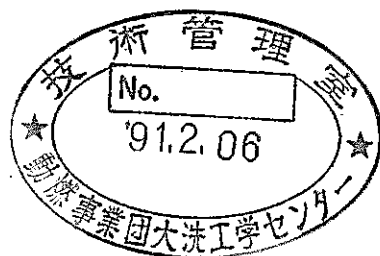


区分変更	
変更後資料番号	—
決裁年月日	平成13年7月31日

高速炉の事故・故障データの分析



1990年9月

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)



高速炉の事故・故障データの分析

佐久間孝志* 可児吉男*

要 旨

国内・国外の高速炉プラントで発生した事故・故障事象に関して分析、整理を行い、事故・故障事例の特徴、傾向を把握した。データの分析に当たっては、CREDO（高速炉用機器信頼性データベース）の他、いくつかの公開文献をデータソースとして採用した。まず、CREDO データの中の原子炉施設での機器故障を対象に、事例のシステム別、機器種別、故障要因別、対応措置別等についての傾向分析を行った。次に、これらデータソースから1979年以降約10年間に発生した原子炉停止に至る事象を抽出して、各事例について詳細な検討を行い、安全上の重要性、あるいはこれまでの安全評価事象との対応について考察を試みた。

これにより、ここで抽出された事象（原子炉停止に至った事象）は、これまでの安全評価において想定されている事象に包絡されているか、あるいは安全機能の確保に支障のない軽微な事象であるという結果が得られた。

* 大洗工学センター技術開発部システム解析室



Analysis on incident data of FBRs

Takashi Sakuma * , Yoshio Kani *

Abstract

The incident data on fast breeder reactors (FBRs) in the world have been analyzed and summarized in order to obtain insights into characteristics and trends of those incidents.

CREDO (Centralized REliability Data Organization) data and several published documents are referred for this work.

Data analysis is performed by two steps. First, the trend analyses of the failure events were performed for the type of system, component, failure cause, corrective action and so on. Next, the data of incidents which occurred after 1979 were selected from all data sources and were analyzed in detail from the viewpoint of safety implication, importance and comprehensiveness of safety evaluation for FBRs.

As a result of this analysis, it is concluded that the identified incidents leading to reactor shutdown are enveloped by the events postulated in the safety design/evaluation for domestic FBRs, or they are trivial events that do not affect the safety function of the relevant system.

* O-arai Engineering Center

Technology Development Division, Systems Analysis Section

目 次

1. 緒 言	1
2. データソースと検討方法	2
2.1 CREDO	2
2.2 海外高速炉の事故事例に関する各種文献・レポート	6
2.3 常 陽	9
3. 傾向分析	10
3.1 機器故障の傾向分析	10
3.2 原子炉停止事象の傾向分析	21
4. 安全評価事象との対応等に関する考察	32
4.1 制御棒関連の事例	32
4.2 1次主冷却系流量異常の事例	32
4.3 2次主冷却系流量異常の事例	33
4.4 蒸気発生器関連の事例	33
4.5 ナトリウム漏洩の事例	34
4.6 燃料要素損傷の事例	35
4.7 電源系関連の事例	35
4.8 計装系異常の事例	35
4.9 その他の事例	36
5. 結 論	43
参考文献	44

図 ・ 表 リ ス ト

図 2 - 1	故障イベント数の施設別分類	5
図 3 - 1	故障データの機器別分類	11
図 3 - 2	故障データのシステム別分類	12
図 3 - 3	故障発生時プラント運転状態	14
図 3 - 4	故障発生時システム運転状態	15
図 3 - 5	故障の発見方法別分類	16
図 3 - 6	故障タイプ別分類	18
図 3 - 7	故障モード別分類	19
図 2 - 8	故障原因別分類	20
図 3 - 9	故障数分類：プラント別	27
図 3 - 10	故障数分類：システム別	28
図 3 - 11	故障数分類：機器別	29
図 3 - 12	故障数分類：故障モード別	30
図 3 - 13	故障数分類：故障原因別	31
表 2 - 1	イベントデータシート	4
表 2 - 2	海外高速炉の事故・故障事例データインベントリ	8
表 3 - 1	高速炉の事故故障事例分析（79年以降分）	24
表 4 - 1	摘出した事例と安全評価事象との比較等	38

1. 緒 言

1979年に発生したTMI事故以来、事故・故障データを系統的に収集、分析、評価して、そこから得られた教訓をプラントの設計や運転に反映することの重要性が広く認識されてきている。

ここでは、高速炉施設において発生した事故・故障の事例を、摘出、整理し、その特徴・傾向を分析するとともに、安全上の意味合いやこれまでの安全評価事象との対応等について考察を試みる。本作業の実施に当たっては、国内外の高速炉の事故・故障例のデータソースとしてCREDO（高速炉用機器信頼性データベース）、各種文献、レポート類及び常陽の運転管理情報等を参照した。

本報告書では、最初に主なデータソースの概要とデータの検討方法について述べ、次にCREDOデータを基にした機器故障の傾向分析を行うとともに、全データソースの中から1979年以降約10年間に原子炉停止に至った事象61件を摘出しその特徴・傾向について整理する。そして、最後にこれら61件の事例につき、これまでに行われた安全評価において想定されている事象との比較検討あるいは系統の安全機能の確保上の重要性等に関する分析を行った結果について述べる。

2. データソースと検討方法

2.1 CREDO

CREDOは、米国-DOEがオークリッジ国立研究所に組織した高速炉用機器信頼性データベースで、動燃も1985年1月より参画し共同運用を開始した。

CREDOのデータソースとしては、米国における実験炉であるFFTF, EBR-II及びETBC等の試験施設、並びに動燃における実験炉「常陽」及び大洗工学センターの50MW蒸気発生器試験装置等の試験施設が含まれている。

登録データは、機器の仕様に関するもの（エンジニアリングデータ）、運転実績に関するもの（オペレーティングデータ）及び機器の故障に関するもの（イベントデータ）で構成されている。CREDOシステムはこれらのデータを用いて、機器の故障率の分析、特定機器の傾向分析及び機器修復時間の分析等を行う機能を有している。

表2-1にイベントデータシートを示す。本シートには、約41ヶの項目があり、故障発生日時、故障状況、検出・対処方法、故障機器に関するデータ、対応措置、人的因子データ、メンテナンスデータ等がキーワード、数値及び記述形式で記入されデータベース化されている。

事故・故障データの分析は、主として本シートのプラント・機器の運転状況、機器の故障要因及び対応・処置データをベースとして実施した。

現在（1989年6月）までのCREDOのデータ数は次の通りである。

- (a) 機器数 : 約22,600
- (b) 故障数 : 約1,900
- (c) 機器運転時間 : 約 2.4×10^9 Comp. hr

このうち、原子炉施設（常陽, EBR-II, FFTF）のデータは、機器数に関して約59%、機器運転時間に関して約62%、故障数に関して約68%を各々占めている。主要施設別の故障件数の割合を図2-1に図示する。

今回の事故・故障イベントの分析は、原子炉施設の故障イベント（1287件）を対象に、システム別、機器種別、故障原因別等の傾向分析を行った。さらに、イベントデータの原子炉運転状態に関する情報を基にして、原子炉の通常運転から原子炉の停止（手動又

は自動)に至ったものを, 事故・故障イベントとして抽出して, 詳細な傾向分析を行った。

表 2-1 イベントデータシート

C R E D O E V E N T D A T A

```

-----
ADSEP RECORD NUMBER:
RECORD ID:
UNIT :
HOURS LOST: 00E+0
OTHER :
(M) CRITICAL PARTS :
5. CORRECTIVE ACTION
-----
(A) MAINTENANCE ACTION :
(B) ADMINISTRATIVE ACTION :
(C) INTERIM :
(D) FINAL :
5. HUMAN INTERACTION DATA
-----
(A) HUMAN INITIATOR :
(B) HUMAN INTERACTION :
7. MAINTENANCE DATA
-----
(A) RESTORATION TIME HOURS/MANHOURS
TOTAL : 00E+00/ 00E+00
ADMINISTRATIVE : 00E+00/ 00E+00
LOGISTICS : 00E+00/ 00E+00
INDIRECT REPAIR : 00E+00/ 00E+00
DIRECT REPAIR : 00E+00/ 00E+00
RETEST : 00E+00/ 00E+00
RESTART : 00E+00/ 00E+00
(B) TIME SINCE LAST MAINTENANCE: 0.0
TESTING : 0.0
(C) MAINTENANCE NARRATIVE :
8. REMARKS
-----
9. SIGNATURES
-----
1. REPORT IDENTIFICATION
-----
(A) REPORT I.D. :
(B) SITE :
(C) UNIT :
(D) REPORT DATE :
(E) OCCURRENCE TITLE :
(F) REPORT STATUS :
(G) PREVIOUS REPORT DATE :
(H) RELATED REPORTS UDR :
OTHER :
(I) EVENT DATE :
EVENT TIME :
2. EVENT NARRATIVE
-----
3. EVENT DETECTION/IMMEDIATE ACTION
-----
(A) DETECTION DATE :
DETECTION TIME :
(B) METHOD OF DETECTION :
(C) HOURS TO INITIAL ACTION :
(D) OPERATING STATUS UNIT :
SYSTEM :
SUBSYSTEM :
(E) INITIAL (IMMEDIATE) ACTION :
4. COMPONENT FAILURE DATA
-----
(A) COMPONENT NAME :
(B) CREDO I.D. :
(C) SITE I.D. :
(D) SYSTEM :
(E) SUBSYSTEM :
(F) COMPONENT DESCRIPTION :
(G) FAILURE TYPE :
(H) FAILURE MODE :
(I) FAILURE CAUSE :
(J) PRIMARY/SECONDARY :
(K) FAILURE CAUSE NARRATIVE :
(L) FAILURE EFFECTS SYSTEM :
HOURS LOST:

```

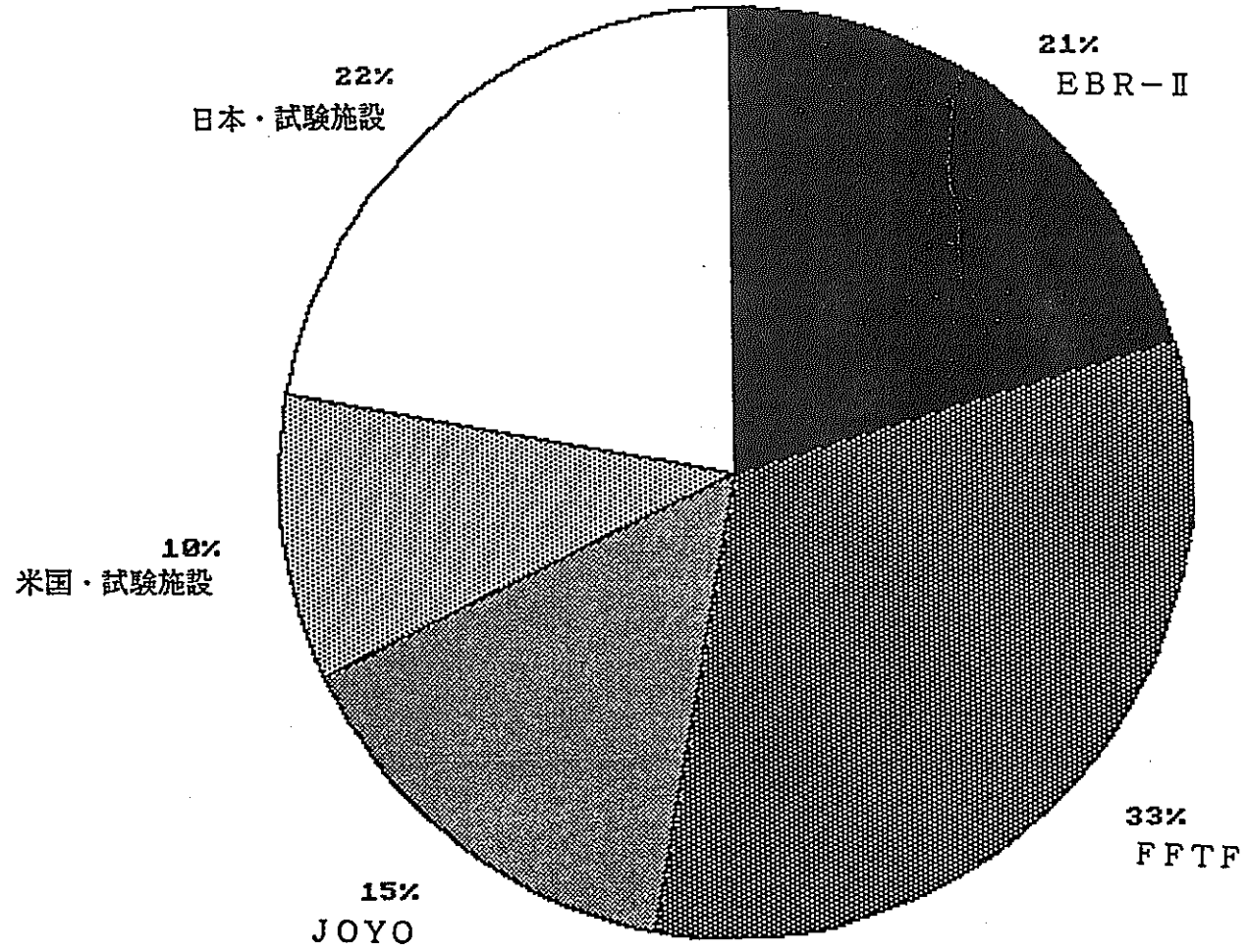


図2-1 故障イベント数の施設別分類

2.2 海外高速炉の事故事例に関する各種文献・レポート

IWGFR Annual Meeting, LMFBR Safety Topical Meeting (LYON, July 1982) 等に提出された海外高速炉の運転経験を中心としたレポートをベースに調査整理し、各国の実験炉並びに原型炉15基を対象として、1950年頃から1983年までの事故・故障事例を抽出している。参照したレポート等は、要約的記述が多いため、過去の主要な燃料や蒸気発生器関係の事例を除くと、記述されている内容の詳細度は低いものとなっている。又、包括的なまとめとはなっていないために、単純な統計による結果にはあまり有意性はない。しかしながら、高速炉の事故事例の傾向分析としては充分参考になる結果が得られるものと考えられる。

