}$ の時間に内管微小漏洩から貫通漏洩になる割合、貫通漏洩④の発生率類推値 $F_4$ は過熱によって高温ラプチャーする割合を表していると考えられるが、構造・材料面からは破壊の推移の分類が必ずしも明確になっていないと感ぜられる。フォルトツリーで用いる破損率を表8-1に示す。

フォルトツリー中ANDゲート $\square$ の破損率出力値 $P_{ANDout}$ を次式で求める。

$$P_{ANDout} = \prod_i P_{event i}$$

ここで $P_{event i}$ は $i$ 番目の独立した破損要因の破損率である。ORゲート $\square$ の破損率出力値 $P_{ORout}$ を次式で求める。

$$\begin{aligned} P_{ORout} &= \prod_i P_{event i} - \Sigma (2つの要素の積) + \Sigma (3つの要素の積) \\ &\approx \prod_i P_{event i} \end{aligned}$$

内外管漏洩率および内外管貫通率の計算式および計算結果を表8-2に示す。

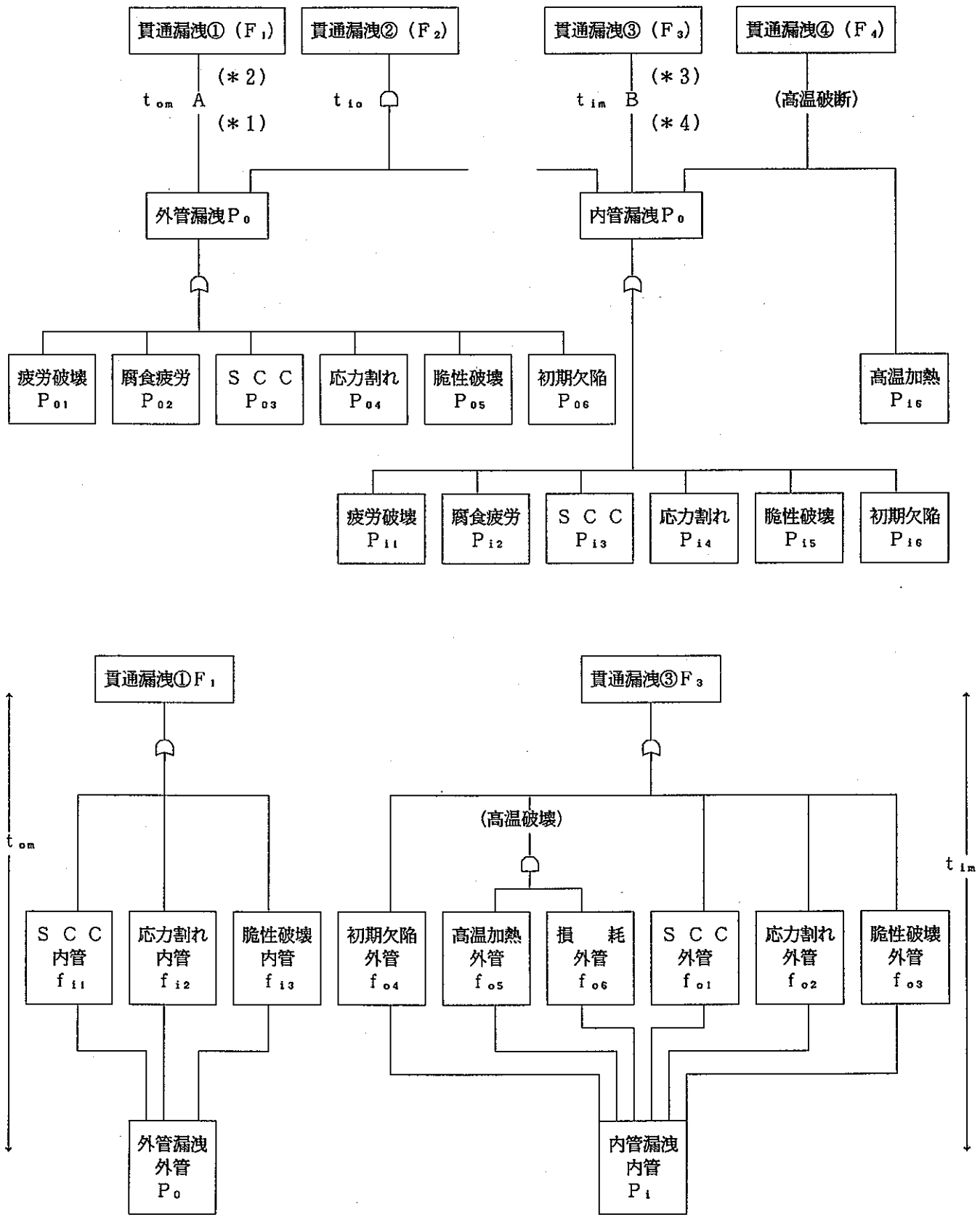


図8-1 二重伝熱管のフォルトツリー

表 8-1 二重伝熱管の破損要因の統計的破損率

破損要因	内管の破損率 (回・本/時間)	外管の破損率 (回・本/時間)	備 考
疲労破壊	$0 \sim 4.66 \times 10^{-9}$	$\approx 0$	内管は単管での値である。外管は、相当する破損例が無い。
腐食疲労	$2.32 \times 10^{-9}$	$2.32 \times 10^{-9}$	単管での値を採用した。
S C C	$0 \sim 2.32 \times 10^{-9}$	$\approx 0$	PPR, 炉での SCC は技術革新故考慮しない。中間系は除湿が十分され、Na側の純度管理が十分と仮定した。
応力割れ	$2.80 \times 10^{-8}$	$2.80 \times 10^{-8}$	単管での値を採用した。
脆性破壊	$9.32 \times 10^{-9} \sim 1.40 \times 10^{-8}$	$9.32 \times 10^{-9} \sim 1.40 \times 10^{-8}$	単管での値を採用した。
初期欠陥	$3.26 \times 10^{-8}$	$3.26 \times 10^{-8}$	単管での値を採用した。
高温・過熱	$\approx 0$	$0 \sim 4.66 \times 10^{-9}$	伝熱性能以上による EBR-II の破損率を採用した。(内管には生じない。)

