



JAEA-Review

2006-040



JP0750016

原子力施設等における事故・故障の分析

—東京大学大学院工学系研究科原子力専攻(専門職大学院)講義用テキスト—

Analysis of Nuclear and Radiological Events
- Textbook for Lecture in Graduate School of Engineering
in The University of Tokyo -

渡辺 憲夫

Norio WATANABE

安全研究センター

Nuclear Safety Research Center

February 2007

Japan Atomic Energy Agency

日本原子力研究開発機構

JAEA-Review

本レポートは日本原子力研究開発機構が不定期に発行する成果報告書です。
本レポートの入手並びに著作権利用に関するお問い合わせは、下記あてにお問い合わせ下さい。
なお、本レポートの全文は日本原子力研究開発機構ホームページ (<http://www.jaea.go.jp/index.shtml>)
より発信されています。このほか財団法人原子力弘済会資料センター*では実費による複写頒布を行っ
ております。

〒319-1195 茨城県那珂郡東海村白方白根2番地4
日本原子力研究開発機構 研究技術情報部 研究技術情報課
電話 029-282-6387, Fax 029-282-5920

*〒319-1195 茨城県那珂郡東海村白方白根2番地4 日本原子力研究開発機構内

This report is issued irregularly by Japan Atomic Energy Agency
Inquiries about availability and/or copyright of this report should be addressed to
Intellectual Resources Section, Intellectual Resources Department,
Japan Atomic Energy Agency
2-4 Shirakata Shirane, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-1195 Japan
Tel +81-29-282-6387, Fax +81-29-282-5920

原子力施設等における事故・故障の分析
—東京大学大学院工学系研究科原子力専攻(専門職大学院)講義用テキスト—

日本原子力研究開発機構 安全研究センター

渡辺 憲夫

(2006年12月12日受理)

日本原子力研究開発機構は、原子力分野の人材育成の一環として、平成17年度に開講した東京大学大学院工学系研究科原子力専攻(専門職大学院)への協力を進めており、講師の派遣並びに実習を行っている。

本報告書は、原子力施設、放射線利用施設及び放射線源に関わる事故・故障について、情報の収集・分析・評価に関する国内外の活動状況、手法、実事例等を分かりやすく解説したものであり、上記専門職大学院での講義用教材として作成したものである。

Analysis of Nuclear and Radiological Events
- Textbook for Lecture in Graduate School of Engineering in The University of Tokyo -

Norio WATANABE

Nuclear Safety Research Center
Japan Atomic Energy Agency
Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken

(Received December 12, 2006)

The Japan Atomic Energy Agency is carrying out the cooperative activity by providing specialized educational and training staff and making our facilities available for the graduate school of engineering in The University of Tokyo as part of developing human resources in nuclear technology.

This report is prepared as a textbook for the lecture in the graduate school of engineering in The University of Tokyo and provides the outlines of activities on the analysis of nuclear and radiological events and analysis methods as well as the summaries of major incidents and accidents that occurred.

Keywords: Textbook, Nuclear Technology, Analysis of Nuclear and Radiological Incidents, Education and Training

目 次

1. はじめに	1
2. 事故・故障情報の収集分析	3
2.1 国内における事故・故障情報の収集・分析・反映体制	3
2.2 国際的な運転経験情報の活用	6
2.3 IAEA における関連活動	8
2.4 分析手法	14
2.5 重要度評価手法	18
2.6 傾向分析	22
3. 原子炉施設の事故	23
3.1 Three Mile Island 原子力発電所 2 号機の事故 (TMI 事故)	23
3.2 Chernobyl 原子力発電所 4 号機の事故 (Chernobyl 事故)	30
3.3 その他の原子炉事故	36
4. 原子炉以外の原子力施設の事故	42
4.1 JCO 事故とその他の臨界事故	42
4.2 再処理施設における爆発事故及びその他の放射性物質放出事故	48
5. 放射線源利用設備及び放射線源による事故	51
5.1 放射線利用設備の事故	51
5.2 紛失 (盗難) 線源による事故	53
6. おわりに	56
参考文献	57

Contents

1. Introduction	1
2. Collection and Analysis of Event Reports	3
2.1 System for Collecting and Analyzing Events Reports and Feedback of Lessons Learned in Japan	3
2.2 International Activities on Utilizing Operating Experience Data	6
2.3 Related Activities in IAEA	8
2.4 Analysis Methods	14
2.5 Approach to Evaluate Safety Significance of Events	18
2.6 Trending Analysis	22
3. Incidents and Accidents at Nuclear Reactor Facilities	23
3.1 Accident at Three Mile Island Unit 2 (TMI-2 Accident)	23
3.2 Accident at Chernobyl Unit 4 (Chernobyl Accident)	30
3.3 Other Incidents at Recator Facilities	36
4. Incidents and Accidents at Non-Reactor Nuclear Facilities	42
4.1 JCO Accident and Other Criticality Accidents	42
4.2 Accidents Involving Explosion and Radioactive Release at Nuclear Fuel Reprocessing Facilities.....	48
5. Accidents at Irradiation Facilities and Those from Radioactive Sources	51
5.1 Accidents at Irradiation Facilities	51
5.2 Accidents from Lost or Stolen Sources	53
6. Summay	56
References	57

略語集

(機関／組織名)

- AEOD (Office for Analysis and Evaluation of Operational Data) : 運転データ分析評価室
(USNRC の旧部局の 1 つ)
- B&W (Babcock & Wilcox) : 米国のプラントメーカー
- EU (European Union) : 欧州連合
- EURATOM (European Atomic Energy Communities) : 欧州原子力共同体
- IAEA (International Atomic Energy Agency) : 国際原子力機関
- INPO (Institute for Nuclear Power Operations) : (米国産業界の) 原子力発電運転協会
- INSAG (International Nuclear Safety Advisory Group) : 国際原子力安全諮問グループ
- JAEA (Japan Atomic Energy Agency) : 日本原子力研究開発機構
- JNES (Japan Nuclear Energy Safety Organization) : 原子力安全基盤機構
- OECD/NEA (Organisation for Economic Co-operation and Development/Nuclear Energy Agency) : 経済協力開発機構／原子力機関
- USNRC (United States Nuclear Regulatory Commission) : 米国原子力規制委員会
- WANO (World Association of Nuclear Operators) : 世界原子力発電事業者協会

(原子炉の型式)

- ATR (Advanced Thermal Reactor) : 新型転換炉
- BWR (Boiling Water Reactor) : 沸騰水型原子炉
- CANDU : カナダの重水冷却型原子炉
- FBR (Fast Breeder Reactor) : 高速増殖炉
- GCR (Gas Cooled Reactor) : ガス冷却型原子炉
- PWR (Pressurized Water Reactor) : 加圧水型原子炉
- RBMK (ロシア語の略) : 黒鉛減速軽水冷却チャンネル型炉
- VVER (ロシア語の略) : 旧ソ連の加圧水型原子炉

(その他)

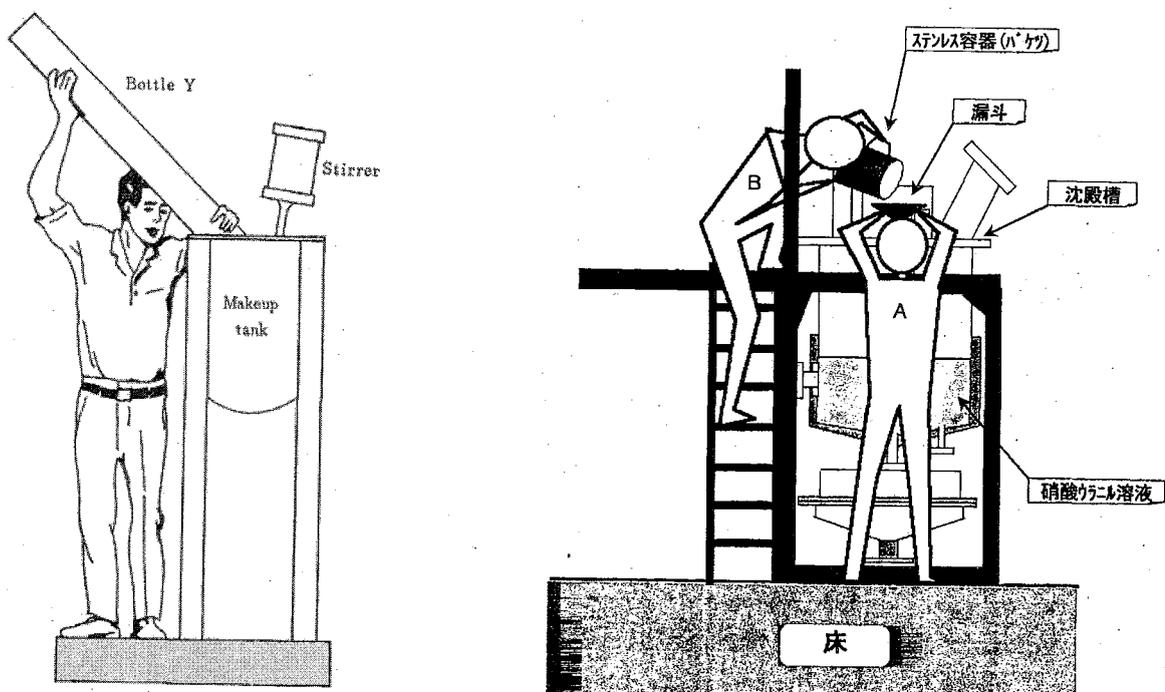
- AFW (Auxiliary Feedwater) : 補助給水系
- ASP (Accident Sequence Precursor) 評価 : 前兆事象評価
- ASSET (Assessment of Safety Significant Events Team) : 重要安全事象評価チーム
- CCDP (Conditional Core Damage Probability) : 条件付き炉心損傷頻度 (ASP 評価結果)
- ECCS (Emergency Core Cooling System) : 非常用炉心冷却系
- HPI (High Pressure Injection) : 高圧注入系