また、「ENC 86」論文集から3件（PFR:2件、1984年に2次系のポンプ運転失敗と配管からのナトリウムリーク；Phenix:1件、1981年に1次系ポンプの運転失敗）を抽出するとともに、その他の参照可能な文献を調査することにより、関連する情報を補足して、高速炉の事故・故障データの傾向分析を行った。

表2-2に調査整理された海外高速炉の事故・故障事例のインベントリを示す。

表に示すように対象プラントは、5カ国（アメリカ、イギリス、フランス、西ドイツ、ソ連）の15基で件数は292件である。

件数をプラント毎にみても、EBR-IIの49件をトップに、以下PFRの33件、SEFORの32件、FRTFの31件、Phenixの30件が上位となっている。又、系統別にみると、その他補助システム（電気設備やタービン設備が中心）が88件とトップで、以下1次系と2次系がともに68件、燃料取扱装置の39件、制御棒駆動装置の29件と続いている。

調査事例には、1950年代のアメリカをはじめとして、各国における高速炉の研究開発の初期段階で発生したものもかなり多く含まれている。今回は、より現実に即した分析を行うため事故・故障イベントは最近約10年間（1979年以降）に発生したものを対象とすることとした。

表2-2に示すように1979年以降の件数は、プラント7基で58件となっている。さらにこれらイベントから、原子炉の通常運転から原子炉の停止（手動又は自動）に至ったもの、プラント6基で28件、40イベントを傾向分析の対象として抽出した。（報告1件について複数のイベントが含まれているものもある）

プラント毎の故障件数は、PFR：13件、Phenix：10件、FFTF：9件、KNK-II：5件、
EBR-II：2件、及びBN-600：1件となっている。

表 2-2 海外高速炉の事故・故障事例データインベントリ

イベント プラント	A			B			C			D			E			計		
	a	b	c	a	b	c	a	b	c	a	b	c	a	b	c	a	b	c
EBR-I	6			2									1			9		
EBR-II	6	1	1	5			11	2		9			18	2	1	49	5	2
Enrico Fermi	5			5			10			3			3			26		
SEFOR	6						9			3			14			32		
FFTF	7	6		1	1					3	3	1	20	11	3+ 5	31	21	4+ 5
DFR	9			3			3			3			1			19		
PFR	2	1	1	17	6	6+ 2				1			13	6	1+ 3	33	13	8+ 5
Rapsodie	5	1		4			5			5	1		3			22	2	
Phenix	7	2	2	16	5	4+ 2				2			5	2	2	30	9	8+ 2
KNK-I	2			4			1						1			8		
KNK-II	4	2	2										3	3	3	7	5	5
BR-5	7			2												9		
BOR-60	1			2									3			6		
BN-350	1			6									1			8		
BN-600				1	1	1							2	2		3	3	1
計	68	13	6	68	13	11+ 4	39	2		29	4	1	88	26	10+ 8	292	58	28+ 12

〔備考〕

1. 記号説明

- A. 1次系
- B. 2次系
- C. 燃料取扱い装置
- D. 制御棒駆動装置
- E. その他補助システム

- a. 調査事例総数
- b. 79年以降の調査事例総数
- c. 79年以降の「スクラム・停止」事例数

2. No. 内の数値は、報告1件について複数のイベントが含まれているケースにおけるその他のイベント数を示す。(例: 「28+12」は報告件数28件でイベント総数は40件である。)
3. 空欄は、報告イベント無しを示す。

2.3 常 陽

「常陽」の事故・故障データの分析は、運転管理情報等をベースとして行った。

この10年間（1979年以降）の事例の総数は13件となっており、そのうち8件は落雷による外部電源喪失事象が占めている。その他5件のうち2件は、運転員による誤操作に起因するもの、又、1件は計装ケーブルの系統分離の不具合によるものである。残る2件が機器故障に起因するもので2次系の主ポンプ用モータブラシの摩耗、及び2次純化系温度計装系温度設定器の故障である。

尚、13件とも、事象発生時に原子炉停止系がその機能を十分に発揮し、その後の崩壊熱除去運転へ安全に移行された。

3. 傾向分析

3.1 機器故障の傾向分析

CREDOデータソースの中から原子炉施設で発生した故障事例を対象として実施した機器故障の傾向分析結果を以下に示す。

(1) 機器別

図3-1に上位ランク機器の割合を示す。登録されている機器は35種類あり、そのうち故障事例を有する機器が30種類ある。弁が最も多く27%、次いでプロセス計装と送風機が各々11%でこの3機種でほぼ半数を占めている。故障数を機器数で割った値である一機器当たりの故障数で比較すると弁は、0.085、プロセス計装は0.075、送風機は0.61、機械式ポンプ0.94となり、送風機や機械式ポンプの方が故障を経験する割合が高いことがわかる。又、登録機器の90%以上は故障を一度も経験していない。

(2) システム別

図3-2に上位にランクされているシステムの割合を示す。登録されているシステムは30種類あり、ガス系システムが上位3位までを占め、これらに、圧縮空気供給系やガスモニタ計装系等を含めたガス系関連システムが全件数の39%となっている。一方、ナトリウム系システムは、1次・2次主冷却系、補助冷却系（崩壊熱除去系）、及び補助ナトリウム系を合わせて全件数の24%となっている。

