

JAERI-M
7817

フォールト・ツリによる
システム信頼度解析(III)

(多目的高温ガス実験炉の後備冷却系信頼度解析)

1978年8月

鈴木 勝男・小倉 健志*

この報告書は、日本原子力研究所が JAERI-M レポートとして、不定期に刊行している研究報告書です。入手、複製などのお問い合わせは、日本原子力研究所技術情報部（茨城県那珂郡東海村）あて、お申しこしてください。

JAERI-M reports, issued irregularly, describe the results of research works carried out in JAERI. Inquiries about the availability of reports and their reproduction should be addressed to Division of Technical Information, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken, Japan.

フォールト・ツリによるシステム信頼度解析(Ⅱ)
(多目的高温ガス実験炉の後備冷却系信頼度解析)

日本原子力研究所・動力炉開発・安全性研究管理部
鈴木 勝男・小倉 健志*

(1978年7月27日受理)

多目的高温ガス実験炉の後備冷却系の信頼度評価をフォールト・ツリ手法を用いて行なった。得られた主な結論は以下の通りである。

- ① 待機中の後備冷却系に適当な保全・修復を実施すれば、信頼度を著しく向上させることが可能である。また、保全所要期間と最適年間保全回数との関係も見出した。
- ② 稼動状態における後備冷却系非信頼度は冷却水循環ポンプ系統および電源供給系統の各々の非信頼度によってその大部分が占められる。
- ③ 待機中故障率および起動失敗の確率の2つは、循環水ポンプ系統の運転方式設定の際の重要なパラメータである。

その他、信頼度解析上あるいは後備冷却系設計に関する信頼性工学的観点からの今後に残された課題も2, 3まとめてある。

*) 富士電機株式会社

Systems Analysis by Fault Tree Method [III]

..... reliability analysis of VHTR's reserve cooling system

Katsuo SUZUKI and Kenji OGURA*

Division of power reactor projects, JAERI

(Received July 27, 1978)

Reliability of VHTR's reserve cooling system(RCS) has been studied by FAULT TREE method.

Obtained from this study are the following conclusions:

- (1) Adequate maintenance greatly improves reliability of RCS under stanby condition. An optimum annual maintenance frequency is given as a function of maintenance duration.
- (2) Unreliability of the whole RCS in continuous operation is determined by circulating water pump unit and emergency electric power system in RCS.
- (3) Failure rate during standby and start-up failure probability are key parameters in choosing the combination of maintenance and operating mode to increase RCS reliability.

Future works in RCS design and reliability analysis are also indicated from the view point of reliability engineering .

keyword : Reliability analysis, Fault tree method, High Temperature Gas Cooled Reactor, Reserve cooling system, Safty features

* FUJI ELECTRIC CO.,LTD..

目 次

1. はじめに	1
2. 実験炉の後備冷却系	2
2.1 系統概要	2
2.2 系統構成機器の概要	3
3. 後備冷却系の信頼度解析	7
3.1 解析の概要	7
3.2 全体フォールト・ツリの作成	8
3.3 待機状態に於ける後備冷却系信頼度解析	9
3.4 稼動状態に於ける後備冷却系信頼度解析	13
4. 結論と今後の課題	29
謝 辞	30
参考文献	30

C o n t e n t s

1. Introduction	1
2. Outline of Reserve Cooling System	2
2.1 Description of the System	2
2.2 Specification of System Components	3
3. Reliability Analysis on Reserve Cooling System	7
3.1 General Description of Analysis	7
3.2 Fault Tree Construction	8
3.3 Reliability Analysis on RCS under Standby Condition	9
3.4 Reliability Analysis on RCS on Continuous Operation	13
4. Conclusions and Future Works	29
Acknowledgement	30
References	30

1. はじめに

「信頼性の欠如は浪費した時間，経費あるいは不自由に対する心理的影響，ある場合には身体の安全，国家の安全に重大な結果をもたらす。一般に，信頼性の欠如から生ずる経費は単にその故障品目でのみ止まらず，その故障によって引起される関連装置の損傷・破壊の費用も含まれる。信頼性の欠如がもたらす心理的影響は，既に古典的な例となったが，評判の悪いパンガード人工衛星のそれであった。アメリカ合衆国はスプートニク1号によるソ連の成功に打撃を受け，まだ十分にテストされていない宇宙船を使ってソ連と競争しようとしたが，その宇宙船は殆んど要求される性能の限界で作動するものであった。その失敗，それに続く狼狽，そして威信の失墜は非常に深刻であった。……」。これはD.K.Lloyd and M.Lipowの著書“Reliability : Management, Methods and Mathematics”の序論のある一節である¹⁾。

以上は米ソの宇宙開発競争におけるロケット・人工衛星を例として，巨大システムの信頼性の重要性の指摘であるが，これは原子力システムにおいてもそのまま指摘できるものである。

原子力施設の開発にあたって，それが有する大きな潜在的危険性の故に，システム信頼性の確保は特に重要であると考えられる。原子力施設には，周知の如く通常運転時に於けるシステム安全性の確保のための対策のみならず，事故発生時においてもその安全性を確保するため種々の工学的安全施設が設置されている。特に事故を想定した場合には，公衆の安全性を確保するためには工学的安全施設の確実かつ安定な動作が極めて重要であり，工学的安全施設のシステム設計の初期の段階から最適システム解の選択(Selection of Optimum System Solution)が考慮されなければならない。この最適システム解の選択の指標のひとつとしてシステム信頼性評価があげられる。

本報告書はこのような観点から現在，日本原子力研究所で開発を進めている多目的高温ガス実験炉(熱出力50MW，低濃縮ウラン黒鉛減速ヘリウム冷却型熱中性子炉)の工学的安全系のひとつである後備冷却系を対象としてシステム信頼性の解析・検討を行なったものである²⁾。

以下，解析対象の系統概略，解析方法，およびその結果について述べることにする。

2章では多目的高温ガス実験炉の後備冷却系の系統概略および系統構成機器の概要が述べられる。

3章では信頼度解析結果が述べられる。これは待機中の後備冷却系の信頼度解析と稼動中の信頼度解析がその主な内容である。前者の解析では系統の瞬時アベイラビリティ(instantaneous availability)に注目して解析が行なわれる。これは原子炉の事故の発生時点はランダムであり，従って，任意時点における後備冷却系の待機中のアベイラビリティを高く維持することが重要となるからである。後者の解析では高温ガス実験炉の特徴から事故後の後備冷却系による原子炉冷却は長期間に亘ることを考慮し，後備冷却系が定められた期間，定められた機能を喪失することなく稼動し続ける確率すなわち信頼度に注目して行なわれる。

最後に，4章では結論と今後の課題がまとめられている。

2. 実験炉の後備冷却系²⁾

2.1 システムの概略

多目的高温ガス実験炉の後備冷却系（以下ではRCSと略称する）は一次冷却材喪失事故あるいは一次系強制冷却能力喪失事故等を想定した場合に、炉心構造物および原子炉圧力容器健全性を維持するように炉心部からの熱除去するために設けられた設備である。

系統構成は概ねFig. 2.1に図示する通りである。系統は機能的に分離された独立2系統から構成されている。系統の主要部分は①圧力容器上部および側部の冷却パネル（Cooling Panels）、②冷却水循環ポンプ（Circulating Water Pump Units）2台、③循環水冷却器（Cooler）2基、④ホールド・アップタンク（Hold-Up Tank）2基、および⑤計測・制御系等である。

圧力容器の上部および側部の冷却パネルは事故時における圧力容器から輻射伝達によって熱除去を行ない、炉心構造物、圧力容器の健全性を維持しようとするものである。

冷却水循環ポンプはRCSの閉ループ運転時（後述）に冷却水を循環させ循環水冷却器においてRCS冷却水から原子炉UCL系へ熱を伝達する。

ホールド・アップタンクはRCS開ループ運転時（後述）にRCS冷却水流路に通水し、系の水はりを行なうために給水する設備である。

後備冷却系の運転方法は2段階に分かれている。第1段階を開ループ運転段階（Open Loop Operation）、第2段階を閉ループ連続運転段階（Continuous Operation）と言う。

事故発生等の検出によって、後備冷却系起動信号が発生されると、通常運転状態で空だき状態にあったRCS冷却パネルおよび配管へホールド・アップタンクから重力落下によって注水する。この時、廃水ピットへ通じる弁は開状態に維持しておき、冷却後の水はすべて廃水ピット内へ放出される。この冷却モードは循環ポンプが起動完了するまで持続される。これを開ループ運転モードと呼ぶ。この後、冷却パネル、配管内の水はり、循環ポンプ起動成功等の閉ループ運転移行条件が整ったことを確認して廃水ピットへ通じる弁を締切って、開ループ運転から閉ループ連続運転へと移行する。

次に、系統起動の時間的余裕について述べる。

既に述べたように、後備冷却系の運転には、開ループおよび閉ループの二つの運転モードがあり、開ループ運転から閉ループ運転へと移行する。

ホールド・アップタンク内には約20分間の開ループ運転に必要な冷却水が保有されており、閉ループ運転はこの間に起動され、運転に入ればよいと考えられるが、実際には保有水タンク（Water Storage Tank）内に、開ループの7日間運転に必要な水量が準備されているので、開ループ運転による連続冷却は実質上、7日間と考えることができる。これは、すなわち、閉ループ運転に対する起動余裕時間が7日間であることを意味し、閉ループ運転の起動信頼度が十分に高いことを保証するものである。

従って、ここでいう系統起動の時間的余裕（起動余裕時間）とは、事故発生後の開ループ運転に入るまでの時間を意味する。

この起動余裕時間を求めるために行なった1次系配管破断事故に対する事故解析結果をFig. 2.2に示す³⁾。同図に示すように、後備冷却系作動遅れ時間を、10、20、30時間とした場合の燃料最高温度および圧力容器最高温度の時間的変化が示されている。この図によれば、後備冷却系の作動遅れは、燃料最高温度には殆んど影響を与えないが、圧力容器への効果は大きい。

今、事故後に於ける圧力容器温度を設計温度（600℃）以下に保つことを後備冷却系の冷却条件とするならば、後備冷却系起動の時間的余裕として、約20時間程度が許されると考えられる。この時間は、軽水炉の非常用炉心冷却系の作動余裕時間（数秒オーダー）に比して、桁違いに長い時間である。

2.2 系統構成機器の概要

後備冷却系を構成する主な機器の概略を以下に示す。

(1) 冷却パネル

最高使用温度	400℃
冷却管材質	STPA相当材料
冷却管寸法	
上鏡部冷却管	19.0 ^{OD} ×1.6 ^t
胴部冷却管	38.1 ^{OD} ×4.0 ^t

(2) ホールド・アップタンク

基 数	1基/系統
形 式	鋼板製円筒横型開放型
容 量	20m ³ /基

(3) 循環ポンプ

基 数	2基/系統（1基は予備）
形 式	遠心式渦巻ポンプ
容 量	57.3 ton/hr
揚 程	約4 kg/cm ²
駆 動 機	誘動電動機（15kW）

(4) 冷却器

基 数	2基/系統（1基は予備）
形 式	シェルアンドチューブ型
電熱面積	約40m ²
最高使用圧力	5 kg/cm ² abs
最高使用温度	200℃
伝熱管材質	STB相当

伝熱管寸法	15.9 ^{OD} × 2 ^t
伝熱管本数	91本
伝熱管配列	22mmピッチ千鳥格子
胴材質	S T S 相当
胴寸法	267.4 ^{OD} × 6.4 ^t

なお、設計条件は以下の通りである。

除熱量	1 MW
冷却水入口／出口温度	60／45℃
冷却水流量	57.3 ton/hr
冷却水圧力	約5 kg/cm ² abs
原子炉UCL水入口／出口温度	35／45℃
原子炉UCL水流量	86.0 ton/hr
原子炉UCL水圧力	約1 kg/cm ² abs

(5) 保有水タンク

容量	2500m ³
形式	コンクリート製鋼板内張開放型

(6) 補給水ポンプ

基数	2基／系統
形式	遠心式渦巻ポンプ
容量	20 ton/hr
揚程	約4 kg/cm ²
駆動機	誘導電動機 (5.5 kW)

