

分置

本資料は2001年10月30日付けで
登録区分変更する。 [技術展開部技術協力課]

高速炉の事故・故障データ分析

1990年8月

動力炉・核燃料開発事業団
大洗工学センター



この資料は、動燃事業団の開発業務を進めるため、限られた関係者だけに配布するものです。従って、その取扱いには十分注意を払って下さい。なお、この資料の供覧、複製、転載、引用等には事業団の承認が必要です。



高速炉の事故・故障データ分析

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、各データソースについてデータの概要と、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最近10年間（1979年以降）に発生した事象を抽出して、上記傾向分析を行うと共に、各事例について詳細な検討を行い、我国の高速増殖炉にとっての安全上の意味合い、重要性、あるいは安全評価の包絡性の観点から考察を試みた。

本検討結果によると、ここで抽出された事象（原子炉停止に至った事象）は、これまでの安全設計／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ことが確認された。

* 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 domestic 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. CREDOの事故・故障データの分析	2
2.1 データの構成及びインベントリ	2
2.2 分析結果	6
3. 海外高速炉の事故・故障データの分析	16
3.1 データソース	16
3.2 分析結果	16
4. 「常陽」の事故・故障データの分析	23
5. 1979年以降の事故・故障事例の分析	25
5.1 概 要	25
5.2 分析結果	25
5.3 まとめ	40
6. 結 論	46
参考文献	47
添付資料	
故障事例要約	48

図 ・ 表 リ ス ト

図 2 - 1	故障イベント数の施設別分類	5
図 2 - 2	故障データの機器別分類	7
図 2 - 3	故障データのシステム別分類	8
図 2 - 4	故障発生時プラント運転状態	10
図 2 - 5	故障発生時システム運転状態	10
図 2 - 6	故障の発見方法別分類	11
図 2 - 7	故障のタイプ別分類	11
図 2 - 8	故障モード別分類	13
図 2 - 9	故障原因別分類	13
図 5 - 1	故障数分類：プラント別	31
図 5 - 2	故障数分類：システム別	32
図 5 - 3	故障数分類：機器別	33
図 5 - 4	故障数分類：故障モード別	34
図 5 - 5	故障数分類：故障原因別	35
表 2 - 1	イベントデータシート	3
表 2 - 2	CREDOデータインベントリ	5
表 2 - 3	機器別故障数一覧表（原子炉施設）	7
表 2 - 4	登録イベントのシステム分類（原子炉施設）	8
表 2 - 5	スクラム・停止イベント	15
表 3 - 1	海外高速炉の事故・故障イベントデータインベントリ	18
表 3 - 2	海外高速炉の事故故障イベント分析（79年以降「スクラム・ 停止」事例）	20
表 4 - 1	「常陽」の事故・故障事例分析（79年以降分）	24
表 5 - 1	高速炉の事故故障事例分析（79年以降分）	28
表 5 - 2	摘出した事例と安全評価事象との比較等	41

1. 緒 言

高速増殖炉施設において発生した事故・故障についての特徴・傾向を把握して今後のプラントの安全確保，向上に資するために，国内・国外の高速炉の事故・故障例の調査及び分析評価を行った。本作業の実施に当っては，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），公開文献情報をもとに作成された海外高速炉の最近の事故事例調査報告書，常陽の運転管理月報や故障報告書等を利用した。これらのデータソースは，各々データ収集期間が異なり，CREDOは1964年～1986年，その他海外高速炉については1951年～1984年，さらに常陽に関しては1977年～1988年の各期間が対象となっている。

本報告書では，最初に主なデータソース別に各々の事故・故障データの概要と分析結果について述べ，次に，これら全データソースの中から1979年以降（最近10年間）に発生した事例を対象とした分析，検討結果について述べる。

2. CREDO の事故・故障データの分析

2.1 データの構成及びインベントリ

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PFTR, EBR-II及びBTBC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その記入例と共に示す。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。

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

ADSEP RECORD NUMBER: 221

RECORD ID: ANL EBR-II INERTGAS.GASMOVER.GM00003A.0

1. REPORT IDENTIFICATION

(A) REPORT I.D. : ER820001
 (B) SITE : ANL
 (C) UNIT : EBR-II
 (D) REPORT DATE : 05/11/82
 (E) OCCURRENCE TITLE : FAILURE OF CGCS COMPRESSOR CP-1
 (F) REPORT STATUS :
 (G) PREVIOUS REPORT DATE :
 (H) RELATED REPORTS UOR :
 OTHER : WR# 56108
 (I) EVENT DATE : 04/20/82
 EVENT TIME : 900 HOURS

2. EVENT NARRATIVE

THE SYSTEM ENGINEER MADE AN UNSCHEDULED FLOW CHECK ON ALL THE CG CS COMPRESSORS WHEN HE FOUND THE FLOW ON CP-1 AT 2.3 SCFM VERSUS 4.0 SCFM FOR THE OTHER UNITS. THE COMPRESSOR DID NOT INDICATE COMPLETE FAILURE. HOWEVER, IT WAS DECIDED THAT SINCE THE PLANT WAS IN THE ANNUAL MAINTENANCE SHUTDOWN LESS CONFLICT WITH REACTOR OPERATION WOULD RESULT IF IT WERE CHANGED AT THIS TIME. EVALUATION OF LOG BOOKS REVEALED 24,350 HOURS OF OPERATION ON THIS UNIT. VENDOR DESIGN INDICATED 10,000 HOURS AS A NORMAL LIFE.

3. EVENT DETECTION/IMMEDIATE ACTION

(A) DETECTION DATE : 04/20/82
 DETECTION TIME : 900 HOURS
 (B) METHOD OF DETECTION : TESTING
 (C) HOURS TO INITIAL ACTION : 5.760000E+03
 (D) OPERATING STATUS : COLDSD
 SYSTEM : LIMITED
 SUBSYSTEM : ISOLATED

(E) INITIAL (IMMEDIATED) ACTION : SYSTEM ENGINEER INITIATED A WORK REQUEST AND STANDARD MAINTENANCE PROCEDURE FOR REPLACEMENT OF THE COMPRESSOR. THE REASON FOR THE LONG TIME PERIOD FROM DETECTION TO INITIAL ACTION WAS BECAUSE THE REACTOR WAS SHUTDOWN FOR THE ANNUAL MAINTENANCE SHUTDOWN AND THE CGCS SHUTDOWN-ALL AVAILABLE MANPOWER WAS INVOLVED IN REMOVAL OF THE #2 MAIN PRIMARY PUMP.

4. COMPONENT FAILURE DATA

(A) COMPONENT NAME : GASMOVER
 (B) CREDO I.D. : GM00003A
 (C) SITE I.D. : CP-1
 (D) SYSTEM : INERTGAS
 (E) SUBSYSTEM : RARGNPRO
 (F) COMPONENT DESCRIPTION : COVER GAS CLEANUP SYSTEM MAIN FLOW COMPRESSOR

(G) FAILURE TYPE : MECH
 (H) FAILURE MODE : ABNORMOP
 (I) FAILURE CAUSE : FATIGUE
 (J) PRIMARY/SECONDARY : PRIMARY
 (K) FAILURE CAUSE NARRATIVE : DISASSEMBLY OF THE FAILED UNIT REVEALED THAT THE COMPRESSOR REED VALVES HAD FAILED.
 (L) FAILURE EFFECTS SYSTEM : COMPLETE/ SHUTDOWN /

HOURS LOST: 1.450000E+01
 UNIT :
 LOSS OF UNIT :
 HOURS LOST: 1.450000E+01
 OTHER : NOLING. NOLING. NOLING.
 : REED VALVES

(M) CRITICAL PARTS

5. CORRECTIVE ACTION

(A) MAINTENANCE ACTION : INSPARE /
 (B) ADMINISTRATIVE ACTION : DAN /
 (C) INTERIM :
 (D) FINAL : INSTALL DUPLICATE SPARE PER STM-146

6. HUMAN INTERACTION DATA

(A) HUMAN INITIATOR : NO
 (B) HUMAN INTERACTION :

7. MAINTENANCE DATA

(A) RESTORATION TIME : HOURS/MANHOURS
 TOTAL : 1.450000E+01/ 1.650000E+01
 ADMINISTRATIVE : -1.000000E+00/-1.000000E+00
 LOGISTICS : 1.000000E+00/ 1.000000E+00
 INDIRECT REPAIR : -1.000000E+00/-1.000000E+00
 DIRECT REPAIR : 1.350000E+01/ 1.350000E+01
 RETEST : 1.000000E+00/ 2.000000E+00
 RESTART : -1.000000E+00/-1.000000E+00

(B) TIME SINCE LAST MAINTENANCE: 0.0

(C) MAINTENANCE NARRATIVE : THERE WAS NO MAINTENANCE PERFORMED ON THIS UNIT SINCE IT WAS INSTALLED. IT WAS TESTED PERIODICALLY BY THE SYSTEM ENGINEER BUT NOT DOCUMENTED.

8. REMARKS

9. SIGNATURES

WEBER,R. FTS-583-7771

表 2 - 2 に CREDO のデータインベントリを示す。現在までの主な累積データは次の通りである。

- (a) 機器数 : 19,996
- (b) 故障数 : 1,889
- (c) 機器運転時間 : 2.1×10^9 Comp. hr

主要施設別の故障件数の割合を図 2 - 1 に図示する。機器数、機器運転時間については、日本の試験施設が最も多く全体の約 36% と 39% を各々占めている。

原子炉施設と試験施設別では、全項目とも原子炉施設のデータが多くなっており、全体の機器数が約 59%、機器運転時間が約 62%、及び故障数が約 68% を各々占めている。

国別では、日本側が機器数で約 59%、機器運転時間で約 62% と過半数を占めているが、故障数は約 37% と逆に少なくなっており、単純に故障率（故障数 / 機器運転時間）で比較すると、日本側が米国側の 1 / 3 と低い値となる。

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 - 2 CREDO データインベントリ

項目/施設	故障数 (機器種別)	機器数 (機器種別)	機器運転時間 (Comp・hr)	備考
(1) 主要施設別				
EBR-II	392 (21)	2,136 (26)	4.2×10^8	
FFTF	613 (21)	4,972 (26)	3.6×10^8	
JOYO	282 (17)	4,677 (19)	4.8×10^8	
米国・試験施設	190 (7)	1,026 (19)	4.3×10^7	
日本・試験施設	412 (12)	7,185 (14)	8.2×10^8	
(2) 原子炉施設と試験施設別				
原子炉施設	1,287 (30)	11,785 (34)	1.3×10^9	
試験施設	602 (13)	8,211 (20)	8.6×10^8	
(3) 日本と米国別				
日本	694 (20)	11,862 (20)	1.3×10^9	
米国	1,195 (28)	8,134 (34)	8.2×10^8	
(4) 機械品と電気品別				
機械品	1,435 (19)	10,543 (21)	—	
電気品	454 (11)	9,453 (14)	—	
(5) 全体				
合計	1,889 (30)	19,996 (35)	2.1×10^9	

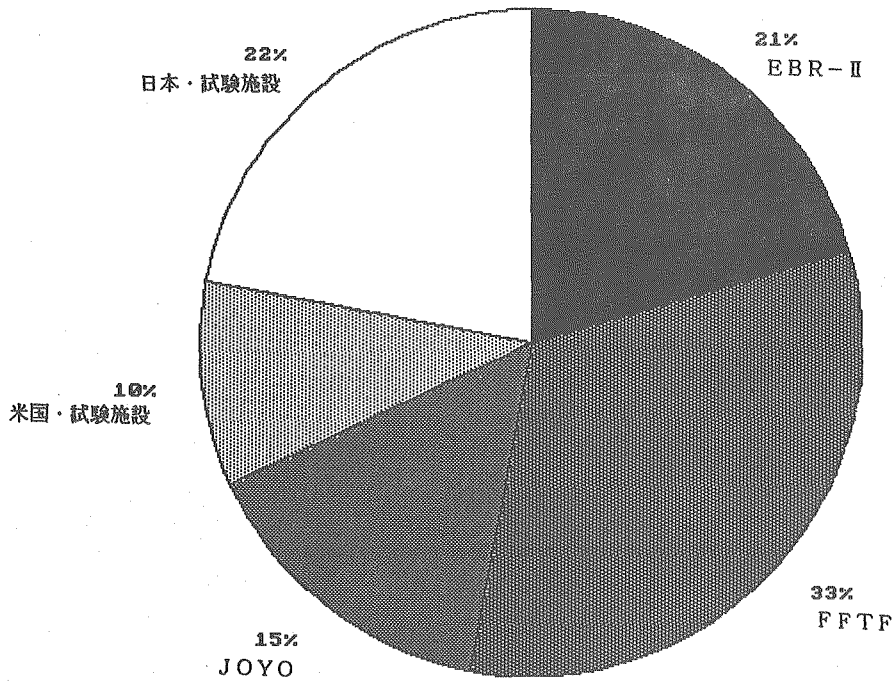


図 2 - 1 故障イベント数の施設別分類 (1889 events)

2.2 分析結果

2.2.1 全イベントデータの分析結果

(1) 機器別

表2-3と図2-2に機器別故障数一覧及び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機種では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

表2-4と図2-3にシステム別故障数一覧及び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位までを占めると共に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主冷却系や補助ナトリウム系を中心として全件数の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159件で、そのうち66件は制御棒駆動機構関連設備が占めている。

尚、表中で空欄となっているのは、当該システムに関連する機器を登録していないか、同一機能を有するシステムでもプラントによって呼称が異っている（EBR-IIとFRTPの原子炉制御系に対するJOYOのReactor Systemの例など）ためである。

表 2-3 機器別故障数一覧表 (原子炉施設)

機器名	施設名	FFTF	EBR-II	JOYO	合計
Valves		199	122	29	350
Nonnuclear Sensors		64	8	72	144
Gas Movers		66	60	15	141
Mechanical Pumps		62	15	25	102
Control Rod Drive Mechanisms		21	27	18	66
Heat Exchangers		58	5	1	64
Electric Heaters		2	25	37	64
Plugging Meters		31	6	16	53
Signal Modifiers		0	44	8	52
Cold Traps and Vapor Traps		16	26	0	42
Electromagnetic Pumps		11	13	16	40
Motors		10	0	17	27
Penetrations		20	7	0	27
Liquid Rheostats		17	0	0	17
Pressure Vessels and Tanks		14	0	0	14
Filters/Strainers		1	6	2	9
Rupture Devices		2	6	0	8
Nuclear Detectors		3	1	4	8

機器名	施設名	FFTF	EBR-II	JOYO	合計
Logic Gates		0	0	8	8
Recorders		0	8	0	8
Mechanical Control Devices		0	0	8	8
Supports and Shock Devices		2	0	4	6
Gas Dryers		6	0	0	6
Indicators		0	5	0	5
Power Supplies		0	5	0	5
Turbines		5	0	0	5
Generators		3	0	0	3
Instrument Controllers		0	2	0	2
Pipes and Fittings		0	0	2	2
Electrical Buses		0	1	0	1
Reactor Control Rods		0	0	0	0
Signal Transmitters		0	0	0	0
Switches		0	0	0	0
Internal Combustion Engines		0	0	0	0
Transformers		0	0	0	0
合計		613	392	282	1,287

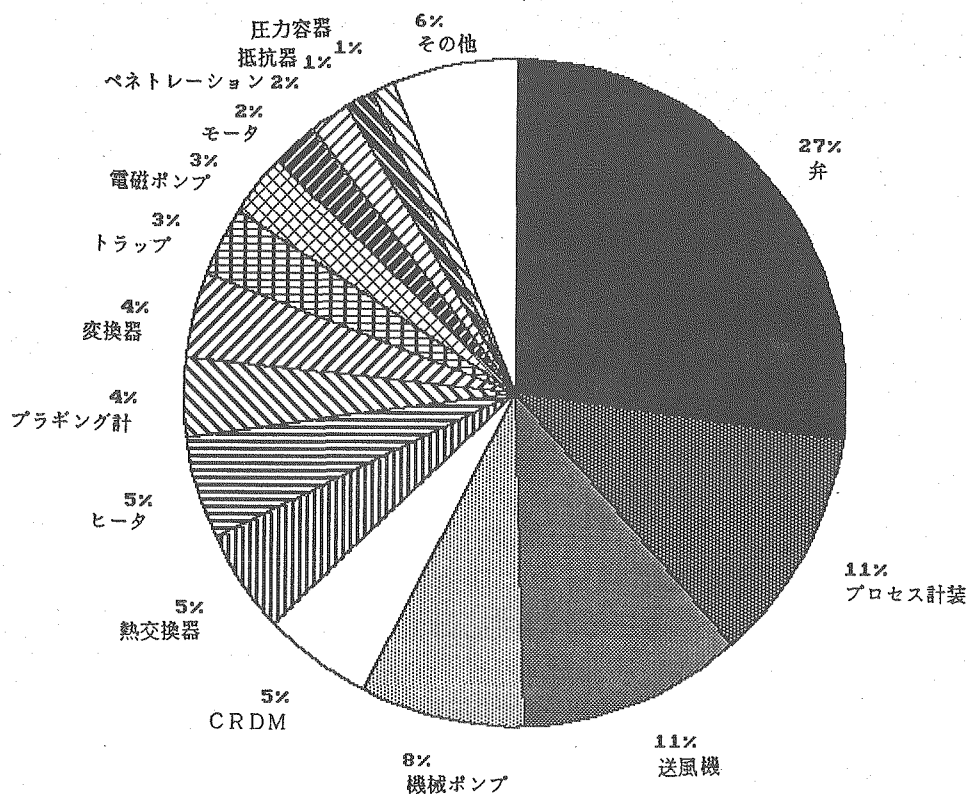


図 2-2 故障データの機器別分類 (1287events)

表 2-4 登録イベントのシステム分類 (原子炉施設)

SYSTEM NAME	EBR-II	FFTF	JOYO	計	備考
1) INERTGAS・ガス供給系 廃ガス系	24	174(28%)	13	211(16%)	[ガス]-497(39%) (1~3, 21, 27, 29)
2) IMPURMON・ガスモニタ	34	103		137(11%)	ガスモニタ
3) GASCOOL・GAS冷却系	132(34%)		37	132(10%)	A, M ₂
4) SECRXHT・2次冷却系	14	35		86	[WA]-313(24%) (4, 5, 8, 11, 14, 24)
5) AUXLIQNA・補助NA系	35	21	29	85	
6) PLNTCONT・原子炉制御系	70	13		83	E-CRDM-27 F-CRDM-12
7) SLEAKDET・NA漏洩検出系			63(22%)	63	検出器
8) PRIMRXHT・1次主冷却系	19	40	4	63	MECHPUMP(46)
9) PAEQHEAT・予熱系	12	11	37	60	[OIL]-57(4%) (10, 28)
10) LUBEOIL・潤滑油系		35	20	55	
11) DHEATREM・崩壊熱除去系		45		45	蒸発熱系(HX) Ref.14
12) FLUXMON・核計装	22		12	34	
13) HTINST・水・蒸気系		25	5	30	
14) AUXCOOL・補助冷却系	2		26	28	1次, 2次, 燃取 ベクトル-757
15) CONTAIN・格納施設	7	20		27	
16) REFUEL・燃取系		24		24	
17) REACTOR・Reactor System			20	20	CRDM-18 Ref.6
18) RXSHUTDN・原子炉停止系		9	8	17	F-CRDM-9 J-LOGIC-8
19) FAILMON・FFD	3	14		17	
20) CONTISOL・格納施設隔離	14			14	
21) GASINST・制御用ガス系		10	2	12	
22) HTREJECT・プラント除熱		10		10	
23) ALNAINST・補助NA系計装		2	6	8	
24) AUXLQNAK・補助NAK系	1	5		6	
25) ACELECT・AC電源		6		6	
26) RXAVINST・炉容器計装		5		5	[RFS]-159(12%) (6, 12, 17, 18, 26)
27) COMPAIR・圧空	1	2		3	
28) FOILSTAT・燃料油貯蔵		2		2	
29) MAAINST・モニタ計装	2			2	燃料, 燃料モニタ, 放射線
30) ALNAKINS・補助NAK系計装		1		1	
計 (None)	392(0)	613(1)	282(0)	1287(1)	