さらに、原子炉制御・停止系や核計装等を含めた原子炉安全保護系は12%で、そのうちの約40%は制御棒駆動機構関連設備が占めている。

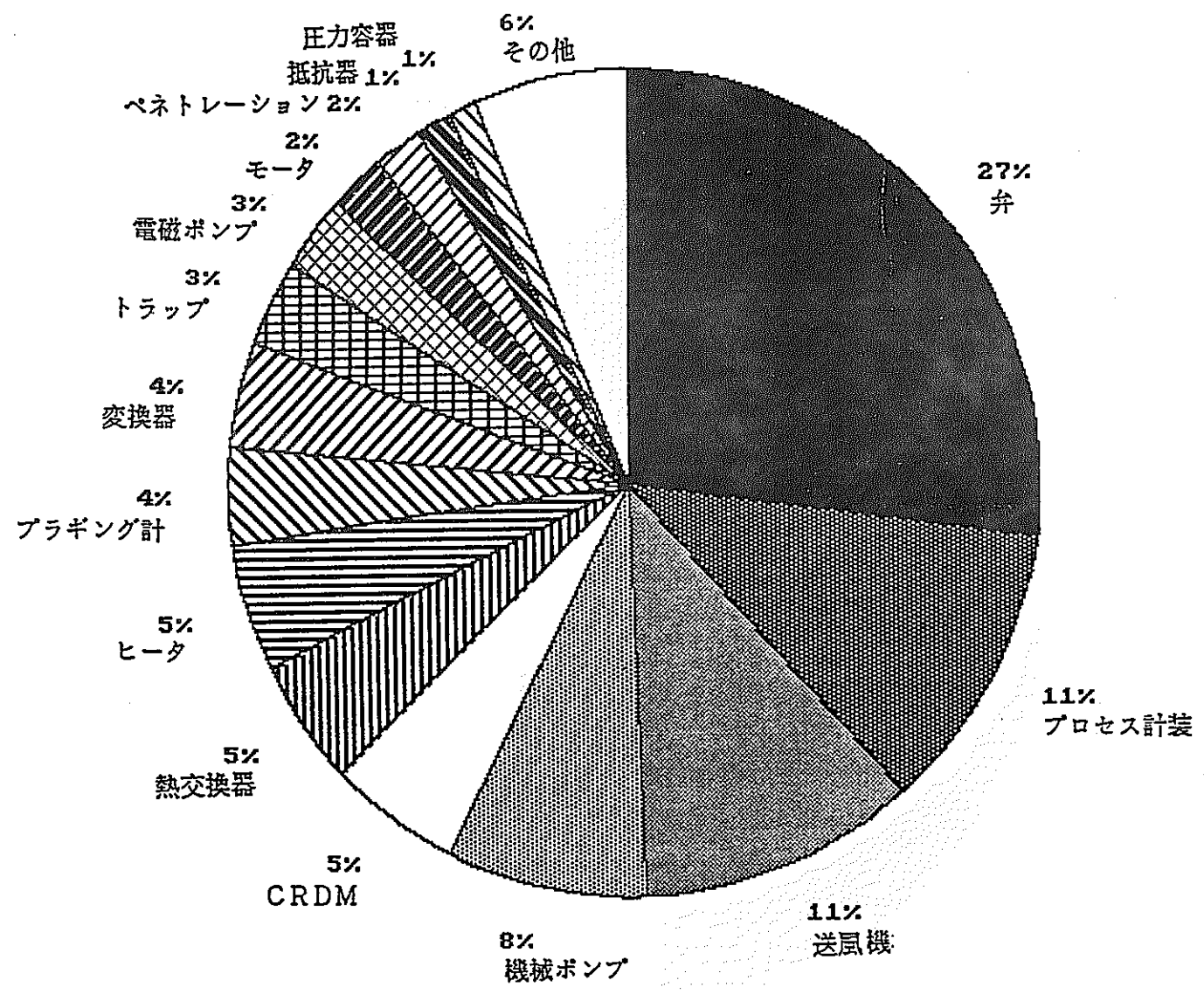


図3-1 故障データの機器別分類

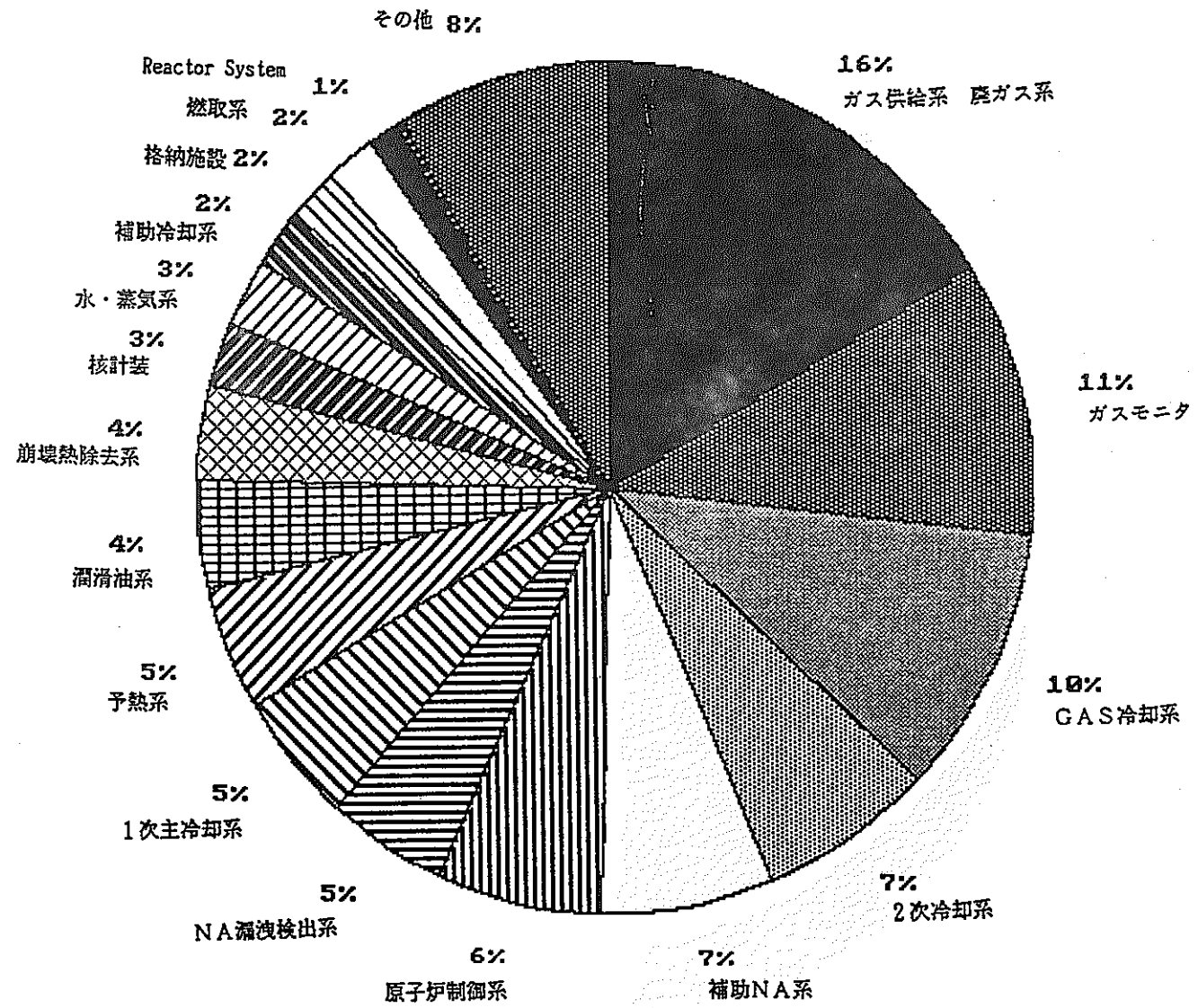


図3-2 故障データのシステム別分類

(3) 原子炉運転状態

故障発生時の原子炉運転状態の割合を図3-3に示す。出力運転と起動を加えた、原子炉運転中に発生しているイベントの割合は23%となっており、このうち、イベントの影響によって原子炉がスクラム、又は停止に至ったケースは33件で全体の約2.6%となっている。

(4) 系統運転状態

故障発生時に機器が設備されている系統の運転状態の割合を図3-4に示す。図からわかるように通常運転と各条件運転（制限、変則、隔離）を加えた運転中に発生したイベントが約70%を占めている。

(5) 発見方法

故障の発見・検知方法の割合を図3-5に示す。機器の故障発生によってその機器自身、又は、その機器が関連している系統等の保護回路の作動によるものが28%、定常の巡視・監視によるものが43%、及び試験・点検によるものが20%となっている。

機器異常のほぼ半分は、運転員（保守員）の定時パトロール時、及び通常監視時に発見されており、プラントの安全運転にとって重要な役割を果たしていると言える。尚、発見方法の“偶然”とは、多重性を有する系統の定時切換操作時に発見された場合などが含まれる。