(7) 配管

(a) 循環水ライン

材質	S T S 相当
寸法	139.8 ^{OD} × 6.6 ^t

(b) 補給水ライン

材質	S T S 相当
寸法	89.1 ^{OD} × 5.5 ^t

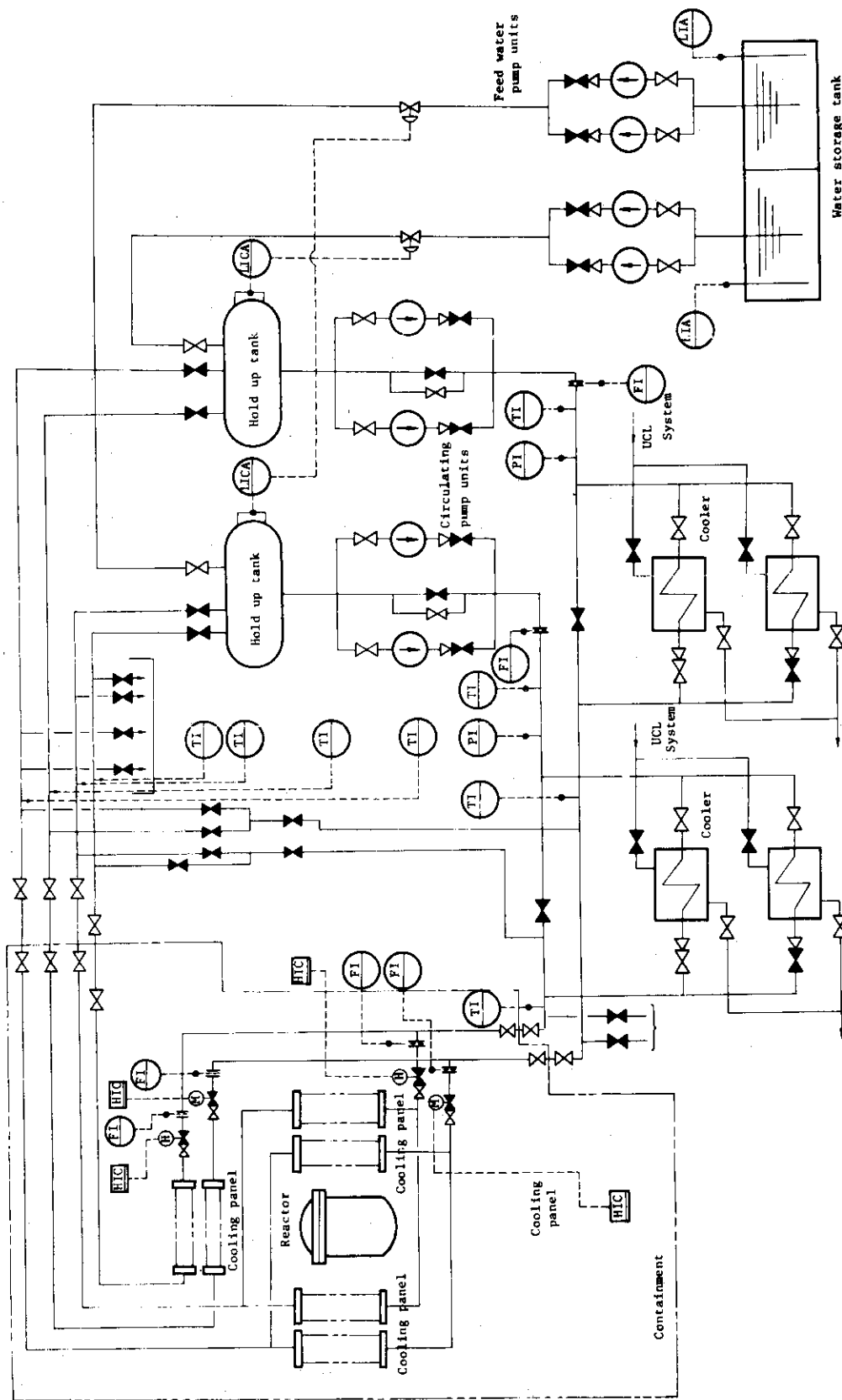


Fig. 21 Process Flow Diagram of Reserve Cooling System.

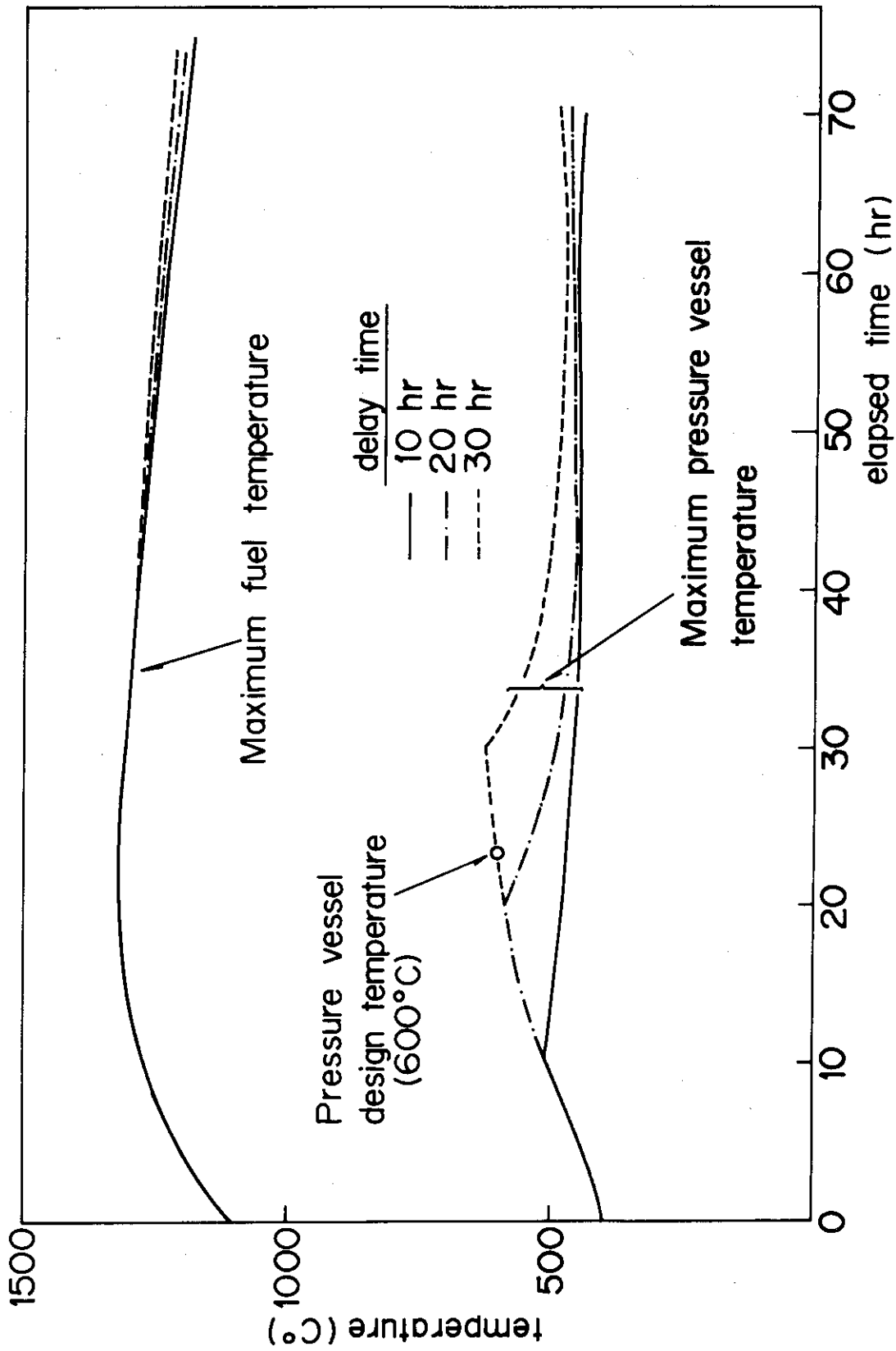


Fig. 2.2 Maximum temperatures of fuel and pressure vessel under various delayed operations of reserve cooling system after accidents.

3. 後備冷却系信頼度解析

3.1 解析の概要⁴⁾

一般に、あるシステムの信頼性を検討しようとするとき、まず、どのような信頼性工学的特性に注目するかを決定しなければならない。次に、この特性の評価にあたって適切な信頼性尺度の設定を行なう必要がある。これらは単にシステム信頼度解析を行なうのみでなく、この結果をシステム設計者にフィード・バックさせ、システム信頼度の改善向上を行なう上で有用なデータとならう。

まず、後備冷却系(RCS)の故障を次の3つの運転段階に分けて検討する。

- ① 待機中故障(RCS起動信号発生前)
- ② 起動失敗(RCS起動信号発生時点)
- ③ 連続冷却時故障(RCS起動後)

「待機中故障」は常時待機系であるRCSにとっては重大である。RCSは原子炉施設の不測の事故に対する最終的原子炉冷却系であり、待機中に故障する確率を極力低く抑えなければならない。このためにRCSに対してとられる信頼性操作(Reliability Operation)として保全活動がある。待機中のRCS故障の解析では、年間保全回数と系統信頼度との関連を明らかにし、現設計の保全計画(年一回の炉停止期間に保全実施)が妥当であるか否かの検討を行なう。

「連続冷却時故障」の解析では系統信頼度と系統運転方式、特に、動的機器の運転方式、保全形態に注目してその関連を明らかとするものである。これは今後、系統の運転方式を決定してゆく際の信頼性工学的側面からの基礎データとなる。既に述べたように、RCSは一次冷却系の強制冷却能力の喪失時に於ける最終的熱除去系であり、その除熱必要期間は約6ヵ月から1年程度と考えられている。このような長期間の連続運転においては、循環水ポンプの如き動的機器および電源系の信頼度がRCSの系統信頼度を支配するであろうと予想される。連続冷却時故障すなわち稼動状態における後備冷却系の信頼度の解析では、RCS信頼度のある水準以上に維持するためには、動的機器の運転・保全形態のどのようなものが望ましいか、あるいは電源系統信頼度の影響等も併せ検討し、今後のRCS設計への有用なデータを得ることを目的としている。

次に「起動失敗」であるが、これはRCS作動が要求された時、開ループ運転の起動ができないという事象を指している。この事象は①運転員が検知できる原因に基づく故障と②運転員が検知し得ない原因に基づくものとに起因する。前者は待機中故障に属するものがその大部分を占めると考えられるので、待機中故障の検討で扱われる。後者に属する原因として、例えば、設定点調整ミスによる過電流トリップ、あるいは、急激な負荷増大によるトリップ等があげられる。この場合、トリップ後、再起動の処置をとることによって系統起動の可能性があり、また、2.2節で述べたように、軽水炉等と異なり実験炉の後備冷却系の起動余裕時間は十分に長

い。これは、再起動の処置として多数回の試みを可能とし、起動失敗の確率を十分に小さくすると考えられる。このような理由から起動失敗の事象は今回の検討では省略することとする。

最後に、RCS系統信頼性評価において、どのような信頼性尺度を取上げて検討するかについて述べる。この尺度はRCSに要求されている最も重要な機能の信頼度が適切に評価できるものでなければならない。

原子炉施設における事故想定はランダムな発生時点を前提としているため、待機中のRCSの重要な信頼度特性はアベイラビリティである。すなわち、事故はランダムな時点で発生すると仮定されるので、任意時点において待機中RCSが故障していない確率 (instantaneous availability) が重要となるのである。一方、稼働中のRCSに要求される機能は、ある定められた期間、中断することなく原子炉を冷却することであるので、この状態でのRCSの重要な信頼度特性は狭義の信頼度 (reliability) である。

本解析に使用した計算コードは、筆者らが開発したフォールト・ツリに基づく信頼度解析コード“FALCOM”である^{5),6)}。本計算コードの主な特徴は以下の通りである。

- (i) 系統の故障は、それを最終事象としたフォールト・ツリで展開される。
- (ii) 最小切断集合を短時間で効率的に求められる。
- (iii) 系統構成要素として、「基本要素」(系統を構成する他の機器と機能的に独立な単一機器)および「部分系統」(系統の一部を構成する特定機器の集合であり、それらの機器が機能的に相互関連を有しているもの)の2種を考慮できる。
- (iv) 「部分系統」として取扱う部分の解析にはマルコフ過程を適用する。
- (v) 系統構成機器の故障時間分布、修復時間分布はすべて指数分布にしたがうものとする。
- (vi) 「基本要素」および「部分系統」には運転中の保全効果あるいは定期的保全効果も考慮できる。

なお、計算コード“FALCOM”の詳細については、参考文献(6)を参照されたい。

3.2 全体フォールト・ツリの作成

システムの信頼度解析を行なう場合に、最も基本的かつ重要な問題はシステムに要求されている機能をどのような観点から捉え、それをどのようにモデル化するかという点である。このモデル化の過程では、検討対象とする事象の特性から、システム構成機器を重要なものとそうでないものに適宜分類して、実システムを出来るだけ単純化することが望ましい。

多目的高温ガス実験炉の後備冷却系(RCS)は、一次冷却材による強制循環炉心冷却が不可能な事故時に、圧力容器の上部および側部に設置した冷却パネルによって原子炉の熱除去を行なうものであり、その系統構成はFig.2.1に示す通りであることは既に2章で述べた。