表 8-2 伝熱管の破損率類推結果

破損モード	計 算 式	発生率	備 考
外管漏洩	$P_o = \sum_{k=1}^6 P_{ok} \quad n = 6$	$7.22 \times 10^{-8}$ $\sim 7.69 \times 10^{-8}$	単管での値
内管漏洩	$P_i = \sum_{k=1}^6 P_{ik} \quad n = 6$	$7.22 \times 10^{-8}$ $\sim 8.39 \times 10^{-8}$	単管での値
貫通漏洩 ①	$F_1 = P_o t_{om} \sum_{k=1}^6 f_{ik}, \quad n = 6$	$2.69 \times 10^{-15}$ $\sim 3.41 \times 10^{-15}$	$t_{om} = 1$ 時間を用いた。
	$\sum_{k=1}^3 f_{ik}, \quad n = 3$	$3.73 \times 10^{-8}$ $\sim 4.42 \times 10^{-8}$	
貫通漏洩 ②	$F_2 = P_o P_i t_{io}$	$8.69 \times 10^{-17}$ $\sim 1.08 \times 10^{-16}$	$t_{io} = 1$ 分を用いた。(内管と外管の破損が独立事象として短期に重なる。)
貫通漏洩	$F_3 = P_i t_{im} \sum_{k=1}^6 f_{ok} + P_i t_{im} f_{os} \times (1 + P_i t_{im} f_{os}), \quad n = 4$	$5.05 \times 10^{-15}$ $\sim 6.26 \times 10^{-15}$ $+ \alpha (f_{os} + f_{os})$	$t_{om} = 1$ 時間を用いた。(内管漏洩後 1 時間は検出されない。) $\alpha = P_i t_{im} f_{os} (1 + P_i t_{im}^2 f_{os})$
	$\sum_{k=1}^6 f_{ok}$	$6.99 \times 10^{-8}$ $\sim 7.46 \times 10^{-8}$	

付録 9 元年度原電共研における体積検査の信頼度

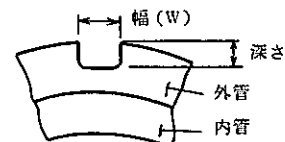
### 付録 9 元年度原電共研における体積検査の信頼度

二重管SGのISI技術の検討として、欠陥付き二重伝熱管の渦電流探傷（ECTと略す）および超音波探傷（以下UTと略す）が行われた。人工欠陥の形状と深さを表9-1に示す。

表9-1 試験体に設けた人工欠陥の形状と深さ

番号	伝熱管タイプ	非破壊体積検査法	人工欠陥			備考
			位置*1	形状	深さ（外管板厚比）*2	
1	密着二重管	渦電流探傷（ECT） 超音波探傷（UT）	—	—	—	欠陥無し
2			溝上部	軸方向角溝*3 (25L, 1.5W)	① 50% ② 90%	放電加工
3			溝-溝中央	同上	同上	放電加工
4			溝-溝中央	ピンホール 3φ	① 50% ② ~100% ③ 90%	放電加工または機械加工。②は内管傷無し。
5			二重管外面	周方向角溝 10W	① 50% ② 70% ③ 90%	機械加工
6			二重管内面	同上	50%	内管肉厚の50%
7			組み網線入り二重管	渦電流探傷（ECT）	—	—
8	—	軸方向角溝 (25L, 1.5W)			① 50% ② 90%	放電加工
9	—	ピンホール 3φ			① 50% ② ~100% ③内外管貫通	No.4と同じ
10	二重管外面	周方向角溝 10W			① 50% ② 70% ③ 90%	機械加工
11	二重管内面	同上			① 50%	No.6と同じ

- \*1 : No.4と11以外は外管外面の表面欠陥。
- \*2 : 密着二重管については人工欠陥の深さを設定するための外管肉厚は、溝高さ分を除いた値を用いるものとし、加工量は組み網線入り二重管の場合と同一とする。
- \*3 : 角溝形状の構造図を右に示す。



UTの欠陥検出性の判定は、無欠陥部における検出値をノイズとして欠陥検出信号のSN比によって行い、SN比2以上で検出可能と判断する。検査結果を表9-2に示す。ECTでは位相角についても考慮し、振幅信号または位相角どちらかで欠陥を検出できれば「検出可能」とみなしているため定量的でなく、全ての人工欠陥が検出された結果となっている。

表9-2 超音波探傷による人工欠陥形状の検出限界深さ

番号	欠陥形状	検出限界深さ % (外管肉厚を1とする。)
1	外管軸方向角溝	~ 50
2	外管平底孔	~ 80
3	外管周方向角溝	~ 10以下