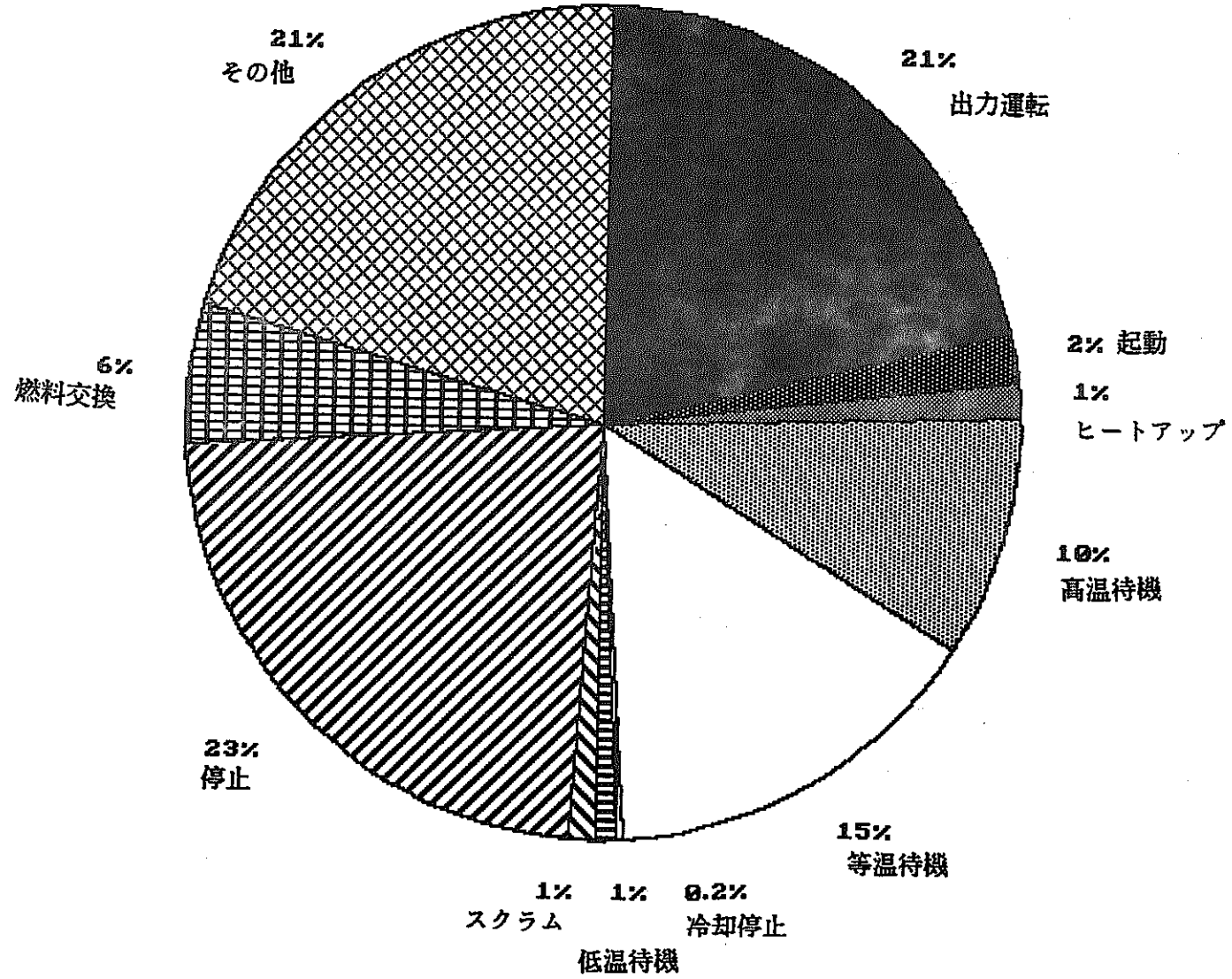


図 3 - 3 故障発生時プラント運転状態

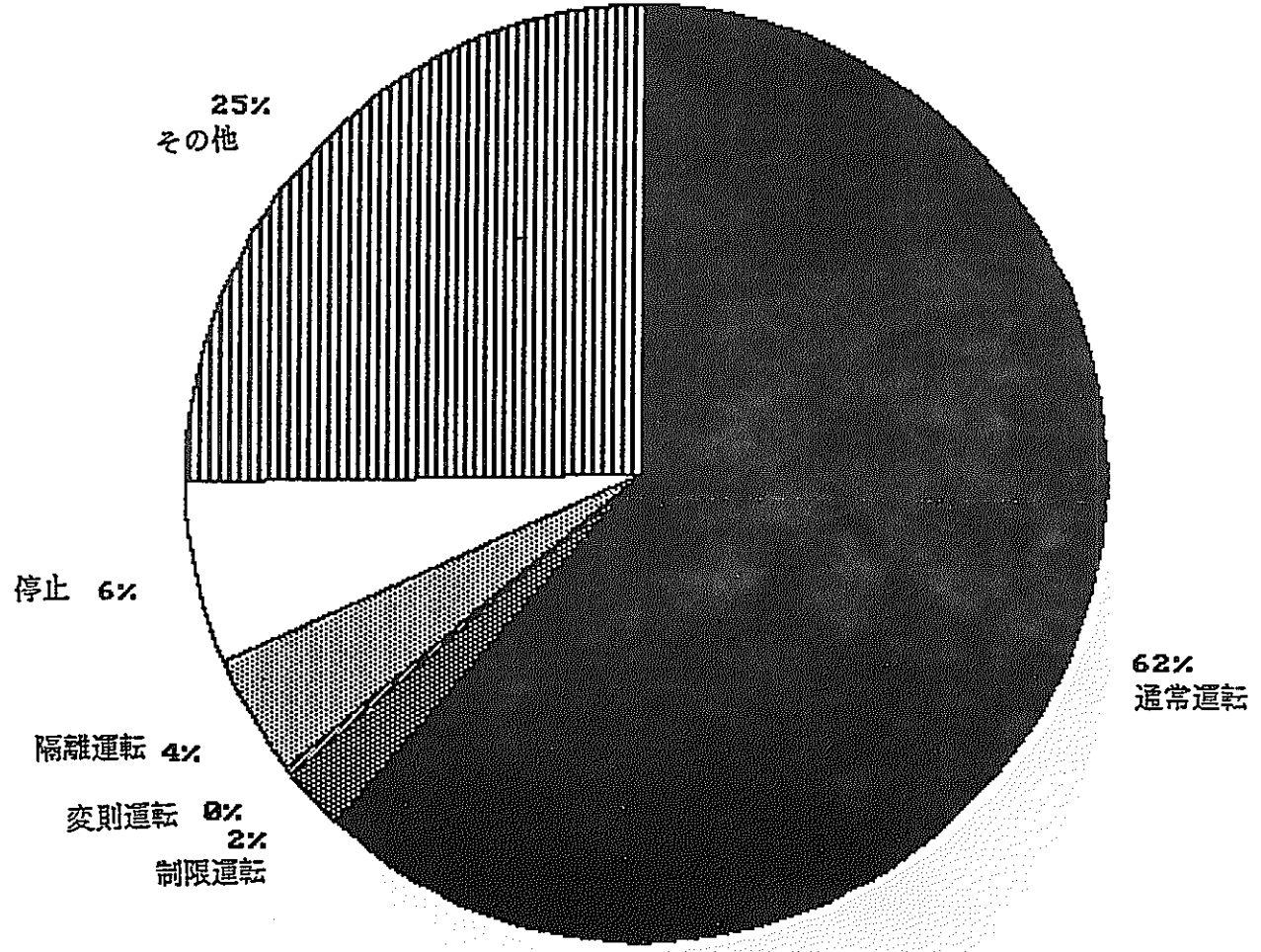


図3-4 故障発生時システム運転状態

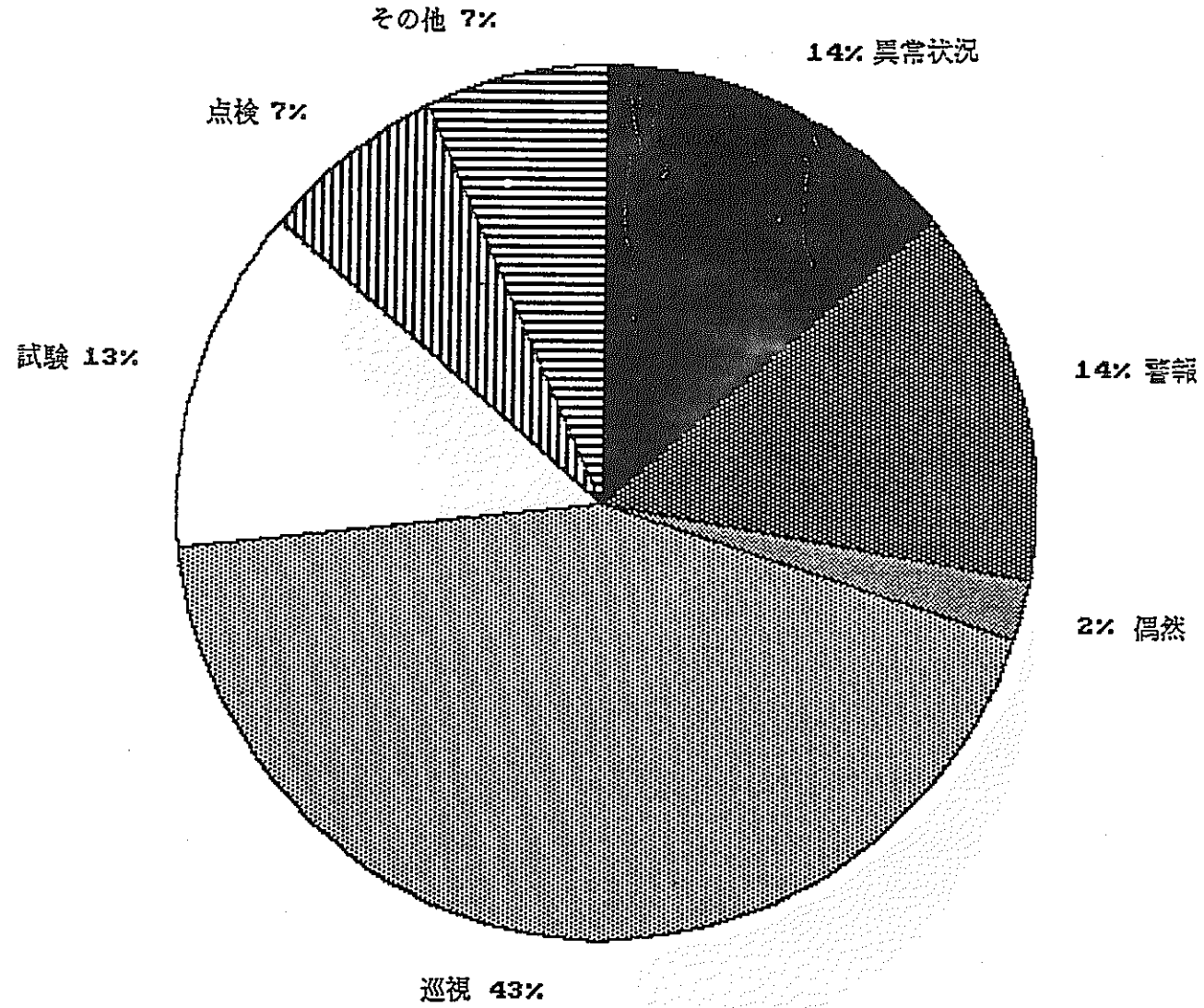


図 3 - 5 故障の発見方法別分類

(6) 故障要因

故障タイプ、故障モード及び故障原因の3種類の情報が得られる。

- 1) 故障タイプの割合を図3-6に示す。分類は大きく4分類となっており、機械的故障が54%、電気及び電子的故障が36%に大別される。
- 2) 故障モードの割合を図3-7に示す。故障モードの選択肢は36種類有り、検討対象としたイベントでは31種の多岐に亘って適用されている。これらをデマンド故障（開・閉失敗、作動不能、起動失敗等のモード）、運転・機能継続失敗（異常、誤作動、故障、運転失敗、誤設定等のモード）、及び外部リーク（外部リークモード）に分類すると、全故障件数に対する割合は、各々14%、45%及び9%となっている。
- 3) 故障原因の割合を図3-8に示す。故障原因の選択肢は39種類有り、検討対象としたイベントでは36種の多岐に亘って適用されている。

分析結果は、機器や構成部材の寿命及び疲労を原因とするものが各々13%でトップ、次いで計装系のドリフト、ナトリウムポンプや弁の軸シール部不具合によって、そこからリークしたナトリウムが機器のシャフト部へ付着する等により作動異常となる汚染、電気回路異常と続き、これらの原因で過半数を占めている。

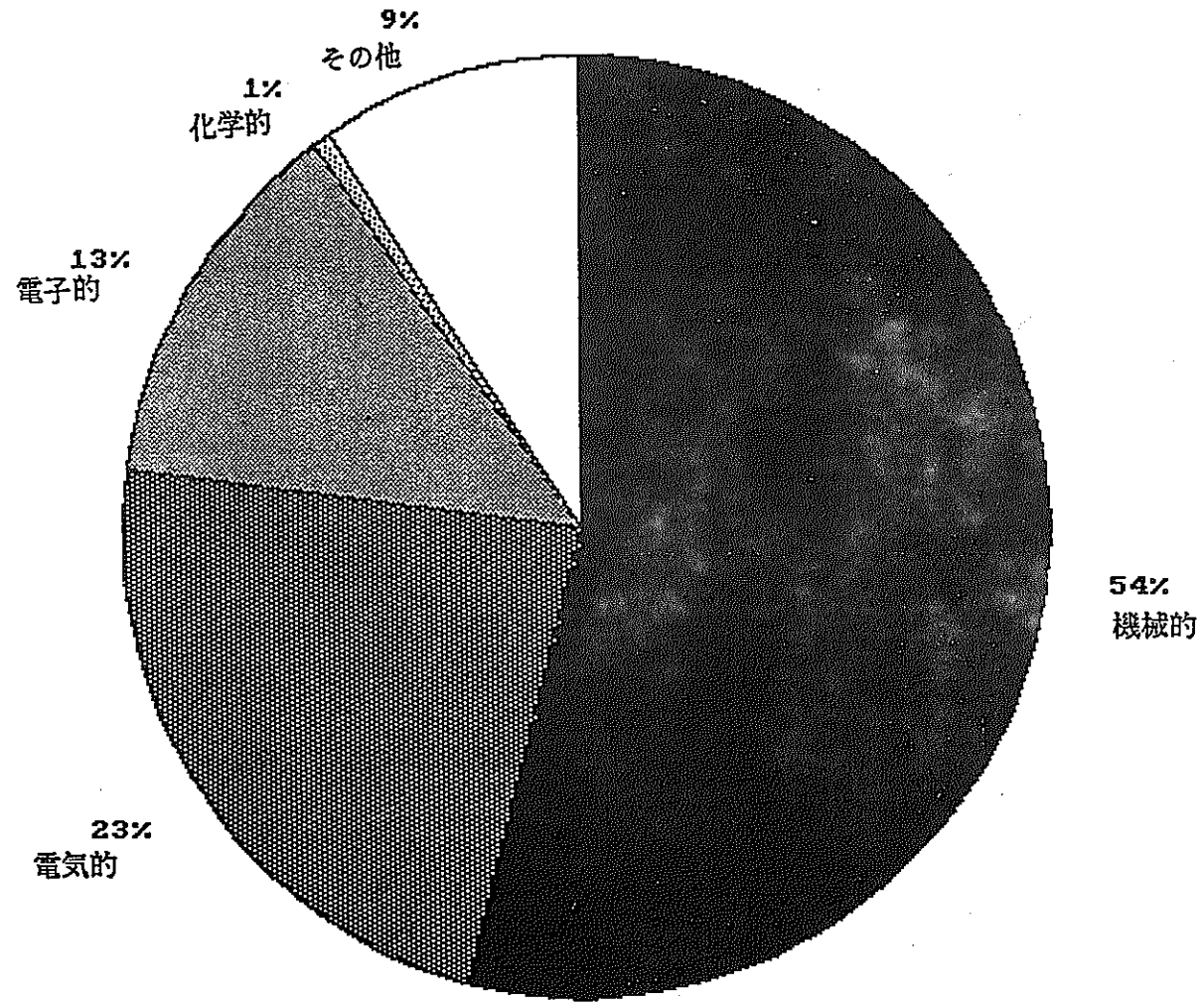


図 3 - 6 故障タイプ別分類

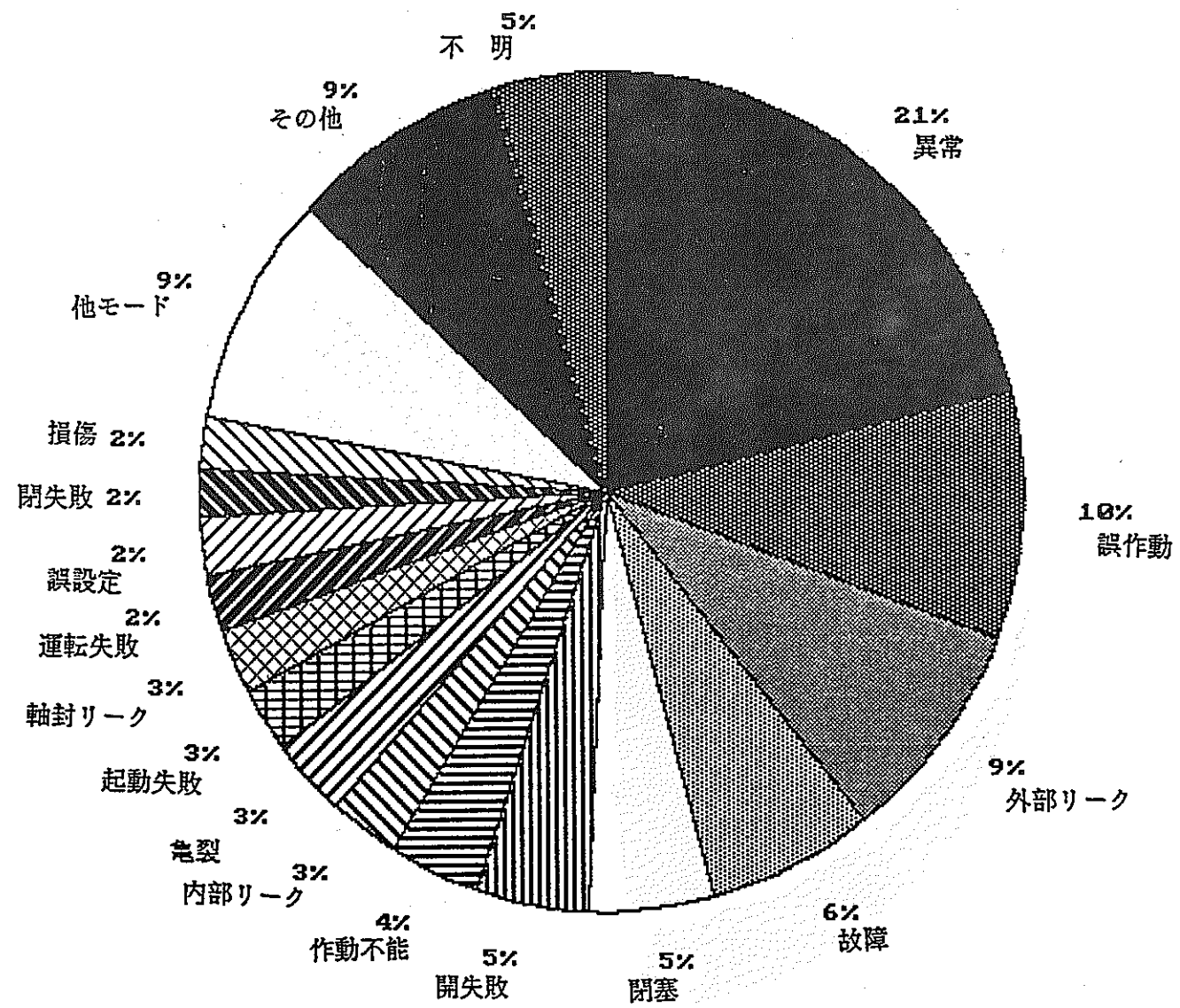


図3-7 故障モード別分類

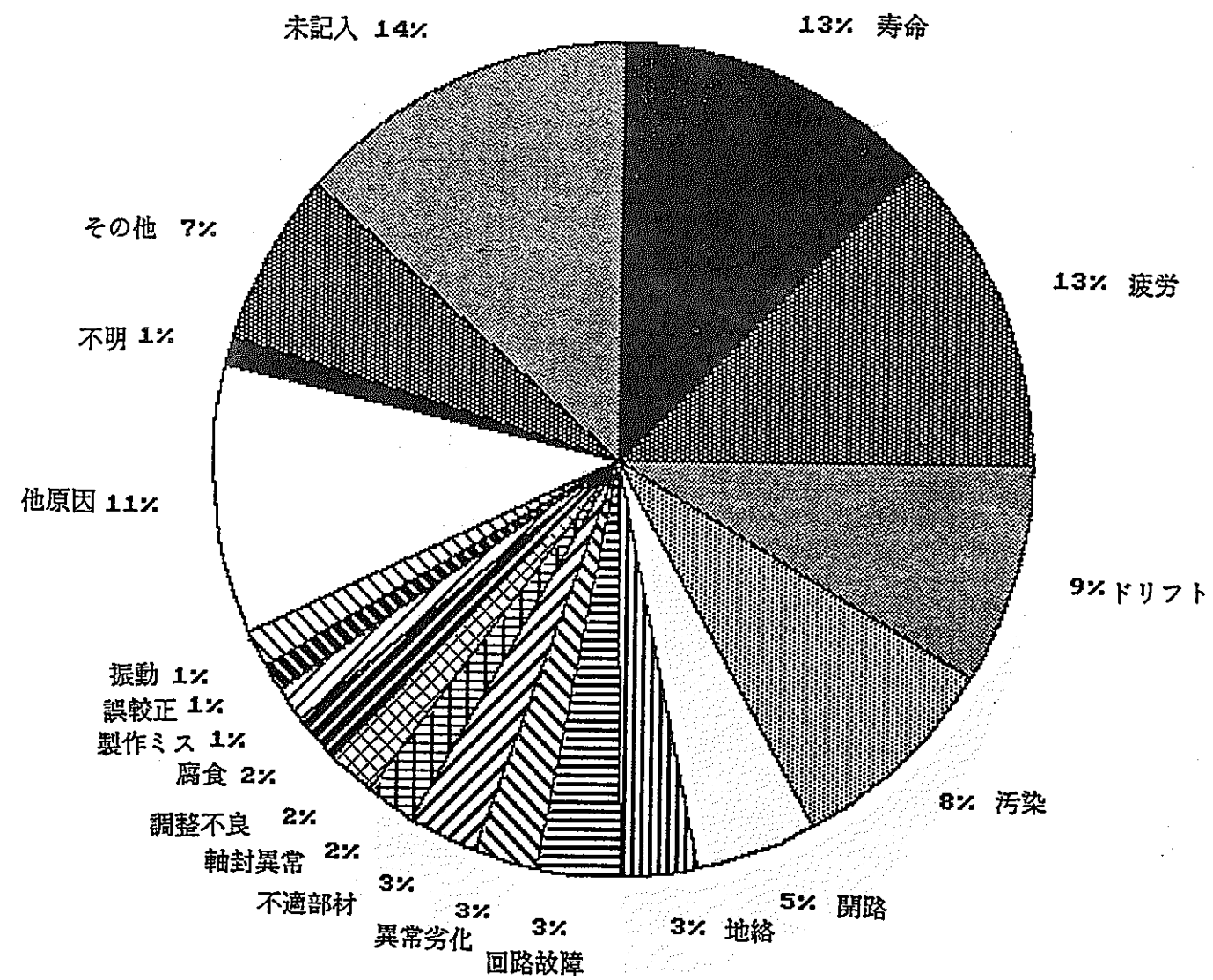


図 3 - 8 故障原因別分類

3.2 原子炉停止事象の傾向分析

3.2.1 概要

この事故・故障事例の分析においてはCREDOを始めとするデータソースに記録されているイベントデータから、原子炉運転状態に関する情報を基にして原子炉の通常運転から原子炉の停止（手動又は自動）に至ったイベントを抽出し、これら事故・故障によって発生した原子炉停止事象を分析の対象とした。