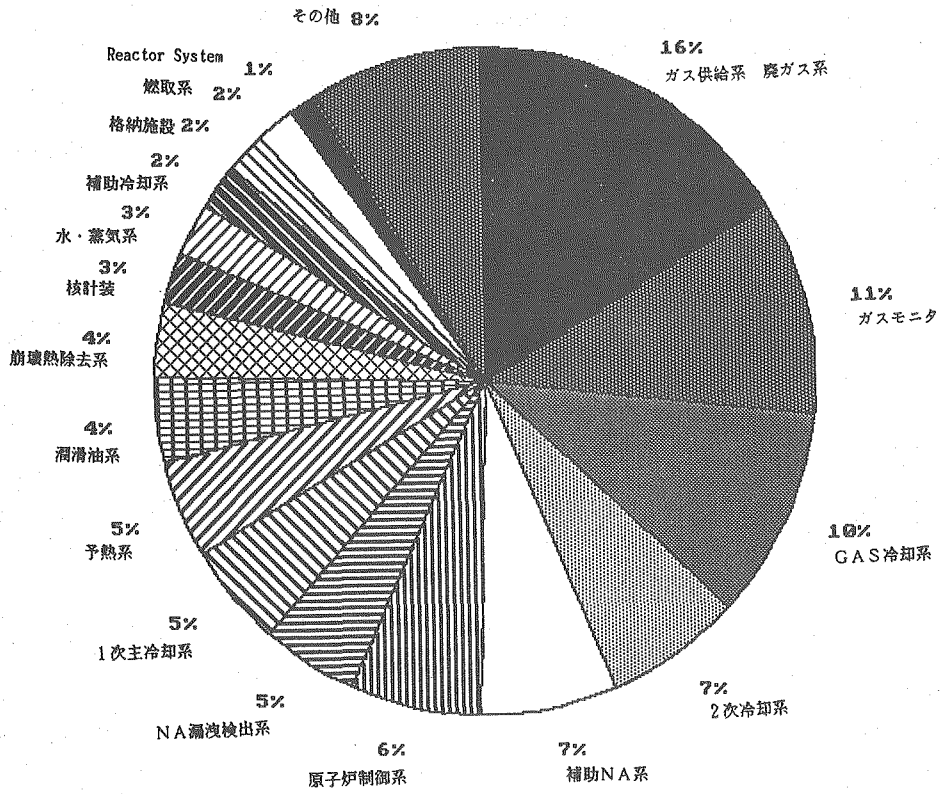


図 2-3 故障データのシステム別分類 (1287events)

(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2-4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2-5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2-6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。

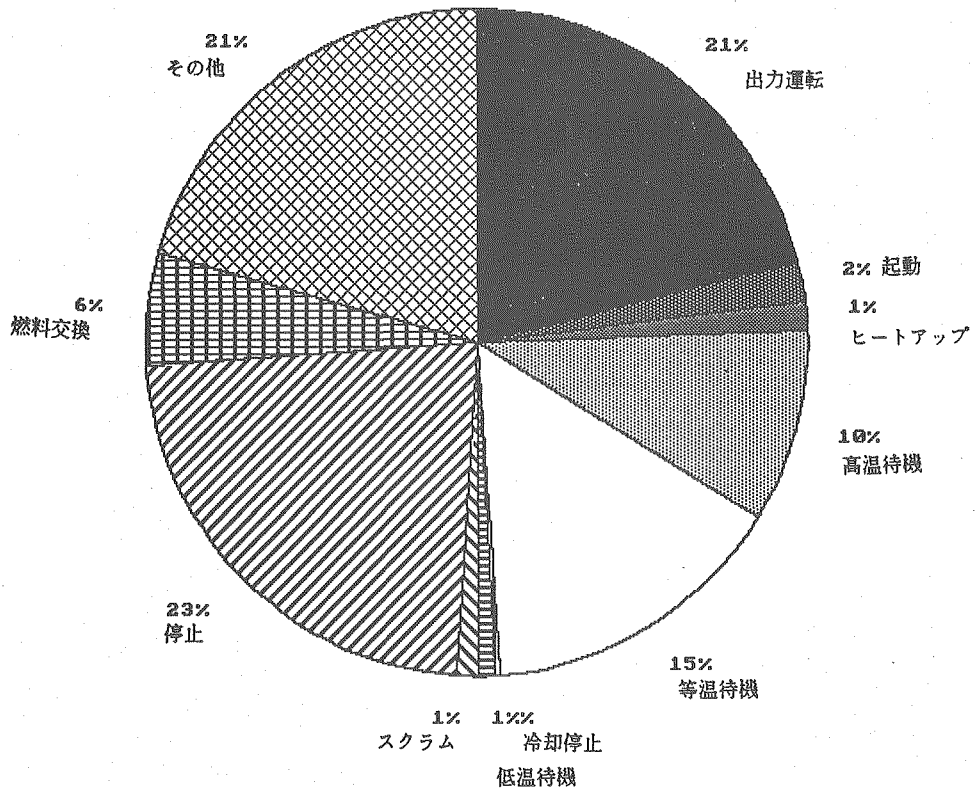


図 2-4 故障発生時プラント運転状態 (UNIT:1287events)

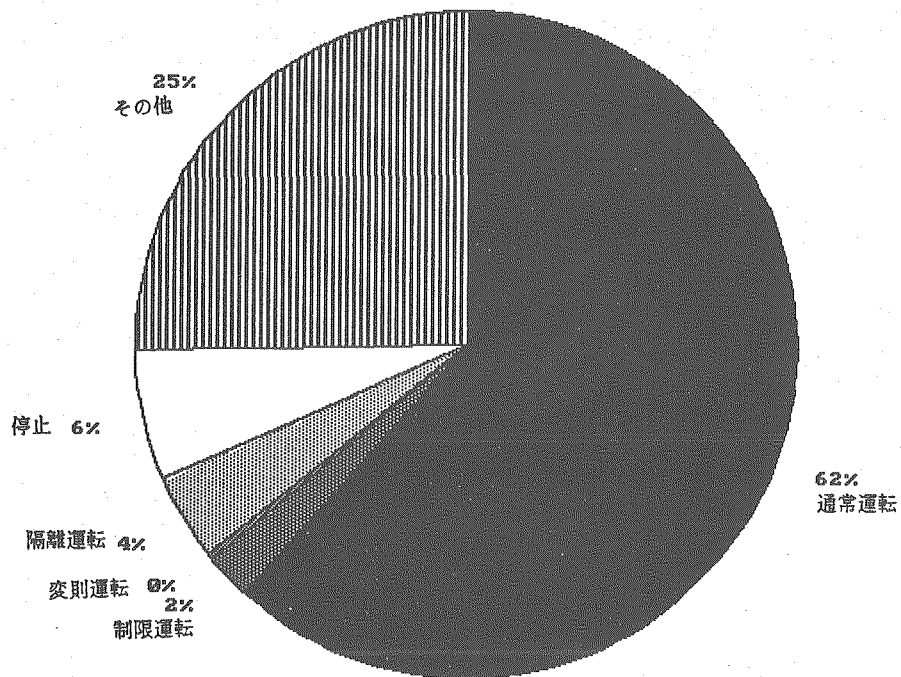


図 2-5 故障発生時システム運転状態 (SYSTEM:1287events)

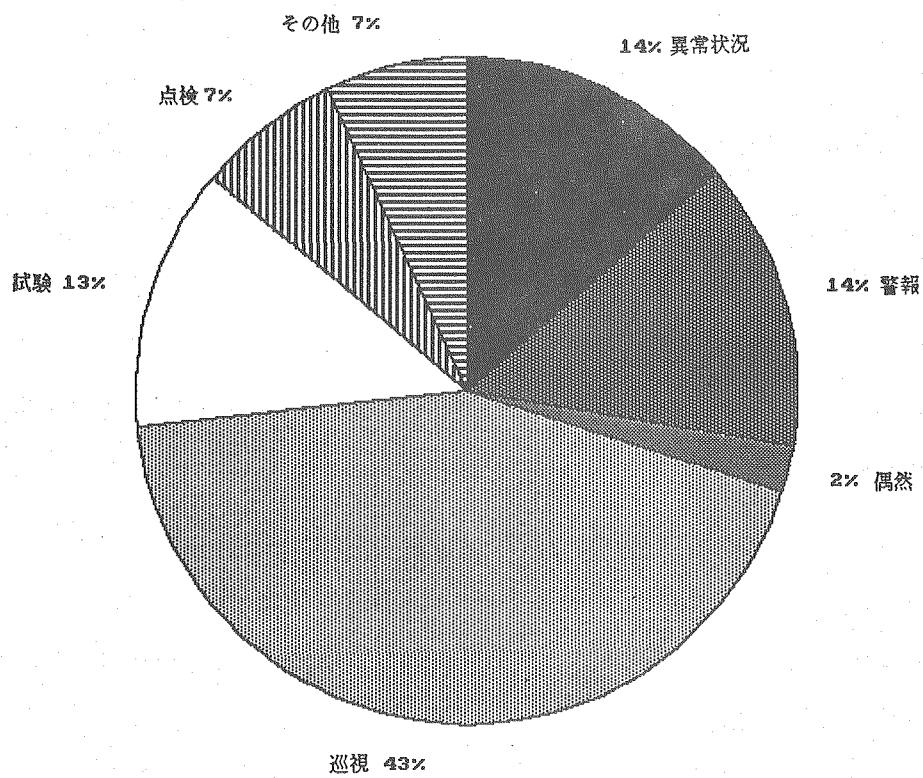


図 2 - 6 故障の発見方法別分類 (1287events)

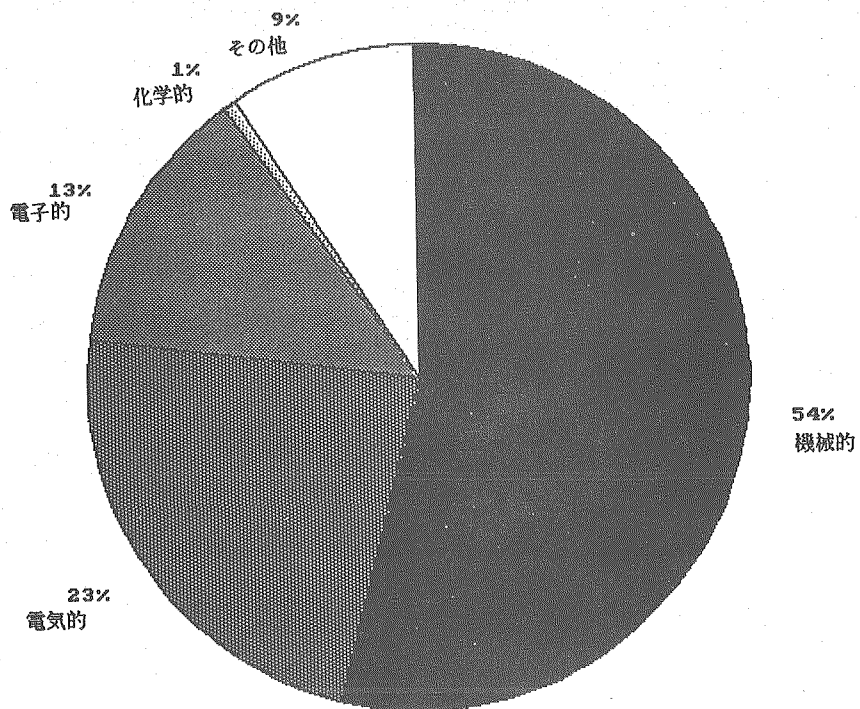


図 2 - 7 故障のタイプ別分類 (1287events)

(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2-7に示す。分類は大きく4分類となっており、分析結果は、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2-8に示す。故障モードの選択肢は36種類有り、今回の分析によると31種の多岐に亘って適用されている。これらをダイヤモンド故障（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2-9に示す。故障原因の選択肢は39種類有り、今回の分析によると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。

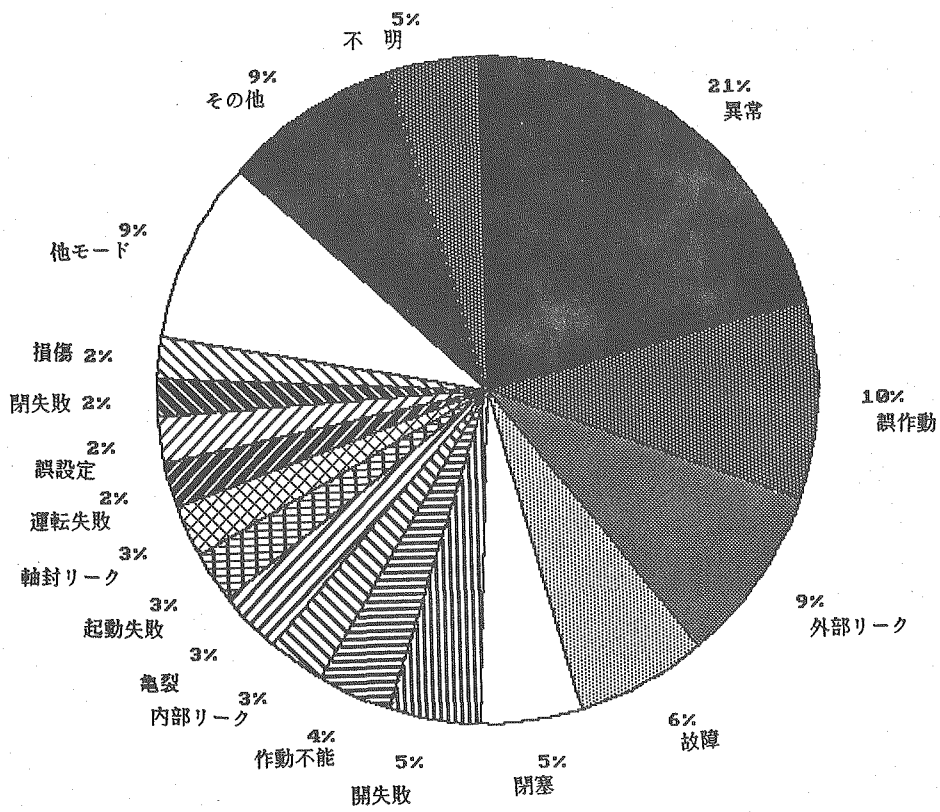


図 2-8 故障モード別分類 (1287events)

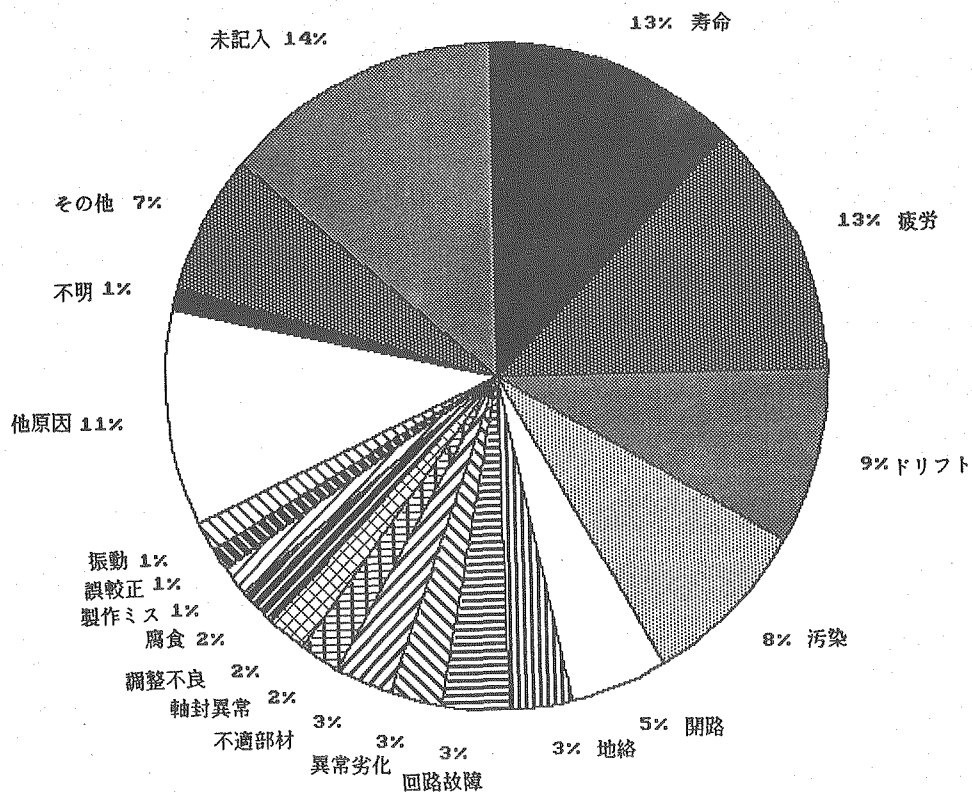


図 2-9 故障原因別分類 (1287events)

2.2.2 事故・故障イベントの分析結果

(1) イベントの抽出

CREDOは機器ベースの故障データを対象としているため、原子炉の運転に影響を及ぼさない様な軽微なイベントが多く含まれている。そのため、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・故障イベントの検討対象として抽出した。その結果、33件（EBR-II：27件、FFTF：5件、JOYO：1件）がリストアップされ、これらについてシステム別、故障原因別等の傾向分析を行った。

(2) 分析結果

表2-5に分析結果を各項目毎に示す。

システム別分類によると原子炉制御系、1次主冷却系、及び2次主冷却系の故障が、直接的に原子炉の停止に至る事象の大半を占めており、故障例も3つのシステムがほぼ同じ件数となっている。

機器種別については、システムとの対応関係にあり、原子炉制御系の制御棒駆動機構が11件で最も多くなっている。次いで1次及び2次主冷却系の機械式と電磁式ポンプ（駆動モータ及び速度制御用抵抗器を含めた）が8件、1次主冷却系の流量計装系のアンプ・変換器が5件、2次主冷却系のラプチャデスクの3件が主な故障機器となっている。

発見方法については、機器の故障に起因した警報発生とプラントの停止によるものが24件と当然のごとく多くなっている。一方、定時巡視時の騒（異）音や漏洩による感知及び制御室での常時監視中におけるプロセス量の変動等によるものが8件含まれている。

故障原因は、寿命劣化によるものが14件で約半数を占め、電気回路異常7件、施工・調整不良によるもの6件が上位となっている。その他、ヒューマンエラーが原因と考えられるものとして、点検員による電気回路地絡事象等3件ある。

原子炉停止時間については、22件が24時間以内となっている。又、1カ月以上に亘った例は、電磁ポンプのリーク（2ヶ月）とIHXドレン配管サポート破損（3.5ヶ月）の2件である。

故障への対応措置としては、機器、又は部品の交換や補修による対応が圧倒的に

多く、運転保守要領の改善、設計変更及び運転・保守員への再教育等の再発防止対策が実施された例は比較的少なく、

- 1) 弁の誤開防止のために弁にカバーを取付け。
- 2) 隔離弁の外部漏洩や速度制御用抵抗器の不具合への対応策として点検マニュアルの改善や保守員の再教育を実施。

等がなされている程度である。

表 2-5 スクラム・停止イベント

項 目	内 容	件数	備 考
1. 全 件 数	—	33	スクラム：10, 停止：23
2. システム	原子炉制御系	11	CRDM
	1次主冷却系	11	流量計装, ポンプ
	2次主冷却系	8	ポンプ, ラプチャディスク
	その他	3	
3. 発見方法	異常・警報	24	
	巡視	8	
	機能試験	1	
4. 故障タイプ	機械	15	ポンプ, 弁
	電気・電子	18	アンプ, 変換器
5. 故障原因	寿命・劣化	14	シール材, 常時励磁計器
	開路・地絡	7	過負荷, 絶縁不良
	施工・調整不良	6	EMPダクト部溶接, 端子部締付
	ヒューマンエラー	3	弁誤開, 不注意接触
	その他	3	
6. 停止時間	8時間以内	11	
	8～24時間	11	
	1日～1ヶ月	9	
	1ヶ月以上	2	2ヶ月 (EMPリーク) 3.5ヶ月 (配管サポート破損)
7. 対応措置	運転保守要領	5	項目追加, 頻度変更
	設計変更	2	電圧抑制器取付
	再教育	2	重要項目の徹底

3. 海外高速炉の事故・故障データの分析

3.1 データソース

CREDO以外のデータソースとしては、主として海外高速炉の最近の事故事例の調査報告書を参照した。

本資料は、IWGFR Annual Meeting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されたもので、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・故障事例をピックアップしている。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十分な結果を得られるものと考えられる。

上記以外のデータソースとして、「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。

3.2 分析結果

(1) インベントリ

表3-1に海外高速炉の事故・故障データ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基で報告件数は292件である。

報告件数をプラント毎にみると、EBR-IIの49件をトップに、以下PFRの33件、SBFORの32件、PFTF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。