- INES (International Nuclear Event Scale) : 国際原子力事象評価尺度
- IRRT (International Regulatory Review Team) : 国際規制レビューチーム
- IRS (Incident Reporting System) : OECD/NEA と IAEA が運営する「事象報告システム」
- LER (Licensee Event Report) : 設置者事象報告
- LOCA (Loss of Coolant Accident) : 冷却材喪失事故
- MFW (Main Feedwater) : 主給水系
- NUCIA : 日本原子力技術協会が運営する「原子力施設情報公開ライブラリー」
- OSART (Operational Safety Review Team : OSART) : 運転安全レビューチーム
- PORV (Power Operated Relief Valve) : 加圧器逃がし弁
- PROSPER (Peer Review of Operational Safety Performance Experience) :
運転安全実績ピアレビュー
- PSA (Probabilistic Safety Assessment) : 確率論的安全評価
- RCS (Reactor Coolant System) : 原子炉冷却系
- RHR (Residual Heat Removal) : 残留熱除去系／余熱除去系
- RPV (Reactor Pressure Vessel) : 原子炉圧力容器
- SCART (Safety Culture Assessment Review Team) :
セーフティカルチャ評価レビューチーム
- SDIV (Scram Discharge Instrument Volume) : スクラム排出計測容器
- SDV (Scram Discharge Volume) : スクラム排出容器 (ヘッド)
- SG (Steam Generator) : 蒸気発生器
- STGR (Steam Generator Tube Rupture) : 蒸気発生器伝熱管破損
- TMI (Three Mile Island) : 米国の原子力発電所 (スリーマイル島原子力発電所)
- TPS (Treatment Planning System) : 治療計画システム

1. はじめに

「経験に学ぶ」あるいは「事故に学ぶ」ことは、原子力に限らず、あらゆる技術分野において重要な要素であり、設計の段階で気づかなかつた事項や運転管理上留意すべき事項を明らかにする上で有効な手段である。特に、実際に発生した事故や故障については、その原因を分析し、そこから得られる教訓や知見を設計や運転管理に反映させることで安全性や信頼性の向上に役立てることが重要であり、現在では、国際的な規模で、こうした活動が、「運転経験のフィードバック (operating experience feedback)」として進められている。

しかし、事故や故障が全く新しいタイプの事象や現象を原因として起こったという事例は稀であり、その多くは過去に類似の事例が発生している。例えば、1999年9月30日に東海村の(株)ジェー・シー・オーのウラン燃料加工工場で発生した臨界事故 (JCO 事故) 時の光景を見てみると、図 1.1 に示すように、その 25 年前の 1964 年に米国 Wood River Junction のウラン回収工場での臨界事故発生時における光景と極めて似ており、いずれの事故も、作業効率を上げるために設計ではその使用を想定していない容器に大量の高濃度ウラン溶液を注入した結果、その容器で臨界状態となり、作業員が致死量の放射線量を被ばくし死亡している。こうした類似の事故や故障が発生しているという事実を考えると、「我々は本当に経験や事故に学んでいるのだろうか？」という疑問が湧い



Wood River Junction の臨界事故 (1964 年 7 月 24 日)
(出典: 大西他, 原子力施設の事故, JAERI 4052, 1970 年 9 月)

JCO 臨界事故 (出典: 原子力安全委員会ウラン加工工場臨
界事故調査委員会報告書, 平成 11 年 12 月 24 日)

図 1.1 JCO 事故と Wood River Junction 事故における臨界事故発生時の状況

てくる。仮に、JCO 事故で死亡した作業員が、25 年前の Wood River Junction の事故について十分な知識を持っていたら、彼らは、あのような行動を取っただろうか。恐らく、その危険性を十分認識していれば、JCO 事故は未然に防げた可能性が高いと考えられる。

原子力発電所にも似たようなケースがある。1979 年 3 月 28 日に発生した米国 Three Mile Island-2 号機(TMI-2 号機)の事故 (TMI 事故) は、その 2 年前に、この原子炉と同型の Davis Besse 原子力発電所で起こった事故と類似していたが、この Davis Besse の事故はあまり注意をひかず、もちろん TMI-2 号機の運転員は知らなかったと言われている。さらに、当時、ある技術者が、Davis Besse での事故に関してその重要性に気づき、この事故の背後に潜む危険性について警告したが、これも誰の注意もひかず、結局、TMI 事故が起こってしまった。まさに、彼の予言が的中した格好となったわけである。この 2 つの事故は、運転経験、特に、事故・故障事例を適切に分析し、そこから得られる教訓を設計や運転管理に反映させることが如何に重要であるかを改めて印象付けた。

TMI 事故を契機に、米国はもちろんのこと、原子力発電所を保有する国において、自国内の運転経験情報の収集分析への取り組みが強化されるとともに、国際的な情報の交流が開始された。また、我が国では、TMI 事故の教訓を活かすべく、各種指針や基準などをはじめ、設備や運転管理体制などの見直しが行われた。原子炉を構成する構築物、系統及び機器の重要度分類指針の策定が、その 1 つである。一方、以前の事故の教訓が活かされた結果、事故に至らずに未然に防止できた事例もあるはずであるが、こうした事例については殆ど報告されないため、教訓の反映による成果が十分に伝えられていないという側面もある。

本報では、原子力発電所等における事故・故障の分析について、そのための制度や体制、分析の方法、これまでの事故の中で人々の耳目を集めた事例とそこから得られた教訓などについて述べる。

2. 事故・故障情報の収集分析

2.1 国内における事故・故障情報の収集・分析・反映体制

「運転経験のフィードバック」の重要性は古くから認識されており、原子力発電所において発生した事故・故障については、規制当局に早期に通報もしくは報告するよう義務付けられており、また、事業者は、その原因の分析と再発防止策の検討が求められている。

国内の原子力発電所において事象が発生した場合の報告義務は、表 2.1 に示すように、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（原子炉等規制法）」第 62 条の 3 及び「電気事業法」第 106 条に規定されており、これらを受けて 2 つの省令、すなわち、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則（実用炉規則）」第 19 条の 17 及び電気関係報告規則第 3 条にその対象となる事象が示されている。表 2.2 及び 2.3 に示すように、実用炉規則では 13 種類の事象、電気関係報告規則では 5 種類の事象のいずれかが発生した場合に対して報告を義務付けている。この他、1977 年 3 月 3 日付の通産大臣通達 52 資庁第 2311 号（表 2.4）に基づき、軽微なトラブルについても電気事業者から通産大臣に報告するよう求められていたが、平成 15 年 10 月 1 日付の原子炉等規制法関連規則の改正に伴い、この通達に基づく報告が廃止されたことにより、原子力施設のトラブルに関する国への報告は、法律に基づくものに一本化された。なお、図 2.1 に、1988 年以降の法令報告件数及び通達に基づく報告件数の推移を示す。

表 2.1 事象報告に関する法律

原子炉等規制法	電気事業法
第 64 条の 3(主務大臣等への報告) 原子力事業者等は、…当該各号に定める大臣…で定める事象が生じたときは、主務省令で定めるところにより、遅滞なく、事象の状況その他の主務省令で定める事項を主務大臣に報告しなければならない。	第 106 条(報告の徴収) 経済産業大臣は、…政令で定めるところにより、原子力を原動力とする発電用の電気工作物(以下「原子力発電工作物」という。)を設置する者に対し、その原子力発電工作物の保安に係る業務の状況に関し報告又は資料の提出をさせることができる。

安全上重要な事象については、こうした法令に基づき報告されるが、法令報告事象だけで原子力発電所の設計や運転管理に反映させるべきトラブルを全てカバーできるものでない。そのため、事業者においても、従来から、軽微なトラブルについて相互に情報を交換するための仕組みを構築し運営してきており、平成 17 年 4 月に発足した日本原子力技術協会が、電力中央研究所・原子力情報センターの NUCIA を引き継ぎ、その運営を開始したところである。この NUCIA には、法令報告事象の他、「保全品質情報基準」

を設定し（表 2.5 参照）、「安全に係る情報」及び「トラブル発生 of 未然防止の観点から再発防止対策を図る情報」の収集と関係者への周知を図っている。

表 2.2 実用炉規則第 19 条の 17 の規定（抜粋）

<p>原子炉設置者は、次の各号の一に該当するときは、その旨を直ちに、その状況及びそれに対する処置を 10 日以内に経済産業大臣に報告しなければならない。</p> <ul style="list-style-type: none"> 一 核燃料物質の盗取又は所在不明が生じたとき。 二 原子炉の運転中において、原子炉施設の故障により、原子炉の運転が停止したとき若しくは原子炉の運転を停止することが必要となったとき又は 5 パーセントを超える原子炉の出力変化が生じたとき若しくは原子炉の出力変化が必要となったとき。ただし、次のいずれかに該当するときであって、当該故障の状況について、原子炉設置者の公表があったときを除く。 <ul style="list-style-type: none"> イ 定期検査の期間であるとき。 ロ 運転上の制限を逸脱せず、かつ、当該故障に関して変化が認められないときであって、原子炉設置者が当該故障に係る設備の点検を行うとき。 ハ 運転上の制限に従い出力変化が必要となったとき。 三 原子炉設置者が、安全上重要な機器等の点検を行った場合において、当該機器等が発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令第九条若しくは第九条の二に定める基準に適合していないと認められたとき又は原子炉施設の安全を確保するために必要な機能を有していないと認められたとき。 四 火災により安全上重要な機器等の故障があったとき。 五 前三号のほか、原子炉施設の故障により、運転上の制限を逸脱したとき、又は運転上の制限を逸脱した場合であって、当該逸脱に係る保安規定で定める措置が講じられなかったとき。 六 原子炉施設の故障その他の不測の事態が生じたことにより、気体状の放射性廃棄物の排気施設による排出の状況に異状が認められたとき又は液体状の放射性廃棄物の排水施設による排出の状況に異状が認められたとき。 七 気体状の放射性廃棄物を排気施設によって排出した場合において、周辺監視区域の外の空气中の放射性物質の濃度が第十五条第四号の濃度限度を超えたとき。 八 液体状の放射性廃棄物を排水施設によって排出した場合において、周辺監視区域の外側の境界における水中の放射性物質の濃度が第十五条第七号の濃度限度を超えたとき。 九 核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物（核燃料物質等）が管理区域外で漏えいしたとき。 十 原子炉施設の故障その他の不測の事態が生じたことにより、核燃料物質等が管理区域内で漏えいしたとき。ただし、次のいずれかに該当するときを除く。 <ul style="list-style-type: none"> イ 漏えいした液体状の核燃料物質等が当該漏えいに係る設備の周辺部に設置された漏えいの拡大を防止するための堰の外に拡大しなかつたとき。 ロ 気体状の核燃料物質等が漏えいした場合において、漏えいした場所に係る換気設備の機能が適正に維持されているとき。 ハ 漏えいした核燃料物質等の放射エネルギーが微量のときその他漏えいの程度が軽微なとき。 十一 原子炉施設の故障その他の不測の事態が生じたことにより、管理区域に立ち入る者について被ばくがあったときであって、当該被ばくに係る実効線量が放射線業務従事者にあつては 5 mSv、放射線業務従事者以外の者にあつては 0.5 mSv を超え、又は超えるおそれのあるとき。 十二 放射線業務従事者について第九条第一項第一号の線量限度を超え、又は超えるおそれのある被ばくがあったとき。 十三 前各号のほか、原子炉施設に関し人の障害が発生し、又は発生するおそれがあるとき。
--