さらに、期間を1979年以降約10年間に限定し、その間に発生した原子炉停止に至る事故・故障事例を抽出して特徴分析を行った。

その結果、この10年間に発生した事故・故障事例として原子炉プラント7基について61件がリストアップされた。図3-9にプラント別の故障件数の割合を示す。

* 調査対象期間は各プラント毎に、EBR-IIとFFTFは1979.1～1986.12、PFR、Phenix及びKNK-IIは、1979.1～1984.12、常陽は1979.1～1988.11である。

3.2.2 分析結果

表3-1に分析結果を各項目毎に示す。

リストアップされた61件の事例を対象に実施した傾向分析の結果について、運転パターン別、システム別、機器別、故障要因別、対応措置別等ごとに特徴を以下に述べる。

(1) 原子炉停止パターン

事象発生時の原子炉の停止に関しては、原子炉保護系の作動によるスクラム、及び異常発生後に機器の補修等のため運転員によって計画外停止に至ったイベントがほぼ同数となっている。又、落雷等による電源喪失が11件（外部電源喪失：10件、所内電源喪失：1件）発生しているが、ほとんどは運転データ情報が詳細な「常陽」におけるイベントである。

(2) システム別

システム別では、2次主冷却系及び1次主冷却系の故障で過半数（34件）を占めている。次いで、原子炉制御・停止系の故障が続いているが、件数は上位2システムに比べてかなり少ない。図3-10にシステム別の故障件数の割合を示す。

(3) 機器種別

機器種別では、機械式ポンプ、蒸気発生器、計装品（アンプ、リレー、変換器等）の故障が多くなっている。その他ではラブチャディスク、CRDMの故障が多い。燃料（集合体）の損傷がPFR：1件、Phenix：1件、KNK-II：2件計4件が登録されている。図3-11に機器別の故障件数の割合を示す。

(4) 故障要因

1) 故障タイプ

機械的故障が過半数を占め、外部電源喪失事象を含めた電氣的故障が約36%、及びプロセス計装品に関連した電子的故障が約10%となっている。

2) 故障モード

故障モードでは、外部漏洩、制御失敗、運転失敗が多くなっている。外部漏洩13件の内訳は、蒸気発生器伝熱管での水漏洩が7件、蒸気発生器胴体と配管間のフランジ部からのナトリウム漏洩が1件、ラブチャディスクの破損が4件、及び隔離弁からのアルゴンガス漏洩が1件となっている。図3-12に故障モード別の故障件数の割合を示す。

3) 故障原因

故障原因は、寿命劣化が20件と多くなっている。落雷によるもの10件と原因が不明（情報不足）のもの9件を除いた、その他の原因としては、ポンプ等のシール不良や取水路の水質管理不具合による異物混入・付着や運転保守上の人的過誤が挙げられる。図3-13に故障原因別の故障件数の割合を示す。

蒸気発生器（8件）について故障原因をみると、蒸気器の伝熱管溶接部の腐蝕や欠陥による水リークが3件（PFR 2件、BN-600 1件）、再熱器の伝熱管熱疲労による水リークが4件（Phenix）、及び再熱器のベッセルとチューブバンドル間のフランジ部止具がゆるんだことによるナトリウムリークが1件（PFR）のような内訳となっている。

(5) 対応・措置

故障に対する対応措置としては、部品の交換及び補修が大半を占め、再発防止対策としての設計変更や運転保守要領への反映が実施された例は比較的少なく、

- 1) 機器設計の軽微な追加や変更（フランジ止具への封じ帯取付，弁カバー取付等）
- 2) 点検要領書の改善（項目の追加や手順の見直し等）
- 3) 点検方法，機器の健全性チェックに関して保守員等への再教育などがなされている程度である。

表 3-1 高速炉の事故故障事例分析 (79年以降分) — 1/3

項 目	EBR-II (14件)	FFTF (12件)	PFR (13件)	Phenix (6件)	KNK-II (2件)	BN-600 (1件)	JOYO (13件)	計 (61件)
1. パターン								
(1) 運転 (自 →スラム手)	4 $\begin{pmatrix} 2 \\ 2 \end{pmatrix}$	9 $\begin{pmatrix} 5 \\ 4 \end{pmatrix}$	2 $\begin{pmatrix} 2 \\ 0 \end{pmatrix}$		1 $\begin{pmatrix} 0 \\ 1 \end{pmatrix}$		12 $\begin{pmatrix} 12 \\ 0 \end{pmatrix}$	28 $\begin{pmatrix} 21 \\ 7 \end{pmatrix}$
(2) 運転→停止	9		11	6	1	1	1	29
(3) 起動 (自 →スラム手)		3 $\begin{pmatrix} 2 \\ 1 \end{pmatrix}$						3 $\begin{pmatrix} 2 \\ 1 \end{pmatrix}$
(4) 起動→停止	1							1
2. システム								
(1) (燃料集合体)			1	1	2			4
(2) 原子炉制御・ 停止系	3	1						4
(3) 1次主冷却系	5	6	1	1			2 R/V level O/F	15
(4) 2次主冷却系	3		8	4		1	3 スイッチ モータ 温度設定器	19
(5) 1次補助冷却 系	1							1
(6) アルガシ供給系	1							1
(7) 電気設備	1							1
(8) 補冷水			2					2
(9) (外部・所内電 喪)		2	1				8	11
(10) 不明		3						3
3. 機 器 (つづく)								
(1) 燃料集合体			1	1	2			4
(2) CRDM	3	1						4
(3) 機械ポンプ (駆動機構含)	2	3	1	1			1	8
(4) 電機ポンプ	1							1
(5) 蒸気発生器			3	4		1		8
(6) ラジエータ	2		2					4
(7) 弁・配管	1 (弁)		2 (配管)					3
(8) 計装品 (7ツブ・ 交換器・リレー)	4	1					2 温度設定器 ケーブルト	7
(9) ブレーカ	1							1

表 3-1 高速炉の事故故障事例分析 (79年以降分) — 2/3

項 目	EBR-II (14件)	FFTF (12件)	PFR (13件)	Phenix (6件)	KNK-II (2件)	BN-600 (1件)	JOYO (13件)	計 (61件)
3. 機 器 (つづき)								
00 液体加減抵抗器		2						2
00 取水路			2					2
02 (外部・所内電 喪)		2	1				8	11
03 不 明		3	1				2 (誤操作)	6
4. 故障タイプ								
(1) 機 械	7	3	12	6	2	1	2 誤操作	33
(2) 電 気	3	8	1				10	22
(3) 電 子	4	1					1	6
5. 故障モード								
(1) 燃料損傷			1	1	2			4
(2) 運転失敗	2 CB	2	1 Pump-shaft	1 Pump-Bush			3 モータ 誤操作	9
(3) 制御失敗	4	4	2				2 温度設定器 ケーブル	12
(4) 保持失敗	2							2
(5) 外部漏洩	3 Ar-1 R/D-2		5 Na 水-2 R/D-2	4 水-4		1 水		13
(6) 軸シール漏洩	2	1						3
(7) 閉 塞			1 海水路					1
(8) 変形・クラック	1		2					3
(9) 外部・所内電 喪		2	1				8	11
00 不 明		3						3
6. 故障原因 (つづく)								
(1) 寿命 (劣化・ 腐蝕他)	7		6 Pump	5			2 温度設定器 モータ	20
(2) 照 射			1					1
(3) 異物混入・付 着	2 ポンプ	2 モータ ポンプ	2 取水 海水					6
(4) 落 雷		1	1				8	10
(5) 開 路	2 CB	1						3

表 3 - 1 高速炉の事故故障事例分析 (79年以降分) — 3/3

項 目	EBR-II	FFTF	PFR	Phenix	KNK-II	BN-600	JOYO	計
6. 故障原因 (つづき)	(14件)	(12件)	(13件)	(6件)	(2件)	(1件)	(13件)	(61件)
(6) ドリフト	1	2						3
(7) 施工・調整不 具合		1 抵抗器調整				1 SG-Tube 溶接	1 ケーブル	3
(8) 作業管理ミス	2 作業中 衝撃	2 ドレン弁 工事電源					2 誤操作	6
(9) 不 明		3	3 ホリク系:ヒガ	1	2			9
7. 対応・措置 (注) 事例に複数項目を記載しているものもあるため各トータルは、プラント及び項目の計と一致していない。								
(1) 補 修	2	5	7					14
(2) 交 換	9	4	5	5	2	1	2	28
(3) 特になし	1	2	1				8	12
(4) 不 明	1	3		1				5
(5) 運転要領			1			1	1 弁誤操作	3
(6) 保守要領	2	1					1 温度設定器	4
(7) 教育訓練		1					1 スイッチ 誤操作	2
(8) 設計変更	1	1	3 配線ルート				2 モータ ケーブル	7