データソースの項で紹介したように、報告事例は、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3-1に示すように1979年以降の報告件数は、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3-1 海外高速炉の事故・故障イベント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
1. BBR-I	6			2									1			9		
2. BBR-II	6	1	1	5			11	2		9			18	2	1	49	5	2
3. Enrico Fermi	5			5			10			3			3			26		
4. SBFOR	6						9			3			14			32		
5. FFTF	7	6		1	1					3	3	1	20	11	3+ 5	31	21	4+ 5
6. DPR	9			3			3			3			1			19		
7. PFR	2	1	1	17	6	6+ 2				1			13	6	1+ 3	33	13	8+ 5
8. Rapsodie	5	1		4			5			5	1		3			22	2	
9. Phenix	7	2	2	16	5	4+ 2				2			5	2	2	30	9	8+ 2
10. KNK-I	2			4			1						1			8		
11. KNK-II	4	2	2										3	3	3	7	5	5
12. BR-5	7			2												9		
13. BOR-60	1			2									3			6		
14. BN-350	1			6									1			8		
15. 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. データソース

- (1) 海外高速炉の最近の事故事例の調査報告書
- (2) Fourth International ENS/ANS Conference Transactions, Geneva, June 1-6, 1986

2. 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. 報告事例総数
- b. 79年以降の報告事例総数
- c. 79年以降の「スクラム・停止」事例数

3. 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イベントである。)

4. 空欄は、報告イベント無しを示す。

(2) 主要な分析結果

表3-2に主要なデータ分析結果を示す。

1) システム別

システムとしては、2次冷却系及び1次冷却系で半分を占めている。その他では、システムの故障には直接関係しない燃料集合体の異常や電喪による事例が、各々4件とやや多くなっている。一方、原子炉制御・停止系は1件と少なくなっている。

2) 機器別

機器種別では、機器不明の5件を除く、35件について13機器に分類される。蒸気発生器が9件、機械ポンプが5件と比較的多くっており、次いで燃料集合体、配管、ラプチャデスクが数件となっている。

3) 故障要因

故障タイプで見ると、機械的なものが27件、電気・電子的なものが10件となっている。

故障モードは、蒸気発生器伝熱管での水漏洩を中心とした外部漏洩が11件と最も多い。次いで運転又は制御失敗が続き、燃料破損も4件発生している。

故障原因は、疲労や腐蝕による寿命劣化が比較的多く、異物の混入・付着や運転・保守上のヒューマンエラー等が数件ずつ報告されている。

4) 対応・措置

故障に対する対応・措置としては、故障機器や部品の交換及び補修がほとんどである。

設計変更や運転・保守要領書の改善を行った事例は少なく、

a) 再熱器フランジ止具のゆるみ防止のため封じ帯取付

b) 取水系の水処理設備の運転手順変更

等がなされている程度である。

表 3-2 海外高速炉の事故故障イベント分析 (79年以降「スクラム・停止」事例) 1/3

項目	EBR-II (2件)	FFTF (9件)	PFR (13件)	Phenix (10件)	KNK-II (5件)	BN-600 (1件)	計 (40件)
1. システム							
(1) 燃料集合体			1 (S) 〔実験用燃料〕	1 (S)	2 (M.S.) 〔テストラン内〕		4
(2) 1次冷却系	1 Pump (S)	3 モータ ポンプ 液体加減抵抗	1 (S) PAGS	1 Pump (S)			6
(3) 2次冷却系			8 BV:2 (S) RH, Pump RD:2, Pipe:2	5 SG (S) RH:4		1 SG (S)	14
(4) 原子炉制御 ・停止系		1 CRDM (M.S.)					1
(5) 電気設備	1 CB	{ 2 LOP LIP }	{ 1 LOP }				4 (3件は電喪)
(6) ケービ・発電機				2 G-Cooling sys (S) ケービ吸入弁			2
(7) 蒸気系				1 蒸気仕切弁 (S)			1
(8) 補冷水			2 取水系 (S) 海水				2
(9) 不明		3 (M.S.)			油圧装置 3 ジャケットケーシング管 エレクトロニクス		6
* (S) : 原子炉停止, (M.S.) : 原子炉手動スクラム, その他 : 原子炉自動スクラム **停止 : 25件 * LOP: Loss of Offsite Power, LIP: Loss of Insite Power (手) スクラム : 5件 * SG: Steam Generator, BV: Evaporater, RH: Re-Heater, RD: Rupture Disk スクラム : 10件							
2. 機器							
(1) 燃料集合体			1	1	2		4
(2) 機械ポンプ	1	2 モータ ポンプ軸	1	1 Pump-振動			5
(3) 液体加減 抵抗器		1 HE: フレ弁 の調整不良					1
(4) 蒸気発生器			3 BV:2 RH	5 SG RH:4		1 SG	9
(5) CRDM		1					1
(6) プレーカー	1						1
(7) 電源全般		2 LOP LIP	1 LOP				3
(8) 弁				2 ケービ吸入弁 蒸気仕切弁			2
(9) 配管			2 水リーク系 RH下流管		1 ジャケットケーシング 管		3
(10) ラッチャダカ			2				2
(11) ケービ・発電機				1 M-Cooling sys.			1
(12) 取水路			2				2
(13) PAGS ジャケットシステム			1				1
(14) 不明		3			2		5

表3-2 海外高速炉の事故故障イベント分析 (79年以降「スクラム・停止」事例) 2/3

項目	EBR-II (2件)	FFTF (9件)	PFR (13件)	Phenix (10件)	KNK-II (5件)	BN-600 (1件)	計 (40件)
3. 故障タイプ							
(1) 機械	1	2	12	8	3	1	27
(2) 電気	1	7	1				9
(3) 電子					1		1
(4) 不明				2	1		3
4. 故障モード							
(1) 燃料損傷			1	1	2		4
(2) 外部漏洩			5 Na水:2 R/D:2	5 Na水:4		1 SG-Tubeの 気密	11 Naリーク:3 水リーク:6 R/D :2
(3) 軸シール漏洩	1 Pump	1 Pump					2
(4) 閉塞			1 海水路				1
(5) 運転失敗	1 CB	2 Motor Pump	1 Pump	2 Pump・振動 発電機			6
(6) 制御失敗		1 CRDMシールガス Temp.	2 PAGES-Flow 有機物レベル				3
(7) クラック			2 継手・ナット Pipe				2 外部漏洩
(8) 電源喪失		2 LIP LOP	1 LOP				3
(9) 不明		3		2	3		8
5. 故障原因							
(1) 寿命(疲労・劣化)			4 Pump Pipe-tee R/D:2	5 Pump-Bush RH-Tube:4			9
(2) 腐蝕			2 BV-Tube:2				2
(3) 異物混入・付着		2 モータ汚れ 及び軸へNa	2 取水 海水				4
(4) 照射			1 Fuel				1
(5) 落雷		1	1				2
(6) ドリフト		1 コントラ					1
(7) 開路	1 CB						1
(8) 溶接不良						1	2
(9) ヒューズエラー	1 Pump	2 工事電源管理 ドレン不適切					2
(10) 不明		3	3 水リーク系 :ヒータ	5	5		16

表 3 - 2 海外高速炉の事故故障イベント分析 (79年以降「スクラム・停止」事例) 3/3

項 目	EBR-II	FFTF	PFR	Phenix	KNK-II	BN-600	計
	(2件)	(9件)	(13件)	(10件)	(5件)	(1件)	(40件)
6. 対応・措置							
(1) 補 修	1 Pump-Seal	4 Pump-Motor Pump-Shaft Pump-抵抗 Temp. CNTL	7				12
(2) 交 換		1 (補修・交換) Temp. CNTL	5	5	2 Fuel:2	1	14
(3) 特に無し		2 LOP	1 LOP				3
(4) 不 明	1 CB	3 (手動スクラム)		5	3		12
(5) 設計変更		1 工事電源	3 RH-フランジ ドラムスクリーン 配線ルート				4
(6) 運転要領			1 取水			1	2

4. 「常陽」の事故・故障データの分析

「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。

表4-1に、この10年間（1979年以降）のデータについて統計分析した結果を示す。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次純化温度計装系温度設定器の故障である。機器故障事例に対してはいずれも部品の交換によって修復が行われると同時に、再発防止策としてモータへの接地施行及び温度計装系の点検方法改善が各々行われている。

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。

表 4 - 1 「常陽」の事故・故障事例分析 (79年以降分)

(イベント総数: 13件)

項 目	イ ベ ント 数
1. パターン	
(1) 運転→自動スクラム	12 { 制御棒一斉 挿入: 3件 }
(2) 運転→手動スクラム	0
(3) 運転→停止	1
2. システム	
(1) 1次冷却系	2 { 炉容器計装 オーバー系 }
(2) 2次冷却系	3 { スイッチ ポンプモータ 純化系温度計装 }
(3) (外部電源喪失)	8
3. 機 器	
(1) 機械ポンプ	1
(2) 計装品	2 { 温度設定器 ケーブルト }
(3) 不明 (操作スイッチ)	1 { 2次風量制御 系誤操作 }
(4) 不明 (弁)	1 { FFD-ドレン弁 誤操作 }
(5) (外部電源喪失)	8
4. 故障タイプ	
(1) (機 械)	2 { スイッチ, 弁 の誤操作 }
(2) 電 気	10 { ポンプモータ ケーブル 電巻 }
(3) 電 子	1 (温度設定器)
5. 故障モード	
(1) 運転失敗	3 { ポンプモータ 誤操作: 2件 }
(2) 制御失敗	2 { 温度設定器 ケーブルノイズ }
(3) 外部電源喪失	8

項 目	イ ベ ント 数
6. 故障原因	
(1) 寿 命	2 { 温度設定器 モータブラシ }
(2) 施工不良	1 (ケーブルト)
(3) 運転誤操作	2 { 2次風量制御 スイッチ FFD-ドレン弁 }
(4) 落 雷	8
7. 対応・措置	
(1) 交 換	2 { モータブラシ 温度設定器 }
(2) 特に無し	8 (外部電源喪失)
(3) 運転要領	1 (弁誤操作)
(4) 保守要領	1 (温度設定器)
(5) 教育訓練	1 { スイッチ 誤操作 }
(6) 設計変更	2 { モータブラシ ケーブルト }
事例に複数項目を記載しているものもあるためイベント数は総数と一致していない。	

5. 1979年以降の事故・故障事例の分析

5.1 概 要

今回の事故・故障事例の分析において参照したCREDOを始めとするデータソースは、作成元及び作成の目的の違いによって、その内容、その詳細度はもちろん、データ収集の時期についても1950年代の研究・開発段階から最近の実証段階までの長期に亘っている。

そのため、最近10年間（1979年以降）に発生したより最新の事故・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・故障事例は原子炉プラント7基について61件がリストアップされた。図5-1にプラント別の故障件数の割合を示す。

5.2 分析結果

表5-1に分析結果を各項目毎に示す。又、主要な故障事例の要約を添付資料に示す。

5.2.1 特徴分析

リストアップされた61件の事例を対象に、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傾向分析を行った。

(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」においてのイベントである。

(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5-2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。その他ではラプチャディスク、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5-3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、ラプ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5-4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比較的多くなっている。図5-5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5-1 高速炉の事故故障事例分析(79年以降分) — 1/3

項目	EBR-II	FFTF	PFR	Phenix	KNK-II	BN-600	JOYO	計
	(14件)	(12件)	(13件)	(6件)	(2件)	(1件)	(13件)	(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 0/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								
(1) 燃料集合体			1	1	2			4
(2) CRDM	3	1						4
(3) 機械ポンプ (駆動モータ含)	2	3	1	1			1	8
(4) 電磁ポンプ	1							1
(5) 蒸気発生器			3	4		1		8
(6) ラヂオアイソトープ	2		2					4
(7) 弁・配管	1 (弁)		2 (配管)					3
(8) 計装品 (アンプ・ 変換器・リレー)	4	1					2 温度設定器 ケーブル	7
(9) ブレーカ	1							1

表5-1 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)
00 液体加減抵抗器		2						2
01 取水路			2					2
02 (外部・所内電表)		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 (注) 件数以外の番号は、事例の記録Noを示す。(添付資料を参照のこと)								
(1) 燃料損傷			1 A-2	1	2			4
(2) 運転失敗	2 E-18 (CB) 344	2 63, 64	1 Pump-shaft	1 Pump-Bush			3 モータ 誤操作	9
(3) 制御失敗	4 19, 15 430, 446	4 739, 740 741 D-2	2 E-8-2/4 E-8-3/4				2 温度設定器 ケーブル	12
(4) 保持失敗	2 265 759							2
(5) 外部漏洩	3 (Ar-1 R/D-2) 189, 213, 315		5 E-12-1/2, 2/2 B-14-1/2, 2/2 {水-2 R/D-2}	4 (水-4)		1 (水)		13
(6) 軸シール漏洩	2 13 215	1 E-18						3
(7) 閉塞			1 E-8-4/4 (海水路)					1
(8) 変形・クラック	1 338		2 B-13 B-15					3
(9) 外部・所内電表		2 E-15-1/2 E-19	1 E-8-1/4				8	11
00 不明		3						3
6. 故障原因								
(1) 寿命(劣化・腐蝕他)	7 759, 15 446, 430 189, 213, 315		6 B-12-1/2, 2/2 B-14-1/2, 2/2 B-15, Pump	5			2 温度設定器 モータ	20
(2) 照射			1 A-2					1
(3) 異物混入・付着	2 13, 215 (ポンプ)	2 739, E-18 (モータ) (ポンプ)	2 (取水) (海水) E-8-3/4, 4/4					6
(4) 落雷		1 E-19	1 E-8-1/4				8	10
(5) 開路	2 E-18 (CB) 265	1 740						3

表 5 - 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
	(14件)	(12件)	(13件)	(6件)	(2件)	(1件)	(13件)	(61件)
(6) ドリフト	1 19	2 741 D-2						3
(7) 施工・調整不 具合		1 63 (抵抗器調整)				1 SG-Tube 溶接	1 ケーブル	3 HE.)
(8) 作業管理ミス	2 344(作業中) 338(衝撃)	2 64(フック) E-15-1/2 (工事電源)					2 誤操作	6)
(9) 不 明		3	3 B-13 E-8-3/4 水リク系:ヒータ	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	2 315 215	5	7					14
(2) 交 換	9	4	5	5	2	1	2	28
(3) 特に無し	1 344	2 E-15-1/2 E-19	1 E-8-1/4				8	12
(4) 不 明	1 E-18	3 E-15-2/2		1				5
(5) 運転要領			1 E-8-3/4			1	1 弁誤操作	3
(6) 保守要領	2 15 189	1 739					1 温度設定器	4
(7) 教育訓練		1 63					1 スイッチ 誤操作	2
(8) 設計変更	1 13	1 E-15-1/2	3 B-13 E-8-4/4 配線ルート				2 モータ ケーブル	7