表 2.3 電気関係報告規則第 3 条の規定（抜粋）

<p>原子力発電工作物を設置する者は、その原子力発電工作物に関して、次に掲げる事故が発生したときは、経済産業大臣に報告しなければならない。・・・</p> <p>一 感電又は原子力発電工作物の破損事故若しくは誤操作若しくは原子力発電工作物を操作しないことにより人が死傷した事故</p> <p>二 電気火災事故</p> <p>三 原子力発電工作物の破損事故又は誤操作若しくは原子力発電工作物を操作しないことにより、公共の財産に被害を与え、道路、公園、学校その他の公共の用に供する施設若しくは工作物の使用を不可能にさせた事故又は社会的に影響を及ぼした事故</p> <p>四 主要電気工作物の破損事故</p> <p>五 原子力発電工作物の破損事故又は誤操作若しくは原子力発電工作物を操作しないことにより他の電気事業者に、供給支障電力が 7,000 kW 以上 70,000 kW 未満の供給支障を発生させた事故であって、その支障時間が 1 時間以上のもの、又は供給支障電力が 70,000 kW 以上の供給支障を発生させた事故であって、その支障時間が 10 分以上のもの</p>

表 2.4 通産大臣通達 52 資庁第 2311 号（骨子）

<ol style="list-style-type: none"> 1. 原子炉の運転中において、原子炉施設又は原子炉施設以外の施設の故障により計画外の出力変化が生じたとき又は出力抑制の必要が生じたとき（極く軽度な出力変動又は極く軽度な故障による予防保全措置を除く）。 2. 原子炉の運転中において、安全保護系の故障が生じたとき（消耗品の取替等により直ちに復旧可能な場合を除く）。 3. 原子炉の運転中において、工学的安全施設の故障が生じたとき（消耗品の取替等により直ちに復旧可能な場合を除く）。 4. 原子炉の運転中又は運転停止中において、燃料に係わる故障があったとき（軽度な場合を除く）。 5. 1～4 の他、原子炉の運転に関連する主要な機器に機能低下又はそのおそれがある故障が生じたとき。 6. 気体状又は液体状の放射性廃棄物の計画外の排出があったとき。 7. 核燃料物質又は核燃料物質に汚染された物が管理区域内で漏えいしたとき（軽度な場合を除く）。 8. 従事者及び従事者以外の者の計画外の被ばくがあったとき（軽度な場合を除く）。 9. 原子炉施設に関し、軽微な人の障害が発生したとき（軽度な場合を除く）。 10. 火災が発生したとき（原子炉の運転又は原子炉施設の機器に影響を及ぼすおそれのない軽度な場合を除く）。
--

表 2.5 NUCIA における「保全品質情報基準」（NUCIA ホームページより）

<ol style="list-style-type: none"> 1. 安全上重要な機器等に変形、欠陥、ひび割れ、減肉、磨耗、ピンホール等による損傷又はその兆候があったとき 2. 保安規定違反があったとき 3. 運転上の制限を逸脱したとき 4. 故障により原子炉の運転が停止したとき又は 5 パーセントを超える原子炉の出力変化が生じたとき 5. 火災が発生したとき 6. トラブル発生の未然防止の観点から再発防止対策を図るとき

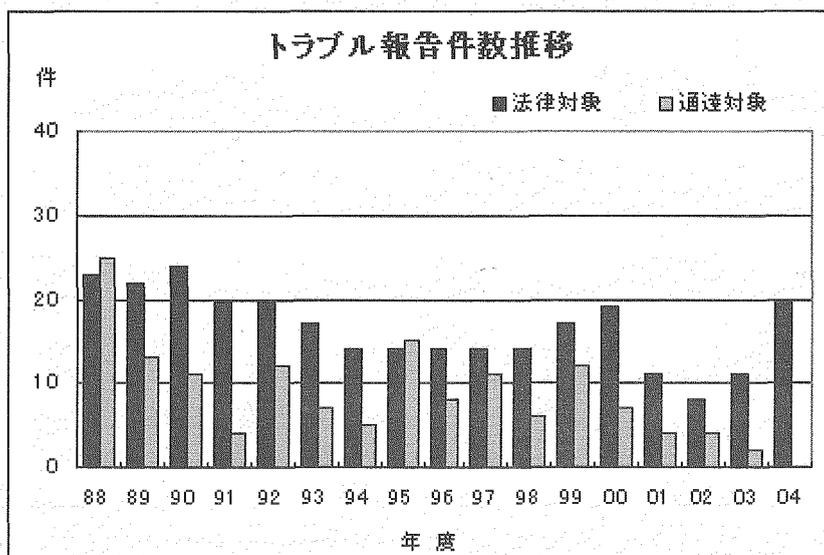


図 2.1 法令報告件数及び通達に基づく報告件数の推移 (JNES のホームページより)

2.2 国際的な運転経験情報の活用

前に述べたように、原子力発電所において発生した事故・故障については、規制当局への早期通報もしくは報告が義務付けられており、原因の分析と再発防止策の検討が求められる。こうした事故・故障の報告や原因分析は各国で行われてきているが、TMI 事故以前は主として自国内の活動に留まっていた。TMI 事故を契機に、事故・故障に関する情報（運転経験情報）を国際的に共有し教訓や知見を幅広く活用することが重要であるとの観点から、経済協力開発機構／原子力機関(OECD/NEA)が加盟国間（当時 13 カ国）での事故・故障に関する情報を交換するための枠組みとして「事象報告システム (Incident Reporting System : IRS) を構築し 1981 年にその運営を開始した。このシステムでは、加盟国の原子力発電所で異常事象や故障が発生した場合に、当事国が所定の書式に従って事象報告書 (IRS レポート) を作成して OECD/NEA 事務局に提出し、これらの IRS レポートを事務局が集積するとともに、加盟各国に送付する仕組みになっている。IRS レポートには、見出し情報 (事象発生日、プラント名、事象のタイトル等)、コード化情報 (故障機器、原因、結果／影響等に関する分類コード)、事象の概要及び詳細記述 (事象の内容、原因、対策、安全上の重要性等) から構成される。また、国際原子力機関(IAEA)も同様の仕組み (当時 16 カ国が参加) を構築し 1983 年にその運営を開始した。当初、この 2 つの IRS は、数年間にわたって独自の運営を行ってきたが、1988 年に両 IRS 間で IRS レポートを相互に交換することで合意に達し、それ以降、いずれかの IRS に加盟している国には、OECD/NEA あるいは IAEA の IRS レポートが送付され

るようになった。しかし、更なる効率化を図るために、1997年にIAEAとOECD/NEAにより合同ガイドライン^[1]の導入が承認され、1998年に両IRSは正式に統一されて1つのシステム（IAEA/NEA-IRS）としての運営が始まった。この一本化並びにIAEAとOECD/NEAによる共同運営の動きに合わせて、両IRSの報告様式も統一され、さらに、数年前からは、全てのIRS情報を収録したIAEAの計算機データベース、AIRS（Advanced IRS）が定期的に加盟各国に送付されるようになった。現在（2006年10月末）、このIRSには、原子力発電所を保有する31カ国が参加しており（表2.6）、1981年の運用開始から3000件以上の事例が報告されている。以前は年間100件程度の事例が報告されていたが、最近では、年間の報告件数は約70件程度に留まっている。なお、両IRSとも、加盟各国の規制機関における事故・故障情報交換システムとして設立されたものであり、報告される情報は原則非公開である（但し、加盟国内で誰に情報を提供するかはその国の規制機関に委ねられているため、「限定公開」というべきかもしれない）。

表 2.6 OECD/NEA 及び IAEA の IRS 加盟国

OECD/NEA-IRS 加盟国	IAEA-IRS 加盟国	両 IRS 加盟国
ベルギー	アルゼンチン	カナダ
フランス	アルメニア	チェコ
ドイツ	ブラジル	ハンガリー
日本	ブルガリア	イタリア
スウェーデン	中国	韓国
スイス	インド	メキシコ
米国	リトアニア	オランダ
	パキスタン	スペイン
	ルーマニア	英国
	ロシア	フィンランド
	スロバキア	
	スロベニア	
	南アフリカ	
	ウクライナ	
7カ国	14カ国	10カ国

一方、産業界においても、同様に、1986年のChernobyl-4号機の事故（Chernobyl事故）後、世界的な原子力発電所情報網の必要性が痛感され、1989年5月、世界原子力発電事業者協会（World Association of Nuclear Operators : WANO）が発足し、運転経験情報を国際的に共有し活用するための仕組みが整備された^[2]。現在、WANOには、35の国と地域から440以上の原子力発電所が会員となっている。運転経験情報の分析では、各会員から報告される事象を分析して安全上重要な問題を洗い出すとともに、事象の発生件数や重要性に応じて、以下の3種類の報告書を作成している^[3]。

- ・ SOER (Significant Operating Experience Reports)
- ・ SER (Significant Event Reports)
- ・ JIT (Just-in-Time Briefings)