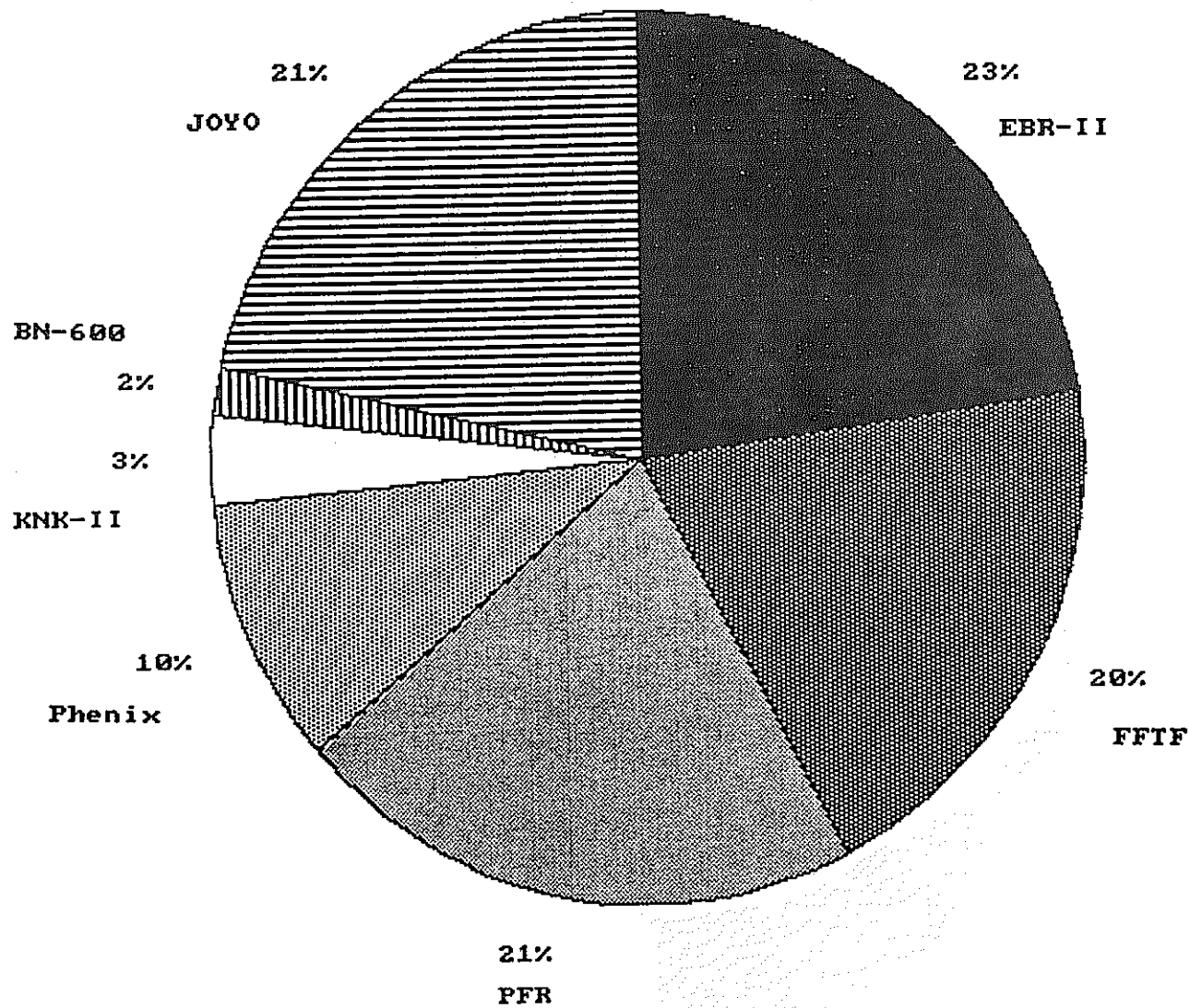


図3-9 故障数分類：プラント別

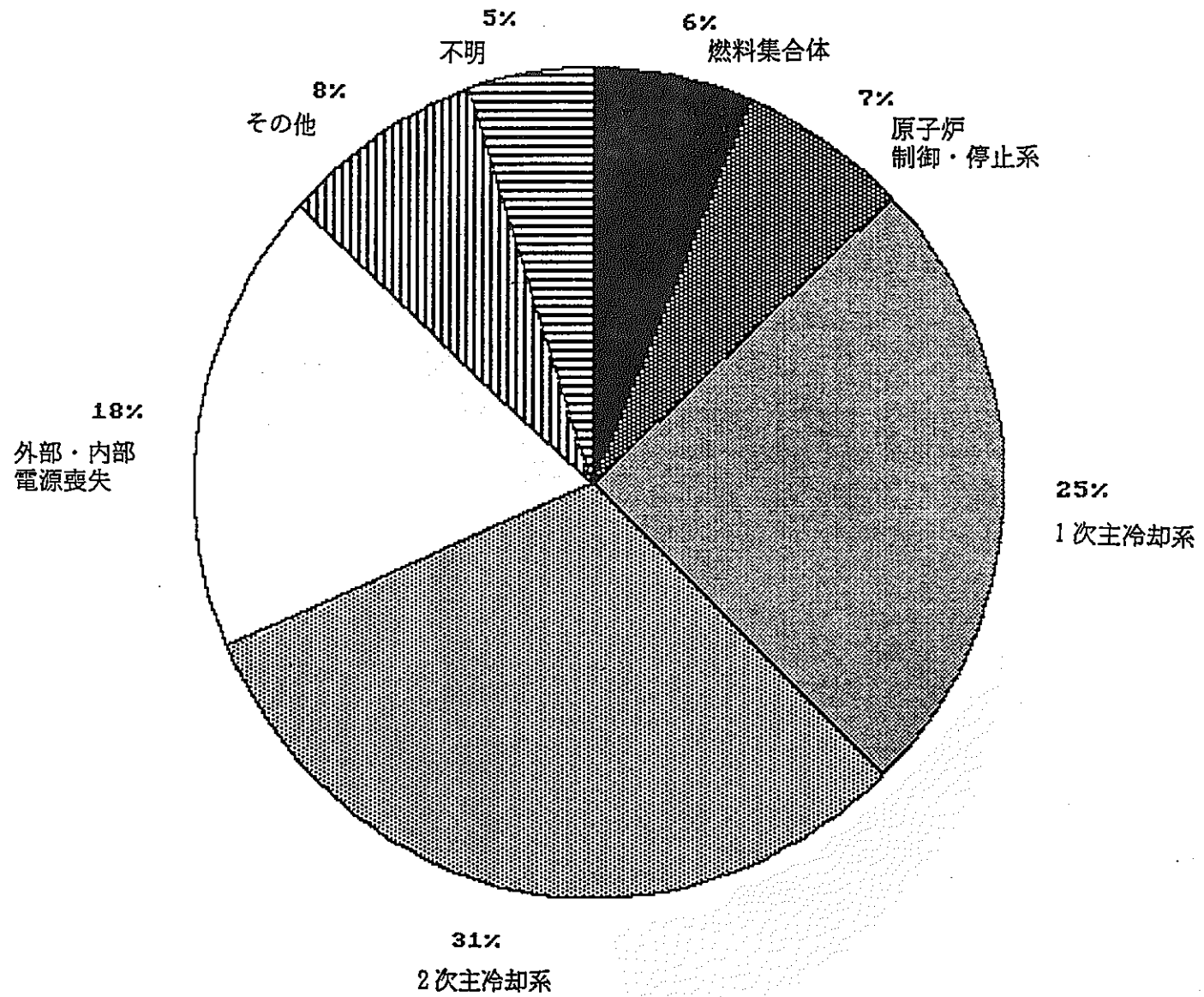


図3-10 故障数分類：システム別

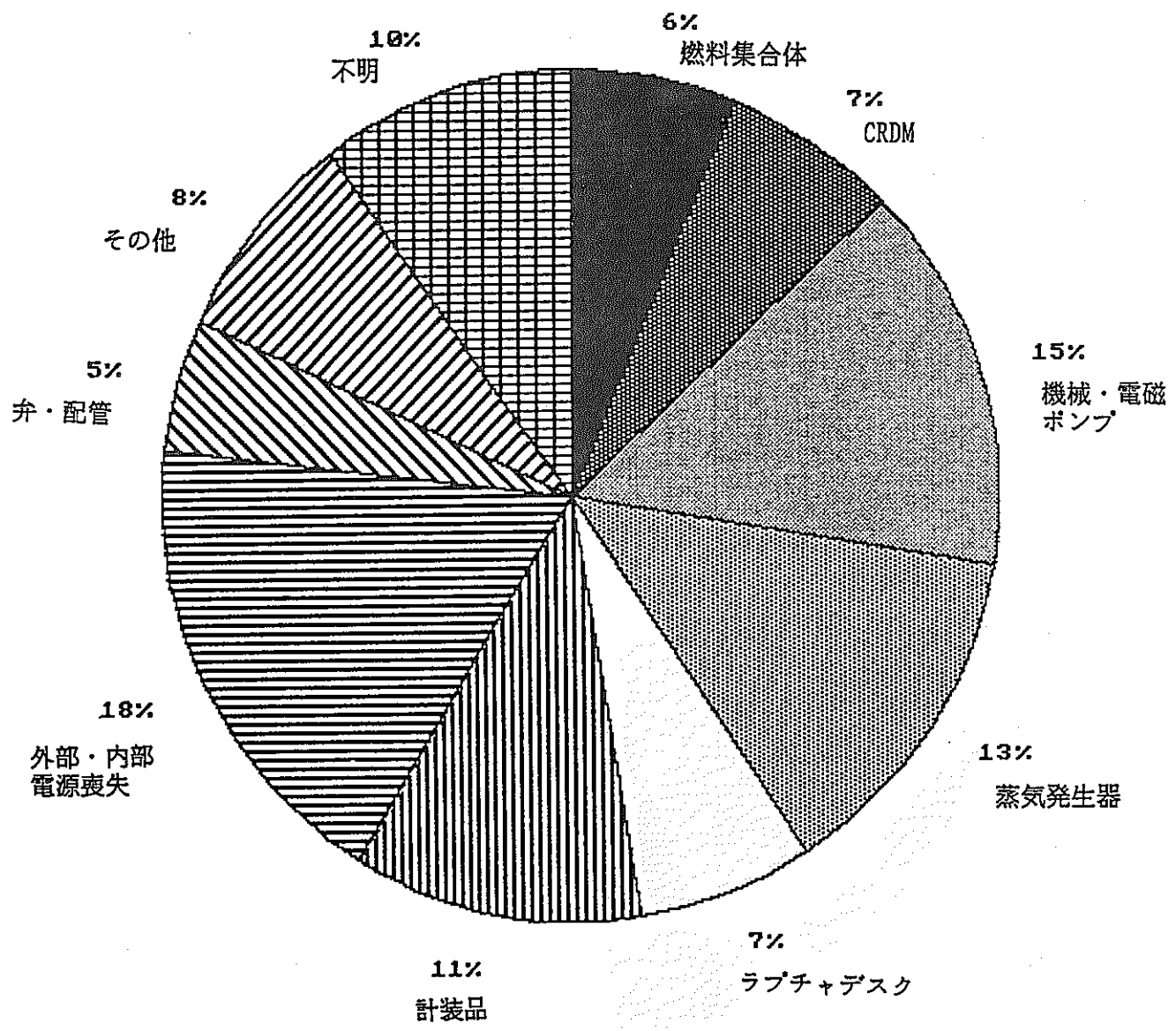


図3-11 故障数分類：機器別

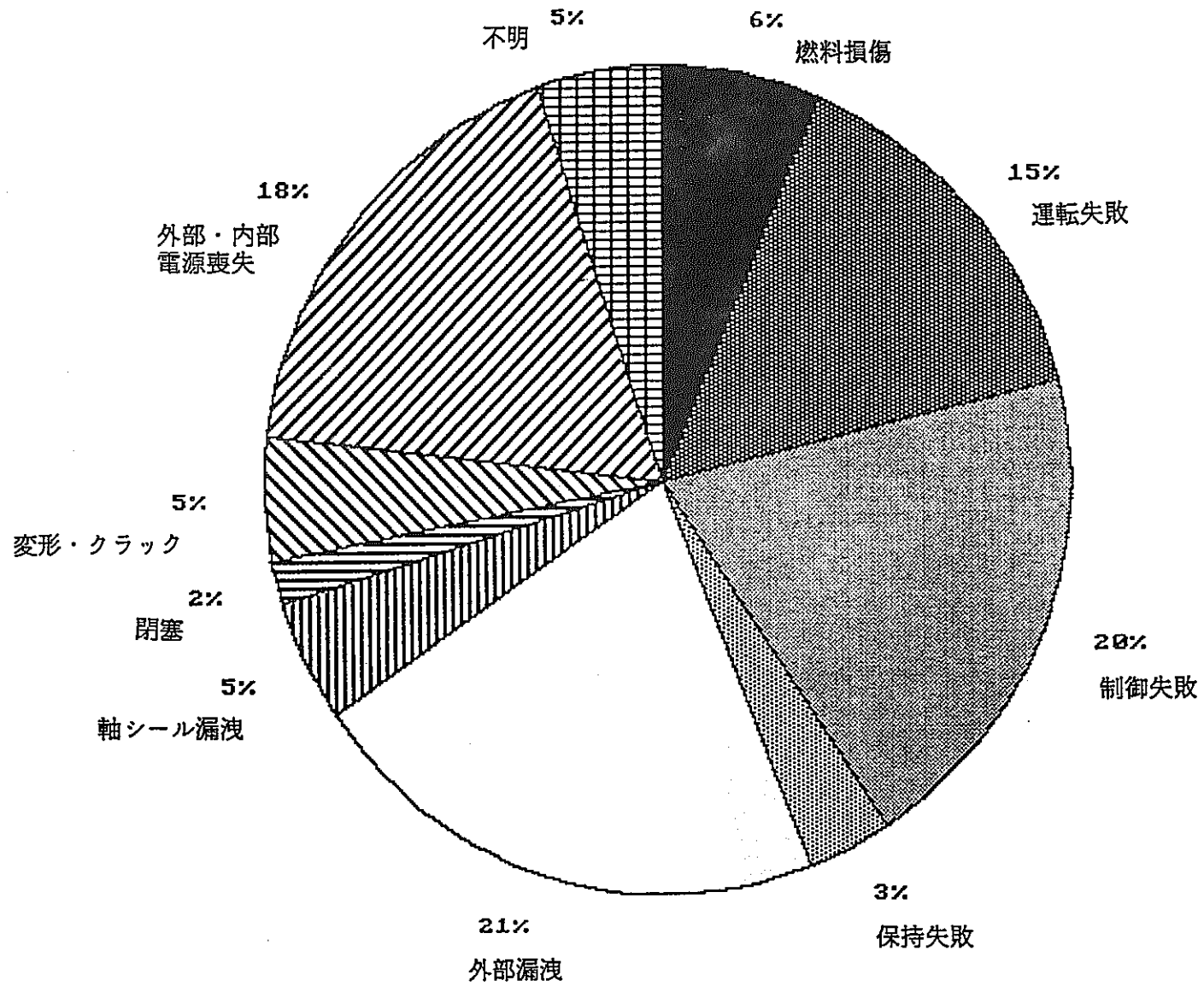


図 3-12 故障数分類：故障モード別

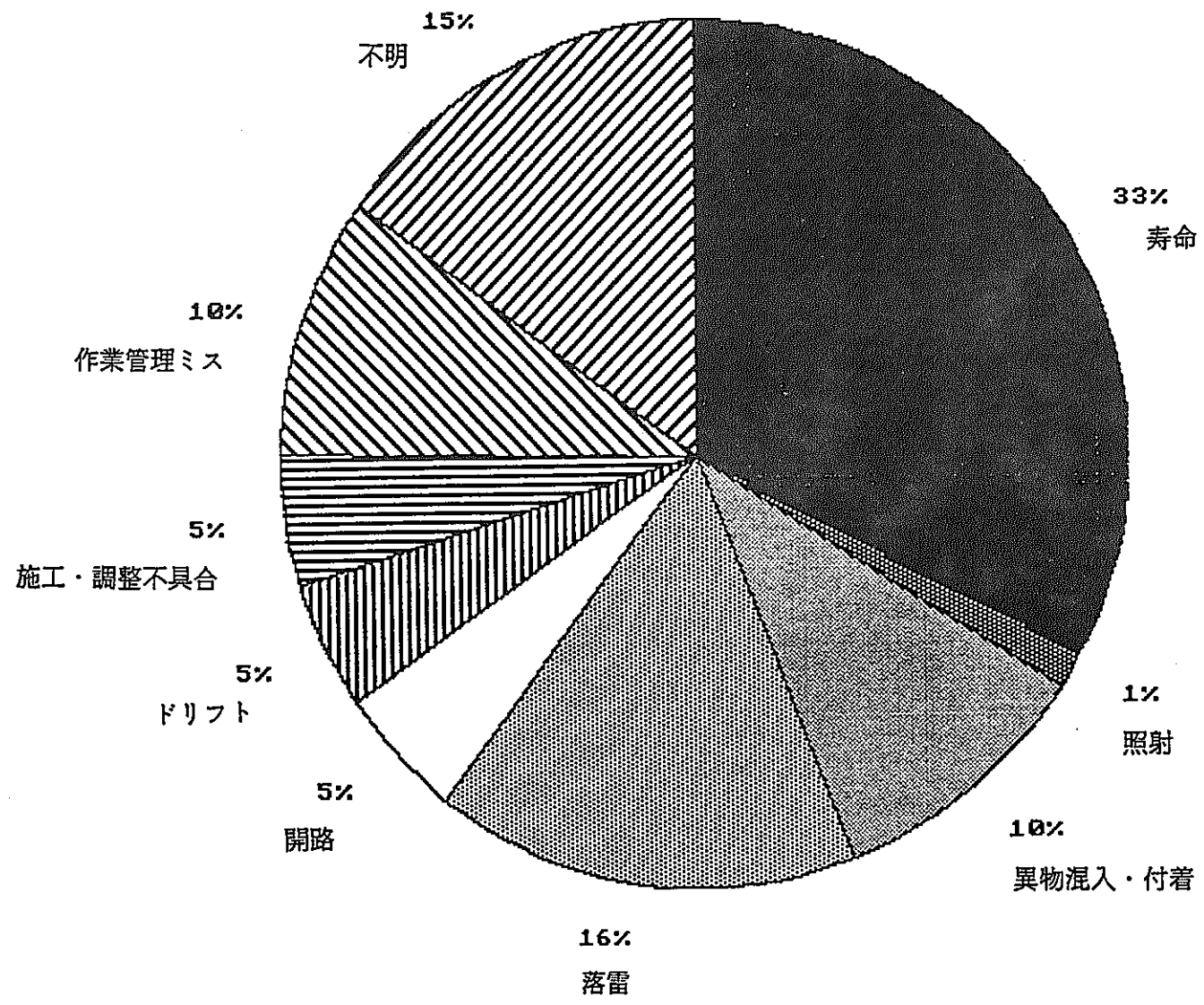


図 3 - 13 故障数分類：故障原因別

4. 安全評価事象との対応等に関する考察

ここで抽出した61件の事例について、これまでに行われた我が国の高速炉の安全評価において想定されている事象との比較検討や系統の安全機能確保上の重要性等に関する分析を行った。これまでの安全評価事象との比較等の検討結果を表4-1に整理して示す。なお、これらの事例において放射性物質の環境中への放出をもたらすような事象は発生していない。

4.1 制御棒関連の事例

制御棒関連の故障がBBR-IIにおいて3件発生している。そのうち、2件が制御棒の落下であり、原因はそれぞれラッチ機構の劣化及びラッチ機構への供給電源回路のヒューズ溶断であるが、これらは反応度添加及び原子炉停止機能の観点から問題となることはなく、また、これまでの安全評価においても「制御棒落下」として出力分布の変化の観点から検討されている。制御棒挿入がスムーズに行えないという不具合が1件あるが、制御棒駆動機構を交換して復旧しており、またワンロードスタック条件の設計により対応できていることから問題とはならない。FFTFにおいては制御棒駆動機構の不活性ガスによる冷却系が故障し、手動により原子炉スクラムを行った事例があるが、原子炉停止機能に影響をもたらすものではなく軽微な事象である（我が国の高速炉では制御棒駆動機構専用の冷却系は備えておらず、格納容器内換気空調系によって雰囲気温度を制御している。）。

4.2 1次主冷却系流量異常の事例

1次主冷却系の流量異常がFFTFにおいて5件発生している。そのうち、3件が流量減少であり、原因は流量制御系の故障（開路、限時リレー故障、液体加減抵抗器故障）で、いずれも1ループの故障であり、これらは、これまでの安全評価において対象としている「1次冷却材流量減少」の事象に包絡されていると考えられる。残りの2件が流量増大であり、いずれも1ループの故障で、「1次冷却材流量高」信号により原子炉スクラムしている。原因はそれぞれモータ異常（ダスト堆積）及び制御系の故障である。これ

らと同様の事象はこれまでの安全評価において「1次冷却材流量増大」として検討されている。この他、EBR-IIにおいて1次主循環ポンプシール異常によるシャフト部への酸化ナトリウム付着によってポンプが固着状況を呈し警報を発した事例、PFTFにおいて1次主循環ポンプがポンプ軸異常により停止した事例、及びPhenixにおいて1次主循環ポンプが下部軸受ブッシュのずれにより異常な振動を起こし効率が著しく低下した事例がある。我が国の高速増殖炉用ポンプについては、実機規模のポンプによるR&Dを十分にを行い性能及び健全性を確認している（その中でシール技術は確立されている）とともに、実機の製作に当たっては品質管理に万全を期しており、このようなポンプ故障が生じるとは考えられない。このような事象はこれまでの安全評価において「1次主冷却系循環ポンプ軸固着事故」として検討されている。

4.3 2次主冷却系流量異常の事例

2次主冷却系の流量異常が、EBR-IIで1件、常陽で1件発生している。前者は人的過誤に起因する主循環電磁ポンプトリップであり、後者は主モータのブラシ焼損に伴う流量低下であるが、いずれも、これまでの安全評価で対象としている「2次冷却材流量減少」で包絡されていると考えられる。また、PFRにおいて2次主循環ポンプが軸固着の状況を呈して、モータの過負荷によりトリップしているが、このような事象はこれまでの安全評価において「2次冷却材流量減少」や「2次主冷却系循環ポンプ軸固着事故」として検討されている。

4.4 蒸気発生器関連の事例

蒸気発生器伝熱管の水漏洩については、PFRの蒸発器で2件、Phenixの再熱器で4件、BN-600で1件（数回）発生しており、いずれも溶接不良、施工法の不適切が原因とされている。いずれも、水漏洩を検知し、水・蒸気側隔離等の動作により、当該伝熱管1本のみ破損に抑えられ、圧力開放板が作動するような事態まで至ることなく、終息している。我が国の高速増殖炉用蒸気発生器については、50MW蒸気発生器試験施設等を用いて十分R&Dを実施してきており、伝熱管等の溶接に当たっては適切な施工法を採用するとともに溶接後は放射線透過試験、液体浸透探傷試験、耐圧試験等を行ってその健全