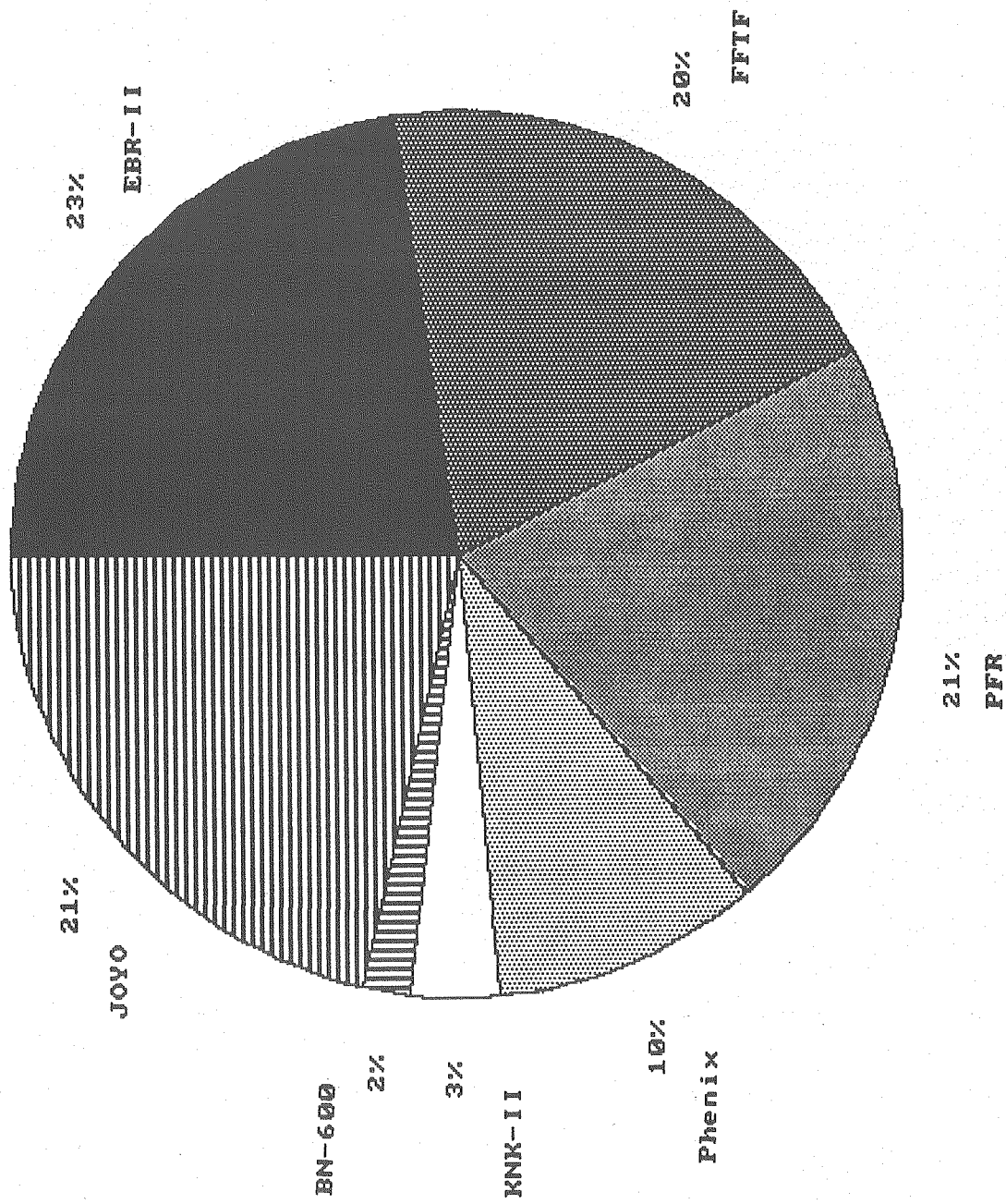


図5-1 故障数分類 : プラント別

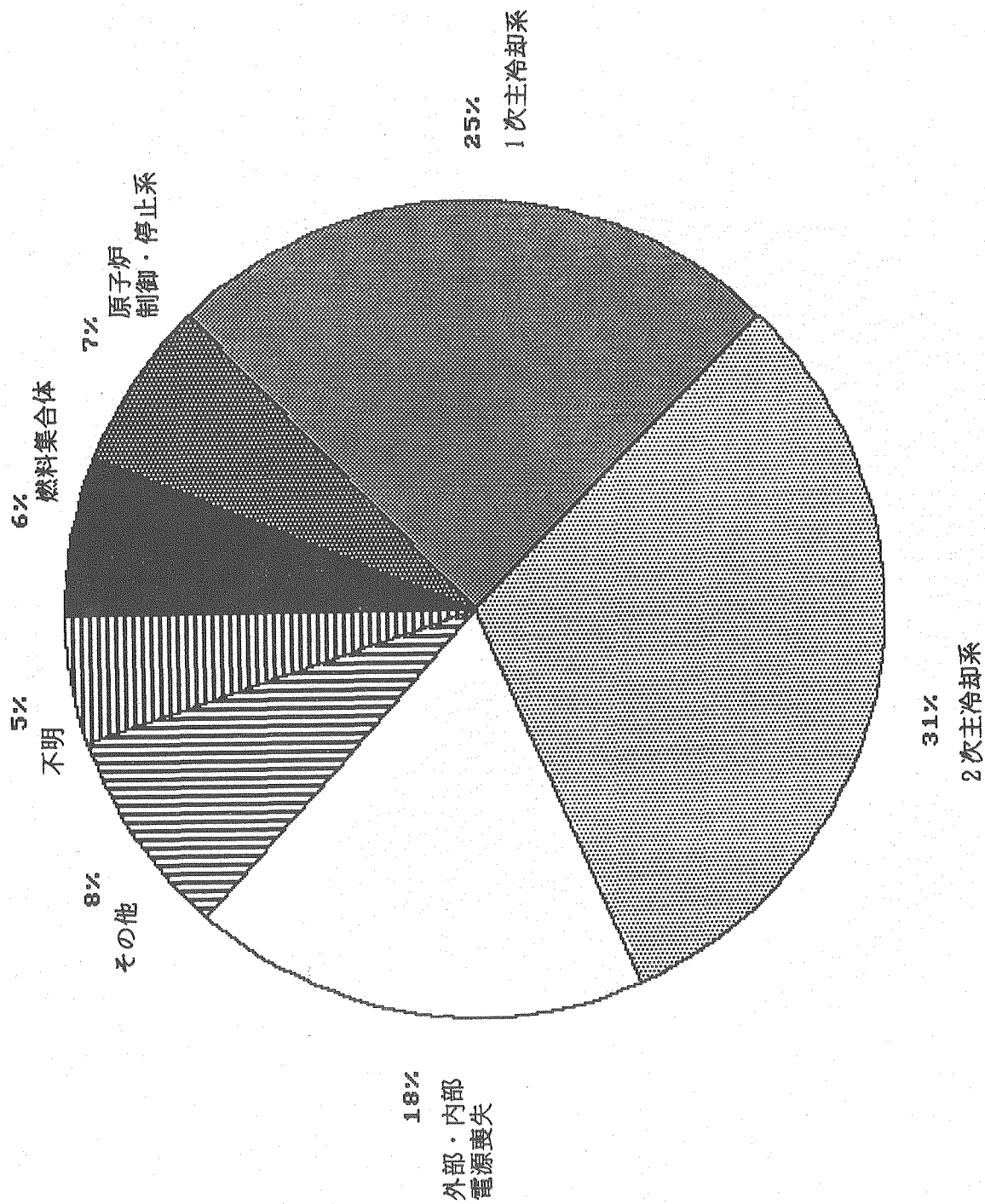


図 5-2 故障数分類 : システム別

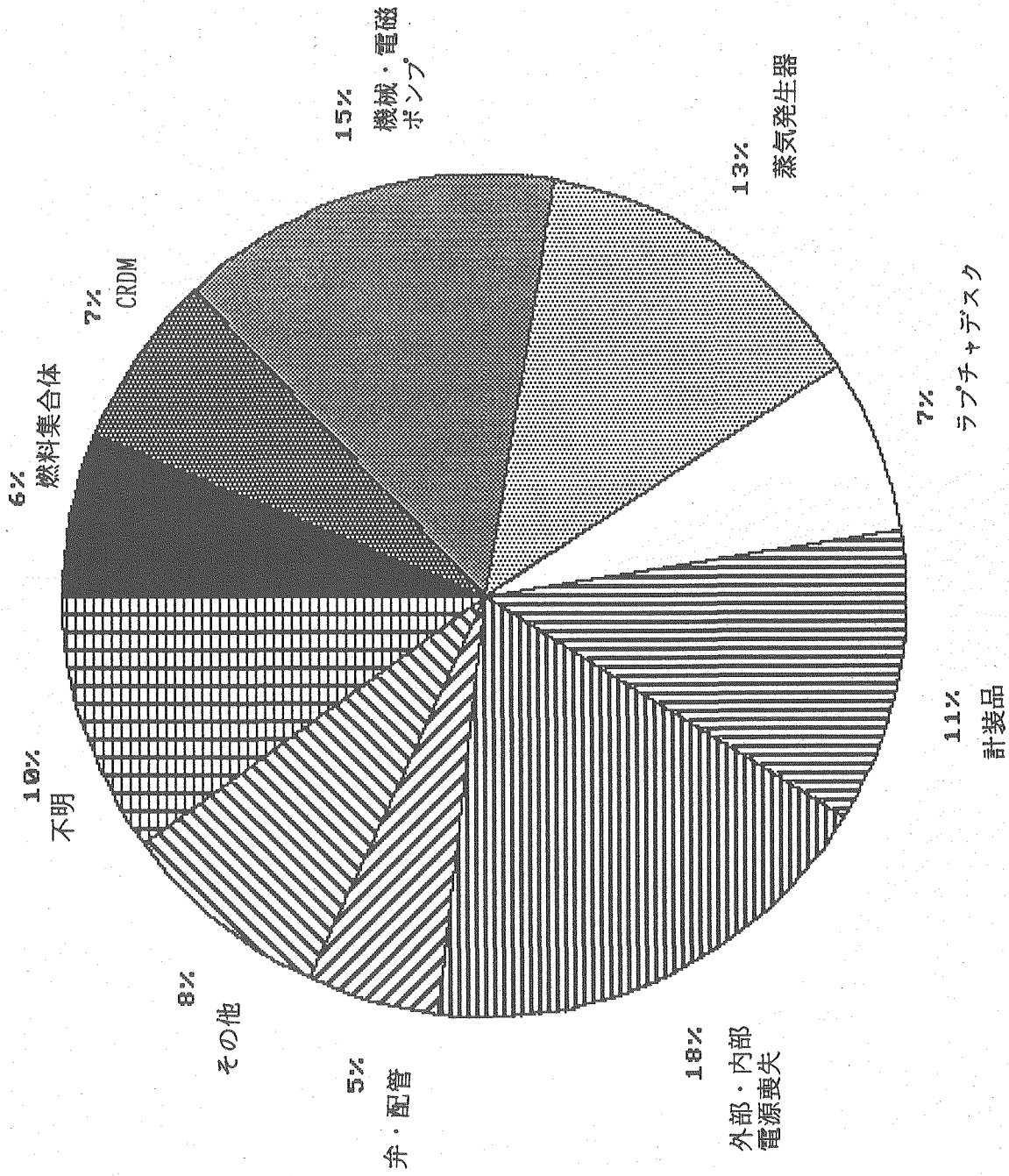


図5-3 故障数分類 : 機器別

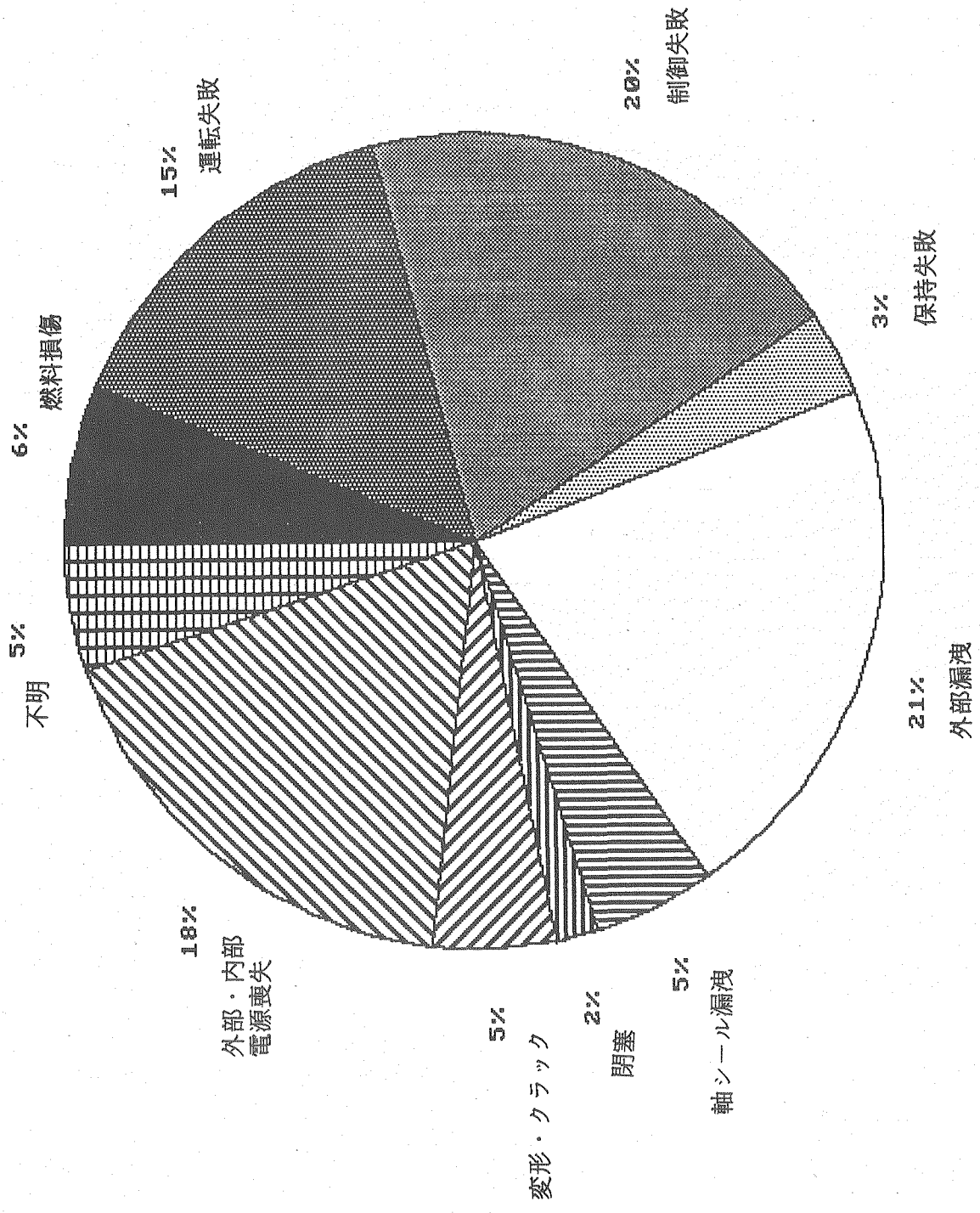


図5-4 故障数分類 : 故障モード別

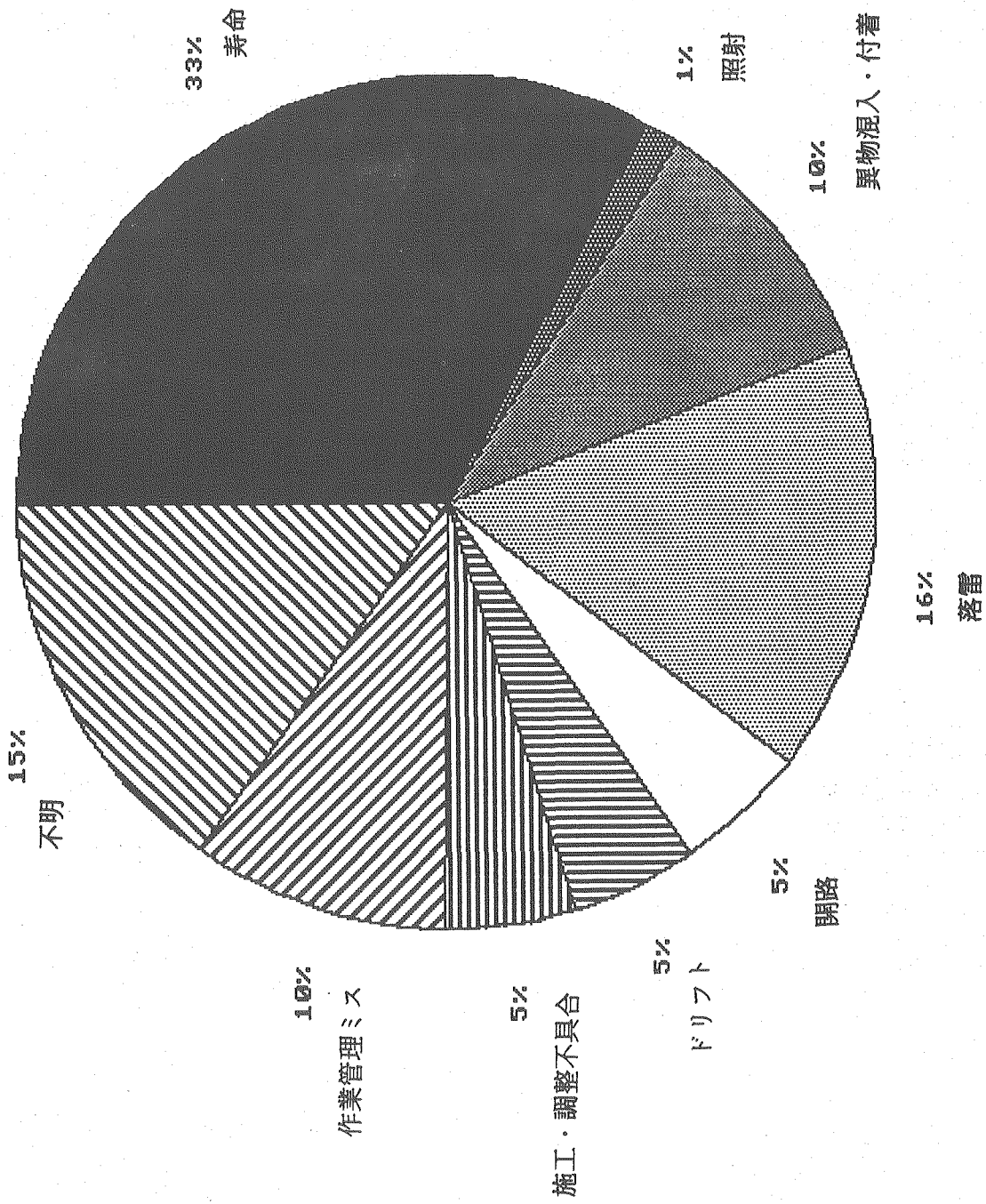


図 5-5 故障数分類 : 故障原因別

5.2.2 安全上の重要性及び安全評価の包絡性に関する考察

ここで抽出した61件の事例について、これまでの安全評価事象との比較等の検討結果を表5-2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。

制御棒関連の故障がEBR-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熔断であるが、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。PFTF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（我が国の高速増殖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。）。

1次主冷却系の流量異常がPFTF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（厳密には、速度制御系MFGセットの特性に基づく上限値までを想定しており、モータ自身の異常を考慮しているわけではないが、「ポンプ回転数高」の原子炉スクラム信号が設けられており、問題はないと考えられる。）。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。

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。

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PFR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。

ナトリウムの漏洩がPFR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。我が国の高速増殖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。

燃料要素の損傷が4件（PFR, 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。

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、FRTF及びPFR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。)

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。

この他、PFR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EBR-IIにおいて、1次主循環ポンプシール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ア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 EBR-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ペーパート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（多重のポンプすべてがガス巻き込みを起こすようなドレンライン構成があり得るかについては注意が必要であろう）。

その他PFTF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。

5.3 まとめ

この10年間の高速増殖炉の運転経験を調査し、手動または自動により原子炉停止に至った事象61件を抽出し発生した事故・故障の分析を行った。安全上の重要性やこれまでの我が国の安全評価の充足性、包絡性について検討した結果、上記61件の事例は、これまでの安全設計ないし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ことが確認された。

表 5 - 2 摘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>ワンロッ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>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次冷却材流量減少</p> <p>1次冷却材流量増大</p> <p>1次主冷却系循環ポンプ軸固着事故</p>	

表 5 - 2 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
<p>〔2次主冷却系の流量異常〕</p> <p>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)</p> <p>14. 2次主循環ポンプ主モータのブラシ焼損 (常陽, 81/11/16)</p> <p>15. 2次主循環ポンプの軸固着 (PFR, 84)</p>	<p>2次冷却材流量減少</p> <p>2次主冷却系循環ポンプ軸固着事故</p>	
<p>〔蒸気発生器関連〕</p> <p>16. 蒸発器 (No. 2) でのリーク (PFR, 79/2)</p> <p>17. 蒸発器 (No. 1) でのリーク (PFR, 79/4)</p> <p>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)</p> <p>19. 再熱器 (No. 1) 伝熱管での水漏洩 (Phenix, 82/12/16)</p> <p>20. 再熱器 (No. 3) 伝熱管での水漏洩 (Phenix, 83/2/15)</p> <p>21. 再熱器 (No. 1) 伝熱管での水漏洩 (Phenix, 83/3/20)</p> <p>22. 蒸気発生器伝熱管の小規模漏洩 (BN600, 80/7, 8)</p>	<p>蒸気発生器伝熱管からの小漏洩</p> <p>蒸気発生器伝熱管破損事故</p>	<p>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。</p> <p>(*) 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。</p>
<p>23. 蒸発器ヘッドラプチャディスクの故障 (EBR-II, 81/6/2)</p> <p>24. 高圧ラプチャディスクの故障 (EBR-II, 83/6/3)</p>		<p>(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。</p>

表 5 - 2 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 5 - 2 摘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 (BBR-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 (BBR-II, 83/8/6)</p> <p>46. 高圧プレナム流量計装系異常 (BBR-II, 83/12/21)</p> <p>47. 上部プレナム流量計装系異常 (BBR-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。(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、同一チャンネル内での多重故障であり、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>	<p>2次冷却材流量減少</p>	<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5-2 抽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。(多重のポンプすべてにガス巻き込みが起きるかどうかが、ドレンライン構成に注意する必要あり。)
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

6. 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。

1979年以降（最近約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、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比較的多い。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少ない。

我が国の高速増殖炉について安全確保上の観点から、これら個々の事象について検討を加え、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象は、これまでの安全設計ないし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認められ、とりたてて新たな対策・措置を講ずる必要性はないものと判断される。

今後は、さらに国内外の事故故障事例データの情報収集に努め、それを基に傾向・特徴分析等を行ってゆく計画である。

参 考 文 献

- (1) ENC '86 TRANSACTIONS. GENEVA. JUNE 1-6, 1986.
- (2) 「常陽」運転管理月報
- (3) 「常陽」故障報告書
- (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
- (5) 原子力文化振財団, 「FBR広報素材資料集(初版)」昭和63年3月

添 付 資 料

故障事例要約

故障事象要約シート

報告書 I.D. (記録 No.)	ER790014	(759)	報告日	80年10月 9日
-------------------	----------	---------	-----	-----------

1. タイトル：制御棒(#3)ラッチ機構異常に伴う制御棒落下による手動スクラム
 (TITLE) #3 CONTROL ROD DROP-MANUAL REACTOR SCRAM

2. 事象発生日： 79年8月1日

3. プラント
 (1) ユニット名：EBR-II (2) システム(サブシステム)名：フロント制御系(原子炉制御系)

4. 運転状態

	〈事象前〉	〈異常時対応〉	〈停止時間〉
(1) ユニット	: 通常運転	, 手動スクラム,	16.5 [Hrs]
(2) システム(サブシステム)	: 通常運転 (定格運転), 停止	,	—— [Hrs]

5. 故障状況

(1) 機器名 : CRDM(#3) , (4) 故障タイプ: (機械) 電気・電子・化学) 的故障
 (2) 故障部分: 電磁クラッチ , (5) 故障モード: 保持失敗(CRの異常落下)
 (3) 発見方法: 警報 , (6) 故障原因 : 劣化(クラッチ機構)

6. 事象概要：原子炉運転中、「制御棒デラッチ」を含む複数の警報が発生した。運転員が各制御棒の位置指示計の指示を確認したところ、制御棒(#3)が落下している事が判明したため、異常時処置マニュアルに従って原子炉を手動スクラムした。
 制御棒(#3)を含む全数についてクラッチ機構のチェックを実施したところ、特に異常はみられなかったが、制御棒(#3)クラッチ機構の劣化に起因したものと推定し、予備品と交換した。

7. 対応・措置

(1) 最終措置：クラッチとサージサプレッサーを予備品と交換して復旧。
 , 〈総復旧時間〉 16.5 [Hrs]

(2) 再発防止対策： ——

8. 備考：

故障事象要約シート

報告書 I.D. (記録 No.)	BR790005	(265)	報告日	80年 8月21日
-------------------	----------	---------	-----	-----------

1. タイトル：制御棒(#1)異常落下による原子炉スクラム
 (TITLE) NO.1 CONTROL ROD DROPS CAUSING AUTOMATIC REACTOR SCRAM

2. 事象発生日： 79年10月27日

3. プラント
 (1) ユニット名：EBR-II (2) システム (サブシステム) 名：プラント制御系 (原子炉制御系)

4. 運転状態

	〈事象前〉	〈異常時対応〉	〈停止時間〉
(1) ユニット	：通常運転	, スクラム ,	11 [Hrs]
(2) システム (サブシステム)	：通常運転 (定格運転) ,	, — ,	— [Hrs]

5. 故障状況

(1) 機器名 : CRDM(#1) , (4) 故障タイプ：(機械・電気) 電子・化学) 的故障
 (2) 故障部分：電磁クラッチ , (5) 故障モード：保持失敗 (CRの異常落下)
 (3) 発見方法：警報 , (6) 故障原因：開路 (CRラッチ 機構電源回路ヒューズが
熔断)