SOER と SER は、他の原子力発電所に対して重要と考えられる事象が発生した場合に作成されるものであり、適切な対策を講じたり、プラント職員に関連情報を提供するために使用されている。JIT は、作業員やその監督者のために作成されるものであり、作業者が特定のタスクに関する準備を行う際に使用される。WANO の活動は、こうした運転経験情報の分析・交換だけではなく、要請に応じて WANO 会員から派遣された専門家で構成される国際レビューチームが発電所を訪問して、現場の観察と職員のインタビューを通して主だった性能を調査し、発電所の安全性や信頼性向上の観点からの改善点をまとめ発電所に提案するといった活動を行っている。また、発電所で日常の業務を実施し良好な実績を収めた経験を互いに交換したり、発電所職員の人的交流による運転に携わる人たちの直接的な意見や情報の交換、発電所の安全性と信頼性など 9 項目の主要分野におけるパフォーマンスの定量化による運転に関する比較を行うなどの活動も進めている。

2.3 IAEA における関連活動

IAEA では、原子力安全確保に係る主要な活動として、原子力安全に関する国際条約の制定、国際的な原子力安全基準等の策定、安全レビューのサービス、原子力安全に関する各種専門家会合等の開催による情報交換等を行っている。本節では、この中で、運転経験情報の分析（事故・故障の分析）に関わる活動について述べる。

(1) 国際条約

Chernobyl 事故以降、旧ソ連・東欧諸国の原子力発電所における安全問題が顕在化するにつれて、安全確保のための国際的な枠組み構築の必要性が強く認識されるようになり、1991年9月、IAEA 主催「原子力安全国際会議」において「原子力の安全に関する条約」の制定が提案された。その後、専門家検討グループによる草案の策定、外交会議での条約採択を経て、1994年9月20日、IAEA 総会開催にあわせ署名式が行われた。我が国は同日署名し、1995年5月に4番目の加盟国として IAEA 事務局長に受諾書を寄託した。本条約は、原子力施設における高い水準の安全を世界規模で達成するという理念を、法的拘束力を以って実現しようとする国際的な取決めであり、具体的には、①各国の努力及び国際協力を通して高いレベルの原子力安全を達成・維持すること、②個人、社会及び環境を電離放射線の影響から守るために原子力施設に係る放射線防護を確立・維持すること、及び、③放射線災害をもたらす事故の発生を防止するとともにその影響を緩和する

ことを目的としている。本条約は、1996年10月24日に発効し、1999年4月には締約国による第1回検討会合がIAEA本部で開催されて各締約国から提出された国別報告書のレビューが行われた。その後、2002年4月に第2回検討会、2005年4月に第3回検討会が開催された。なお、本条約には、2006年5月11日時点で、我が国を含め58カ国、1機関（EURATOM）が締結している。本条約の第19条（運転）において、運転経験の活用に関する規定があり、以下の事項を確実にを行うための措置を講じるよう求めている。

- ・ 許認可取得者は、安全上重要な事象を規制機関に時宜を失することなく報告すること
- ・ 運転経験に関する情報を収集・分析するためのプログラムを確立し、得られた結果や結論に基づいて行動が取られ、国際機関及び他の運転機関や規制機関との間で重要な経験を共有するために既存の制度が利用されること

この他、運転経験あるいは事故・故障に関するものとして、「原子力事故の早期通報に関する条約」（早期通報条約）と「原子力事故または放射線緊急事態発生時における支援に関する条約」（支援条約）があるが、これらはいずれも、Chernobyl 事故を契機に、原子力事故が発生した場合に被害を最小限に止めるための国際的枠組みの構築を目的として制定されたものである。早期通報条約では、締約国の義務として、放射線による影響が国境を越えて広がる可能性のある事故が発生した場合に、IAEA 及び被害を受ける可能性のある国へ早期に通報するとともに、事故原因、放出放射線量、拡散予測等の安全対策上必要なデータを提供するように求めている。一方、支援条約では、締約国は、条約の規定に基づき、必要に応じて他の締約国、IAEA 等に援助を要請でき、また、援助を要請された国は、援助を提供できるかどうかを直ちに決定し、可能な場合は援助を行うこととしている。これらの条約には約 70 の国と 3 つの国際機関が締結している。なお、IAEA は、これらの条約を受けて、緊急時対応システムを整備・運営しており、緊急時には、当該システムが中心となって情報を収集・精査し、加盟国や国際機関、メディアなどへ提供するとともに、必要に応じて支援活動を行うこととなっている。

(2) 安全レビュー

IAEA は、加盟各国における原子力発電所の一層の安全性向上に寄与することを目的として、加盟国からの要請に基づき、様々な専門家のチームを当該国の原子力発電所に派遣している。こうしたチームとしては、運転安全レビューチーム（Operational Safety Review Team : OSART）、運転安全実績ピアレビュー（Peer Review of Operational Safety Performance Experience : PROSPER）、セーフティカルチャ評価レビューチーム（Safety Culture Assessment Review Team : SCART）、国際規制レビューチーム（International Regulatory Review Team : IRRT）等がある。

このうち、OSART^[4]は、運転管理に関する技術的経験の交換、調査を通じて、各国における原子力発電所の運転安全性を向上させることを目的としたものであり、1982年か

ら活動を進めている。また、PROSPER^[4]は、従来の重要安全事象評価チーム (Assessment of Safety Significant Events Team : ASSET) の活動を発展させたものであり、評価対象となる原子力発電所における運転経験だけでなく、他の原子力発電所や産業界全体における運転経験から教訓を得るためのプロセスやプラクティスを奨励することを目的としている。そのため、PROSPER で分析対象とする情報は、当該原子力発電所において過去に発生した事象（安全上の重要度レベルの低い事象やニアミス事象を含む）に関する報告書、及び、パフォーマンスインディケータや品質保証に関する不適合報告書、並びに、他発電所での運転経験情報等である。なお、ASSET では、評価対象となる原子力発電所で発生した事故・故障事例を分析評価し、直接原因や根本原因を特定して再発防止対策の適性確認や追加提案を行うことを目的とした活動を進めてきた。

(3) 国際原子力事象評価尺度

IAEAは、OECD/NEAと共同で、国際原子力事象評価尺度 (International Nuclear Event Scale : INES) を運営している。INESは、原子力関係者、報道関係者及び一般公衆との間での共通理解を促進することを目的とし、原子力施設及び放射線取扱施設において発生した事象の安全上の重要性を迅速かつ理解しやすい形で公衆に知らせるための手段である。1990年3月に加盟各国による試用が開始され、その後、試用の経験を踏まえて改良が重ねられ、1992年3月から正式運用に移行された。我が国では、同年8月に正式に導入され運用されている。2002年1月には、IAEAのウェブサイト上のNEWS (Nuclear Event Web-based System) において報告された原文が閲覧でき、また、その翻訳は、日本原子力研究開発機構(JAEA)のインターネット版INES和訳情報データベース (<http://nsdel.tokai-sc.jaea.go.jp/ines/>) で参照することができるようになっている^[5]。

INESは、民生用の全ての原子力施設（発電用原子炉、研究炉、試験炉、ウラン採掘及び精製施設、ウラン濃縮施設、燃料製造施設、使用済み燃料貯蔵及び再処理施設、廃棄物処理・貯蔵・処分施設）、これら施設間の放射性物質の輸送、及び、放射性線源による照射設備（医療用あるいは一般産業用）に関する事象を対象とする。また、線源の所在が不明であったり、本来存在すべきでない場所での線源の発見なども対象とされる。また、INESに報告される各事象には、その要点（どこで、いつ、どんな事象が起こり、どのような影響があったかなど）だけをまとめた概要報告と、事象の重要度を示す「尺度」が付けられる。この尺度は、安全上重要でない事象に対するレベル0から、広範囲に及ぶ健康・環境影響を伴う重大な事故に対するレベル7までの8段階に分けられるが、これらのレベルは、以下の3つの基準に従って決定される^[6]。

- ・ 基準1（所外への影響基準）：所外への放射性物質の放出を伴う事象を評価するための基準であり、実際に環境中に放出された放射能の量あるいは公衆の個人被ばく線量に基づいて尺度レベルを評価する。この基準による尺度レベルは、レベル3からレベル7までを包含する。

- ・ 基準2 (所内への影響基準) : 炉心や放射線防護設備の損傷や従業員の被ばくを伴う事象を評価するための基準であり、レベル2からレベル5までの4つのレベルに分類される。尺度レベルに関する評価は、放射線防護障壁の損傷、所内における放射線防護が十分でない区画への放射性物質の放出あるいは移行、及び、従業員の被ばくという3つの観点から行う。具体的には、放射線障壁の損傷に至った場合はレベル4か5、所内汚染をもたらした場合はレベル2か3となり、作業者の高線量被ばくを伴った場合はレベル2~4から選択される。
- ・ 基準3 (深層防護の劣化基準) : 原子力施設や放射性線源利用施設、放射性物質の輸送時に深層防護が劣化するような事象に適用される。全ての原子力施設は、「深層防護」の概念に基づき、幾つかの安全防護層を備えることにより、施設内外への重大な影響を防ぐよう設計されている。また、放射性物質利用設備や輸送においても、複数の層による放射性物質の格納が施されるなど「深層防護」と同様の概念が適用されている。この基準では、安全防護層の喪失を想定した場合の最大影響と健全性を維持している安全防護層の数 (及び信頼性) という2つのファクタを考慮して施設内外に重大な影響を及ぼす可能性のある事象を評価して、その程度に従い、レベル1からレベル3に分類する。なお、この基準に基づく評価では、共通原因故障の可能性や、手順書の不備、セーフティカルチャの欠如などが認められた場合に尺度レベルを1ランク格上げしたり、安全防護層の喪失時間が極めて短い場合に1ランク格下げすることもある。

図2.2^[5]に、上記評価基準と尺度レベルとの関係を示す。

INESでは、原則として、発生した事象が、レベル2以上の場合、あるいは、当事国以外で公衆の関心を集め新聞報道等が必要となった場合のいずれかに該当する場合において、24時間以内にIAEAを介して加盟各国に報告されることとなっている。