性を確認することにより、このような伝熱管の破損が生じないようにしている。また、これまでの安全評価では「蒸気発生器伝熱管破損事故」として検討されており、初期伝熱管1本完全破断相当、最終的には4本完全破断相当までの水漏洩を想定しており、上記の発生した水漏洩はこれにより十分包絡されている。なお、Phenixの1件では、水・蒸気側隔離後、窒素ガスを伝熱管内に注入する系統が作動しなかったため、蒸気側にナトリウムが流入したが、既に水蒸気側は隔離されておりナトリウム・水反応の拡大の恐れはなく、また、中間熱交換器伝熱管（1次系バウンダリ）への影響はないので安全上問題になることはないと考えられる。

また、蒸気発生器のラプチャーディスクの破損及びそれに伴う少量のナトリウム漏洩がEBR-II及びPPRでそれぞれ2件発生しているが、伝熱管破損時のナトリウム・水反応による発生圧力を緩和する機能を阻害したわけではないこと、ナトリウムが外部に漏洩したわけではないこと、また、我が国の高速増殖炉の蒸気発生器のラプチャーディスクはカバーガス部に取り付けられていることから、特に安全上問題とすべき事象ではない。

4.5 ナトリウム漏洩の事例

ナトリウムの漏洩がPPRの2次系で3件発生している。1件は蒸気発生器再熱器のフランジ部でボルトのクラックにより締付がゆるんだために少量（～2 kg）の漏洩があったものであり、1件は、2次系配管のティー接合部の溶接にクラックが発生して少量の漏洩があったものであり、さらに1件は、ナトリウム中水漏洩検出系配管からの漏洩（予熱ヒータ系の異常に起因した）である。我が国の高速炉のナトリウム配管・機器については、適切な材料選定、設計及び溶接・施工法を採用するとともに、試験及び検査を十分に行うことにより、ナトリウム漏洩が発生しないようにしており、実際、常陽においてはナトリウム漏洩を経験していない。また、これまでの安全評価では、「2次冷却材漏洩事故」として検討されており、1/4Dtの面積の漏洩口から100m²程度の大量のナトリウムが漏洩することを想定しており、上記の発生したナトリウム漏洩はこれにより十分包絡されている。

4.6 燃料要素損傷の事例

燃料要素の損傷が4件（PPR, Phenix それぞれ1件, KNK-II 2件）報告されており、いずれもカバーガスモニタリング系（CG）あるいは遅発中性子検出系（DND）により検知されている。すべて、ランダムな燃料ピンの破損と考えられ、特に安全上問題とするに足る事象ではない。安全評価においては一定割合の通常時燃料破損を前提にしており、また、冷却材流路閉塞事故評価の一環として、FPガス放出による隣接燃料要素への影響が検討されている。

4.7 電源系関連の事例

電源系に関連しては、落雷による外部電源喪失が常陽において8件、FPTF及びPPRにおいてそれぞれ1件発生しているが、これらは「外部電源喪失」として評価されているものである。また、EBR-IIにおいて常用と非常用の両交流電源が一時的に喪失し原子炉スクラムした事例がある。非常用電源のスイッチギア内ブレーカーの故障により過電流となり他のブレーカをトリップさせたこと及び他の1系統のD/Gが定期の（週間）試運転中であつたことが原因であつたとされる。我が国の高速増殖炉については、短時間の全動力電源喪失に対して原子炉を安全に停止しかつ停止後の冷却を確保できる設計としており、既に対応が図られていることから問題とはならない（なお、原型炉については、D/Gに対してテストオーバーライド機能が備えられているので、試運転中でも要求があれば自動的に接続され給電できるようになっている。）。

4.8 計装系異常の事例

原子炉の流量計装系に異常があり調査補修のために原子炉を停止するという事象がEBR-IIにおいて3件発生している。いずれもアンプ、変換器の寿命劣化による故障であり、交換作業後復旧しており、特に問題となる事象ではない。なお、これらのうちの1件は、ひとつの計装チャンネルの故障原因として他に点検時エラーや接続部のゆるみも併せて発生していたが、同一チャンネル内での多重故障であり、結果的に機能上問題となることはなかった。

また、計装系の異常に関しては、常陽において2次ナトリウム純化系電磁ポンプダク

トの温度計装系の異常（温度変換器の故障）に起因し、2次主冷却系へのナトリウム汲上機能が喪失し、充填弁の開度調節器の不具合も重って2次主循環ポンプのナトリウムの液位が低下し、同ポンプがトリップした事例がある。これは結果的に「2次冷却材流量減少」の評価により包絡されているといえる。さらに、常陽において原子炉容器ナトリウム液位計装系の2つのチャンネルの信号線が回転プラグアルゴンガス系の警報信号線と同居していたため、警報信号線からノイズが混入し液位計が誤信号を発生して原子炉スクラムしている事例がある。これは原子炉停止という機能上からは問題なかったと考えられるが、安全保護系の信号線の系統分離に十分留意すべきことを改めて示したといえる。