今回の検討対象とする事象は「RCSの冷却能力喪失」である。この事象を検討するために、Fig.2.1にもとづきFig.3.1に示すような簡略系統モデルを作成した。このモデル化に関する基本的考え方は次の通りである。まず、第1に、2.2節で既に検討したように、RCSは機能的に完全に独立な2系統から構成されている。但し、電源系およびUCL(Utility Cooling Loop)系は各々の系統に共通である。第2は、RCS機能チェックのためのテスト系統、消

防用水系統の故障はRCS機能・性能には特に影響を及ぼすものではないと考える。第3に、逆止弁と隔離弁が直列に入っている箇所、たとえばRCS給水ポンプ出口側、冷却器出口側等は1個の弁で代表するものとする。

Fig.3.1における弁の状態はRCS待機中のものを示している。

次に、Fig.3.2に全体フォールト・ツリを示す。図に示すように、最終事象は「事故発生から事故収拾までの期間に於けるRCSの冷却機能が喪失すること」である。先に述べたように、RCSは100%容量をもつ独立な2系統（今後RCS(A)、RCS(B)と呼ぶ）から構成されているので、最終事象は「RCS(A)の機能喪失」と「RCS(B)の機能喪失」の積事象で表わされる。これ以後のフォールト・ツリの展開は3.1節で述べたように事故発生時点との関連で、「待機中」、「起動時」、「連続冷却期間中」の各々の故障の3つの事象分類によって行なわれる。この全体フォールト・ツリでは、最後の「連続冷却期間中故障」事象に対して、RCSの起動後のRCS運転状態の経時変化に従って、更に3つの分岐・展開が示されている。すなわち、①開ループ運転開始後20分間の故障、②開ループ運転後20分以降7日間の故障、および③開ループ運転後7日以降における故障、の3つの分岐で示される。

①の事象は開ループ運転中のRCSの故障を示す。これは一旦起動した系統が20分間という短時間に故障する事象であり、②および③に比較して、その確率は極めて小さいと考えられる。従って、ここでは、ツリ展開も簡略なものとしている。

②の事象に関しては、閉ループ運転が起動する時刻 T_0 に着目して、2つの分岐を行なっている。すなわち、「開ループ運転は成功したが、7日間以内に閉ループ運転に移行できない」という事象と「閉ループ運転に移行できたが、7日間以内にそれが機能喪失する」という事象である。前者は、「7日間、閉ループ運転に入れない」事象と「7日間以内に開ループ運転の機能喪失が生ずる」事象の重ね合せで表現される。後者はその原因を静的機器の破損による冷却水喪失と循環ポンプの連続運転中の故障の2つに分けて考えている。

③の部分は、開ループ運転成功後7日以降の閉ループ連続運転中の故障を示すものであり、フォールト・ツリ展開の考え方は、静的機器破損と循環ポンプの連続運転中故障としている点で②の後者と同様である。

以上が、後備冷却系の冷却能力喪失という事象を最終事象に設定したフォールト・ツリ展開の説明である。次節以降では、3.1節で考察したように、全体フォールト・ツリのうち、「RCS待機中故障」および「RCS連続運転中故障」を対象とした信頼性解析について述べる。解析に必要となるであろう更に詳細なフォールト・ツリは、そこで述べられる。

3.3 待機状態に於ける後備冷却系信頼度解析

後備冷却系の待機中信頼度の解析は後備冷却系に作動が要求される時点でそれが健全である確率（系統信頼度）と後備冷却系に実施される年間の保全回数との関連を明らかにして、現在の設計で設定されている保全計画の妥当性を検討することを目的として行なわれた。このため、解析上のパラメータとして、

- ① 年間のRCS保全回数

② 各保全に要する時間

の2つを選び、それぞれ、0～8回/年(保全回数)、2～7日/保全(保全時間)の範囲で検討を行なった。

以下に、解析上のモデル・仮定、解析結果等について順次説明する。

(1) 解析モデルおよび仮定

Fig. 3.1に示す後備冷却系簡略系統図にもとづき次のような解析上の仮定をおく。

- ① 待機中故障事象としては定期的に実施する点検・試験で検知されるものと仮定する。故障事象としては「開ループ運転起動の失敗に関連する機器の待機中故障」、「閉ループ運転移行に関する機器の待機中故障」および「給水ポンプ起動の失敗に関連する機器の待機中故障」の3つを検討対象とする。
- ② 「開ループ運転起動の失敗に関連する機器の待機中故障」については、原子炉プラントの停止を必要とせずに修理・修復可能な故障とそうでない故障とに分類できると仮定する。具体的には、格納容器内の配管、冷却パネル、弁が後者に属する。
「閉ループ運転移行に関連する機器の待機中故障」は「弁類の開失敗」および「循環水ポンプの起動失敗」に分けられると考える。同様に、「給水ポンプの起動失敗に関連する機器の待機中故障」は給水ポンプおよび弁の破損に分けられると仮定する。
- ③ 電源供給系は後備冷却系の構成要素とはみなさない。これは、後備冷却系の待機中故障の検討では除外する。すなわち、電源供給系の全電源喪失の確率(非信頼度)はRCS稼動状態において重要であり、RCS待機中の故障の検討からは切離せるものである。
- ④ 工学的安全系の保全に対しては、通常種々のインターロックが設けられているが、本解析ではインターロック条件を無視できるものと仮定し、定められた期間、定められた回数の系統保全が可能であるとする。
- ⑤ 保全は完全保全である。また事後保全では故障はただちに検知される。

(2) 詳細フォールト・ツリおよび信頼性データ

待機中の後備冷却系の信頼度解析のため、全体フォールト・ツリ中の「待機状態における故障」事象を更に展開する必要がある。作成したフォールト・ツリはFig. 3.3～3.7に示したものである。

まず、Fig. 3.3は(1)の仮定に基づき、最終事象「RCS待機中故障」を3つの事象(故障)；「開ループ運転起動失敗に関連する機器の待機中故障」、「閉ループ運転移行に関連する機器の待機中故障」および「給水ポンプ起動失敗に関連する機器の待機中故障」の和事象で表わしたものである。

Fig. 3.4はFig. 3.3の「開ループ運転起動失敗に関連する機器の待機中故障」を更に展開したものであり、「冷却水喪失」事象と「弁の開失敗」事象とからなる。後者に関連するものとして、VA.2, VA.4, VB.3, VB.4, VC.5(弁の記号はFig. 3.1を参照)の待機状態に於ける故障が扱われる。前者の冷却水喪失の事象は弁・配管の破損事象であり、Fig. 3.5の如く、フォールト・ツリが更に展開されている。これは、系統構成図に基づいて冷却パネル部破損、ホールド・アップタンク部破損、冷却器(cooler)系破損、循環ポンプ系破損および補給水ポンプ系破損の和事象で示されている。

Fig.3.6はFig.3.3の「閉ループ運転移行に関連する機器の待機中故障」を更に展開したものであり、「弁操作失敗」と「循環水ポンプ起動失敗」事象とに分析したものである。

Fig.3.7は、同様にFig.3.3の「給水ポンプ起動失敗に関連する機器の待機中故障」を給水ポンプおよび弁故障の事象で展開したものである。

フォールト・ツリの各基本事象の下に記されている値は、それぞれの故障率 λ (1/hr)である。また各基本事象の略称は系統簡略図Fig.3.1に示される記号と対応するものである。

次に、信頼性データについて述べる。本解析で使用した故障率データはTable 3.1にまとめられている。但し、待機中の機器故障データの蓄積は極めて少なく、直接適用できるデータは殆んどない。従って、ここでは、Reactor Safety Study, App. III Failure Data (WASH-1400)⁹⁾ および日本造船研究協会報告書¹⁰⁾による機器運転条件下の故障データを検討して、それらの値を1桁下げたものを待機中故障データとして使用することとした。この点に関しては今後のデータ蓄積の努力をするとともに再検討する必要がある。

Table 3.1 Failure and Repair Data of Components under Standby Condition

Component	Failure mode	Failure Data (λ :hr ⁻¹)	Repair Data (MTTR:hrs)	Reference	
				λ	MTTR
Pipes(>3")	Rupture	10^{-10}	24	(9)	(10)
Pipes(<3")	Rupture	10^{-9}	24	(9)	(10)
Valves (MOV)	External Leak	10^{-8}	20	(9)	(10)
	Plugging	$10^{-4}/d$	12	(9)	(10)
	Loss of Function	2×10^{-7}	20	(10)	(10)
Check Valves	External Leak	10^{-8}	12	(9)	(10)
	Fail to Open	10^{-4}	12	(10)	(10)
Cooling Panel	Rupture	2×10^{-7}	∞	Pipe data (<3") × 200	
Hold-up Tank	Rupture	10^{-10}	24	pipe (>3") のデータ	pipe (>3") のデータ
Cooler	External Leak	2×10^{-7}	20	(10) HXのデータ	(10) HXのデータ
Circulating pumps	External Leak	10^{-8}	24	(9)	(10)
	Fail to run	3×10^{-5}	24	(9)	(10)
	Fail to start	$10^{-4}/d$	24	(9)	(10)

(3) 解析結果および検討

後備冷却系の2系統：RCS(A), RCS(B)の待機中保全を約2カ月毎に交互に行なった場合、すなわち、年間保全回数5回、保全期間を7日と想定した場合の結果を一例としてFig.3.8に図示する。この図は横軸にRCS待機時間を、縦軸にRCSのアン・アベイラビリティをとったものであり、待機中アン・アベイラビリティの経時変化を示したものである。図中の破線のグラフは待機中、後備冷却系に全く保全を実施しない場合のアン・アベイラビリティの変化を示すものである。実線が上述の保全計画に従って保全を実施した場合のものである。

これら2本のグラフを比較すると、年間5回の保全期間中を除いては、保全を実施した場合の方がアン・アベイラビリティは低く抑えられ、運転開始後1年目ではその差が1桁程度生じており、保全の効果が明らかに認められる。保全期間中、実線グラフのアン・アベイラビリティが極めて大きくなっている(10^{-2} 程度)のは、後備冷却系2系統(RCS(A), RCS(B))のうち一方を切離して、保全を実施しているためである。

今、原子炉側の事故の発生が時間的にランダムである点を考えれば、たとえ、その事故発生の確率が極めて小さいとしても、原子炉プラント運転の全期間を通して、待機中の系統のアン・アベイラビリティを充分低く抑える必要があるだろう。しかし、このアン・アベイラビリティをどの程度低く抑える必要があるかの定量的数値は保全期間中の事故発生の確率をも考慮して定めるべきものであり、設計思想、リスク解析等とも密接に関連するものである。これらの興味ある点の考察は今後の課題として、以下では、系統アン・アベイラビリティの時間平均値を尺度として、保全効果の検討を行なうこととする。

Fig.3.9は横軸に後備冷却系に対する年間保全回数、縦軸に、待機期間中の平均アン・アベイラビリティをとり、各保全に要する期間をパラメータとして示した図である。図中、破線グラフは保全を一度も施さない場合のものである。従って、この図から、系統アン・アベイラビリティの時間平均値を尺度とした場合、この破線グラフの下側の実線部分グラフに対応するパラメータ範囲が有効であると判断される部分である。例えば、保全に要する期間(TM)が4日以上の場合には、保全回数にかかわらず実線部は破線グラフの上側にあり、従って、保全効果を期待することは出来ないと結論される。

また、保全に要する期間が3日以下の場合には、破線グラフの下側に実線グラフが存在し、従って、保全効果が期待できる。更に、この場合、各々の保全期間(TM)に応じて、系統アン・アベイラビリティを最小とするような年間保全回数が存在することがわかる。例えば、保全期間が3日間である場合には、年間保全回数を3回とすれば、待機時間平均のアン・アベイラビリティを最小とすることが可能であり、この意味で最適年間保全回数は3回となる。保全期間が2日の場合には最適保全回数は4回となる。

多目的高温ガス実験炉第1次概念設計では、後備冷却系に対する保全計画として、年一回の原子炉定期点検時に保全を実施することになっている。この点については今回の解析結果からみて、検討の余地があると考えられる。すなわち、現在設定されている保全計画に従った場合、系統の平均アン・アベイラビリティは約 4×10^{-4} となるが、この待機中アン・アベイラビリティが後備冷却系全体の信頼性の観点から検討して、どの程度の寄与となっているかを定量的に明らかとし、あるいは、安全解析、リスク評価上の検討をも加えて、もしこれをより小さくす

る必要があるならば、保全回数を増加させて、アン・アベイラビリティを小さくする方向での検討もまた意味あることである。

3.4 稼動状態における後備冷却系信頼度解析

事故後、長期間冷却に入った後備冷却系の故障モードを動的機器故障と静的機器故障に分類してみると、前者に属するものに、冷却水循環ポンプ故障、冷却器の2次側通水を行なっているUCL系ポンプ故障および非常用電源系としてのディーゼル発電機故障がある。後者に属するものとしては、冷却パネル、冷却器(cooler)、ホールド・アップタンク、弁および配管等があげられる。