このように、INESは、速報性を重視していることから、世界各国でどのような事故が発生したかを迅速に把握する上で有用である。また、原子力関係者にとっては、安全上重要とされた事例を分類・整理して概略的な傾向を調べるなど粗い分析を行ったり^[7]、詳細な分析を行うための糸口として活用することができる。しかし、それぞれの事象に関する情報量が少ないため、INESに報告される個々の事例から安全上重要な教訓や知見を得るといった深い分析は不可能である。

なお、INESには60カ国が加盟しており、台湾を除く全ての原子力発電所保有国 (32カ国) が参加している (表2.7参照)。1990年の試用開始から現在 (2006年10月末) まで、INESへの報告件数は約680件であり (1つの事象に関する暫定報告と最終報告が含まれているため、この数値が事例の件数を表わしているわけではない)、この中には、我が国から15件の報告 (12事例) が含まれている (表2.8参照)。INESへの年間報告件数は、運用開始直後数年間は約70件であったが、最近では20~30件程度である。但し、レベル2以上の事象については、運用開始から現在まで10~20件程度で推移している。

レベル	基準		
	基準 1: 所外への影響	基準 2: 所内への影響	基準 3: 深層防護の劣化
事故 7	I-131 換算で数万 TBq 以上の量の放射性物質の放出(広い範囲での急性/晩発性の健康影響や長期にわたる環境影響をもたらす可能性がある) 例: 旧ソ連(現ウクライナ) Chernobyl 発電所の事故(1986)		
6	I-131 換算で数千~数万 TBq 相当量の放射性物質の外部放出(緊急時計画の完全実施を必要とする可能性がある) 例: 旧ソ連(現ロシア)Kyshtym 再処理施設の事故(1957)		
5	I-131 換算で数百~数千 TBq 相当量の放射性物質の外部放出(緊急時計画の部分的実施を必要とする可能性がある) 例: 英国 Windscale 原子炉の事故(1957)	発電炉炉心の大規模損傷、重大な臨界事故、大量の放射性物質の施設内放出を伴う火災や爆発 例: 米国 TMI-2 発電所の事故(1979)	
4	所外での最大個人被ばく線量が数 mSv 程度となるような放射性物質の外部放出(法定限度相当の公衆の被ばく)で、周辺地域での食料摂取制限以外の所外防護活動を必要としない場合 例: 英国 Windscale 再処理施設の事故(1973)	1)原子力施設のかかりの損傷(発電炉炉心の部分的損傷等)で、所内の復旧に大きな問題が生じた場合 2)従業員の致死量被ばく 1)の例: 仏国 Saint Laurent 発電所の事故(1980) 2)の例: アルゼンチン RA-2 研究炉の事故(1983)	
異常事象 3	所外での最大個人被ばく線量が10分の数 mSv 程度となり許容限界を超えるような放射性物質の外部放出(所外防護活動を必要としない)	急性健康影響をもたらすような従業員被ばく、重大な汚染の拡大を伴う場合(例えば、数千 TBq の放射性物質が二次格納設備に放出されたが貯蔵区域への回収が可能な場合)	更なる機器故障が起これば事故に至るような事象、ある種の起因事象が発生していれば事故への拡大を防止できなかったような状況(深層防護の喪失) 例: スペイン Vandellós 発電所の火災(1989)
2		法定年間線量限度を超える従業員被ばく、設計想定外の区画におけるかなりの汚染	安全設備に重大な故障はあったが、深層防護設備の健全性が維持された場合
1			認可された運転領域を超えた異常(設備の故障、人的過誤、不適切な手順に起因)
0	安全上重要でない事象		
尺度外	安全に関係しない事象		

図 2.2 INES における評価基準と尺度との関係^[5]

表 2.7 INES 加盟国

アジア・オセアニア (17)		ヨーロッパ (31)		北・南アメリカ (9)	アフリカ (3)
アルメニア*	アイスランド	アイルランド	米国*	エジプト	
イラン	イギリス*	イタリア*	アルゼンチン*	コンゴ	
インド*	ウクライナ*	オーストリア	カナダ*	(旧ザイール)	
オーストラリア	オランダ*	ギリシャ	グアテマラ	南アフリカ*	
カザフスタン*	クロアチア	スイス*	コスタリカ		
韓国*	スウェーデン*	スロバキア*	チリ		
クウェート	スロベニア*	スペイン*	ブラジル*		
サウジアラビア	チェコ*	デンマーク	ペルー		
シリア	ドイツ*	ノルウェー	メキシコ*		
スリランカ	ハンガリー*	フィンランド*			
中国*	フランス*	ブルガリア*			
トルコ	ベラルーシ	ベルギー*			
日本*	ポーランド	ポルトガル			
パキスタン*	ユーゴスラビア	リトアニア*			
バングラディシュ	ルーマニア*	ルクセンブルグ			
ベトナム	ロシア*				
レバノン					

*:原子力発電所所有国

表 2.8 我が国から INES に報告され事例 (INES 和訳情報データベース^[5]より)

施設名	事象タイトル	事象発生日	INES レベル
美浜-2号機(PWR)	蒸気発生器伝熱管の破損	1991年2月9日	2(最終報告)
福島第一-2号機(BWR)	原子炉自動停止	1992年9月29日	0(暫定報告)
ふげん(ATR)	高圧タービン出口配管からの蒸気漏えいによる計画外停止	1992年10月18日	0(最終報告)
東海再処理施設	作業員の被ばく	1993年12月27日	2(暫定報告)
女川-2号機(BWR)	核計装系信号による原子炉自動停止	1994年12月11日	1(最終報告)
もんじゅ(FBR)	二次系ナトリウム漏えい	1995年12月8日	1(暫定報告) 1(最終報告)
東海(GCR)	原子炉出力降下	1995年12月23日	尺度外
女川-2号機(BWR)	原子炉手動停止	1995年12月24日	0
東海再処理施設	アスファルト固化処理施設での火災と爆発	1997年3月11日	3(暫定報告) 3(最終報告)
敦賀-2号機(PWR)	原子炉手動停止	1999年7月12日	1(暫定報告)
JCO 東海事業所(ウラン燃料加工施設)	転換試験棟における作業員の放射線被ばく	1999年9月30日	4(暫定報告) 4(最終報告)
JAEA 放射性廃棄物減容施設	放射性廃棄物減容施設での火災	2006年2月13日	0(暫定報告)

2.4 分析手法

事故や異常事象にはそこに至る原因があり、事故や異常事象をなくすためには、これらの事象を分析し、その結果を基に、適切かつ抜本的な対策を講じることが必要である。しかし、重大な事故や安全上重要な事象は、一般に、機器故障やヒューマンエラーといった不具合の 1 つだけが原因となって起こるのではなく、幾つかの不具合が連続的あるいは因果律的に重なった結果として発生している。また、1 つの不具合によって発生した軽微な事象においても、その背後には重要な要素が潜んでいることもある。従って、事故や異常事象を分析するに当たっては、引き金となった直接的な要因（所謂、直接原因）に留まらず、その背後にある要因（所謂、根本原因）にも目を向けて細かく調べていくことが必要となる。本節では、根本原因分析（root cause analysis）を行うための手法について述べる。

事故・故障の分析は、通常、当該施設の設置者が行ったり、あるいは、規制当局や関係機関の専門家による現地調査（関係者へのヒアリングなど）で行われるが、定型化された手法はないようである。しかし、前に述べた IAEA の ASSET 活動（現在の PROSPER 活動）では、各国から派遣された約 10 名の専門家が 1,2 週間という短い期間に分析を行うことを前提としていることから、分析の効率化並びに標準化を図るために、分析のガイドライン^[8]を作成し活用してきた。このガイドラインには、根本原因を分析するための手順（ASSET 手法）が示されており、それに沿って数件の事例について分析が行われてきた^[9]。分析の結果、各事例に対して、事象の直接原因やその背後にある根本原因が明らかにされ、そして、最終的には、限られた財源の中で即座に実施できるものに着目してプラントの運転管理上有効となる改善策が提案・勧告される。以下に、この ASSET 手法について具体的な手順を示す。

ASSET 手法では、潜在的欠陥（latent weakness）は存在するものとして、それを顕在化させた要因、即ち、根本原因の分析に重点を置く。具体的には、まず、各事例について、次の 3 つの質問に答えることによって事例の分析を行い、さらに、その結果に基づき、当該プラントに対する改善策を検討し提案すると共に、他のプラントにも適用可能な一般性のある教訓や知見を導き出すこととしている。

- ① 如何なる不具合が発生したのか？（What happened? or What failed to perform as expected?）
- ② 何故その不具合は起こったのか？（Why did it happen?）
- ③ 何故その不具合の発生を防止できなかったのか？（Why was it not prevented?）

ここで、①は分析対象事例において発生した機器故障や運転員過誤など一連の不具合を明らかにするための質問であり、また、②及び③は、それぞれ、各不具合の直接原因及び根本原因を明確にするためのものである。

では、ASSET 手法における具体的な分析手順について述べる。分析手順は以下に示す

ように7つのステップから構成される。

ステップ1：不具合の同定

分析対象事例において発生した個々の不具合を明らかにする。このステップでは、事象報告書等を基に、図2.3^[9]に例示するような事象クロノロジーを作成し一連の不具合、設備の動作及び運転員操作等を時系列的に整理する。これによって不具合の見落としを防ぐことができる。

Time	Event
18.39.29	Nominal power. Feedwater controller SG-4 observed to be defective. Incorrect engaging of bypass controller and inadvertent switching off SG-5 feedwater control to manual.
18.39.37	SG-5 level "too high," protection system activated turbine trip and SCRAM.
18.42.42	Opening of turbine bypass valves.
18.42.44	Automatic opening on SG-3 for one of the two steam dump valves to atmosphere. Steam pressure fluctuations and asymmetric flow.
18.42.56	Actuation of the safety system on $dp/dt > 0.09$ MPa/s.
18.43.00	All pneumatic isolation valves closed except one.
18.43.12	The previously de-energized bus bar is re-energized from DG-3.
18.43.37	Safety valve on SG-3 opened. Steam dump valve to atmosphere failed to close automatically.
18.44.00	Operators close steam dump valve on manual.
18.45.34	All electric-driven isolation valves closed.
18.47.02	ECCS/HPSI-3 stopped.
19.00	Safety valve on SG-3 observed to be not closed.
19.42.51	Isolation valves closed in the primary circuit loop of SG-3.