4.9 その他の事例

PPRにおいて、1次アルゴンガス系の流量異常、取水系の水処理の不具合、海水ポンプハウスへの海草の進入等の事例があり、またBBR-IIにおいて、1次主循環ポンプシーリングプラグの異常により1次冷却系へ炭化水素が混入した事例、アルゴンガス供給系の隔離弁がダイヤフラムを設計寿命をはるかに超えて供用したために漏洩を起こした事例、1次補助系ポンプに関連するバッファンプの故障を補修するために原子炉を停止した事例があるが、これらはいずれも安全上特に問題となる事象とは考えられない。なお、アルゴンガス供給系の隔離弁は、格納バウンダリーを構成しているので注意する必要があるが、隔離弁は2重に設けられていること、原因がBBR-IIにおける保守、管理のまずさにあることから、我が国において設備上特に問題とする必要はないと考えられる。

常陽において、不適切な運転操作が関連した事象が2件発生している。1件は主冷却器の風量制御設備の検査用押しボタンを誤って押したため、誤信号が入力され主送風機のトリップに至った事例である。この事象は「主冷却器送風機出力喪失事故」の評価において検討されている。空気冷却器は崩壊熱除去に用いられるが、多重系統が備えられていること、空気の自然循環にも期待できること等から、1系統の送風機がトリップしても機能上問題となることはない。もう1件は、燃料破損検出系にあるナトリウムベーパーラップ内のナトリウムをドレンする作業において、ドレンライン構成がオーバーフロー汲上げ配管経由となっていたため、カバーガスがオーバーフロー系電磁ポンプに

巻き込まれポンプトリップに至った事例である。原子炉冷却材漏洩時にオーバーフロー系の汲み上げに期待する場合、電磁ポンプは多重に設けられており、機能上問題になることはないと考えられる。

その他FFTPにおいて自動スクラム1件、手動スクラム3件の報告がある。詳細はいずれも不明であるが、特に注目すべき点はないと思われる。

表 4-1 抽出した事例と安全評価事象との比較等(1)

摘 出 事 例	安全評価事象	備 考
<p>〔制御棒関連〕</p> <p>1. 制御棒ラッチ機構異常に伴う制御棒落下 (EBR-II, 79/8/1)</p> <p>2. 制御棒異常落下 (EBR-II, 79/10/27)</p> <p>3. 制御棒下部駆動チューブ変形 (EBR-II, 84/2/13)</p> <p>4. 制御棒駆動装置の温度上昇 (FFTF, 80/3/3)</p>	<p>制御棒落下</p>	<p>これらの事例は反応度添加及び原子炉停止機能の観点から問題となることはない。</p> <p>ワンロードスタック条件の設計により対応できている。</p> <p>原子炉停止機能に影響しない軽微な事象</p>
<p>〔1次主冷却系の流量異常〕</p> <p>5. 1次主循環ポンプ流量制御系の異常 (FFTF, 83/5/7)</p> <p>6. 1次主循環ポンプ流量制御系限時リレーの故障 (FFTF, 83/7/6)</p> <p>7. 1次主循環ポンプ速度制御系異常 (FFTF, 82/5/24)</p> <p>8. 1次主循環ポンプ主モータの異常 (FFTF, 82/5/25)</p> <p>9. 主ポンプ速度制御系異常 (FFTF, 82/4/14)</p>	<p>1次冷却材流量減少</p> <p>1次冷却材流量増大</p>	
<p>10. 1次主循環ポンプシャフトへの酸化ナトリウム付着による駆動電源の異常 (EBR-II, 86/7/3)</p> <p>11. 1次主冷却系主ポンプのポンプ軸異常 (FFTF, 82/5)</p> <p>12. 1次主循環ポンプ下部軸受けの異常 (Phenix, 81)</p>	<p>1次主冷却系循環ポンプ軸固着事故</p>	

表4-1 摘出した事例と安全評価事象との比較等(2)

摘 出 事 例	安全評価事象	備 考
(2次主冷却系の流量異常) 13. ヒューマンエラーに起因する2次主冷却系流量喪失 (EBR-II, 83/8/31) 14. 2次主循環ポンプ主モータのブラシ焼損 (常陽, 81/11/16) 15. 2次主循環ポンプの軸固着 (PFR, 84)	} 2次冷却材流量減少 2次主冷却系循環ポンプ軸固着事故	
(蒸気発生器関連) 16. 蒸発器 (No. 2) でのリーク (PFR, 79/2) 17. 蒸発器 (No. 1) でのリーク (PFR, 79/4) 18. 再熱器 (No. 2) 伝熱管での水漏洩 —— 窒素ガス注入失敗 (*) (Phenix, 82/4/29.30) 19. 再熱器 (No. 1) 伝熱管での水漏洩 (Phenix, 82/12/16) 20. 再熱器 (No. 3) 伝熱管での水漏洩 (Phenix, 83/2/15) 21. 再熱器 (No. 1) 伝熱管での水漏洩 (Phenix, 83/3/20) 22. 蒸気発生器伝熱管の小規模漏洩 (BN600, 80/7.8)	蒸気発生器伝熱管からの小漏洩 蒸気発生器伝熱管破損事故	16~22のいずれの事例においても、水漏洩を検知し、水・蒸気側隔離等の動作により、当該伝熱管1本のみ破損に抑えられ、圧力開放板が作動するような事態にまで至っていない。 (*) 蒸気側にナトリウムが流入したが、ナトリウム・水反応の拡大の恐れはなく、またIHX伝熱管 (1次系バウンダリ) への影響はない。
23. 蒸発器ヘッドラプチャディスクの故障 (EBR-II, 81/6/2) 24. 高圧ラプチャディスクの故障 (EBR-II, 83/6/3)		(23.~26.)伝熱管破損時のナトリウム・水反応による発生圧力を緩和する本来の機能に影響を与えるものではない。

表4-1 摘出した事例と安全評価事象との比較等(3)

摘 出 事 例	安全評価事象	備 考
25. 蒸気発生器防護システムのラプチャディスク破損 (PFR, 83/1)		(我が国の蒸気発生器のラプチャディスクはカバーガス部に取り付けられており、特に安全上問題とすべき事態にはならない)
26. 蒸気発生器防護システムのラプチャディスク破損 (PFR, 83/2)		
〔ナトリウム漏洩〕		
27. 再熱器フランジ部でのリーク (PFR, 79/7)	2次冷却材漏洩事故	
28. 再熱器下流2次系配管よりのナトリウムリーク (PFR, 83/5)		
29. 水漏洩検出系配管からのナトリウム漏洩 (PFR, 84/6)		
〔燃料要素の損傷〕		
30. 実験用燃料ピンの破損 (PFR, 79/1/上)	(冷却材流路閉塞事故) FPガス放出の影響評価	いずれもランダムな燃料ピンの破損と考えられる。
31. 燃料ピンの破損 (Phenix, 79/5/1)		安全評価においては一定割合の通常時燃料破損を前提にしている。
32. 燃料要素の損傷 (KNK-II, 79/4)		
33. 燃料要素の損傷 (KNK-II, 80/5~8)		
〔電源系関連〕		
34. ~41. 外部電源喪失-落雷 (常陽)	外部電源喪失	
42. 電圧のトランジェント-落雷 (PFTF, 83/7/6)		
43. 外部電源喪失-落雷 (PFR, 79/5~7)		

表4-1 抽出した事例と安全評価事象との比較等(4)

摘 出 事 例	安全評価事象	備 考
<p>44. 常用及び非常用両交流電源の一時的な故障 (EBR-II, 81/3/2)</p> <p>[計装系の異常]</p> <p>45. 高圧プレナム流量計装系異常 (EBR-II, 83/8/6)</p> <p>46. 高圧プレナム流量計装系異常 (EBR-II, 83/12/21)</p> <p>47. 上部プレナム流量計装系異常 (EBR-II, 86/2/22)</p>		<p>短時間の全動力電源喪失に対して、原子炉を安全に停止し、かつ停止後の冷却を確保できる設計としている。</p> <p>(45.~47.)調査補修のための原子炉停止。いずれも、アンプ、変換器の寿命劣化による故障であり、交換作業後復旧している。</p> <p>(47.は、さらに点検時エラーや接続部のゆるみも併せて発生していたが、同一チャンネル内の多重故障であり、機能上問題とならなかった。)</p>
<p>48. 2次ナトリウム純化系BMPダクト温度計装系の異常 (常陽, 83/3/8)</p> <p>49. 炉容器ナトリウム液位計装系の誤信号 (ノイズ) による原子炉スクラム (常陽, 87/9/7)</p> <p>[その他]</p> <p>50. 1次系アルゴンガスブランケットシステムの異常 (PFR, 79/5~7)</p> <p>51. 取水系の水処理の不具合 (PFR, 79/5~7)</p>	2次冷却材流量減少	<p>当該温度計装系の温度変換器の故障に起因して、結果的に2次主循環ポンプのトリップに至った。</p> <p>信号線の系統分離不十分。</p> <p>原子炉停止という機能上からは問題なかった。</p> <p>(50.~52.)いずれも、詳細不明であるが、通常停止が行われたものと考えられ、安全上特に問題となる事象とは考えられない。</p>

表4-1 摘出した事例と安全評価事象との比較等(5)

摘 出 事 例	安全評価事象	備 考
52. 海水ポンプハウスへの海草の進入 (PFR, 79/5~7)		
53. 1次主循環ポンプシールプラグ異常による1次冷却系への炭化水素混入 (EBR-II, 82/5/20~83/2)		特に、炉心への影響や冷却機能上の問題はなく、軽微な事象である。
54. アルゴンガス供給系隔離弁漏洩 (EBR-II, 82/5/20)		隔離弁の機能低下。保守管理の問題。隔離弁は2重になっており、隔離機能は確保できる。
55. 1次補助冷却系ポンプの電圧異常上昇 (EBR-II, 80/11/15)		バッファアンプの故障と判明し、補修のために原子炉を停止。
56. 主冷却器風量制御設備の検査用スイッチの誤操作 (常陽, 81/7/1)	主冷却器送風機出力喪失事故	空気冷却器を崩壊熱除去に使うが、多重に設けられること、空気の自然循環にも期待できることから、問題はない。
57. オーバーフロー電磁ポンプトリップ (常陽, 81/7/26)		冷却材漏洩時に、オーバーフロー系に期待する場合、電磁ポンプは多重に用意されており問題はないと考えられる。
58. プラントのスクラム-サイト電力低下 (FFTF, 80/11/19~12/23)	(電源喪失)	詳細不明 (建設過程の特殊な条件下での自動停止)
59. ~61. プラントの手動スクラム (FFTF, 80/11/19~12/23)		詳細不明

5. 結 論

高速増殖炉の事故・故障データの調査及び分析を行い、その特徴、傾向を把握した。

CREDOデータを基にした機器故障の傾向分析の結果では、故障事例の多い機器は弁、プロセス計装であるが登録機器数で除した故障割合の高いのは、機械式ポンプや送風機であること、ガス系システムの機器の故障が比較的多いこと、原子炉運転中に発生している故障は全体の約2割であり、原子炉停止に至ったものが約2.6%であること、機器異常のほぼ半分は定時パトロール時及び通常監視時に発見されていること、故障原因としては機器や構成部材の寿命及び疲労、計装系のドリフト、ナトリウムポンプや弁のシール部不具合等が比較的多くなっていること等が示された。

1979年以降約10年間の事故・故障事例として高速炉プラント7基について、原子炉停止に至った事象61件を抽出し、傾向分析を行った。自動スクラムと計画外停止がほぼ同数あり、2次及び1次主冷却系の故障が過半数を占め、機械式ポンプ、蒸気発生器、計装品等の故障が多い。故障のタイプとしては、機械的故障、故障モードでは外部漏洩（SGでの水漏洩等）がそれぞれ多くなっており、故障の原因は寿命の劣化が比較的多く、その他、ポンプ等のシール不良、異物流入付着、運転保守上の人的過誤がある。対応措置については、部品の交換、補修が大半を占め、設計変更や運転保守要領への反映がなされた例は比較的少ない。

これら61件の事例について、さらに詳細な検討を加え、安全上の重要性や安全評価の包絡性に関する考察を試みた。その結果、ここで抽出された事例は、これまでの安全評価（ないし設計）において想定されている事象に包絡されているか、あるいは安全機能の確保に支障のない軽微な事象であると判断される。

参 考 文 献

- 1) ENC '86 TRANSACTIONS, GENEVA, JUNE 1-6, 1986.
- 2) 「常陽」故障報告書
- 3) 原子力文化振興財団, 「FBR広報素材資料集(初版)」昭和63年3月
- 4) 高速増殖炉もんじゅ発電所原子炉設置許可申請書, 1985. 2