6. 事象概要：原子炉運転中、制御棒(#1)が上端位置から異常落下したため、運転員が反応度補正操作を行ったが、約30秒後に原子炉はスクラムした。
 異常落下の原因は、制御棒ラッチ機構への供給電源回路のヒューズが、地絡発生により熔断してデラッチ状態となったためである。

7. 対応・措置

(1) 最終措置：ラッチクラッチ及び供給電源回路ヒューズを交換して復旧。
, 〈総復旧時間〉 11 [Hrs]

(2) 再発防止対策： —

8. 備考：

故障事象要約シート

報告書 I.D. (記録 No.)	ER840001	(338)	報告日	84年 7月16日
-------------------	----------	---------	-----	-----------

1. タイトル：制御棒(#4)下部駆動チューブ変形による原子炉停止
 (TITLE) #4 CONTROL ROD DRIVE BINDING

2. 事象発生日： 84年2月13日

3. プラント
 (1) ユニット名：EBR-II (2) システム(サブシステム)名：ファン制御系(原子炉制御系)

4. 運転状態

	〈事象前〉	〈異常時対応〉	〈停止時間〉
(1) ユニット	：起動	, 停止	, 72 [Hrs]
(2) システム(サブシステム)	：通常運転 (制限運転)	, 停止	, 72 [Hrs]

5. 故障状況
 (1) 機器名 : CRDM(#4) , (4) 故障タイプ：(機械)電気・電子・化学)的故障
 (2) 故障部分： 下部駆動チューブ , (5) 故障モード：変形 (CRDMの下部駆動管)
 (3) 発見方法：(注)試験 , (6) 故障原因 : 衝撃 (燃交時に損傷線源棒を取扱中)

6. 事象概要：制御棒挿入試験時，CRDM(#4)の駆動が何か引掛かった感じでスムーズに行えなかつたため，取外して予備品と交換した。
 原因は，燃交時に損傷した線源棒(Source Rod)をシールプラグを回転しながら取出す際に，上昇している線源棒がCRDMの下部駆動チューブに衝突して，同チューブを変形に至らしめたと推定された。 (注) 84.2.13 付の記述は無く，84.3.4～8 に行われた調査，対策についての記述から推定した。

7. 対応・措置
 (1) 最終措置：CRDMを交換して復旧。
 , <総復旧時間> 72 [Hrs]
 (2) 再発防止対策： —

8. 備考：

故障事象要約シート

報告書 I.D. (記録 No.)	ER820005	(215)	報告日	83年 5月 6日
-------------------	----------	---------	-----	-----------

1. タイトル：1次主循環ポンプ(#2)シールドプラグ異常による一次冷却系への炭化水素混入
(TITLE) INTRODUCTION OF HYDROCARBONS INTO PRIMARY SODIUM

2. 事象発生日： 82年5月20日～83年2月

3. プラント
(1) ユニット名：EBR-II (2) システム(サブシステム)名：1次冷却系(1次主冷却系)

4. 運転状態

	〈事象前〉	〈異常時対応〉	〈停止時間〉
(1) ユニット	: 通常運転	, 停止	, 300 [Hrs]
(2) システム(サブシステム)	: 通常運転(低出力運転)	, 停止	, 300 [Hrs]

5. 故障状況
(1) 機器名 : 1次主循環ポンプ(#2), (4) 故障タイプ: (機械) 電気・電子・化学) 的故障
(2) 故障部分: ポンプシールドプラグ, (5) 故障モード: 軸シールド部漏洩(Arガス中水素等混入)
(3) 発見方法: 巡視, (6) 故障原因 : シールドプラグ部施行不良とクラックの発生

6. 事象概要: (1)82.5.7;ポンプオーバーホール 完。(シャフト,インバラ,ラピッドシールド,モータベアリングを交換及びハッフル材の改良を実施) (2)82.5.10;運転再開当初ナトリウムフラッシング系によって1次タンクのアルゴンガス中に水素とメタン成分の定常的上昇を確認。(3)82.10.27;モータベアリング部からの漏洩グリース油等がシャフト経由でタンク内へ進入した可能性を調査したが異常は発見されず。(4)83.2.15;原子炉を停止してポンプシールド上部固定部に2"径の穴を2ヶ設けて,真空ポンプにより真空引きの結果,平均0.8%のイタノールを観測。原因は,ポンプのシールドプラグにコンクリートを注入した際,抜かなかったFree Waterがクラックを通過してナトリウムやガス中に出来ると推測された。(70年代初期のテストでNo.1ポンプのシールドプラグから75ℓ以上の水が抜き出された。事実からもこの原因は考えられた。)

7. 対応・措置
(1) 最終措置: ポンプの上部コンポーネントを取除き,シールドプラグの生体遮蔽コンクリートに2"径の穴を削り,コンクリート遮蔽体上部のFree Water(96.2 ℓ)を真空蒸留により抜き出した。
, 〈総復旧時間〉 256 [Hrs]

(2) 再発防止対策:

8. 備考: 抜き出したFree Water中からわずかなアルコールや長寿命のF.P.が見つかった。

故障事象要約シート

報告書 I.D. (記録 No.)	ER830021	(446)	報告日	85年 6月25日
-------------------	----------	---------	-----	-----------

1. タイトル：高圧プレナム流量計装系異常による原子炉停止
 (TITLE) ANTICIPATORY REACTOR SHUTDOWN

2. 事象発生日： 83年12月21日

3. プラント
 (1) ユニット名：EBR-II (2) システム (サブシステム) 名：プラント制御系 (1次流量制御系)

4. 運転状態

	〈事象前〉	〈異常時対応〉	〈停止時間〉
(1) ユニット	：通常運転	, 停止	, 10 [Hrs]
(2) システム (サブシステム)	：通常運転 (定格運転)	, 停止	, 2 [Hrs]

5. 故障状況

(1) 機器名：mv/Iコバータ (L&N1901), (4) 故障タイプ：(機械・電気・電子) 化学) 的故障
 (2) 故障部分：mv/Iコバータ, (5) 故障モード：制御失敗 (流量計装系の異常)
 (3) 発見方法：警報, (6) 故障原因：寿命 (mv/Iコバータ 機能喪失)

6. 事象概要：原子炉運転中、「高圧プレナム流量異常」の警報が発生し、同系の記録計指示値も振り切れとなっていたため、原因調査のため原子炉を停止した。
 原因は、mv/Iコバータ が寿命による劣化によって誤信号を発していたものと確認された。

7. 対応・措置

(1) 最終措置：mv/Iコバータ を交換して復旧。
 , 〈総復旧時間〉 3 [Hrs]

(2) 再発防止対策：L & N型 mv/I コバータ 総てを、原子炉停止時の作業可能な時期に新型に交換する予定である。

8. 備考：

故障事象要約シート

報告書 I.D. (記録 No.)	ER860012 (15)	報告日	86年 7月 7日
-------------------	-----------------	-----	-----------

1. タイトル：上部プレナム流量計装系異常による原子炉停止

(TITLE) BUFFER FAILURE

2. 事象発生日： 86年 2月 22日

3. プラント

(1) ユニット名： EBR-II (2) システム (サブシステム) 名： フロント制御系 (1次流量制御系)

4. 運転状態

	<事象前>	<異常時対応>	<停止時間>
(1) ユニット	: 通常運転	, 停止	, 10 [Hrs]
(2) システム (サブシステム)	: 通常運転 (制御運転)	, 1チャンネル停止	, 10 [Hrs]

5. 故障状況

(1) 機器名 : バッファンプ (E5122モデル) , (4) 故障タイプ : (機械・電気・電子) 化学) 的故障

(2) 故障部分 : バッファンプ , (5) 故障モード : 制御失敗 (流量計装系の異常)

(3) 発見方法 : 監視 , (6) 故障原因 : 寿命 (バッファンプ 機能喪失)

6. 事象概要：原子炉運転中，上部プレナム流量系の1チャンネルが徐々に減少傾向を示しているのが発見された。当チャンネルを‘トリップモード’にして調査したところバッファンプの寿命による故障と他にも異常があると判明し，調査，補修のため原子炉を停止した。その他の異常は，点検時のトリップ設定点の誤り及び流量計装系シャーシへの接続部のゆるみである。

7. 対応・措置

(1) 最終措置： バッファンプの交換，トリップ設定点の調整確認及び接続部のチェックを行い復旧。 , <総復旧時間> 10 [Hrs]

(2) 再発防止対策： 点検中のエラーを防止するため，点検マニュアルに“チェックリスト”を追加した。

8. 備考：

故障事象要約シート

報告書 I.D. (記録 No.)	ER860014 (13)	報告日	86年 7月 8日
-------------------	-----------------	-----	-----------

1. タイトル：1次主循環ポンプ(#1)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
(TITLE) HIGH KW ON NO.1 PRIMARY PUMP

2. 事象発生日： 86年7月3日

3. プラント
(1) ユニット名：EBR-II (2) システム (サブシステム) 名：1次冷却系 (1次主冷却系)

4. 運転状態

	〈事象前〉	〈異常時対応〉	〈停止時間〉
(1) ユニット	：通常運転	, 停止	, 7 [Hrs]
(2) システム (サブシステム)	：通常運転 (通常運転)	, 停止	, 7 [Hrs]

5. 故障状況

(1) 機器名：1次主循環ポンプ(#1), (4) 故障タイプ：(機械) 電気・電子・化学) 的故障

(2) 故障部分：ポンプのシャフトとラピッドシール, (5) 故障モード：軸シール部漏洩 (駆動電力上昇による運転失敗)

(3) 発見方法：警報

(6) 故障原因：ポンプシャフトへの酸化ナトリウム付着

6. 事象概要：原子炉を定格出力運転中、「1次主循環ポンプ(#1)電力高」の警報が発生したため、1次主循環ポンプ全数と原子炉を停止した。

原因は、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ステック状況を呈して同上警報の発生となった。

7. 対応・措置

(1) 最終措置：ポンプの試運転を行い正常状態へ回復していることを確認して、約7時間後に原子炉を再起動した。 , 〈総復旧時間〉 7 [Hrs]

(2) 再発防止対策：シャフト部への酸化ナトリウム付着問題の原因調査、対策を今後さらに検討してゆくこととした。

8. 備考：

故障事象要約シート

報告書 I.D. (記録 No.)	ER810006	(213)	報告日	82年 2月23日
-------------------	----------	---------	-----	-----------

1. タイトル：北側蒸発器ヘッダラプチャディスク (100PSIG) の故障
 (TITLE) FAILURE OF NORTH EVAPORATOR HEADER 100 PSIG RUPTURE DISC

2. 事象発生日： 81年6月2日

3. プラント
 (1) ユニット名：EBR-II (2) システム (サブシステム) 名：2次冷却系 (2次トリウム 圧力放出系)

4. 運転状態

	〈事象前〉	〈異常時対応〉	〈停止時間〉
(1) ユニット	: 通常運転	, 停止	, 95 [Hrs]
(2) システム (サブシステム)	: 通常運転 (定格運転)	, ドレン	, 95 [Hrs]

5. 故障状況

(1) 機器名 : ラプチャディスク , (4) 故障タイプ : (機械) 電気・電子・化学) 的 故障
 (2) 故障部分 : ラプチャディスク , (5) 故障モード : 外部漏洩
 (3) 発見方法 : 警報 , (6) 故障原因 : 腐蝕 (ディスク材)

6. 事象概要：原子炉運転中、「北側蒸発器ヘッダラプチャディスク#1 又は#2漏洩」と「2次系トリウム 漏洩」の警報が発生。事象を調査したところ、「漏洩検出器の作動」、「2次形圧力は正常」、「トリウム-水反応は無し」、「ラプチャディスク漏洩有り」の関連項目が確認されたため、原子炉を停止して待機状態として、さらに2次系カ-ガスを降圧後に部分ドレンを行ってラプチャディスクの交換作業を実施した。原因は、ディスク構造材にヒゲ状の変形がみられ、この箇所におけるストレス疲労が漏洩に至ったものと推定された。

7. 対応・措置

(1) 最終措置：ラプチャディスクを予備品と交換。
 , 〈総復旧時間〉 95 [Hrs]

(2) 再発防止対策： _____

8. 備考：事象発生の45日前に定検 (静圧試験, 外部漏洩試験, 漏洩検出器電気試験等) を終了。

故障事象要約シート

報告書 I.D. (記録 No.)	ER830001 (315)	報告日	83年 7月 29日
-------------------	------------------	-----	------------

1. タイトル：高圧ラブチャディスクの故障
 (TITLE) FAILURE OF HP RUPTURE DISC

2. 事象発生日： 83年6月3日

3. プラント
 (1) ユニット名：EBR-II (2) システム (サブシステム) 名：^{2次冷却系}(2次トリウム 圧力放出系)

4. 運転状態

	<事象前>	<異常時対応>	<停止時間>
(1) ユニット	: 通常運転	, 停止	, 48 [Hrs]
(2) システム (サブシステム)	: 通常運転 (定格運転),	停止	, 48 [Hrs]

5. 故障状況
 (1) 機器名 : ラブチャディスク , (4) 故障タイプ : (機械) 電気・電子・化学) 的故障
 (2) 故障部分 : ラブチャディスク , (5) 故障モード : 外部漏洩
 (3) 発見方法 : 警報 , (6) 故障原因 : 部材不良 (ディスク材)

6. 事象概要：原子炉運転中、「ラブチャディスク漏洩」の警報が発生。検出系の試験によって漏洩が確認されたため、原子炉を停止してラブチャディスクの解体、補修を行って復旧した。
 原因は、補強板に起因したと思われるしわ状の変形がディスク上にみられ(A crease in the R/D which was hidden the stiffener plates)この個所が漏洩元と推定された。

7. 対応・措置
 (1) 最終措置：取外して補修後に再据付。
 , <総復旧時間> 31 [Hrs]
 (2) 再発防止対策： _____

8. 備考： _____

故障事象要約シート

報告書 I.D. (記録 No.)	ER830008	(344)	報告日	84年 1月10日
-------------------	----------	---------	-----	-----------

1. タイトル：ヒューマンエラーに起因する2次主冷却流量喪失による手動スクラム
 (TITLE) SCRAM DUE TO LOSS OF SECONDARY SODIUM FLOW

2. 事象発生日： 83年8月31日

3. プラント
 (1) ユニット名：EBR-II (2) システム (サブシステム) 名：2次冷却系 (2次主冷却系)

4. 運転状態

	〈事象前〉	〈異常時対応〉	〈停止時間〉
(1) ユニット	: 通常運転	, 手動スクラム,	2 [Hrs]
(2) システム (サブシステム)	: 通常運転 (定格運転),	トリップ ,	2 [Hrs]

5. 故障状況

(1) 機器名 : 2次主循環電磁ポンプ, (4) 故障タイプ: (機械・電気) 電子・化学) 的故障
 (2) 故障部分: ブレーカ (NFB) , (5) 故障モード: 運転失敗 (EMPのトリップ)
 (3) 発見方法: 警報 , (6) 故障原因 : ヒューマンエラー (作業中に回路をショート)

6. 事象概要: 原子炉を57.25MWtで運転中, 2次サージタンクレベルの指示が振り切れとなり,
 この異常信号の入力で2次主循環ポンプがトリップしたため, 原子炉は手動スクラムされ
 た。
 原因は, 改造作業を行っていた作業員が誤って回路をショートさせてしまい, その結果
 サージタンクレベル計用の電源NFBがトリップしてレベル計指示の振り切れへと至った
 ものである。

7. 対応・措置

(1) 最終措置: 2時間後に原子炉を起動。
 , 〈総復旧時間〉 1 [Hrs]

(2) 再発防止対策: _____

8. 備考: _____

故障事象要約シート

報告書 I.D. (記録 No.)	ER800033	(19)	報告日	86年 8月 2日
-------------------	----------	--------	-----	-----------

1. タイトル：1次補助冷却系ポンプの電圧異常上昇による原子炉停止
(TITLE) INCREASED VOLTAGE INDICATION

2. 事象発生日： 80年11月15日

3. プラント
(1) ユニット名：EBR-II (2) システム (サブシステム) 名：補助冷却系 (1次補助冷却系)

4. 運転状態

	〈事象前〉	〈異常時対応〉	〈停止時間〉
(1) ユニット	: 通常運転	, 停止	, 3.8 [Hrs]
(2) システム (サブシステム)	: 隔離運転 (隔離運転)	, 停止	, 4 [Hrs]

5. 故障状況
(1) 機器名 : バッファアンプ (BA-2), (4) 故障タイプ : (機械・電気・電子) 化学) 的故障
(2) 故障部分 : バッファアンプ , (5) 故障モード : 制御失敗 (電圧の異常な上昇)
(3) 発見方法 : 監視 , (6) 故障原因 : ドリフト (バッファアンプの故障)

6. 事象概要：原子炉運転中，1次補助系ポンプの電圧が上昇傾向を示したため，確認を行ったところバッファアンプ(*1)の故障と判明したため，補修のため保安規定に従って原子炉を停止した。

7. 対応・措置
(1) 最終措置：バッファアンプを交換して復旧。
, 〈総復旧時間〉 6 [Hrs]
(2) 再発防止対策： _____

8. 備考：(*1)バッファアンプ：一般にそれ自身では増幅機能は持たず，検出器サイドと出力サイド間に設備して，相方間の悪影響（ノイズ，脈流等）を防止する。

故障事象要約シート

報告書 I.D. (記録 No.)	ER820004	(189)	報告日	82年 7月26日
-------------------	----------	---------	-----	-----------

1. タイトル：原子炉建物Arガス供給系隔離弁漏洩による原子炉停止
 (TITLE) FAILURE OF REACTOR BLDG ISOLATION VALVE R6-VC-676

2. 事象発生日： 82年5月20日

3. プラント
 (1) ユニット名：EBR-II (2) システム (サブシステム) 名：不活性ガス系 (アルゴン供給系)

4. 運転状態

	〈事象前〉	〈異常時対応〉	〈停止時間〉
(1) ユニット	: 通常運転	, 停止	, 6.5 [Hrs]
(2) システム (サブシステム)	: 通常運転 (定格運転)	, 停止	, 5 [Hrs]

5. 故障状況
 (1) 機器名 : 隔離弁 , (4) 故障タイプ: (機械) 電気・電子・化学) 的故障
 (2) 故障部分: ダイアフラム, ダイアフラム制圧器, (5) 故障モード: 外部漏洩 (隔離弁からのArガス)
 (3) 発見方法: 巡視 , (6) 故障原因 : 寿命劣化 (シール用ダイアフラム)

6. 事象概要：原子炉通常運転中の定時パトロール時に、原子炉建物Arガス供給系隔離弁からArガスの漏洩が発見された。本弁は格納容器バウンダリを構成しているため、原子炉を停止して補修を行った。
 原因は、弁のダイアフラムの設計寿命を超過しての供用（供用開始から20年経過。これは設計寿命の約4倍に相当する）のため破損に至った。

7. 対応・措置
 (1) 最終措置：ダイアフラムとダイアフラム制圧器を交換して復旧。
 , 〈総復旧時間〉 11 [Hrs]
 (2) 再発防止対策：定検時にダイアフラム健全性チェックの実施を徹底。

8. 備考：

故障事象要約シート

報告書 I.D. (記録 No.)	II-E-18	(2-39)	報告日	年 月 日
-------------------	---------	--------	-----	-------

1. タイトル：常用及び非常用両交流電源の一時的な故障
 (TITLE) _____

2. 事象発生日： 81年3月2日

3. プラント
 (1) ユニット名：EBR-II (2) システム(サブシステム)名：非常用電源 (——)

4. 運転状態

	〈事象前〉	〈異常時対応〉	〈停止時間〉
(1) ユニット	：運転	, スクラム	, —— [Hrs]
(2) システム(サブシステム)	：給電中 (——)	, 停電	, —— [Hrs]

5. 故障状況

(1) 機器名：配電用ブレーカー, (4) 故障タイプ：(機械・電気) 電子・化学) 的故障
 (2) 故障部分：ブレーカー, (5) 故障モード：ブレーカ故障(閉保持失敗)
 (3) 発見方法：警報, (6) 故障原因：ブレーカ開路

6. 事象概要：常用と非常用の両交流電源が一時的に故障して、原子炉がスクラムした。
 原因は非常用電源のスイッチギヤ内ブレーカーの故障(過電流となり他のブレーカをトリップさせた)によるものである。非常用Busは2系統有り、1系統は常用電源受電用ブレーカと非常用負荷配電用ブレーカともにトリップ、もう1系統は常用電源受電用ブレーカのみトリップしたが、D/Gが定期的試運転(週間)中のため、非常用2系統とも電喪状態となった。