図2.3 事象クロノロジーの例^[9]

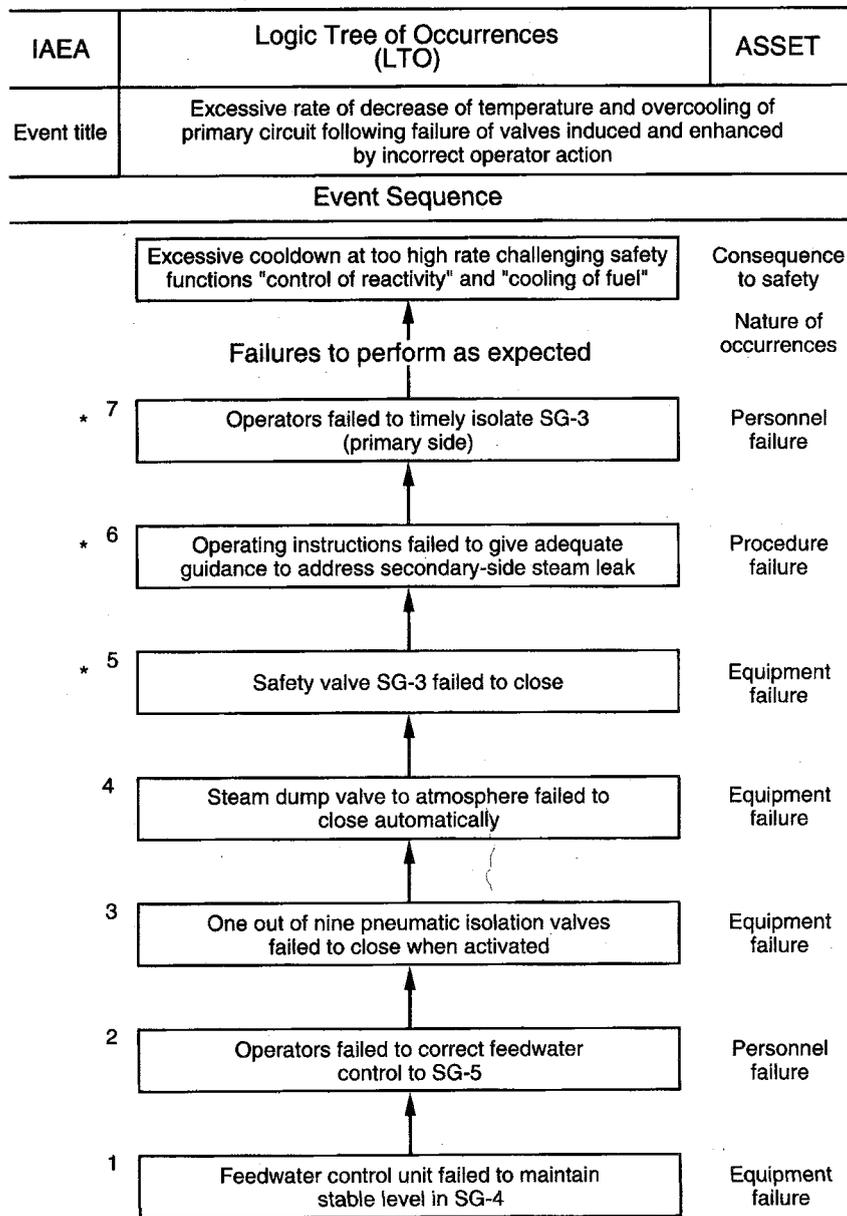
ステップ2：不具合間の関係付け

事象報告書及びステップ1で作成した事象クロノロジーを基に、各不具合の間の時間的及び因果律的な関係を明らかにする。このステップでは、図2.4^[9]に例示するようなロジックツリーを作成し不具合間の関係を表現すると共に、各不具合の性質（機器故障、人的過誤、手順エラーのいずれに属するか）を明確にする。

ステップ3：安全上重要な不具合の同定

一連の不具合の中から詳細な分析を行うべき対象を選定するが、その際、各不具合の安全上の重要性を十分に考慮することが必要となる。なお、このステップは、ASSET

活動の時間的制約（ASSETによる分析が1, 2週間という短期間で行われること）を受けて設定されたものと考えられる。



*Occurrences which were chosen by the subgroup for detailed root cause analyses.

図 2.4 ロジックツリーの例^[9]

ステップ4：直接原因の識別

ステップ3において選定された各々の不具合について、その直接原因（潜在的欠陥）を明らかにする。また、直接原因の存在に寄与した因子として、品質管理あるいは予

防保全における問題点等についても検討する。

ステップ5：根本原因の識別

ステップ4において明らかにされた直接原因が何故取り除かれなかったかを分析し、根本原因を明確にする。具体的には、設備のサーベランス試験、設備改善や手順改訂、及び、運転経験のフィードバック過程における問題点等を明らかにする。また、根本原因に対する寄与因子として、プラントの運営管理における欠陥についても検討する。

ステップ6：改善策の検討

ステップ4及び5で明らかとなった直接原因、根本原因、及び、それらへの寄与因子各々に対して対応策を検討・立案すると共に、それが、プラントにおいて計画あるいは既に実施されているか否かを調べる。対応策の検討においては、その実用性、実現性及び適用性に着目する必要がある。また、プラントにおける実施状況の調査では、実施あるいは計画されている対策が適切であるか、また、包括的であるかをチェックする。

ステップ7：一般的な教訓の導出と勧告

上記の分析・検討結果に基づき、次の3つの観点から、他のプラントにも適用可能な一般性のある教訓や知見を導き出しプラントへの勧告としてまとめる。

- ・ 安全設備に関するソフトウェアとハードウェアのバランスを最適化するための方法（運転員訓練プログラムや運転手順書の改訂、設備作動性能の向上に着目する）
- ・ 潜在的欠陥を取り除くための方法（品質管理、予防保全、サーベランス試験の強化に着目する）
- ・ 運転経験のフィードバックプロセス

ステップ3～6における分析及び検討の結果は、図2.5^[9]に例示されるような所定の様式（原因分析フォーマット）にまとめられる。

なお、ASSET手法は、1,2週間という短期間で分析を行う必要があることから、個々の事故・故障事例において安全上重要と考えられる不具合（機器の故障やヒューマンエラー等）だけを対象として、原因分析を行い、改善策を提案・勧告するために開発・利用されている手法であり、当該事例の全体にわたって詳細な分析を行うことを意図していない。そのため、複数の不具合間における連鎖的因果関係（ある不具合が原因となって別の不具合を引き起こすような場合）や共通原因的因果関係（ある1つの原因により複数の不具合が発生するような場合）を見落とすことなく系統的に分析するには必ずしも適していない面もある。しかし、重要な不具合については、その直接原因、根本原因及び寄与因子を同定することとしており、部分的には詳細な分析を行うことが基本となっているため、連鎖的関係や共通原因的関係に注意を払いつつ行うことで十分に活用できる^[10]。

なお、根本原因分析手法としては、この ASSET 手法の他に、事象原因分析 (Event & Causal Factors Analysis : E&CFA) 手法や管理監視リスクツリー分析 (Management Oversight & Risk Tree : MORT) 手法などがある。

IAEA	Event Root Cause Analysis Form (ERCAF)		ASSET					
Event title	Excessive rate of decrease of temperature and overcooling of primary circuit following failure of valves induced and enhanced by incorrect operator action		December 13, 1992					
Occurrence: What failed to perform as expected?			Corrective actions by plant					
Occurrence title	Operating instructions failed to give adequate guidance to address secondary steam leaks (*6)							
Nature of the failure	Procedure failure		Appropriate	Comprehensive		Implemented		
Direct cause: Why did it happen?			Yes	No	Yes	No	Yes	No
Latent weakness of the element that failed to perform as expected	Inadequate instructions in post-scrum procedures to timely detect and to react to secondary-side steam leaks	I Amend post-scrum instructions with regard to detection of and reaction to secondary steam leaks	X		X			X
Contributor to the existence of the latent weakness	*Deficiency of quality control prior to operation? *Deficiency of preventative maintenance? Deficiency in quality control in process of production of operating instructions	II Implement quality control for technical contents in process of production of operating instructions	X		X			X
Root cause: Why was it not prevented?			Corrective actions by ASSET					
Deficiency to timely eliminate the latent weakness	*Inadequate detection, analysis, repair, remedy? Inadequate repair of post-scrum instructions based on operating experience feedback due to hesitance to issue essential instructions	III Establish promulgation of provisional operating instructions	X		X			X
Contributor to the existence of the deficiency	Inadequate management policy for: • Surveillance • Operating experience feedback? Standard operating practice does not sufficiently emphasize using authority provisionally issue operating instructions	IV Encourage and emphasize "top down" to exercise the existing authority to the fullest	X		X			X

図 2.5 原因分析フォーマットの例^[9]

2.5 重要度評価手法

ここまでのところでは、特に定義もせず、個々の事故・故障事例（あるいは事象）について「安全上重要」あるいは「安全上の重要性」という言葉を用いてきた。ところで、この「安全上」という言葉は、何に対する安全を指しているのだろうか。もちろん、最

最終的には、公衆に対する安全という意味であるが、公衆の安全を脅かすという観点から、施設の安全や従業員の安全、周辺環境の安全もその対象となり、脅威の度合いに応じて「安全上の重要性」の度合いが決まる。前に述べた INES における 3 つの評価基準（基準 1：所外への影響、基準 2：所内への影響、基準 3：深層防護の劣化）と照らし合わせると良く理解できよう。即ち、基準 1 は周辺環境の安全、基準 2 は施設の安全と従業員の安全に対応するものである。また、基準 3 は施設の安全に対する脅威の程度に対応するものと言える。従って、こうした観点から、「安全上の重要性」を表わす指標としては、周辺環境に放出される放射性物質の量、公衆や従業員の被ばく線量、施設の放射能汚染の程度、施設における安全設備の不具合の程度が挙げられる。