既に述べたように、後備冷却系による原子炉冷却は数カ月から1年にも亘る長期間であり、このような場合、系統の信頼度を支配するものとして、動的機器故障の寄与が大きいと考えられている。特に動的機器の運用、換言すれば、設定された運用・保全計画如何によって、後備冷却系信頼度が大幅に異なると言える。

本節では、第1に、この点に注目し、特に、冷却水循環ポンプ系(Circulating Pump Unit)の系統信頼度とその系統の保全形態との関連を明らかとする解析を行なう。次に電源系および静的機器故障等も含めて、後備冷却系全体の信頼度の解析結果を示す。

(1) 解析モデルおよび仮定

解析モデルは先に述べたFig.3.2に示すものであり各機器状態は冷却パネル、ホールド・アップタンクおよび冷却水循環ポンプに関連する弁(具体的にはFig.3.2の図中、VA.2, VA.4, VB.5, VB.6, VC.2, VC.4)が開の状態になっている。この図に基づいて、以下のような解析上の仮定をおく。

- ① RCS(A), RCS(B)は並列運転されるものとする。(各系統を独立に扱うためである)
- ② 電源供給系はRCS(A), RCS(B)で共用されているとして、通常用電源系(OPS), 非常用電源系(ディーゼル発電機)それぞれ2系統から構成されている。
- ③ UCL系統はRCS(A), RCS(B)で共用されているとし、4基の給水ポンプを有する。
- ④ 閉ループ運転起動後においても、待機の可能性のある機器、たとえば冷却水循環ポンプ2基のうち1基については待機中の故障および起動失敗を考慮する。
- ⑤ 冷却水循環ポンプ系、電源供給系、UCL系のそれぞれの系統内における構成機器の機能的相互関連はマルコフ過程で記述できるものとする。
- ⑥ 稼動状態に於ける後備冷却系の信頼度は閉ループ運転移行後の長期間炉心冷却モードで支配される。

(2) 詳細フォールト・ツリおよび信頼性データ

全体フォールト・ツリ(Fig.3.2)のうち、7日間以上の期間に於ける連続冷却の故障事象を更に展開したフォールト・ツリをFig.3.10に示す。このフォールト・ツリは「閉ループの連続冷却運転の故障」をまず、「冷却水喪失事故」と「冷却機能喪失事故」との和事象で示す。

冷却水喪失事象は、後備冷却系を構成する静的および動的機器の機械的破損に対応し、冷却パネル破損、冷却器(cooler)破損、ホールド・アップタンク破損、冷却水循環ポンプ破損お

よび補給水ポンプ破損の和事象で表わされる。

冷却機能喪失事象は、UCL系の連続運転失敗、冷却水循環ポンプの連続運転失敗、冷却器の連続運転失敗および電源系喪失の各事象の和で表わされている。

冷却水喪失事象については、図中にも示したように各事象についての故障率を Table 3.2 (後述)のデータを用いて簡単に計算することができる。しかしながら、冷却機能喪失事象のUCL連続運転失敗、冷却水循環ポンプの連続運転失敗および電源系統喪失の各事象の確率の計算は複雑である。

Table 3.2 Failure and repair data of components under operating condition

Component	Failure mode	Failure data (λ : 1 hr)	Repaire data (MTTR:hrs)	Reference	
				λ	MTTR
Pipes (> 3")	Rupture	10^{-10}	24	(9)	(10)
Pipes (< 3")	Rupture	10^{-9}	24	(9)	(10)
Valves (MOV)	External leak	10^{-8}	20	(9)	(10)
	Plug	$10^{-4}/d$	12	(9)	(10)
	Fail to operate	$10^{-3}/d$	20	(9)	(10)
	Loss of function	2×10^{-6}	20	(10)	(10)
Check valves	External leak	10^{-8}	12	(9)	(10)
	Fail to open	10^{-4}	12	(10)	(10)
Cooling panel	Rupture	2×10^{-7}	∞	Pipe data (< 3") $\times 200$	
Hold-up tank	Rupture	10^{-10}	24	Pipe (> 3") data	Pipe (> 3") data
Cooler	External leak	2×10^{-7}	20	(10)HX data	(10)HX data
Circulating pumps	External leak	10^{-8}	24	(9)	(10)
	Fail to run	3×10^{-5}	24	(9)	(10)
	Fail to start	$10^{-3}/d$	24	(9)	(10)
Offsite power	Loss	2×10^{-5}	1	(9)	(9)
Diesel generator	Fail to run	3×10^{-3}	21	(9)	(9)
	Fail to start	3×10^{-2}	21	(9)	(9)

本節の第1の解析は冷却水循環ポンプの連続運転失敗の確率解析であり、Fig.3.10のフォールト・ツリ中の“Circulating Pumps fail to run”の事象の確率計算である。このために、Fig.3.11に示すような、冷却水循環ポンプ系の状態遷移図を作成し、種々の保全形態を考慮した検討を行なう。

本節の第2の目的である後備冷却系全体の信頼度解析では、UCL系および電源系に対しては事後保全を行なうとして、その他の静的機器の故障も考慮して、Fig.3.10のフォールト・ツリに基づいて解析されることになる。

最後に、解析に使用した信頼性データをTable 3.2にまとめてある。これらのデータは主に、Reactor Safety Study, App. III Failure Data⁹⁾および日本造船研究協会報告書¹⁰⁾によるものである。待機中の機器故障データについてはTable 3.1のデータを本節でも使用した。

以下に、冷却水循環ポンプ系の信頼度解析結果および後備冷却系全体の信頼度解析結果について述べる。

(3) 解析結果および検討

(a) 冷却水循環ポンプシステムの信頼度について

先に述べたように、長期間の後備冷却系運転においては循環ポンプ系の信頼度が重要である。ここでは、次の6種の保全・運転方式に対して、冷却水循環ポンプ系の信頼度はどのようになるかの検討結果を示す。

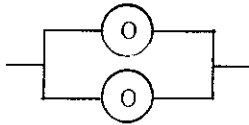
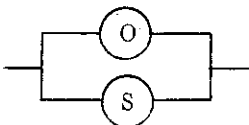
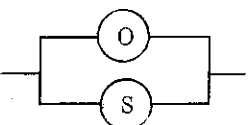
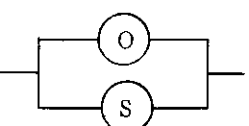
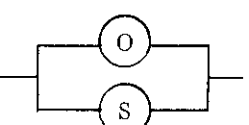
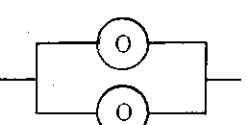
- ① 循環ポンプ2基の並列運転，無保全
- ② “ 1基運転・1基待機状態，無保全
- ③ “ 1基運転・1基待機状態，予防保全（1週間毎の切換運転）
- ④ “ 1基運転・1基待機状態，予防保全（2週間毎の切換運転）
- ⑤ “ 1基運転・1基待機状態，事後保全
- ⑥ “ 2基並列運転，事後保全

以上の冷却水循環ポンプシステムの各々の運転・保全方式（operating mode）毎に、運転開始後1年間のシステム非信頼度（unreliability）および年間平均非信頼度（time-averaged unreliability）をTable 3.3にまとめて示す。本表の“operating mode”の欄のOは循環ポンプの運転状態を、Sはその待機状態を表わしている。

本表のNo.1, 2の各モードは循環ポンプに対して全く保全を施さない場合であり、他のケースはある種の保全を実施する場合であるが、明らかに、冷却水循環ポンプシステムの信頼度は保全を実施することによって約1桁程度の改善が認められる。

保全実施のケースに限って検討すると、2基並列運転，事後保全（No.6）が最も非信頼度が低く、次いで1基運転，事後保全（No.5）、さらに1基運転・1基待機，予防保全（1週間毎に切換運転）（No.3）、同（2週間毎に切換運転）（No.4）の順で非信頼度が増加する。この結果で注目すべき点は、1基運転，1基待機で事後保全を併用するモード（No.5）の方が2基並列運転で事後保全を併用するモード（No.6）よりも非信頼度が高くなっていることである。これは待機ユニットの待機中故障率および起動失敗確率に起因するものである。すなわち、もし運転状態のポンプの故障の検知が完全であり、待機ユニットの待機中故障および起動失敗もないと仮定すれば、1基運転，1基待機で事後保全を併用するモードの方が明

Table 3.3 Unreliability of circulating pump units in various operating modes.

No.	Operating mode.	Maintenance.	Unreliability.
1		No maintenance.	5.34 E-2* (1.90 E-2)**
2		No maintenance.	3.26 E-2 (1.16 E-2)
3		Switching between operating and standby unit. (each 1 week.)	5.02 E-3 (2.52 E-3)
4		Switching between operating and standby unit. (each 2 weeks.)	1.00 E-2 (5.02 E-3)
5		Corrective maintenance	4.53 E-3 (1.70 E-3)
6		Corrective maintenance	3.77 E-4 (1.88 E-4)

Note.

* : Unreliability of circulating pump units after 1 year operation.

** : Time averaged unreliability in the period of 1 year.

らかに2基並列運転で事後保全を併用するモードに比し、待機中の無故障の分だけ有利である。

Fig.3.1 2は以上の点を明らかとしている。横軸は待機中のユニット故障率 λ 。と本解析で使用したデータとの比率であり、縦軸は1年間の系統非信頼度である。また、図中のパラメータdは本解析で使用した起動失敗確率 d_0 ($=10^{-3}$)の0.1倍、0.01倍としたもので

ある。破線グラフは待機中故障および起動失敗の確率がゼロであると仮定した理想的な系統の非信頼度である。一点鎖線は2基並列運転で事後保全を並用した場合の系統非信頼度であり、 3.77×10^{-4} である。本図から、待機中故障率(λ_s/λ_0)と起動失敗確率(d)とのパラメータが一点鎖線より下側にある場合のみ、循環ポンプ1基を待機させる意味があると結論される。この点は、今後の運転モードを検討していくにあたり、実機ユニットの信頼性データ評価が必要である。

Table 3.3の1基運転・1基待機で1週間毎に切換運転をする場合の方が、2週間毎に切換運転するモードに比し非信頼度が約 $\frac{1}{2}$ となっている。これは、運転状態の循環ポンプの故障率が比較的大きく、運転状態に長くおかれる程、非信頼度は高くなるため、短期間の運転の後で、点検・修理を行なう方が信頼度が高くなることを意味している。

(b) 後備冷却系全体の信頼度について

これは、Fig.3.10のフォールト・ツリに基づき静的機器故障、UCL系の故障、電源系喪失の事象に加えて、(a)で検討した冷却水循環ポンプ系統の故障を考慮した後備冷却系全体(RCS(A)およびRCS(B)の2系統から構成される)の信頼度解析結果について述べるものである。解析結果はFig.3.13に示されている。本図は横軸に時間、縦軸に非信頼度(unreliability)をとったものである。また、図中の◎印は冷却水循環ポンプの保全なしの運転モード№1(Table 3.3参照)の1年後の非信頼度($(5.34 \times 10^{-2})^2 = 2.85 \times 10^{-3}$)であり、○印は冷却水循環ポンプの保全運転モード№5に対する非信頼度($(4.53 \times 10^{-3})^2 = 2.1 \times 10^{-5}$)である。

本図から、冷却水循環ポンプ系統が保全を伴わないで運転される場合には、後備冷却系全体の非信頼度に対する循環ポンプ系非信頼度の寄与は非常に大きく、全体の約90%となっていることが分かる。一方、循環水ポンプ系に保全(例えば、Table 3.3の運転モード№5)が行なわれるものとするれば、循環水ポンプ系非信頼度($(4.53 \times 10^{-3})^2 = 2.1 \times 10^{-5}$)の後備冷却系全体の非信頼度に占める割合は極めて小さくなり、電源系統の非信頼度(図中、破線グラフで示す)の寄与が大きくなっていくことがわかる。この場合には電源系統非信頼度の寄与は全体の約50%を占めている。

因みに、後備冷却系非信頼度(1年間における)は、冷却水循環ポンプ系統に保全を施さない(運転モード№1)場合、および保全を実施した(運転モード№5)場合を比較すると、それぞれ 3×10^{-3} 、 3×10^{-4} であり、約1桁の差が生じている。