7. 対応・措置

(1) 最終措置：手順に従い運転員がD/Gから非常用Busへの給電を実施
 _____, 〈総復旧時間〉 —— [Hrs]

(2) 再発防止対策： _____

8. 備考：所内電源喪失

故障事象要約シート

報告書 I.D. (記録 No.)	V-D-II	(5-8 ~9)	報告日	年 月 日
-------------------	--------	----------	-----	-------

1. タイトル：制御棒駆動装置の温度上昇による炉のスクラム
 (TITLE) _____

2. 事象発生日： 80年 3 月 3 日

3. プラント
 (1) ユニット名： F F T F (2) システム (サブシステム) 名： 原子炉停止系 (CRDM/冷却系)

4. 運転状態

	〈事象前〉	〈異常時対応〉	〈停止時間〉
(1) ユニット	: 運転 (未臨界条件)	, 手動スクラム,	— [Hrs]
(2) システム (サブシステム)	: 運転 (運転) , 停止	, _____	— [Hrs]

5. 故障状況

(1) 機器名 : CRDM _____ , (4) 故障タイプ: (機械・電気) 電子・化学) 的故障
 (2) 故障部分: シールガス制御 _____ , (5) 故障モード: 温度制御失敗 _____
 (3) 発見方法: 警報 _____ , (6) 故障原因 : コントロールカード故障 _____

6. 事象概要: 未臨界条件による運転で, 初期炉心特性試験中に「加熱・換気系制御盤」で警報発生し, CRDMへ冷却材が不活性系冷却系から供給されていない事が判明した。

 CRDMの温度をモニタしようとした際に, CRDM用クーラ系のブレーカがトリップしていることがわかり, やがて“CRDMの温度上昇”の警報が発生したため原子炉を手動スクラムした。尚, CRDMの冷却系出口温度は最高で 122° F(50°C) を示していた。原因はクーラ用プログラム化コントローラのセルフテストカードの故障とコントローラ背部のハンダ付けのゆるみであった。

7. 対応・措置

(1) 最終措置: セルフテストカードの交換とハンダ付けのやり直し
 _____ , 〈総復旧時間〉 _____ [Hrs]

(2) 再発防止対策:

8. 備考: クーラは2重のプログラム化コントローラにより制御されるが, 本イベント発生時には他の1台はテストのためラインアウトされていた。

故障事象要約シート

報告書 I.D. (記録 No.)	FF820065	(63)	報告日	83年 3月22日
-------------------	----------	--------	-----	-----------

1. タイトル：主ポンプ速度制御系異常に起因する「1次冷却材流量高(ループ#1)による原子炉スクラム
(TITLE) AUTOMATIC REACTOR SCRAM RESULTING FROM HIGH PRIMARY FLOW IN LOOP-1

2. 事象発生日： 82年 4月14日

3. プラント

(1) ユニット名： F F T F (2) システム (サブシステム) 名： 1次冷却系 (1次主冷却系)

4. 運転状態

	〈事象前〉	〈異常時対応〉	〈停止時間〉
(1) ユニット	：起動	, スクラム ,	24 [Hrs]
(2) システム (サブシステム)	：通常運転 (定格運転)	, 停止 ,	24 [Hrs]

5. 故障状況

(1) 機器名 : 液体加減抵抗器 , (4) 故障タイプ : (機械) 電気・電子・化学) 的故障
 (2) 故障部分 : 抵抗器カップリング , (5) 故障モード : 運転失敗 (速度制御用抵抗器)
 (3) 発見方法 : 異常 , (6) 故障原因 : 調整失敗 (カップリング)

6. 事象概要：プラント機能試験の一環として，“中央制御室警報機能喪失試験”を実施中に
 「1次冷却材流量高 (ループ#1)」現象が発生し，原子炉がスクラムした。尚，上記試験
 は，原子炉スクラムの原因とは無関係であり，又，スクラム後の回復操作に何らかの障害
 を与えてはいない。原因は，1次主循環ポンプ (#1) 速度制御系を構成する液体加減抵抗
 器の電極と習動抵抗器とのカップリングが調整不良だったために，カップリングが弱化に
 より破損し速度制御機能の喪失に至ったためである。

7. 対応・措置

(1) 最終措置：カップリングを交換する等により抵抗器を補修。
 , 〈総復旧時間〉 — [Hrs]

(2) 再発防止対策：1) 据付調整マニュアルを改善。
 2) 保守員に改善点を含めて再教育。

8. 備考：

故障事象要約シート

報告書 I.D. (記録 No.)	V-E-18	(5-22)	報告日	年 月 日
-------------------	--------	----------	-----	-------

1. タイトル：1次主冷却系主ポンプ (No.3) のポンプ軸異常による停止
 (TITLE) _____

2. 事象発生日： 82年 5月 日

3. プラント

(1) ユニット名：FFTF (2) システム (サブシステム) 名：1次冷却系 (1次主冷却系)

4. 運転状態

	〈事象前〉	〈異常時対応〉	〈停止時間〉
(1) ユニット	: 運転	, スクラム ,	— [Hrs]
(2) システム (サブシステム)	: 運転 (運転) ,	停止 ,	— [Hrs]

5. 故障状況

(1) 機器名 : 1次主ポンプ , (4) 故障タイプ: (機械) 電気・電子・化学) 的故障
 (2) 故障部分: ポンプ軸部 , (5) 故障モード: ポンプの運転失敗
 (3) 発見方法: 警報 , (6) 故障原因 : ナトリウム化合物の付着によるポンプ軸汚れ

6. 事象概要: 1次主循環ポンプ (No.3) が停止して原子炉スクラムとなった。原因は、79年に
 生じたポンプのフラiddiingの際にポンプ軸とバッフル間のアニュラスの上部 (低温部)
 に付着していたナトリウム化合物が位置を変えたことによるものであった。

7. 対応・措置

(1) 最終措置: ポンプ上部を加熱することにより付着物を減じる方策により復旧。
 _____ , 〈総復旧時間〉 — [Hrs]

(2) 再発防止対策: _____

8. 備考: _____

故障事象要約シート

報告書 I.D. (記録 No.)	FF820066	(64)	報告日	83年 3月 22日
-------------------	----------	--------	-----	------------

1. タイトル：1次主ポンプ速度制御系異常に起因する「1次冷却材流量低（ループ#1）による原子炉スクラム
(TITLE) AUTOMATIC REACTOR SCRAM DUE TO LOW PRIMARY FLOW IN ONE LOOP

2. 事象発生日： 82年 5月 24日

3. プラント

(1) ユニット名： F F T F (2) システム（サブシステム）名： 1次冷却系（1次主冷却系）

4. 運転状態

	〈事象前〉	〈異常時対応〉	〈停止時間〉
(1) ユニット	：通常運転	， スクラム ，	120 [Hrs]
(2) システム（サブシステム）	：通常運転（定格運転），	停止 ，	120 [Hrs]

5. 故障状況

(1) 機器名：液体加減抵抗器 (4) 故障タイプ：(機械) 電気・電子・化学) 的故障

(2) 故障部分：電解液槽ドレン弁 (5) 故障モード：運転失敗（ポンプトリップ）

(3) 発見方法：警報 (6) 故障原因：ヒューマンエラー（ドレン弁を誤開）

6. 事象概要： 原子炉通常運転中，1次主ポンプ速度制御系液体加減抵抗器の「電解液流量喪失（ループ#1）」の警報が発生し，同時にバックアップ用電解液循環ポンプが自動起動したが警報は点灯を継続した。そのため運転員が循環ポンプの再起動を準備している間「1次冷却材流量低（ループ#1）」により原子炉がスクラムした。原因は，電解液槽のドレン弁が誤って全開（通常は1/4開度）となっていたために液位が減少して異常信号を発することになったものである。

7. 対応・措置

(1) 最終措置：再発防止対策実施後に弁開度を調整して復旧。
， 〈総復旧時間〉 —— [Hrs]

(2) 再発防止対策：1) ドレン弁の容易な操作を防止するために弁にカバーを取付け。
2) 同種弁の開閉状態チェックの徹底を図るため関係者を再教育。

8. 備考：

故障事象要約シート

報告書 I.D. (記録 No.)	FF820023	(739)	報告日	82年11月10日
-------------------	----------	---------	-----	-----------

1. タイトル：1次主循環ポンプ(A) 主モータの異常による速度制御機能喪失
(TITLE) LOSS OF SPEED CONTROL DURING STARTUP OF PRIMARY HEAT TRANSPORT SYSYTEM

2. 事象発生日： 82年5月25日 PUMP MAIN MOTOR

3. プラント
(1) ユニット名： F F T F (2) システム (サブシステム) 名： 1次冷却系 (1次主冷却系)

4. 運転状態

	〈事象前〉	〈異常時対応〉	〈停止時間〉
(1) ユニット	: 起動	, スクラム ,	96 [Hrs]
(2) システム (サブシステム)	: 通常運転 (定格運転)	, トリップ ,	96 [Hrs]

5. 故障状況

(1) 機器名 : 1次主循環ポンプ(A), (4) 故障タイプ: (機械・電気) 電子・化学) 的故障
(2) 故障部分: モータ, (5) 故障モード: 制御失敗 (速度制御異常)
(3) 発見方法: 異常, (6) 故障原因 : ダスト汚染 (モータ)

6. 事象概要: 原子炉スクラム後, 原子炉を再起動するために1次主循環ポンプ3台を一斉に通
常起動し, 約60%の速度に達したところでA号機のみが無制御状況を呈して速度の加速を
続け, 「1次主冷Aループ流量高」によりトリップに至った。
原因は, モータケーシング内へのブラシダスト等の堆積によりスリップリングがフラッ
シュオーバー(*) をおこしたためと推定された。

7. 対応・措置

(1) 最終措置: 予備モータと交換。
, 〈総復旧時間〉 — [Hrs]

(2) 再発防止対策: 1) 同仕様の他モータについてダスト除去・クリーニングを実施。
2) 点検マニュアル改訂 (クリーニングの徹底を追加)。

8. 備考: (*) ブラシ汚損による絶縁低下により整流子片間にアークが生じ, 正負ブラシ間が
アーク連絡となり過大電流が流れて速度が増す。

故障事象要約シート

報告書 I.D. (記録 No.)	FF830016	(740)	報告日	83年 9月 1日
-------------------	----------	---------	-----	-----------

1. タイトル：1次主循環ポンプ(A) 流量制御系の異常による手動スクラム
(TITLE) LOSS OF FLOW SIGNAL TO PRIMARY PUMP

2. 事象発生日： 83年5月7日

3. プラント
(1) ユニット名： F F T F (2) システム (サブシステム) 名： 1次冷却系 (1次主冷却系)

4. 運転状態

	〈事象前〉	〈異常時対応〉	〈停止時間〉
(1) ユニット	: 起動	, 手動スクラム,	8 [Hrs]
(2) システム (サブシステム)	: 通常運転 (定格運転),	トリップ,	— [Hrs]

5. 故障状況
(1) 機器名 : 1次主循環ポンプ(A), (4) 故障タイプ: (機械・電気) 電子・化学) 的故障
(2) 故障部分: 制御回路の抵抗器, (5) 故障モード: 制御失敗 (流量制御異常)
(3) 発見方法: 警報, (6) 故障原因 : 開路 (抵抗器の故障等)

6. 事象概要: 「1次冷却流量喪失」の警報が発生した。1次冷却流量は警報リセット後も急速な減少傾向を示し、自動スクラムを避けるため運転員が原子炉を手動スクラムで停止するまで継続した。
原因は、ポンプ制御回路の抵抗器故障とジョイント部の不十分なハンダ付によって開路状態となったためである。

7. 対応・措置
(1) 最終措置: 抵抗器の交換及びハンダ付の補修
, 〈総復旧時間〉 8 [Hrs]
(2) 再発防止対策: 同仕様のポンプ制御回路を有する他系統についても、類似トラブルの有無をチェックした。

8. 備考:

故障事象要約シート

報告書 I.D. (記録 No.)	FF830080	(741)	報告日	83年10月14日
-------------------	----------	---------	-----	-----------

1. タイトル：1次主循環ポンプ(B) 流量制御系限時リレーの故障による原子炉スクラム
(TITLE) P-2 RELATED SCRAM

2. 事象発生日： 83年7月6日

3. プラント

(1) ユニット名： F F T F (2) システム・(サブシステム)名： 1次冷却系 (1次主冷却系)

4. 運転状態

	〈事象前〉	〈異常時対応〉	〈停止時間〉
(1) ユニット	: 通常運転	, スクラム ,	— [Hrs]
(2) システム (サブシステム)	: 通常運転 (定格運転), 停止	,	— [Hrs]

5. 故障状況

(1) 機器名 : 1次主循環ポンプ(#2), (4) 故障タイプ: (機械・電気・電子) 化学) 的故障

(2) 故障部分: 限時リレー(Y-8) , (5) 故障モード: 制御失敗

(3) 発見方法: 警報 , (6) 故障原因 : ドリフト (限時リレー)

6. 事象概要: 原子炉を通常運転中, 「1次主循環ポンプ (#2) 電圧異常」の警報が発生した。
現場制御盤上で同警報をリセットしたところ「1次主冷却系流量喪失」となり, さらに原子炉スクラムに至った。
原因は限時リレーの故障によるものである。

7. 対応・措置

(1) 最終措置: 限時リレーを補修して復旧。
, 〈総復旧時間〉 19 [Hrs]

(2) 再発防止対策: 本リレーと同一仕様の(Y-7~12) についての再校正を実施。

8. 備考:

故障事象要約シート

報告書 I.D. (記録 No.)	V-E-15-1/2 (5-20)	報告日	年 月 日
-------------------	-------------------	-----	-------

1. タイトル：プラントのスクラム (スクラム：1件)
 (TITLE) _____

2. 事象発生日： 80年11月19日～12月23日

3. プラント
 (1) ユニット名： F F T F (2) システム (サブシステム) 名： _____ (_____)

4. 運転状態

	〈事象前〉	〈異常時対応〉	〈停止時間〉
(1) ユニット	：出力上昇試験中(1MW～40MW),スクラム , _____ [Hrs]		
(2) システム (サブシステム) :	_____ (_____) , _____ , _____ [Hrs]		

5. 故障状況

(1) 機器名 : _____ , (4) 故障タイプ： (機械・電気) 電子・化学) 的故障
 (2) 故障部分： _____ , (5) 故障モード： _____
 (3) 発見方法：出力上昇試験中 , (6) 故障原因 : 電気設備管理ミス (HE)

6. 事象概要：出力上昇試験中 (1 MW～40MW) に、計画外のスクラムが4件あった。このうち1件は自動スクラムであった。原因は、サイト内での建設作業に伴う消費電力の増大によってサイト電力低下に起因した原子炉保護系の動作によるものである。

7. 対応・措置

(1) 最終措置： _____ , 〈総復旧時間〉 _____ [Hrs]
 (2) 再発防止対策： _____

8. 備考：所内電源喪失

故障事象要約シート

報告書 I.D. (記録 No.)	V-E-15-2/2 (5-20)	報告日	年 月 日
-------------------	-------------------	-----	-------

1. タイトル：プラントのスクラム (手動スクラム：3件)
 (TITLE) _____

2. 事象発生日： 80年11月19日～12月23日

3. プラント
 (1) ユニット名： F F T F (2) システム (サブシステム) 名： _____ (_____)

4. 運転状態

	〈事象前〉	〈異常時対応〉	〈停止時間〉
(1) ユニット	: 出力上昇試験中(1MW以下), 手動スクラム,		_____ [Hrs]
(2) システム (サブシステム)	: _____ (_____), _____ ,		_____ [Hrs]

5. 故障状況

(1) 機器名 : _____ , (4) 故障タイプ: (機械・電気・電子・化学) 的故障
 (2) 故障部分: _____ , (5) 故障モード: _____
 (3) 発見方法: 出力上昇試験中 , (6) 故障原因 : _____

6. 事象概要：出力上昇試験中 (1 MW以下) に、計画外のスクラムが4件あった。このうち3件は手動によるものであった。

7. 対応・措置

(1) 最終措置: _____ , 〈総復旧時間〉 _____ [Hrs]
 (2) 再発防止対策: _____

8. 備考:

故障事象要約シート

報告書 I.D. (記録 No.)	V-E-19	(5-23)	報告日	年 月 日
-------------------	--------	--------	-----	-------

1. タイトル：電圧のトランジェント
(TITLE)

2. 事象発生日： 83年7月6日

3. プラント
(1) ユニット名：FFTF (2) システム (サブシステム) 名：電源設備 (—)

4. 運転状態

	〈事象前〉	〈異常時対応〉	〈停止時間〉
(1) ユニット	: 35%出力運転	, スクラム	, — [Hrs]
(2) システム (サブシステム)	: 給電中 (—)	, 停電	, — [Hrs]

5. 故障状況

(1) 機器名 : — , (4) 故障タイプ: (機械・電気) 電子・化学) 的故障
(2) 故障部分: — , (5) 故障モード: 外部電源喪失
(3) 発見方法: 警報 , (6) 故障原因 : 落雷

6. 事象概要: サイクル(3)の運転中, 原子炉出力が35%になった時に, 落雷による電喪が発生して原子炉がスクラムした。

7. 対応・措置

(1) 最終措置: 電源回復後にプラントを再起動。
, 〈総復旧時間〉 — [Hrs]
(2) 再発防止対策: —

8. 備考:

故障事象要約シート

報告書 I.D. (記録 No.)	Ⅶ-A-2	(7-1 ~2)	報告日	年 月 日
-------------------	-------	----------	-----	-------

1. タイトル：実験用燃料ピンの破損
(TITLE)

2. 事象発生日： 79年1月上旬

3. プラント
(1) ユニット名：PFR (2) システム (サブシステム) 名：燃料 (—)

4. 運転状態

	〈事象前〉	〈異常時対応〉	〈停止時間〉
(1) ユニット	: 運転	, 停止	, — [Hrs]
(2) システム (サブシステム)	: — (—),	— ,	— [Hrs]

5. 故障状況
(1) 機器名 : 実験用燃料集合体 , (4) 故障タイプ: (機械) 電気・電子・化学) 的故障
(2) 故障部分: 燃料ピン , (5) 故障モード: 燃料要素の損傷
(3) 発見方法: FFD(CG法, DN法) 系による検知, (6) 故障原因 : 照射損傷

6. 事象概要: 原子炉運転中, 破損燃料検出系 (FFD) のカバーガスモニタリング系 (CG) 及び遅発中性子モニタリング系 (DN) によって実験用燃料ピンの破損が検知された。
そのため, 原子炉を停止して破損燃料ピンを含む集合体を検査のため取り出し, 新しい集合体を挿入した。

7. 対応・措置
(1) 最終措置: 破損燃料ピン収納集合体の取り出しと新しい集合体の挿入。中性子照射による「Voidage bow」の影響緩和のための炉心ローテーション。 , 〈総復旧時間〉 — [Hrs]
(2) 再発防止対策:

8. 備考: 78年9月下旬の類似イベントも同時登録している。

故障事象要約シート

報告書 I.D. (記録 No.)	VII-E-8-2/4 (7-20)	報告日	年 月 日
-------------------	--------------------	-----	-------

1. タイトル：1次系アルゴンガスブランケットシステム異常
(TITLE) _____

2. 事象発生日： 79年5月末日～7月末日

3. プラント
(1) ユニット名：PFR (2) システム (サブシステム) 名：1次アルゴンガス系 (—)

4. 運転状態

	〈事象前〉	〈異常時対応〉	〈停止時間〉
(1) ユニット	: 運転	, 停止	, — [Hrs]
(2) システム (サブシステム)	: 運転 (—)	, 停止	, — [Hrs]

5. 故障状況

(1) 機器名 : _____ , (4) 故障タイプ: (機械) 電気・電子・化学) 的故障

(2) 故障部分: _____ , (5) 故障モード: 制御失敗

(3) 発見方法: _____ , (6) 故障原因 : _____

6. 事象概要：1次系アルゴンガスブランケットシステムでの流量制限に伴う原子炉停止。
原因については記述なし。

7. 対応・措置

(1) 最終措置: _____ , 〈総復旧時間〉 _____ [Hrs]

(2) 再発防止対策: _____

8. 備考: _____

故障事象要約シート

報告書 I.D. (記録 No.)	VII-B-12-1/2 (7-11)	報告日	年 月 日
-------------------	---------------------	-----	-------