一方、事故・故障事例の大半は、施設における安全設備の不具合に留まり、施設の汚染や従業員の被ばくと伴ったとしても極く軽微なものである。従って、こうした事例に対する「安全上の重要度」は、安全設備の不具合の程度に基づいて評価しなければならない。実際、INES では、基準 3 に基づいて各事象の重要度を評価しているが、この評価は、どちらかという定性的なものであり、当該事象が安全上どの程度重要であるかを定量的に示すものではない。事象の重要度を定量的に評価する方法としては、原子力発電所において発生した事故・故障事例を対象とするものではあるが、米国原子力規制委員会(USNRC)が開発・利用している「前兆事象評価 (Accident Sequence Precursor Study : ASP 評価)」がある。以下では、この ASP 評価について述べる。

ASP 評価は、「原子炉安全研究 (Reactor Safety Study)」(WASH-1400 あるいはラスマッセン研究として知られている) のレビューグループによる提言を受けて、1979 年に、USNRC が開始したものである^[11]。ASP 評価は、原子力発電所において発生した個々の事故・故障事例に対し、仮に別の故障が重なったら炉心の適切な冷却ができなくなり著しい炉心損傷に至る可能性を、確率論的安全評価 (Probabilistic Safety Assessment : PSA) 手法を用いて定量的に評価し、その大きさ (即ち、個々の事例の重要度) に応じてランク付けを行うというものであり、重要事例の識別に有用な情報を提供する役割を果たしている。従って、この評価における主たる目的は、炉心損傷に至る可能性の観点から重要な事象 (即ち、前兆事象) を同定することであるが、その他、識別された前兆事象をその安全上の特徴に基づいて分類したり、原子力発電所の炉心損傷リスク (即ち、炉心損傷事故の発生可能性) に関するトレンドを調べるための尺度を提示したり、PSA によって同定された炉心損傷事故シーケンスをチェックすることにも活用できる。なお、個々の事象の重要度は、イベントツリーやフォールトツリーを用いて、事象緩和に必要なとなる設備の故障を考慮し炉心損傷事故シーケンスの発生確率を計算することによって評価される。この確率は条件付き炉心損傷確率 (Conditional Core Damage Probability : CCDP) と呼ばれる。この値の大きさが事例の重要度となり、CCDP が 10^{-6} 以上の事象を「前兆事象」として、さらに、 10^{-4} 以上の事象を「重要事象」として特定している。ASP 評価の結果は報告書にまとめて公開されており^[12-14]、これらの報告書では、1969

年から1998年までの30年間に米国の原子力発電所で発生した事象のうち約600件が「前兆事象」として同定されている[15]。欧州においても、「PSAに基づく事象分析(PSA-Based Event Analysis)」と呼称は異なるが、同様の重要度評価が行われている[16]。

では、ASP評価がどんなものであるかについて、PWRの蒸気発生器伝熱管破損(SGTR)事象を例に述べることにしよう。図2.6に、SGTR起因のイベントツリーを示す。このイベントツリーでは、SGTR発生時の緩和機能として、原子炉停止系(RT)、補助給水系(AFW)、主給水系(MFW)、高圧注入系(HPI)及び余熱除去系(RHR)が、また、運転員操作として、均圧操作(RCS Cooldown < SG RV Setpoint)、破損側SG隔離(Ruptured SG Isolation)及びRHR運転圧への原子炉減圧(RCS Cooldown < RHR Pressure)が考慮されている(イベントツリーでは、これらを「ヘディング」と呼ぶ)。各ヘディングに対しては、予め失敗確率(分岐確率)が割り当てられているが、ASP評価では、対象とする事例におけるプラントの状態(炉心損傷事故の起因となるような事象が発生したか、また、どの機器やシステムが利用不能な状態にあったかなど)を表現するために、該当するヘディングの値を変更することになる。例えば、SGTRが発生した事例では、起因事象の発生確率を1.0に変更することになる。また、当該事例において、事象緩和系や運転員操作が全て正常に機能した(あるいは機能できる状態にあった)場合には、予め割り当てられている分岐確率をそのまま用いてイベントツリーの定量化を行うことになるが、例えば、主蒸気隔離弁(MSIV)が故障して閉に失敗したという事象が重畳した場合には、「破損側SG隔離」というヘディングの分岐確率を 1×10^{-3} から1.0に変更することが必要となる。その結果、当該事例に対するCCDPは、 4.6×10^{-3} と計算される。

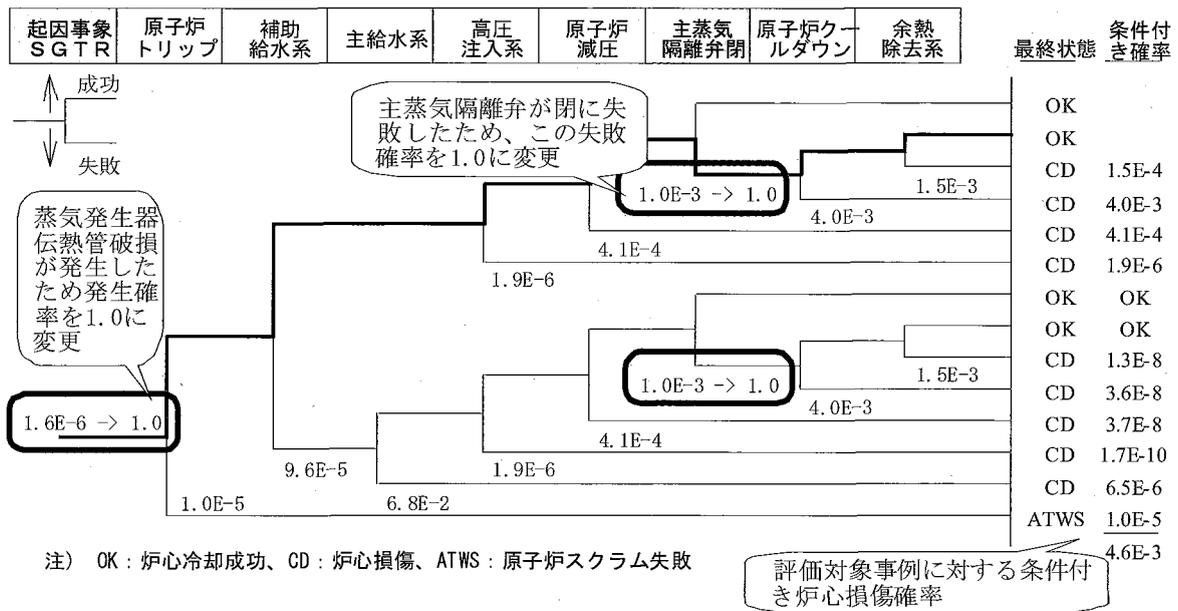


図2.6 ASP評価の例

なお、上記の例では、簡略化のために、イベントツリーだけを用いて評価しているが、実際の ASP 評価では、各ヘディングに対応する機能の失敗に対してフォールトツリーを作成しそれをイベントツリーで定義される事故シーケンスに沿って組み合わせて定量化を行うことになる。そのため、こうした評価を行うためには、各プラントに対する PSA モデル（イベントツリーとフォールトツリー）を予め用意しておくことが必要となる。なお、米国では、プラントの設備構成等の類似性を考慮し、104 基のプラントを 72 のタイプに分類し、それぞれのタイプ別に PSA モデルが用意されている。

一方、ASP 評価結果には、前兆事象として同定された事象の件数や各事象に対する CCDP など炉心損傷リスクに関する知見を導くために有用な情報が含まれているため、ASP 評価結果に基づくトレンド分析は、原子力発電所におけるリスク指標の 1 つとして認識されている。最近では、各年における前兆事象の発生率（前兆事象の件数を当該年における運転プラント基数で除したもの）や CCDP が 10^{-4} 以上と評価された重要事象の発生件数の推移などに関する分析がなされ^[17, 18]、その結果が、原子力発電所における炉心損傷リスクに関するトレンドを監視するためのパラメータとして利用されつつある。また、この他、起因事象別あるいは故障系統別の分類や発生件数の推移を調べるといった試み^[19, 20]や、前兆事象の発生頻度と年間炉心損傷確率という 2 つの指標を用いたトレンド分析も行われている^[15]。ASP 評価結果に基づくトレンド分析の例として、図 2.7 及び図 2.8 に年間炉心損傷確率と前兆事象の発生頻度とのトレンドを示す。これら 2 つの図は、米国における原子力発電所のリスクが減少傾向にあり、また、リスク上重要な事象の発生頻度も著しく低下していることを示している。これらのトレンドは、実際に発生した事例に対する評価結果に基づくものであり、経験的かつ現実的な傾向を示すものと言える。

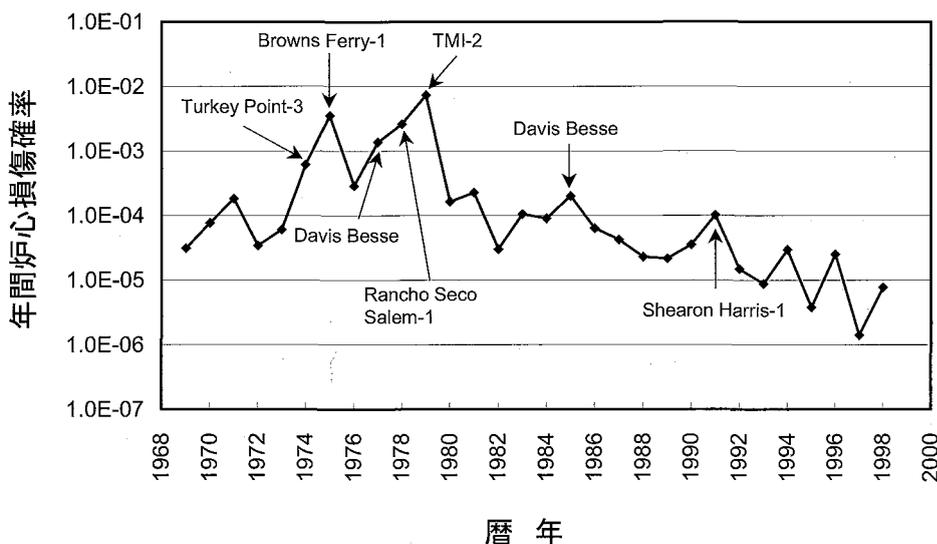


図 2.7 米国の原子力発電所における年間炉心損傷確率^[15]