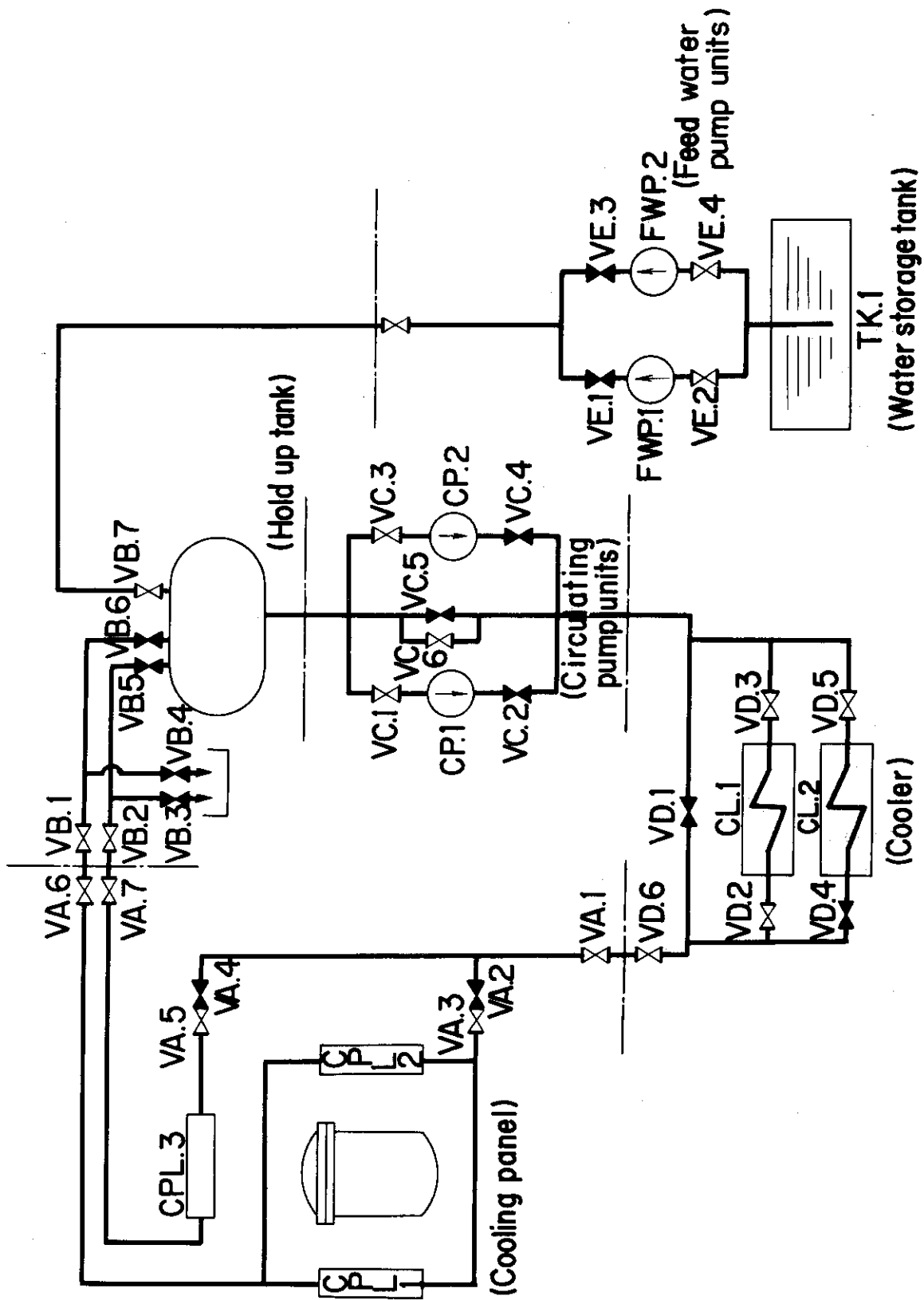


Fig. 3.1 Simplified Block Diagram of Reserve Cooling System for Fault Tree Construction.

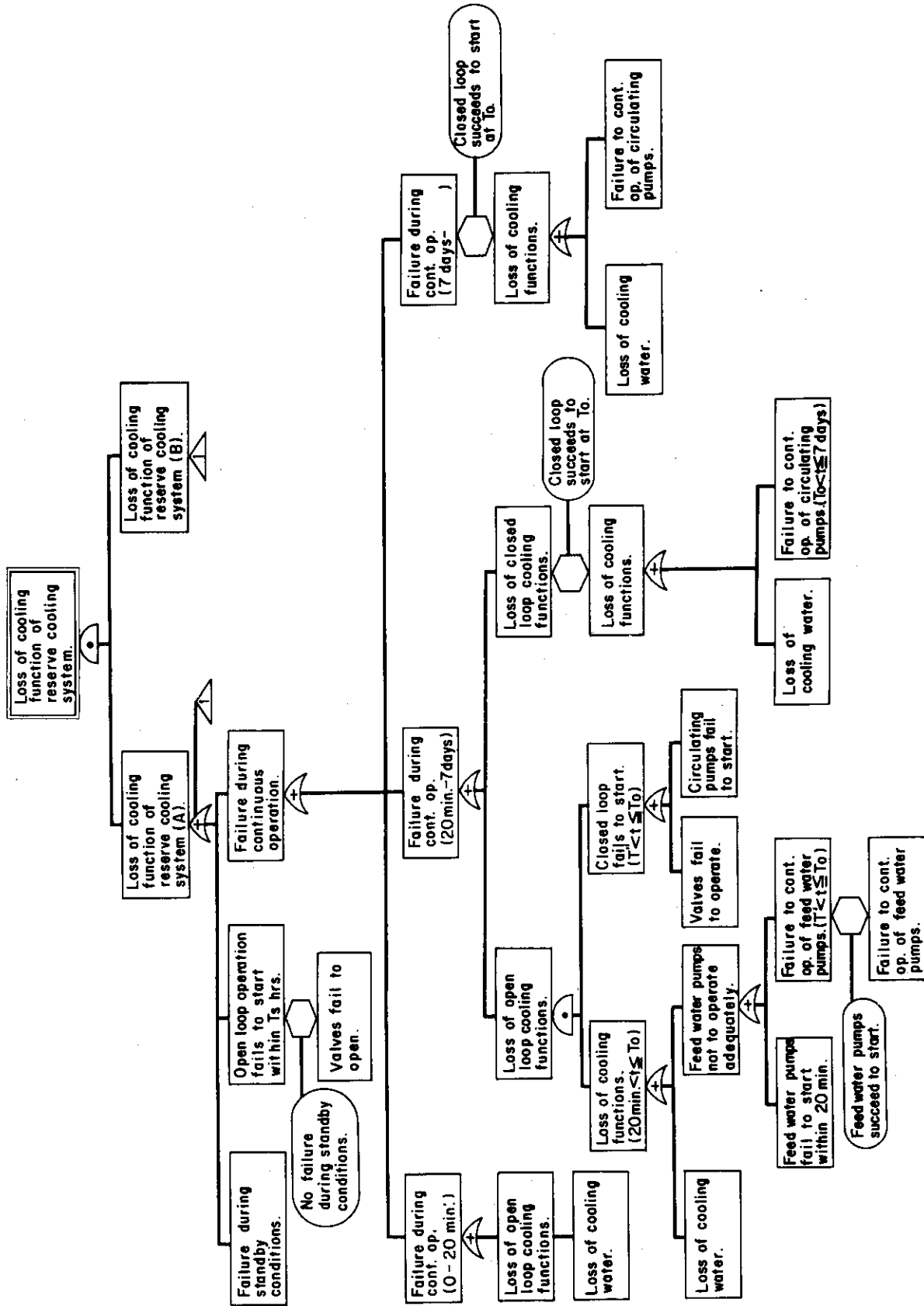


Fig. 3.2 General Fault Tree of Reserve Cooling System.

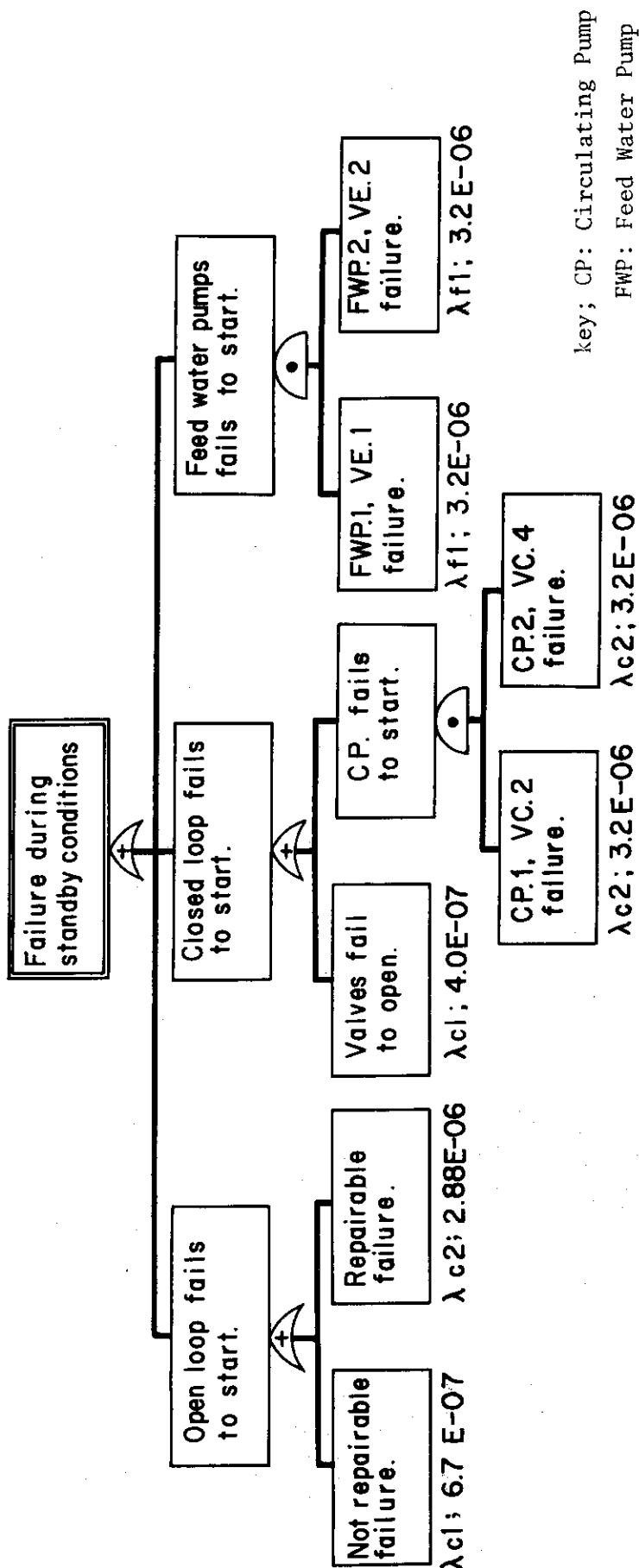
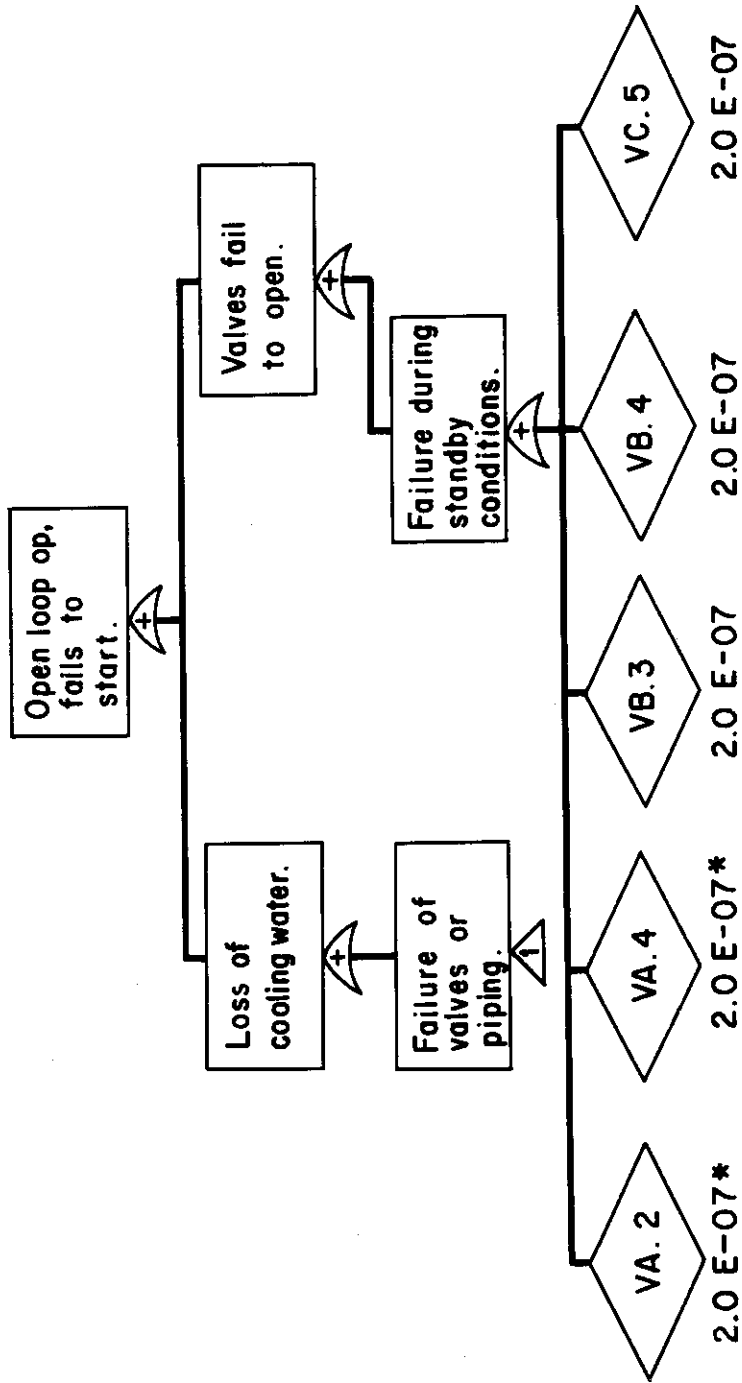


Fig. 3.3 Fault Tree of Reserve Cooling System during Standby Conditions.