1. タイトル：蒸発器でのリーク (No.2)

(TITLE) _____

2. 事象発生日： 79年 2月 日

3. プラント

(1) ユニット名：PFR (2) システム (サブシステム) 名：2次冷却系 (2次主冷却系)

4. 運転状態

	〈事象前〉	〈異常時対応〉	〈停止時間〉
(1) ユニット	：運転	, 停止	, — [Hrs]
(2) システム (サブシステム)	：運転 (運転)	, 停止	, — [Hrs]

5. 故障状況

(1) 機器名：蒸発器 (No.2) , (4) 故障タイプ：(機械) 電気・電子・化学) 的故障

(2) 故障部分：伝熱管 , (5) 故障モード：チューブ破損による水リーク

(3) 発見方法： — , (6) 故障原因：腐蝕破損

6. 事象概要：79年2月に蒸発器No.2でチューブとチューブプレートの溶接部でリークが発生した。リークが発生した溶接部は、硬く、高応力を受けており、ある種の条件下で純粋中で応力腐蝕割れを起こし易いためマグネタイトの層で保護されている。リークの原因は、この層が何らかの原因で壊れて溶接部の破損に至ったためと考えられる。

7. 対応・措置

(1) 最終措置：チューブを爆着プラグングで修理して復旧。

, 〈総復旧時間〉 — [Hrs]

(2) 再発防止対策：溶接部破損の防止に有効であるショートピーニング手法 (溶接部表面に圧縮圧力をかける) を全蒸発器に対して実施する事を計画中。

8. 備考：チューブのプラグングによる熱伝達面積の減少を防止するため、チューブ中にスリーブを入れ溶接部をバイパスさせる技術を開発し、84年2月までに全蒸発器に対して取付けを完了した。

故障事象要約シート

報告書 I.D. (記録 No.)	VII-B-12-2/2 (7-11)	報告日	年 月 日
-------------------	---------------------	-----	-------

1. タイトル：蒸発器でのリーク (No.1)
 (TITLE) _____

2. 事象発生日： 79年 4月 日

3. プラント
 (1) ユニット名：PFR (2) システム・(サブシステム) 名：2次冷却系 (2次主冷却系)

4. 運転状態

	〈事象前〉	〈異常時対応〉	〈停止時間〉
(1) ユニット	：運転	, 停止	, — [Hrs]
(2) システム (サブシステム)	：運転	(運転), 停止	, — [Hrs]

5. 故障状況

(1) 機器名：蒸発器 (No.1) , (4) 故障タイプ：(機械) 電気・電子・化学) 的故障
 (2) 故障部分：伝熱管 , (5) 故障モード：チューブ破損による水リーク
 (3) 発見方法： — , (6) 故障原因：腐蝕破損

6. 事象概要：79年4月に蒸発器No.1 (No.1は今回が初めて) でチューブとチューブプレートの溶接部でリークが発生した。リークが発生した溶接部は、硬く、高応力を受けており、ある種の条件下で純水中での応力腐蝕割れを起こし易いためマグネタイトの層で保護されている。リークの原因は、この層が何らかの要因で壊れて溶接部の破損に至ったためと考えられる。

7. 対応・措置

(1) 最終措置：チューブを爆着プラグングで修理して復旧
 _____ , 〈総復旧時間〉 — [Hrs]

(2) 再発防止対策：溶接部破損の防止に有効であるショートピーニング手法 (溶接部表面に圧縮圧力をかける) を全蒸発器に対して実施する事を計画中。

8. 備考：チューブのプラグングによる熱伝達面積の減少を防止するため、チューブ中にスリーブを入れ溶接部をバイパスさせる技術を開発し、84年2月までに全蒸発器に対して取付けを完了した。

故障事象要約シート

報告書 I.D. (記録 No.)	VII-B-13	(7-12)	報告日	年 月 日
-------------------	----------	----------	-----	-------

1. タイトル：再熱器フランジ部でのリーク
 (TITLE) _____

2. 事象発生日： 79年7月 日

3. プラント
 (1) ユニット名：PFR (2) システム (サブシステム) 名：2次冷却系 (2次主冷却系)

4. 運転状態

	〈事象前〉	〈異常時対応〉	〈停止時間〉
(1) ユニット	: 運転	, 停止	, — [Hrs]
(2) システム (サブシステム)	: 運転 (運転)	, 停止	, — [Hrs]

5. 故障状況
 (1) 機器名 : 再熱器No.2 , (4) 故障タイプ: (機械) 電気・電子・化学) 的故障
 (2) 故障部分: フランジ部のボルト及びナット , (5) 故障モード: フランジボルトとナットの亀裂
 (3) 発見方法: ナトリウムによる火災が生じた煙の発見 , (6) 故障原因 : _____

6. 事象概要: 再熱器No.2のベッセルとチューブバンドル間のフランジ部メタフレックスシールからのナトリウムリーク (約2kg) がラギングボックスよりの火災煙により発見された。
 原因は、フランジボルト1本とナット2本 (全数は64対) がクラックして締付がゆるんだためである。

7. 対応・措置
 (1) 最終措置: ①フランジボルトとナットの取替え及び締め直し。②フランジ回りにSUS鋼封じ帯を取付け、ナトリウム検出器を設備した。 , 〈総復旧時間〉 — [Hrs]
 (2) 再発防止対策: その後の炉停止時、その他再熱器をチェックした結果、同様なナトリウムリーク現象がみられたため、これら再熱器についても同じ措置を実施した。

8. 備考: _____

故障事象要約シート

報告書 I.D. (記録 No.)	VII-B-14	(7-12~13)	報告日	年 月 日
-------------------	----------	-----------	-----	-------

1. タイトル：2次Na系蒸気発生器防護システム ラプチャディスクの破損（2件）
 (TITLE) _____

2. 事象発生日： 83年1月, 2月 _____

3. プラント
 (1) ユニット名：PFR (2) システム (サブシステム) 名：2次冷却系 (2次主冷却系) _____

4. 運転状態

	〈事象前〉	〈異常時対応〉	〈停止時間〉
(1) ユニット	: 運転	, 停止	, — [Hrs]
(2) システム (サブシステム)	: 運転	(運転), 停止	, — [Hrs]

5. 故障状況
 (1) 機器名 : ラプチャディスク , (4) 故障タイプ: (機械) 電気・電子・化学) 的故障
 (2) 故障部分: ラプチャディスク , (5) 故障モード: ラプチャディスク内リーク
 (3) 発見方法: リークセンサーによる検知 , (6) 故障原因 : ディスクの疲労破壊

6. 事象概要：2次系蒸気発生器の伝熱管破損による，ナトリウム-水反応の検知とガス放出機能を有するラプチャディスクの破損が，スパークプラグ型センサーによる少量の漏洩ナトリウムの検知により確認された。

 原因は，ディスクの疲労破壊のためである。

7. 対応・措置
 (1) 最終措置：全2次系のラプチャディスクが交換された。
 _____ , 〈総復旧時間〉 — [Hrs]
 (2) 再発防止対策： _____

8. 備考： _____

故障事象要約シート

報告書 I.D. (記録 No.)	VII-B-15	(7-13)	報告日	年 月 日
-------------------	----------	--------	-----	-------

1. タイトル：No.1再熱器下流2次系配管よりのナトリウムリーク
 (TITLE) _____

2. 事象発生日： 83年5月 日

3. プラント
 (1) ユニット名：PFR (2) システム (サブシステム) 名：2次冷却系 (2次主冷却系)

4. 運転状態

	<事象前>	<異常時対応>	<停止時間>
(1) ユニット	: 運転	, 停止	, — [Hrs]
(2) システム (サブシステム)	: 運転	(運転), 停止	, — [Hrs]

5. 故障状況

(1) 機器名 : 配管 , (4) 故障タイプ: (機械) 電気・電子・化学) 的故障
 (2) 故障部分: ティー溶接部 , (5) 故障モード: 配管のクラック
 (3) 発見方法: ナトリウムによる火災が生じた煙の発見, (6) 故障原因 : 疲労破壊

6. 事象概要: 再熱器No.1下流の2次系配管からのナトリウム小リークがラギングボックスよりの少量な火災煙により発見された。
 原因は、配管の2つのティー接合部の溶接にクラックが発生したためである。尚、この部分は、建設時に補修を実施されている事がラジオグラフ検査の結果から判明した。

7. 対応・措置

(1) 最終措置: ナトリウムをドレンし、ティーの取替及び溶接部の補修を実施。
 プラントの運転再開は83年6月中旬。 , <総復旧時間> — [Hrs]
 (2) 再発防止対策: _____

8. 備考: _____

故障事象要約シート

報告書 I.D. (記録 No.)	ENC 86-1 (647)	報告日	年 月 日
-------------------	------------------	-----	-------

1. タイトル：2次主循環ポンプの軸固着
(TITLE) _____

2. 事象発生日： 84年 月 日 _____

3. プラント
(1) ユニット名：PFR (2) システム (サブシステム) 名：2次冷却系 (2次主冷却系)

4. 運転状態

	〈事象前〉	〈異常時対応〉	〈停止時間〉
(1) ユニット	: _____	, _____	, _____ [Hrs]
(2) システム (サブシステム)	: 運転 (運転), 停止 (トリップ), _____ [Hrs]		

5. 故障状況

(1) 機器名 : 2次主循環ポンプ , (4) 故障タイプ: (機械) 電気・電子・化学) 的故障
(2) 故障部分: 軸受部 , (5) 故障モード: 運転失敗 (軸受部固着により ステック)
(3) 発見方法: 警報 , (6) 故障原因 : シャフト表面材がハク離して軸受部に付着

6. 事象概要: 2次主循環ポンプがステック状況を呈して、駆動用モータの過負荷のためトリップした。原因は、下部ナトリウム中ベアリングのシャフトスリーブ上に塗布されたSpray-fused Stelliteがハク離して軸受部に付着してポンプがステックに至ったものと考えられた。(the spray-fused stellite coating on the shaft sleeve at the lower under-sodium bearing became detached and caused a pump seizure.)

7. 対応・措置

(1) 最終措置: ループから取出して補修。
, 〈総復旧時間〉 _____ [Hrs]

(2) 再発防止対策: _____

8. 備考: Ref. B-3(7-3~4): 73. 9

故障事象要約シート

報告書 I.D. (記録 No.)	ENC86-2 (647)	報告日	年 月 日
-------------------	-----------------	-----	-------

1. タイトル：水漏洩検出系配管からのナトリウム漏洩
(TITLE) a leak developed in a pipe which forms part of the boiler tube leak
detection system for superheater 1.

2. 事象発生日： 84年6月 日

3. プラント
(1) ユニット名：PFR (2) システム (サブシステム) 名： ^{2次冷却系} (ナトリウム中水漏洩検出系)

4. 運転状態

	〈事象前〉	〈異常時対応〉	〈停止時間〉
(1) ユニット	: —	, —	, — [Hrs]
(2) システム (サブシステム)	: 運転	(運転) , 停止	, — [Hrs]

5. 故障状況
(1) 機器名 : ナトリウム配管 , (4) 故障タイプ: (機械) 電気・電子・化学) 的故障
(2) 故障部分: " , (5) 故障モード: ナトリウム漏洩
(3) 発見方法: 警報 , (6) 故障原因 : 予熱系の機能喪失

6. 事象概要：加熱器 No. 1に設備されているナトリウム中水漏洩検出系配管からのナトリウム漏洩が発生した。数10kgのナトリウムがグループ1のセル内に漏出して火災発生となったが、グラヒックス(graphex) 消火剤等を用いて速やかに鎮火された。原因は、予熱電気ヒータ系(electrical trace heating system) の機能喪失のためである。尚、セル内に配線されていたケーブル類の損傷規模が大きかったため、補修・復旧には、長期間を費やした。

7. 対応・措置
(1) 最終措置: — , 〈総復旧時間〉 — [Hrs]
(2) 再発防止対策: 1) ケーブルの火災防止対策。
2) ケーブル配線ルートの見直し。

8. 備考:

故障事象要約シート

報告書 I.D. (記録 No.)	VII-E-8-3/4 (7-20)	報告日	年 月 日
-------------------	--------------------	-----	-------

1. タイトル：取水系の水処理の不具合
 (TITLE) _____

2. 事象発生日： 79年5月末日～7月末日

3. プラント
 (1) ユニット名：PFR (2) システム (サブシステム) 名：取水系 (—)

4. 運転状態

	〈事象前〉	〈異常時対応〉	〈停止時間〉
(1) ユニット	: 運転	, 停止	, — [Hrs]
(2) システム (サブシステム)	: 運転 (—)	, 停止	, — [Hrs]

5. 故障状況

(1) 機器名 : — , (4) 故障タイプ: (機械) 電気・電子・化学) 的故障
 (2) 故障部分: — , (5) 故障モード: 制御失敗
 (3) 発見方法: — , (6) 故障原因 : 異物混入

6. 事象概要：取水系における水中の高一有機物レベルのため原子炉停止。
 原因については記述なし。

7. 対応・措置

(1) 最終措置：プラントの改善, 運転手順の変更
 _____ , 〈総復旧時間〉 — [Hrs]

(2) 再発防止対策：より効果的な対策を検討中。

8. 備考：

故障事象要約シート

報告書 I.D. (記録 No.)	VII-E-8-4/4 (7-20)	報告日	年 月 日
-------------------	--------------------	-----	-------

1. タイトル：海水ポンプハウスへの海草の進入
 (TITLE) _____

2. 事象発生日： 79年5月末日～7月末日

3. プラント
 (1) ユニット名：PFR (2) システム (サブシステム) 名：海水系 (—)

4. 運転状態

	〈事象前〉	〈異常時対応〉	〈停止時間〉
(1) ユニット	: 運転	, 停止	, — [Hrs]
(2) システム (サブシステム)	: 運転 (—)	, 停止	, — [Hrs]

5. 故障状況

(1) 機器名 : — , (4) 故障タイプ: (機械) 電気・電子・化学) 的故障
 (2) 故障部分: ドラムスクリーン , (5) 故障モード: 閉塞
 (3) 発見方法: — , (6) 故障原因 : ポンプハウスへの海草の進入

6. 事象概要：海水ポンプハウスへの海草の進入に伴う原子炉停止。

7. 対応・措置

(1) 最終措置：ドラムスクリーンの一新。
 _____ , 〈総復旧時間〉 — [Hrs]

(2) 再発防止対策： _____

8. 備考：

故障事象要約シート

報告書 I.D. (記録 No.)	VII-E-8-1/4 (7-20)	報告日	年 月 日
-------------------	--------------------	-----	-------

1. タイトル：外部電源喪失のため原子炉スクラム
 (TITLE) _____

2. 事象発生日： 79年5月末日～7月末日

3. プラント
 (1) ユニット名：PFR (2) システム (サブシステム) 名： _____ (_____)

4. 運転状態

	〈事象前〉	〈異常時対応〉	〈停止時間〉
(1) ユニット	: 運転	, スクラム	, _____ [Hrs]
(2) システム (サブシステム)	: 給電中 (_____)	, 停電	, _____ [Hrs]

5. 故障状況

(1) 機器名 : _____ , (4) 故障タイプ: (機械・電気・電子・化学) 的故障
 (2) 故障部分: _____ , (5) 故障モード: 外部電源喪失
 (3) 発見方法: 電喪 _____ , (6) 故障原因 : 落雷

6. 事象概要：落雷による外部電源喪失のために原子炉スクラム

7. 対応・措置

(1) 最終措置: _____ , <総復旧時間> _____ [Hrs]

(2) 再発防止対策: _____

8. 備考:

故障事象要約シート

報告書 I.D. (記録 No.)	85-V-A-1 (5-1)	報告日	年 月 日
-------------------	----------------	-----	-------

1. タイトル：燃料ピンの破損
(TITLE) _____

2. 事象発生日： 79年5月1日

3. プラント
(1) ユニット名：Phenix (2) システム (サブシステム) 名：燃料 (—)

4. 運転状態

	〈事象前〉	〈異常時対応〉	〈停止時間〉
(1) ユニット	： 運転	, 停止	, — [Hrs]
(2) システム (サブシステム)	： — (—),	— ,	— [Hrs]

5. 故障状況

(1) 機器名：燃料集合体, (4) 故障タイプ：(機械) 電気・電子・化学) 的故障
 (2) 故障部分：燃料ピン, (5) 故障モード：燃料要素の損傷
 (3) 発見方法：FFDによる検知, (6) 故障原因： —

6. 事象概要：燃料ピンの破損がFFD-DN系により検出された。

7. 対応・措置

(1) 最終措置：破損燃料を特定し炉心から取り出した。
 _____, 〈総復旧時間〉 — [Hrs]

(2) 再発防止対策： _____

8. 備考：

故障事象要約シート

報告書 I.D. (記録 No.)	ENC 86-3 (655)	報告日	年 月 日
-------------------	------------------	-----	-------

1. タイトル：1次主循環ポンプ下部軸受けの異常
(TITLE)

2. 事象発生日： 81年 月 日

3. プラント
(1) ユニット名：Phenix (2) システム (サブシステム) 名：1次冷却系 (1次主冷却系)

4. 運転状態

	〈事象前〉	〈異常時対応〉	〈停止時間〉
(1) ユニット	76.7 (運転)	(停止)	— [Hrs]
(2) システム (サブシステム)	運転 (運転)	, 停止	, — [Hrs]

5. 故障状況

(1) 機器名：1次主循環ポンプ, (4) 故障タイプ：(機械) 電気・電子・化学) 的故障
 (2) 故障部分：軸受部, (5) 故障モード：運転失敗
 (3) 発見方法：監視 (異常振動), (6) 故障原因：サーマルランジェントによる軸受部材の劣化

6. 事象概要：1次主循環ポンプが運転中に、異常な振動 (通常 7 μが40 μ: 76.7の例) が見られ、同時に効率が著しく低下した。原因は、シャフトに装着されている下部軸受ブッシュ (The hydrostatic bearing bush, which is shrunk on the shaft) が、サーマルランジェントの進展のためシャフトからずれ (separate) て機能しなくなったためである。

7. 対応・措置

(1) 最終措置：軸受部を改造
 , <総復旧時間> — [Hrs]
 (2) 再発防止対策：1次主循環ポンプ4台 (予備1台を含む) について同様の改造を実施した。

8. 備考：Ref. ZJ215 80-02; A-5(8-3): 76.7

故障事象要約シート

報告書 I.D. (記録 No.)	85-V-B-3 (5-3)	報告日	年 月 日
-------------------	----------------	-----	-------

1. タイトル：再熱器蒸気発生チューブでの漏出とNa-水反応
 (TITLE) _____

2. 事象発生日： 82年4月29日/30日

3. プラント
 (1) ユニット名：Phenix (2) システム (サブシステム) 名：2次冷却系 (2次主冷却系)

4. 運転状態

	〈事象前〉	〈異常時対応〉	〈停止時間〉
(1) ユニット	：運転 (380MWt)	, 停止	, — [Hrs]
(2) システム (サブシステム)	：運転 (運転)	, 停止	, — [Hrs]

5. 故障状況
 (1) 機器名：蒸気発生器No.2 (4) 故障タイプ：(機械) 電気・電子・化学) 的故障
 (2) 故障部分：再熱器伝熱管 (5) 故障モード：伝熱管からの水漏洩
 (3) 発見方法：ナトリウム中水素計 (6) 故障原因：低サイクル熱疲労

6. 事象概要：蒸気発生器No.2-No.12 モジュールの再熱部伝熱管から水漏洩し、Na-水反応が発生したが反応による圧力が低く圧力開放板は作動しなかった。水漏洩発生後、蒸気側隔離と伝熱管内残留蒸気の放出は成されたが、窒素ガス注入弁の作動失敗のため伝熱管内へ窒素ガス注入が無く、伝熱管内圧力が低下してナトリウムが流入したためNa-水反応に至った。原因は、Na入口に近い高温部の伝熱管突き合せ溶接部に対して起動時に大きな熱応力を発生させたことによる、低サイクル熱疲労のためであると推定された。

7. 対応・措置
 (1) 最終措置：モジュール全体の取替 (6ヶ月はかかる)
 _____, 〈総復旧時間〉 _____ [Hrs]
 (2) 再発防止対策：溶接部の最大肉厚の見直し。

8. 備考：(1)82.6.24 3ループのうちの2ループによる2/3 出力運転を開始。
 (2)同様事象が、82.12.16(No.1 SG), 83.2.15(No.3 SG), 83.3.20(No.1 SG) の3回発生している。：(85-V-B-5(5-4~5)) 4件で全出力での稼働相当日268 日分の運転停止。