* : unrepairable failure

Fig. 3.4 Fault Tree of the event " Open loop operation fails to start ".

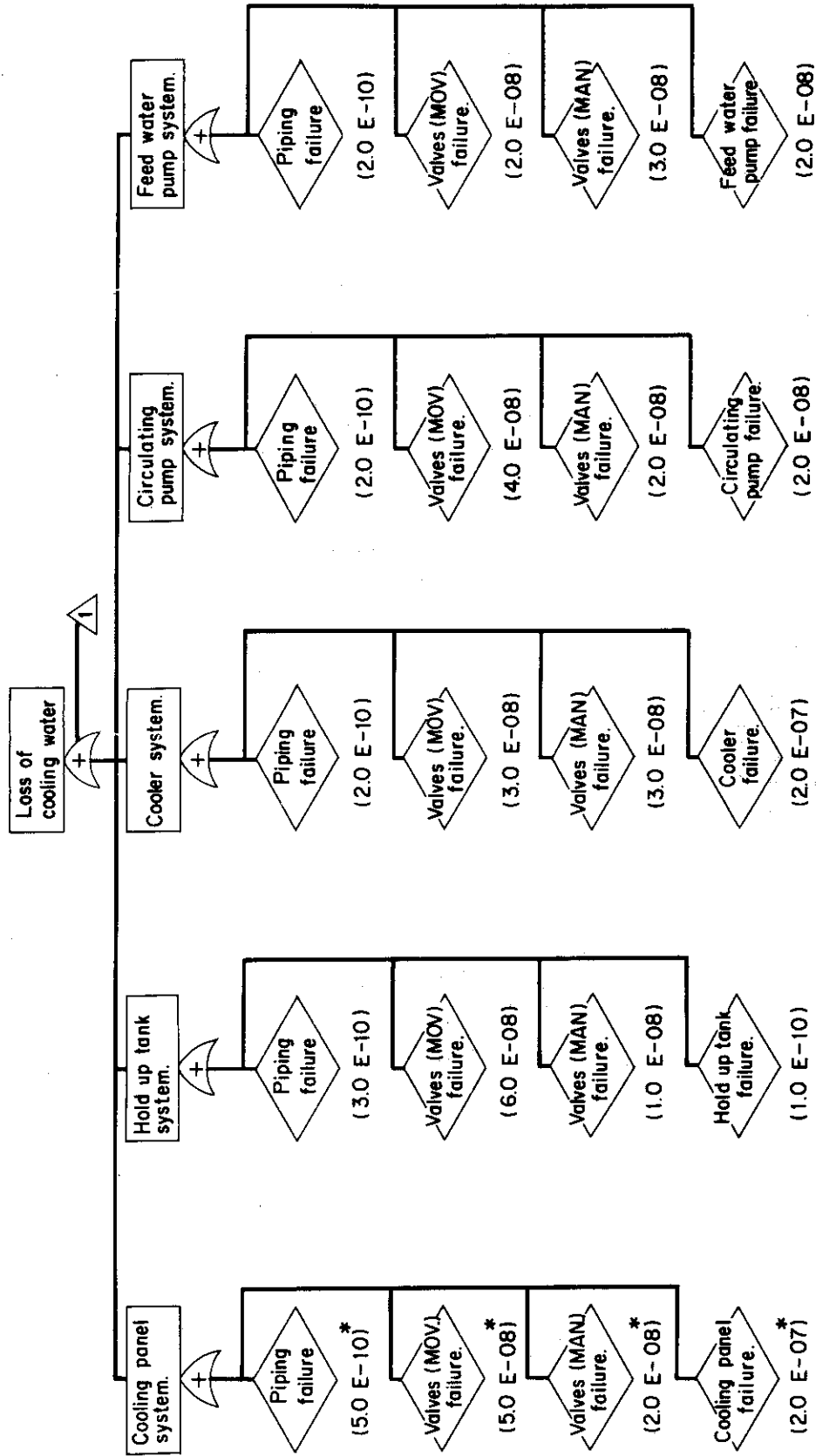


Fig. 3.5 Fault Tree of the event "loss of cooling water."

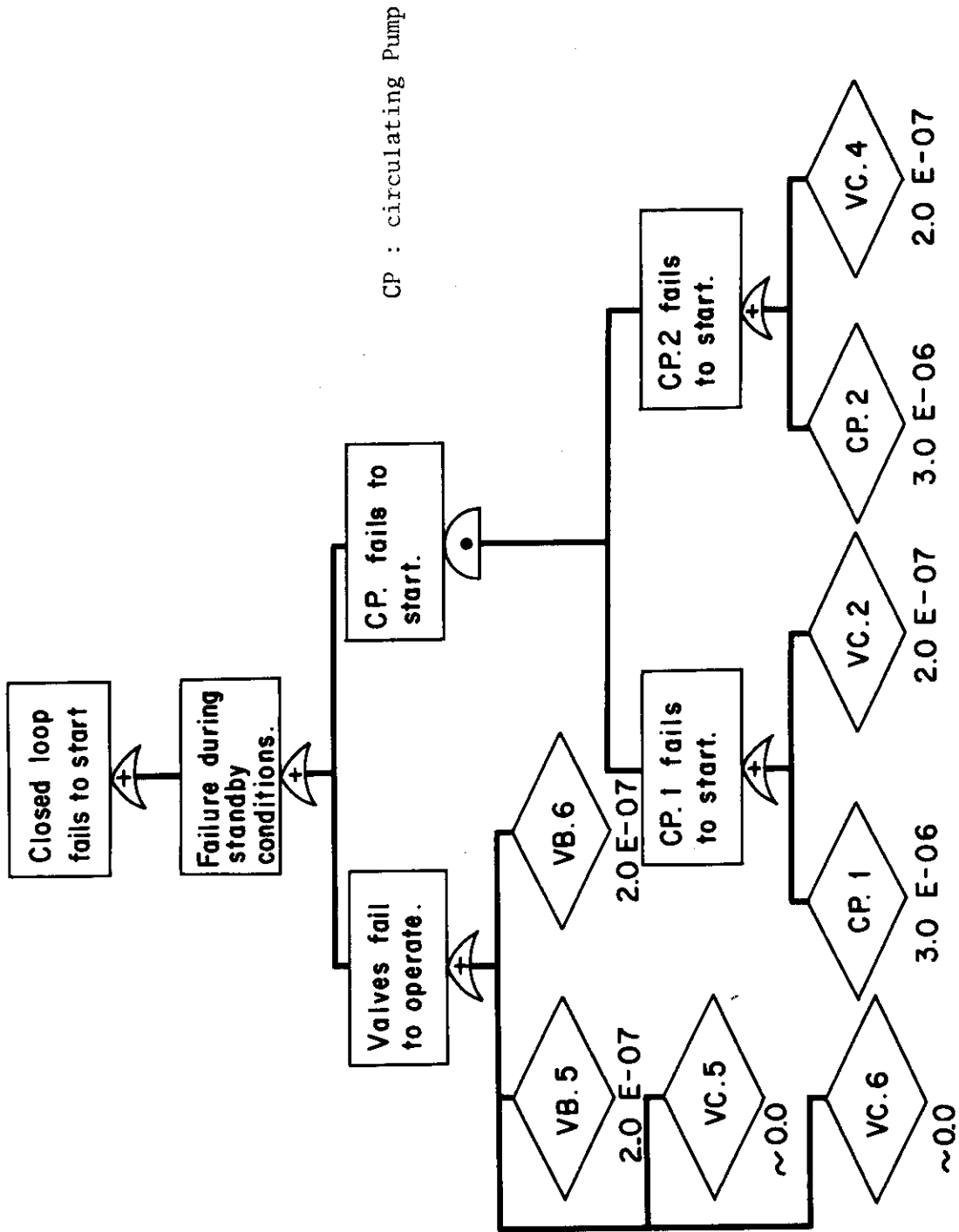


Fig. 3.6 Fault Tree of the event " Closed Loop operation fails to start "

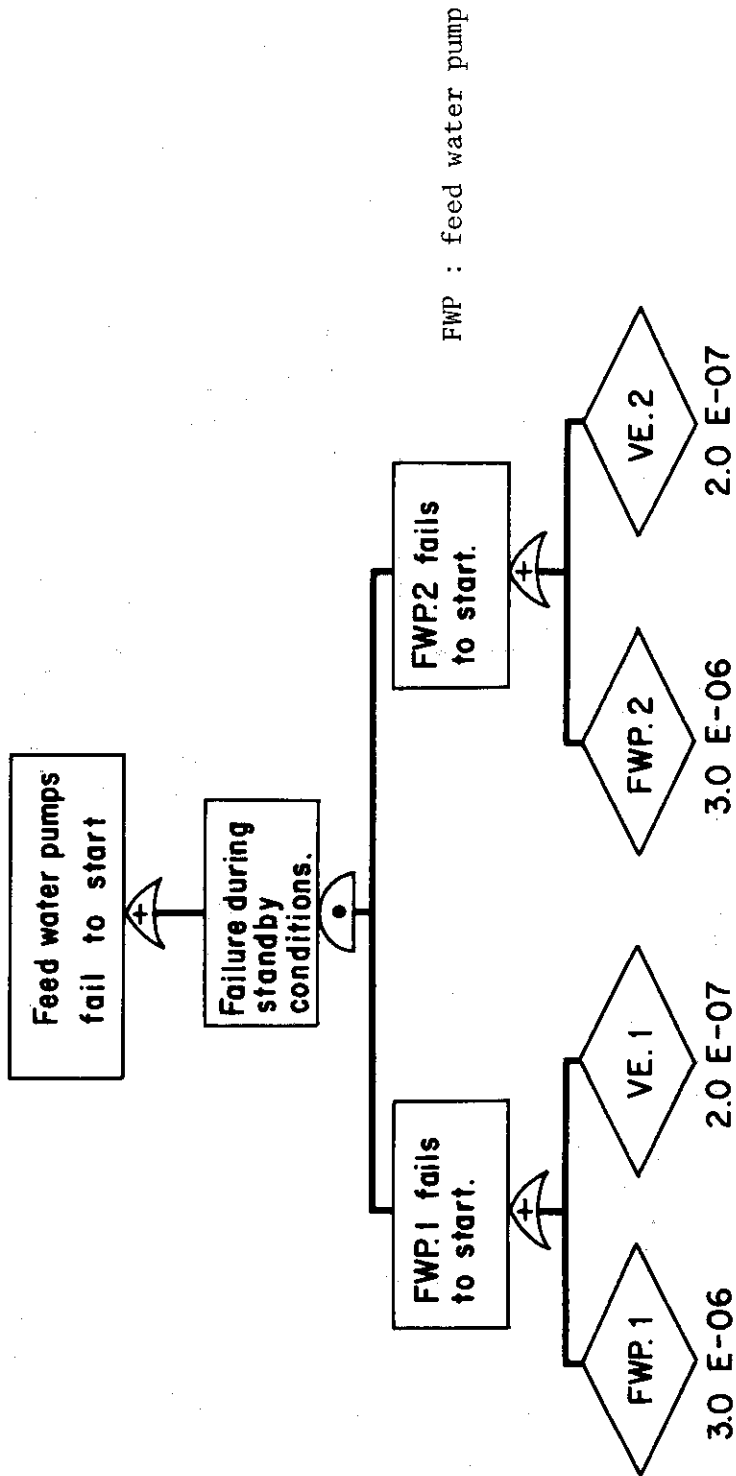


Fig. 3.7 Fault Tree of the event "Feed Water Pumps fail to start".

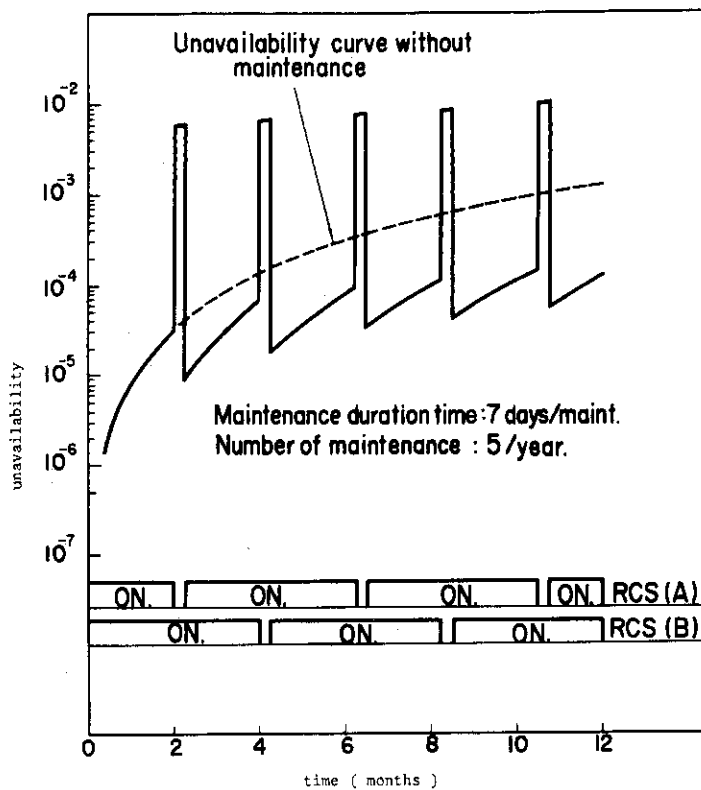


Fig. 3.8 Unreliability of reserve cooling system during stanby.

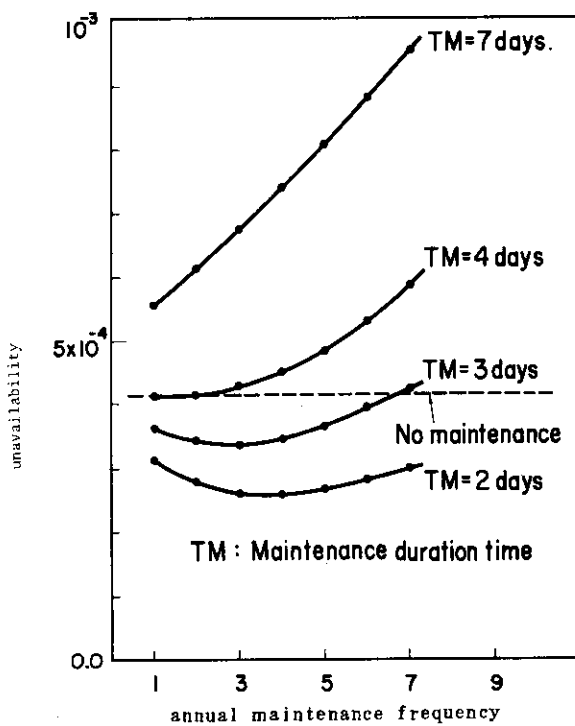


Fig. 3.9 Annual average unavailability of stanby reserve cooling system with maintenance.

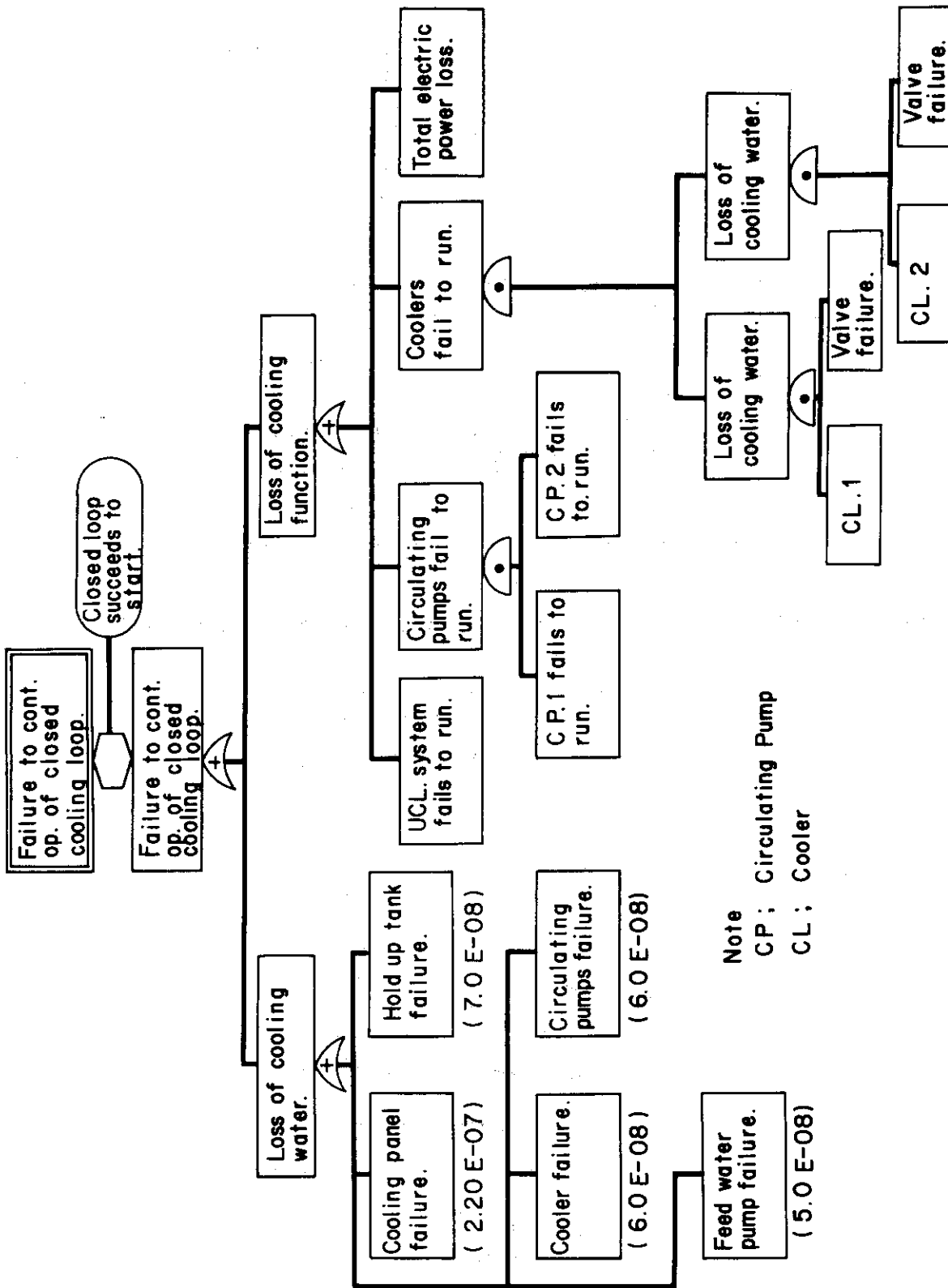
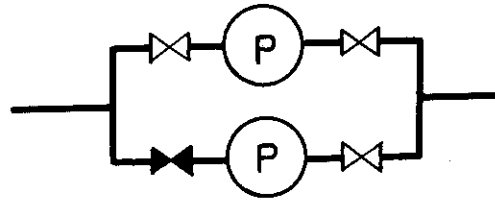


Fig. 3.10 Fault Tree of the Failure of Reserve Cooling System in Closed Loop Operation.



Circulating pumps unit.

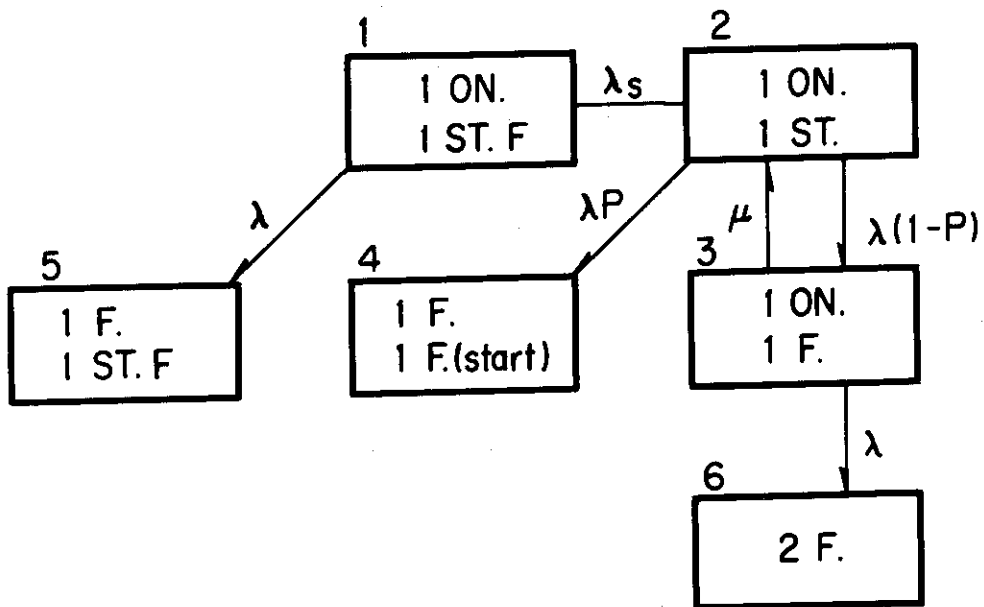


Fig. 3.11 State Diagram for Circulating Pump Unit.

- λ : failure rate of circulating pump,
- μ : repair rate of circulating pump,
- P : probability of failing to start circulating pump,
- λ_s : failure rate of circulating pump during stanby.

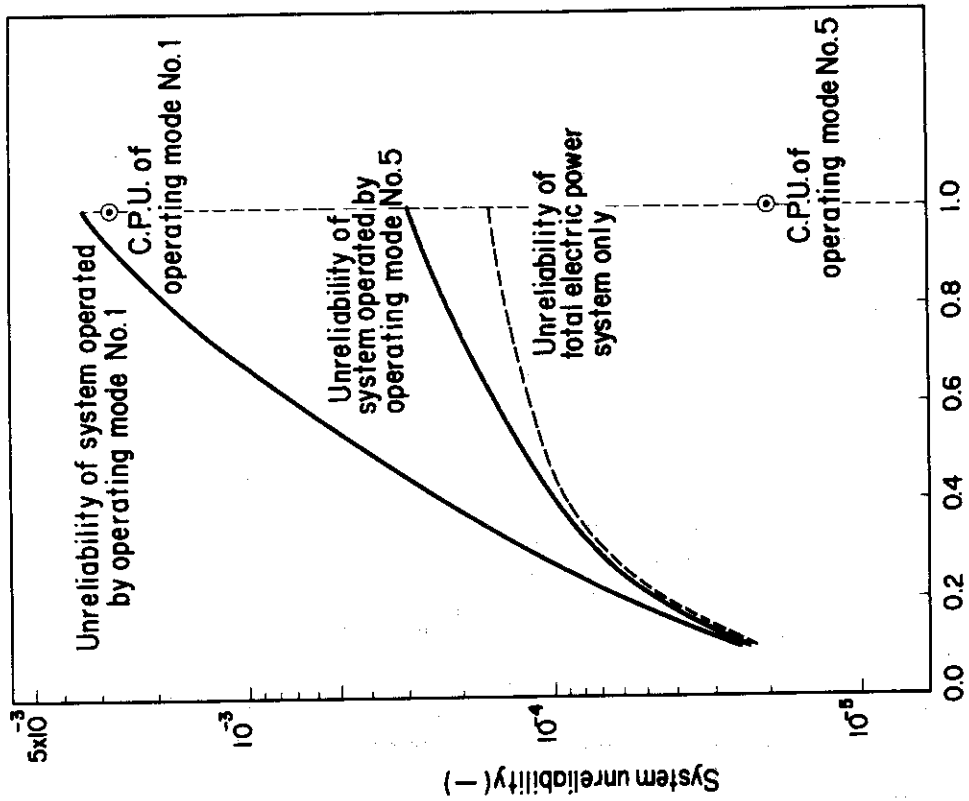


Fig. 3.13 system unreliability as a function of operating time when reserve cooling system is operated with operating mode NO.1 or 5. Symbol θ means unreliability of circulating pump unit (C.P.U.).