故障事象要約シート

報告書 I.D. (記録 No.)	85-V-B-5-1/3(5-4 ~5)	報告日	年 月 日
-------------------	----------------------	-----	-------

1. タイトル：蒸気発生器再熱器でのNa-水反応
(TITLE) _____

2. 事象発生日： 82年12月16日

3. プラント
(1) ユニット名：Phenix (2) システム (サブシステム) 名：2次冷却系 (2次主冷却系)

4. 運転状態

	〈事象前〉	〈異常時対応〉	〈停止時間〉
(1) ユニット	：運転 (500MWt)	, 停止	, — [Hrs]
(2) システム (サブシステム)	：運転 (運転)	, 停止	, — [Hrs]

5. 故障状況

(1) 機器名：蒸気発生器No.1 (4) 故障タイプ：(機械) 電気・電子・化学) 的故障
(2) 故障部分：再熱器伝熱管 (5) 故障モード：伝熱管からの水漏洩
(3) 発見方法：ナトリウム中水素計 (6) 故障原因：低サイクル熱疲労

6. 事象概要：82.12.16に蒸気発生器No.1-No.12 モジュールの再熱器伝熱管から水漏洩し，Na-水反応が発生したが，小規模で反応による圧力が低かったため圧力開放板は作動しなかった。いずれも伝熱管への窒素注入弁は正常に作動し，蒸気側へのナトリウム流入はなかった。原因は，Na入口に近い高温部の伝熱管突き合せ溶接部に起動時に大きな熱応力を発生させたことによる，低サイクル熱疲労のためであると推定された。

7. 対応・措置

(1) 最終措置：1) 部品の総取替，No.3(83. 3.20 ~5.30)，No.1(83. 5.30~8.5)
2) 定格出力運転再開(83. 8.14) , <総復旧時間> — [Hrs]

(2) 再発防止対策： _____

8. 備考：(1)各蒸気発生器の取替期間中は，2ループによる2/3 出力運転を実施。
(2)同様事象が82. 4.29/30(No.2 SG)で発生している。(85-V-B-3(5-3)) 4件で全出力での稼働相当日268 日分の運転停止。

故障事象要約シート

報告書 I.D. (記録 No.)	85-V-B-5-2/3(5-4 ~5)	報告日	年 月 日
-------------------	----------------------	-----	-------

1. タイトル：蒸気発生器再熱器でのNa-水反応
(TITLE)

2. 事象発生日： 83年 2月 15日

3. プラント
(1) ユニット名：Phenix (2) システム (サブシステム) 名：2次冷却系 (2次主冷却系)

4. 運転状態

	〈事象前〉	〈異常時対応〉	〈停止時間〉
(1) ユニット	：運転 (580MWt)	, 停止	, — [Hrs]
(2) システム (サブシステム)	：運転 (運転)	, 停止	, — [Hrs]

5. 故障状況

(1) 機器名：蒸気発生器No.3, (4) 故障タイプ：(機械) 電気・電子・化学) 的故障
(2) 故障部分：再熱器伝熱管, (5) 故障モード：伝熱管からの水漏洩
(3) 発見方法：ナトリウム中水素計, (6) 故障原因：低サイクル熱疲労

6. 事象概要：83. 2.15に蒸気発生器No.3-No.12 モジュールの再熱器伝熱管から水漏洩し，Na-水反応が発生したが，小規模で反応による圧力が低かったため圧力開放板は作動しなかった。いずれも伝熱管への窒素注入弁は正常に作動し，蒸気側へのナトリウム流入はなかった。原因は，Na入口に近い高温部の伝熱管突き合せ溶接部に起動時に大きな熱応力を発生させたことによる，低サイクル熱疲労のためであると推定された。

7. 対応・措置

(1) 最終措置：1)部品の総取替，No.3(83. 3.20 ~5.30)，No.1(83. 5.30~8.5)
2)定格出力運転再開(83. 8.14) , 〈総復旧時間〉 — [Hrs]

(2) 再発防止対策：

8. 備考：(1)各蒸気発生器の取替期間中は，2ループによる2/3 出力運転を実施。
(2)同様事象が82. 4.29/30(No.2 SG)で発生している。(85-V-B-3(5-3)) 4件で全出力での稼働相当日268 日分の運転停止。

故障事象要約シート

報告書 I.D. (記録 No.)	85-V-B-5-3/3(5-4 ~5)	報告日	年 月 日
-------------------	----------------------	-----	-------

1. タイトル：蒸気発生器再熱器でのNa-水反応
(TITLE) _____

2. 事象発生日： 83年 3月 20日

3. プラント

(1) ユニット名：Phenix (2) システム(サブシステム)名：2次冷却系(2次主冷却系)

4. 運転状態

	〈事象前〉	〈異常時対応〉	〈停止時間〉
(1) ユニット	：運転 (397MWt)	, 停止	, — [Hrs]
(2) システム(サブシステム)	：運転 (運転)	, 停止	, — [Hrs]

5. 故障状況

(1) 機器名：蒸気発生器No.1 (4) 故障タイプ：(機械) 電気・電子・化学) 的故障

(2) 故障部分：再熱器伝熱管 (5) 故障モード：伝熱管からの水漏洩

(3) 発見方法：ナトリウム中水素計 (6) 故障原因：低サイクル熱疲労

6. 事象概要：83. 3.20に蒸気発生器No.1-No.11 モジュールの再熱器伝熱管から水漏洩し，Na-水反応が発生したが，小規模で反応による圧力が低かったため圧力開放板は作動しなかった。いずれも伝熱管への窒素注入弁は正常に作動し，蒸気側へのナトリウム流入はなかった。原因は，Na入口に近い高温部の伝熱管突き合せ溶接部に起動時に大きな熱応力を発生させたことによる，低サイクル熱疲労のためであると推定された。

7. 対応・措置

(1) 最終措置：1)部品の総取替，No.3(83. 3.20 ~5.30)，No.1(83. 5.30~8.5)
2)定格出力運転再開(83. 8.14) , 〈総復旧時間〉 — [Hrs]

(2) 再発防止対策： _____

8. 備考：(1)各蒸気発生器の取替期間中は，2ループによる2/3 出力運転を実施。
(2)同様事象が82. 4.29/30(No.2 SG)で発生している。(85-V-B-3(5-3)) 4件で全出力での稼働相当日268 日分の運転停止。

故障事象要約シート

報告書 I.D. (記録 No.)	XI-A-3 (11-6)	報告日	年 月 日
-------------------	---------------	-----	-------

1. タイトル：燃料要素の損傷
(TITLE) _____

2. 事象発生日： 79年 4月 日

3. プラント
(1) ユニット名：KNK-II (2) システム (サブシステム) 名：燃料 (—)

4. 運転状態

	〈事象前〉	〈異常時対応〉	〈停止時間〉
(1) ユニット	: 運転	, 停止	, — [Hrs]
(2) システム (サブシステム)	: — (—)	, —	, — [Hrs]

5. 故障状況

(1) 機器名 : 燃料集合体 , (4) 故障タイプ: (機械) 電気・電子・化学) 的故障
 (2) 故障部分: 燃料要素 , (5) 故障モード: 燃料要素の損傷
 (3) 発見方法: FFDによる検知 , (6) 故障原因 : —

6. 事象概要: 照射試験中に燃料要素の損傷がカバーガス中のXe濃度のモニタ値と遅発中性子検出系(DND)の検知信号により発見された。

 破損燃料の検出, 及び破損個所を同定するシステムとその手順の試験を行った。

7. 対応・措置

(1) 最終措置: 損傷した燃料集合体を交換。
 _____ , 〈総復旧時間〉 — [Hrs]

(2) 再発防止対策: —

8. 備考:

故障事象要約シート

報告書 I.D. (記録 No.)	XI-A-4 (11-6 ~7)	報告日	年 月 日
-------------------	------------------	-----	-------

1. タイトル：燃料要素の損傷
(TITLE) _____

2. 事象発生日： 80年5月～8月

3. プラント
(1) ユニット名：KNK-II (2) システム (サブシステム) 名：燃料 (—)

4. 運転状態

	〈事象前〉	〈異常時対応〉	〈停止時間〉
(1) ユニット	: 運転	, 手動スクラム,	— [Hrs]
(2) システム (サブシステム)	: — (—),	— ,	— [Hrs]

5. 故障状況

(1) 機器名 : 燃料集合体 , (4) 故障タイプ: (機械) 電気・電子・化学) 的故障
(2) 故障部分: 燃料要素 , (5) 故障モード: 燃料要素の損傷
(3) 発見方法: FFDによる検知 , (6) 故障原因 : —

6. 事象概要: (1)80.5.21 カバーガス中のFPガス放射能値の増加がモニタされたが、一次ナトリウム中の遅発中性子放出核種は検知されなかったため、有意な燃料損傷は無いと判断して運転を継続した。
(2)80.8.19 遅発中性子放出核種が検知されたため、原子炉はスクラムされた。原因は5月の時点で燃料ピン1体に僅かなクラックが生じ、そのまま18日間運転を継続したため8月の時点では約 100mm² の燃料ピン破損に至った。

7. 対応・措置

(1) 最終措置: — , 〈総復旧時間〉 — [Hrs]
(2) 再発防止対策: —

8. 備考: _____

故障事象要約シート

報告書 I.D. (記録 No.)	XV-B-1 (15-2)	報告日	年 月 日
-------------------	---------------	-----	-------

1. タイトル：蒸気発生器伝熱管の小規模漏洩
(TITLE)

2. 事象発生日： 80年7月～8月

3. プラント
(1) ユニット名：BN600 (2) システム (サブシステム) 名：2次冷却系 (2次主冷却系)

4. 運転状態

	〈事象前〉	〈異常時対応〉	〈停止時間〉
(1) ユニット	：運転	, 停止	, — [Hrs]
(2) システム (サブシステム)	：運転 (運転)	, 停止	, — [Hrs]

5. 故障状況

(1) 機器名：蒸気発生器, (4) 故障タイプ：(機械) 電気・電子・化学) 的故障
(2) 故障部分：伝熱管, (5) 故障モード：伝熱管から漏洩
(3) 発見方法：漏洩検出系, (6) 故障原因：溶接継目部の欠陥

6. 事象概要：運転の初期段階で蒸気発生器伝熱管の小規模漏洩が数回発生したが、いずれも漏洩の初期段階に漏洩検出系によって検知され、当該SGモジュールは系統から取外された。取外し後、原子炉の運転を継続することは可能であった。
原因は、伝熱管の溶接継目部及び材料中の微小欠陥が運転下で徐々に成長していったためである。

7. 対応・措置

(1) 最終措置：当該SGモジュールを取外した。
, 〈総復旧時間〉 — [Hrs]

(2) 再発防止対策：1) 製作時の材質検査方法及び精度向上の必要性を考慮。
2) 運転熱サイクルによる耐力力性構造設計の必要性を考慮。

8. 備考：

故障事象要約シート

報告書 I.D. (記録 No.)	JOYO (17)	報告日	81年 7月 26日
-------------------	-------------	-----	------------

1. タイトル：オーバーフロー系電磁ポンプのトリップによる調整棒一斉挿入
(TITLE) _____

2. 事象発生日： 81年 7月26日

3. プラント

(1) ユニット名：JOYO (2) システム (サブシステム) 名：1次冷却系(オーバーフロー系)

4. 運転状態

	〈事象前〉	〈異常時対応〉	〈停止時間〉
(1) ユニット	: 運転 < 75 MW >	, 停止	, 32 [Hrs]
(2) システム (サブシステム)	: 運転 (運転)	, 停止	, [Hrs]

5. 故障状況

(1) 機器名 : オーバーフロー 電磁ポンプ , (4) 故障タイプ : (機械)・電気・電子・化学 的故障

(2) 故障部分 : — , (5) 故障モード : 運転失敗

(3) 発見方法 : 電磁ポンプトリップ , (6) 故障原因 : ヒューマンエラー(ドレン作業手順書の不備)

6. 事象概要 : FPD系にあるナトリウムベーパーラップ内のナトリウムドレン作業中, オーバーフロー系電磁ポンプがトリップしたため, 調整棒一斉挿入によって原子炉が停止した。

原因は, ドレンライン内に滞留していたカバーアルゴンガスと一緒にオーバーフロー系の電磁ポンプに巻き込まれたためにトリップへ至った。ガス巻き込みは, ドレン操作がオーバーフロー系汲み上げ配管経由で計画・実施された為と判明した。

7. 対応・措置

(1) 最終措置 : _____ , <総復旧時間> _____ [Hrs]

(2) 再発防止対策 : 1) 運転要領書を改善

2) 原因となった手動弁(ドレンハグとオーバーフロー系を連絡)をキーロック管理へ。

8. 備考 : _____

故障事象要約シート

報告書 I.D. (記録 No.)	JOYO (30)	報告日	87年9月7日
-------------------	-------------	-----	---------

1. タイトル：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
 (TITLE) _____

2. 事象発生日： 87年9月7日

3. プラント

(1) ユニット名：JOYO (2) システム（サブシステム）名： ^{加圧計装系} (炉容器液位) 計装

4. 運転状態

	〈事象前〉	〈異常時対応〉	〈停止時間〉
(1) ユニット	: 運転 (100MWt)	, スクラム	, 33 [Hrs]
(2) システム（サブシステム）	: 運転 (運転)	, 停止	, — [Hrs]

5. 故障状況

(1) 機器名 : 計装用ケーブル , (4) 故障タイプ: (機械・電気・電子・化学) 的故障

(2) 故障部分: — , (5) 故障モード: 制御失敗

(3) 発見方法: 原子炉のスクラム , (6) 故障原因 : 信号線の不十分な系統分離(HE)

6. 事象概要：定格出力(100MWt)運転中に「炉内ナトリウム液面低」により原子炉がスクラムし自動停止した。同時に1次主ポンプA, Bの停止とポニーモータへの引き継ぎの確認及び炉容器ナトリウム液面が異常のないことを確認した。原因は、回転プラグまわりのケーブルにおいて液面計ch. 1 とch. 3 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、警報信号線から液面信号線へノイズが混入し、液面計が誤信号を発したためである。

7. 対応・措置

(1) 最終措置：液面計信号線と回転プラグアルゴンガス系警報線を分離
 _____ , 〈総復旧時間〉 _____ [Hrs]

(2) 再発防止対策：1)同一ケーブル内に入っている液面計の ch. 1とch. 3 信号線の分離
 2)ノイズキラーの設置, これら対策を次回の原子炉計画停止時に実施する。

8. 備考： _____

故障事象要約シート

報告書 I.D. (記録 No.)	JOYO (16)	報告日	81年 7月 1日
-------------------	-------------	-----	-----------

1. タイトル：主冷却器風量制御設備の検査用スイッチの誤操作による調整棒一斉挿入
(TITLE) _____

2. 事象発生日： 81年 7月 1日 _____

3. プラント
(1) ユニット名：JOYO (2) システム (サブシステム) 名：2次冷却系(2次主冷却系) _____

4. 運転状態

	〈事象前〉	〈異常時対応〉	〈停止時間〉
(1) ユニット	: 運転 < 75 MW >	, 停止	, 9 [Hrs]
(2) システム (サブシステム)	: 運転 (運転)	, 停止	, [Hrs]

5. 故障状況

(1) 機器名 : 主送風機 , (4) 故障タイプ: (機械)・電気・電子・化学) 的故障
(2) 故障部分: - , (5) 故障モード: 運転失敗
(3) 発見方法: 主送風機トリップ , (6) 故障原因 : ヒューマンエラー(押しボタンスイッチを誤操作)

6. 事象概要: : 原子炉が定格出力運転時に主送風機(1A 及び 2A)がトリップしたため,
「原子炉入口温度高(Aループ)」の安全信号により, 調整棒一斉挿入によって, 原子炉が停止した。原因は, 直員間でのOJT中に, 主冷却器の風量制御設備の検査用押しボタンスイッチを誤って押したため, 「ナトリウム温度低」の誤信号が制御回路に入力され, ナトリウム凍結防止のインターロック回路が動作し主送風機トリップに至った。

7. 対応・措置

(1) 最終措置: _____ , 〈総復旧時間〉 _____ [Hrs]

(2) 再発防止対策: 1) 運転要領書の見直し, 整備
2) 教育・訓練体系の確立

8. 備考: _____

故障事象要約シート

報告書 I.D. (記録 No.)	JY810007	(1519)	報告日	81年11月27日
-------------------	----------	----------	-----	-----------

1. タイトル：2次主循環ポンプ (A) 主モータのブラシ焼損
 (TITLE) BURN OUT OF THE MOTOR BRUSH FOR THE SECONDARY MAIN CIRCULATION PUMP

2. 事象発生日： 81年11月16日

3. プラント
 (1) ユニット名：JOYO (2) システム (サブシステム) 名：2次冷却系 (2次主冷却系)

2. 運転状態

	〈事象前〉	〈異常時対応〉	〈停止時間〉
(1) ユニット	: 75MWt 運転	, 停止	, — [Hrs]
(2) システム (サブシステム)	: 通常運転 (通常運転)	, 停止	, 57 [Hrs]

5. 故障状況

(1) 機器名 : 2次主循環ポンプ(A)主モータ, (4) 故障タイプ: (機械・電気) 電子・化学) 的故障
 (2) 故障部分: モータブラシ, (5) 故障モード: 運転失敗
 (3) 発見方法: 警報, (6) 故障原因 : 接触不良 (ブラシの摩耗による1相欠相のため
 流量低下)

6. 事象概要: 原子炉を75MWt で運転中に「2次冷却流量低」の警報が発生し, 2次系流量は1220 M³/Hから1140M³/Hに低下していた。
 原因は, モータブラシが摩耗してブラシターミナルがスリップリングを“こする”結果
 となって接触不良を引起しブラシとスリップリングを焼損させたものである。

7. 対応・措置

(1) 最終措置: モータブラシを交換し, スリップリングに接地を施した。
 , 〈総復旧時間〉 12 [Hrs]

(2) 再発防止対策: —

8. 備考: (1) 前回の点検から約1年 (9030.0Hrs)経過している。
 (2) 類似事象として, ブラシ摩耗を定検時に発見した例が1件報告されている。 (JY790034,
 79. 11. 21)

故障事象要約シート

報告書 I.D. (記録 No.)	JOYO (24)	報告日	83年 3月 8日
-------------------	-------------	-----	-----------

1. タイトル: 2次ナトリウム純化系EMPダクト温度計装系の異常による制御棒一斉挿入
(TITLE) _____

2. 事象発生日: 83年 3月 8日

3. プラント

(1) ユニット名: JOYO (2) システム (サブシステム) 名: 補助ナトリウム系計装 (2次ナトリウム純化計装系)

4. 運転状態

	〈事象前〉	〈異常時対応〉	〈停止時間〉
(1) ユニット	: 出力上昇試験中	, 制御棒一斉挿入,	27.5 [Hrs]
(2) システム (サブシステム)	: 運転 (運転),	停止,	— [Hrs]

5. 故障状況

(1) 機器名: 温度変換器, (4) 故障タイプ: (機械・電気) 電子・化学) 的故障

(2) 故障部分: 温度変換器, (5) 故障モード: 制御失敗

(3) 発見方法: 警報, (6) 故障原因: 制御素子の劣化

6. 事象概要: 出力上昇試験中, 2次ナトリウム純化系EMPが「ダクト温度高」によりトリップ, 2次主冷却系へのナトリウム汲み上げ機能を喪失した。一方, 2次補助系ナトリウムの純化運転中だったため, 運転員は中央制御室から2次補助系充填弁を開度調節器により全閉としたが, 全閉とならず当該弁を通じて2次主冷却系Aループのナトリウムがドレンされ, 2次主循環ポンプ(A)のナトリウム液位が低下し, 同ポンプ(A)がトリップしたため安全保護システムが作動し, 「制御棒一斉挿入」により原子炉が自動停止した。原因は, 2次ナトリウム純化系EMPダクト温度計装系の温度変換器が故障し, 異常信号を発信したためである。

7. 対応・措置

(1) 最終措置: 温度変換器の交換及び開度調節器の較正検査を行った後, 3. 9. 15:00に原子炉の再起動を開始した。 _____, 〈総復旧時間〉 _____ [Hrs]

(2) 再発防止対策: 1) 月例点検項目の追加 (温度変換器の目視検査等)。
2) 自主検査項目の追加 (開度調節器の較正検査)。

8. 備考: _____