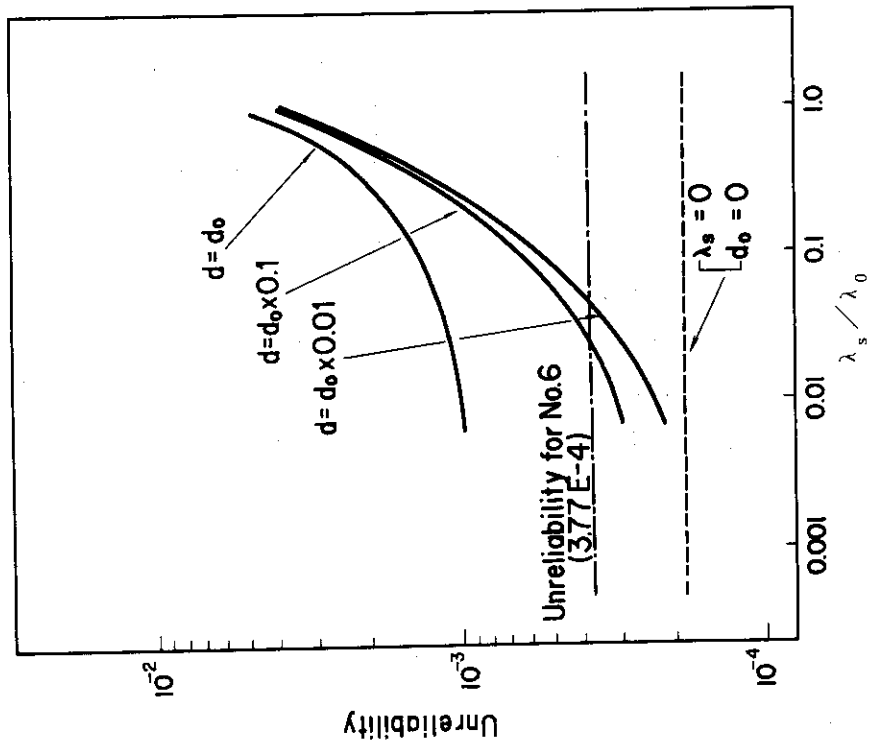


Fig. 3.12 Unreliability of circulating pump unit as a function of the ratio λ_s / λ_0 and start-up failure probability(d).
 λ_0 : failure rate used in the report,
 d_0 : start-up failure probability used in the report,
 λ_s : failure rate during standby.

4. 結論と今後の課題

後備冷却系の待機中アン・アベイラビリティと稼動状態（長期間に亘る連続冷却状態）に於ける非信頼度に着目した信頼性解析の結果えられた主な結論および解析上ならびに後備冷却系設計の今後の課題について述べる。

4.1 結論

本解析の結論の主なものは以下の通りである。

- ① 待機中の後備冷却系に保全を実施することによって待機中信頼度を向上させうる事が明らかとなった。
また、保全実施期間（通常短期間である）中は後備冷却系全体のアン・アベイラビリティを増加させるため、待機中のアン・アベイラビリティを最小とするような保全期間と保全回数との関係を見出した。この関係によれば、保全期間が2日の場合、年間保全回数を4回とすれば、待機中の後備冷却系アン・アベイラビリティは最小（ 2.5×10^{-4} ）となる。
- ② 連続運転状態の後備冷却系全体非信頼度は、冷却水循環ポンプ系統および電源供給系統の各々の非信頼度によって、その大部分が占められる。このうち、冷却水循環ポンプ系の非信頼度は、その保全・運転形態を考慮することによって、大幅に小さくすることが可能である。今回の解析では、循環ポンプ並列2基の保全運転形態として、1基運転・1基待機で事後保全併用を対象とすることによって、後備冷却系全体の非信頼度を大幅に減少し得ることを明らかとした。後備冷却系の1年間の非信頼度はおよそ 3×10^{-4} 程度である。
- ③ 2基並列の循環ポンプ系に対して事後保全を行なう場合、1基運転・1基待機の運転方式とするか、あるいは、2基並列運転方式とするかは待機ユニットの待機中故障確率および起動失敗確率との関係で決定されるべきである。この待機中故障率および起動失敗確率との関係も求められた。（Fig. 3.1 2 参照）

4.2 今後の検討課題

信頼度解析上、今後に残された検討課題および後備冷却系設計において更に詳細化すべき設計課題について2, 3述べる。

まず、信頼性解析上の検討課題として、信頼性データの不足の現状と、解析結果の評価手法の開発がある。前者の信頼性データ不足は信頼度解析者が常に直面する問題であり、類似の機器、類似の条件下の故障率データが解析に使用される。過去に収集された信頼性データから使用に耐え得るようなデータが全くないという場合もある。このような場合には、信頼性試験を実施して、必要なデータを収集せざるを得ないが、一般的に言えば、信頼性試験には膨大な費用と時間とを要するものである。しかし、第1章で述べたように、信頼性の欠如は、時として

信頼性試験に費やす費用よりもはるかに大きな損失をもたらすことを考慮し、適切かつ系統的な信頼性データの準備をしなければならない。次に、不確かな信頼性データに基づいた解析結果をどのように評価するかの方法も併せて検討されなければならない。たとえば、データの統計的処理により不確かさを把握し、解析結果の不確かさ評価もそのひとつの方法としてあげられる。

第2に、設計上の問題としては、後備冷却系の事故時健全性評価、起動・運転制御系設計の詳細化および保全等に対するインターロック条件の詳細化等があげられる。

事故時の健全性評価とは、原子炉事故発生による循環条件の急激な変化、衝撃等に対する後備冷却系の健全性の検討であり、これは信頼性解析の初期条件を定める点で重要である。

起動・運転・制御系の設計は現設計では不十分であり今回の解析では省略したが、この系統の故障は後備冷却系非信頼度に直接、影響を与えるものであり、設計の詳細化を行ない信頼度解析に組込まなければならない。同様に、インターロック条件の設定も重要である。例えば、Summit Power Stationの系統保全のインターロック条件を説明するとSummit Power Stationでは、炉心補助冷却系（本解析の後備冷却系に相当する）の故障が検知されると、2系統ある補助冷却系統のうち故障していない系統の起動試験を行ない、その機能が正常であることを確認した場合のみ、故障系統の保全・修復が行なわれ、保全期間として7日間が許容される。そうでない場合には、原子炉が停止されなければならない。¹¹⁾ 現設計では、このようなインターロック条件は設定されていないため、今回の解析では省略したが、今後、詳細化する必要のある項目である。

最後に、今回の解析では、長期間の炉心冷却は連続的であると仮定したが、1年間に亘って連続冷却は必ずしも必要ではないであろう。すなわち、事故直後からある期間、連続冷却が要求されるとしても、FP崩壊熱が十分に減衰した後では、後備冷却系の断続的運転でも充分であると予想される。このような点を定量的に明らかとすることも、最適システム解の選択を追求する系統設計および信頼度設計の両方にとって意義あることであろう。

謝 辞

本報告書をまとめるにあたり、動力炉開発・安全性研究管理部多目的炉設計研究室の方々に種々のご援助をいただいた。ここに深く感謝の意を表します。

参 考 文 献

- 1) D.K.Lloyd & M.Lipow, "reliability : management, methods, and mathematics" Prentice-Hall(1962)
- 2) 青地・下川・安野他, "多目的高温ガス実験炉第1次概念設計", JAERI-M 6845(1977)

信頼性試験に費やす費用よりもはるかに大きな損失をもたらすことを考慮し、適切かつ系統的な信頼性データの準備をしなければならない。次に、不確かな信頼性データに基づいた解析結果をどのように評価するかの方法も併せて検討されなければならない。たとえば、データの統計的処理により不確かさを把握し、解析結果の不確かさ評価もそのひとつの方法としてあげられる。

第2に、設計上の問題としては、後備冷却系の事故時健全性評価、起動・運転制御系設計の詳細化および保全等に対するインターロック条件の詳細化等があげられる。

事故時の健全性評価とは、原子炉事故発生による循環条件の急激な変化、衝撃等に対する後備冷却系の健全性の検討であり、これは信頼性解析の初期条件を定める点で重要である。

起動・運転・制御系の設計は現設計では不十分であり今回の解析では省略したが、この系統の故障は後備冷却系非信頼度に直接、影響を与えるものであり、設計の詳細化を行ない信頼度解析に組込まなければならない。同様に、インターロック条件の設定も重要である。例えば、Summit Power Stationの系統保全のインターロック条件を説明するとSummit Power Stationでは、炉心補助冷却系（本解析の後備冷却系に相当する）の故障が検知されると、2系統ある補助冷却系統のうち故障していない系統の起動試験を行ない、その機能が正常であることを確認した場合のみ、故障系統の保全・修復が行なわれ、保全期間として7日間が許容される。そうでない場合には、原子炉が停止されなければならない。¹¹⁾ 現設計では、このようなインターロック条件は設定されていないため、今回の解析では省略したが、今後、詳細化する必要のある項目である。

最後に、今回の解析では、長期間の炉心冷却は連続的であると仮定したが、1年間に亘って連続冷却は必ずしも必要ではないであろう。すなわち、事故直後からある期間、連続冷却が要求されるとしても、FP崩壊熱が十分に減衰した後では、後備冷却系の断続的運転でも充分であると予想される。このような点を定量的に明らかとすることも、最適システム解の選択を追求する系統設計および信頼度設計の両方にとって意義あることであろう。

謝 辞

本報告書をまとめるにあたり、動力炉開発・安全性研究管理部多目的炉設計研究室の方々に種々のご援助をいただいた。ここに深く感謝の意を表します。

参 考 文 献

- 1) D.K.Lloyd & M.Lipow, "reliability : management, methods, and mathematics" Prentice-Hall(1962)
- 2) 青地・下川・安野他, "多目的高温ガス実験炉第1次概念設計", JAERI-M 6845(1977)

信頼性試験に費やす費用よりもはるかに大きな損失をもたらすことを考慮し、適切かつ系統的な信頼性データの準備をしなければならない。次に、不確かな信頼性データに基づいた解析結果をどのように評価するかの方法も併せて検討されなければならない。たとえば、データの統計的処理により不確かさを把握し、解析結果の不確かさ評価もそのひとつの方法としてあげられる。

第2に、設計上の問題としては、後備冷却系の事故時健全性評価、起動・運転制御系設計の詳細化および保全等に対するインターロック条件の詳細化等があげられる。

事故時の健全性評価とは、原子炉事故発生による循環条件の急激な変化、衝撃等に対する後備冷却系の健全性の検討であり、これは信頼性解析の初期条件を定める点で重要である。

起動・運転・制御系の設計は現設計では不十分であり今回の解析では省略したが、この系統の故障は後備冷却系非信頼度に直接、影響を与えるものであり、設計の詳細化を行ない信頼度解析に組込まなければならない。同様に、インターロック条件の設定も重要である。例えば、Summit Power Stationの系統保全のインターロック条件を説明するとSummit Power Stationでは、炉心補助冷却系（本解析の後備冷却系に相当する）の故障が検知されると、2系統ある補助冷却系統のうち故障していない系統の起動試験を行ない、その機能が正常であることを確認した場合のみ、故障系統の保全・修復が行なわれ、保全期間として7日間は許容される。そうでない場合には、原子炉が停止されなければならない。¹⁾ 現設計では、このようなインターロック条件は設定されていないため、今回の解析では省略したが、今後、詳細化する必要のある項目である。

最後に、今回の解析では、長期間の炉心冷却は連続的であると仮定したが、1年間に亘って連続冷却は必ずしも必要ではないであろう。すなわち、事故直後からある期間、連続冷却が要求されるとしても、FP崩壊熱が十分に減衰した後では、後備冷却系の断続的運転でも充分であると予想される。このような点を定量的に明らかとすることも、最適システム解の選択を追求する系統設計および信頼度設計の両方にとって意義あることであろう。

謝 辞

本報告書をまとめるにあたり、動力炉開発・安全性研究管理部多目的炉設計研究室の方々に種々のご援助をいただいた。ここに深く感謝の意を表します。

参 考 文 献

- 1) D.K.Lloyd & M.Lipow, "reliability : management, methods, and mathematics" Prentice-Hall(1962)
- 2) 青地・下川・安野他, "多目的高温ガス実験炉第1次概念設計", JAERI-M 6845(1977)

- 3) 中井, 竹本(川崎重工業); 私信
- 4) 鈴木, 小倉, “フォールト・ツリによるシステム信頼度解析(II)——多目的高温ガス実験炉の工安系信頼度解析——”, 昭和52年日本原子力学会年会要旨集(1977)
- 5) 鈴木, 小倉, 森本他, “フォールト・ツリによるシステム信頼度解析(1)——最小切断集合の解析とその排反化——”, (1976)
- 6) 鈴木, 小倉, “フォールト・ツリによるシステム信頼度解析(II)——システム信頼度解析コード“FALCOM”——”, JAERI-M 7627(1978)
- 7) 三竹, 江崎, 鈴木他, “多目的高温ガス実験炉の安全解析”, JAERI-M 6400 (1976)
- 8) H.Lambert, “System Safety Analysis and Fault Tree Analysis”, UCID-16238(1973)
- 9) N.Rusmussen et al., “Reactor Safety Study ; An Assessment of Accident Risks in U.S.Commercial Nuclear Power Plants App. III Failure Data”, WASH-1400(1975)
- 10) 日本造船研究協会, “一体型船用炉の信頼性解析に関する研究”, (1976)
- 11) Delmarva Power & Light Company, “Summit Power Station Preliminary Safety Analysis Report, Chapter 16 ; Preliminary Technical Specification”, (1973)