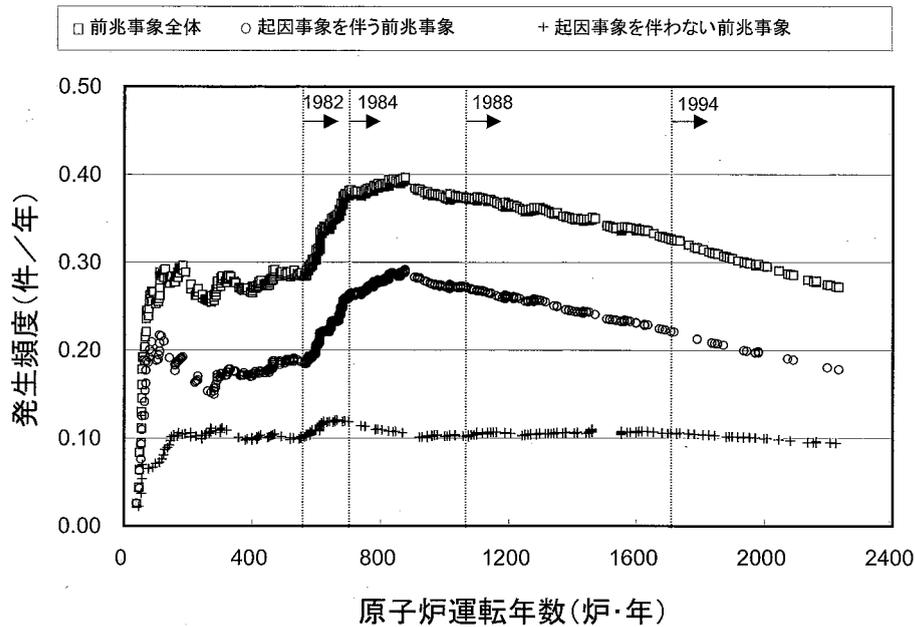


図 2.8 米国における前兆事象の発生頻度^[15]

2.6 傾向分析

ここまでのところでは、主として、個別の事故・故障事例の分析評価について述べてきた。しかし、前にも述べたように、軽微なものも含め多くの事故・故障は、それ以前に類似した事象が発生しており、これら類似の事象についてその傾向やパターンを調べることも、有効な再発防止策を検討する上で重要である。こうした観点から、類似の事象に関する情報を収集・分析するといった活動も行われている。例えば、USNRCでは、「運転経験フィードバック報告書」として、空気系に関わるトラブル^[21]、サービス水系の故障及び機能低下^[22]、電磁弁に関わるトラブル^[23]、ゲート弁圧力ロックと熱バインディング^[24]、タービン発電機過速度保護系のトラブル^[25]などについて系統的な分析を行った結果をまとめている。また、我が国においても、日本原子力研究所（現在の日本原子力研究開発機構）において、同様の活動が行われており、PWRにおける原子炉停止時の崩壊熱除去機能喪失^[26-28]、BWRにおける非常用炉心冷却系ストレナ閉塞^[29]、核燃料施設における臨界事故^[30, 31]などに関する分析報告書が発行されている。こうした類似事象の分析を通して、多くの事例に共通した原因を明らかにする等、再発防止策の検討に有用な教訓を引き出している。

3. 原子炉施設の事故

原子炉施設における事故として、1979年のTMI事故、1986年のChernobyl事故を知らない人はいないであろう。しかし、これ以外にも重要な教訓を残した事故があるが、それらの内容については必ずしも十分に知られていないと思われるので、本章において、これら事故の概要を紹介することにする。

3.1 Three Mile Island 原子力発電所 2号機の事故 (TMI 事故)

(1) 発電所の概要[32]

Three Mile Island-2号機(TMI-2号機)は、米国ペンシルバニア州都ハリスバーグの南東 20 km のサスケハナ川の大きな中州に設置されている。TMI-2号機は、Babcock & Wilcox (B&W)社の設計による電気出力 95.9 万 kW の PWR であるが、当時、同社設計の原子炉は、TMI-2号機を含めて 9 基であった。TMI-2号機は、事故の 1 年前の 1978 年 3 月 28 日に臨界になり、同年 12 月 30 日に営業運転を開始したところであった。図 3.1 にプラントの全体概要を示す。

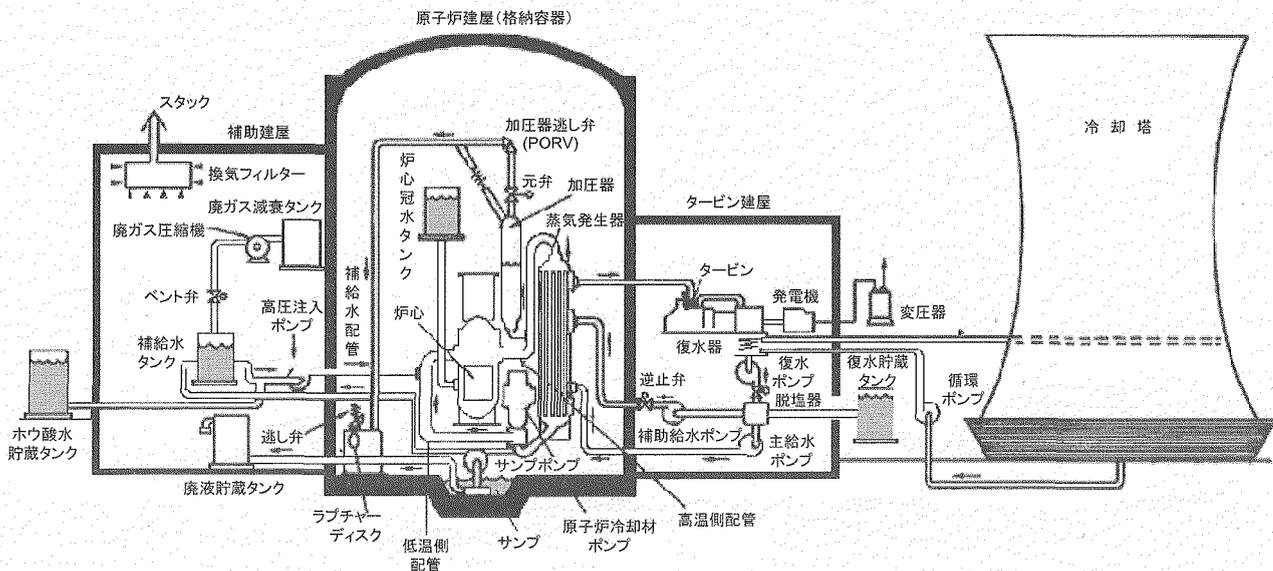


図 3.1 TMI-2号機のプラント全体概要図

(出典：原子力安全委員会月報 資料「米国原子力発電所事故特別委員会報告書—第3次—」
6月号通巻 33号 (1981))

(2) 事故の概要[32-34]

事故当日、原子炉は定格の約 97%出力で運転中であり、二次冷却系の給水脱塩装置の

樹脂を移送する作業が行われていた。この時、移送用の水が制御用空気系に混入したため、脱塩装置で入口の弁が閉じて、給水ブースターポンプと主給水ポンプが停止するとともに、タービンがトリップした。原子炉の一次系温度及び圧力が上昇したため、加圧器逃がし弁(PORV)が開き、さらに、その 8 秒後には原子炉がスクラムした。ここまでは、設計で想定したとおりの給水喪失事象であり、特に問題はなかった。

原子炉圧力は、原子炉スクラムと PORV 開により下がり始めたが、PORV が故障して開固着の状態となり、一次冷却材の流出が続いて小破断 LOCA となった。そのため、原子炉圧力は低下し続け、約 2 分後に非常用炉心冷却系(ECCS)の 1 つである高圧注入系(HPI)が自動起動した。PORV が開固着していたことにより冷却材が加圧器に流れ込み加圧器水位が上昇した。加圧器水位は通常運転時において冷却材の保有量を示す役割を果たすものであるが、この時には圧力が低下していたため、一次冷却材の局所的な沸騰が起こっており、一次冷却材の保有量は加圧器水位により判断できない状態になっていた。運転員は PORV の開固着を示す情報があった (PORV の状態を示す表示が「閉」を指示していたが、一次冷却材の圧力、温度、PORV 出口温度、ドレンタンク圧力、温度、格納容器内圧、サンプル水位などの指示計では、PORV から一次冷却材が大量に流出して一次系内保有量が減少していることを示していた) にも拘らずそれに気づかず、加圧器水位より保有量が十分であると判断し、さらに、加圧器を満水状態にしてはいけないと教育されていたこともあって、HPI の 1 系列を手動で停止し残りの 1 系列の流量も極度に絞って事実上完全に停止させてしまった。また、抽出系の流量を増やして一次冷却材を一次系から排出する措置を取った。このようにして ECCS による注入なしの小破断 LOCA が進行していった。

一方、主給水ポンプのトリップ後直ぐに、補助給水ポンプが自動起動したが、ポンプ出口弁が 2 個とも閉じており (当該弁を閉じたまま原子炉を運転することは技術仕様違反である)、そのため、蒸気発生器(SG)の二次側は数分間でドライアウトの状態となった。8 分後に運転員がこれに気づき弁を開いたため、その後は補助給水が供給され、SG による崩壊熱除去が可能な状態となった。しかし、ECCS を停止したままの状態では PORV からの一次冷却材流出が続いたため、原子炉の圧力が低下して一次冷却材中において多量の蒸気が発生し、一次冷却材ポンプが激しく振動し始めた。事故発生から 1 時間 10 分で、運転員は B ループのポンプを、また、その 30 分後に A ループのポンプを停止した。それまでは、水と蒸気の混合流体が循環して炉心の冷却が行われていたが、ポンプの停止に伴いその流れが停滞し、蒸気が抜けるとともに炉心の水位が低下し、炉心の上部が露出するに至った。その結果、燃料温度が上昇し、被覆管のジルコニウムと水が反応して大量の水素が発生した。図 3.2 に、事故発生から約 2 時間後のプラント状態を示す。

事故発生から 2 時間 18 分経過した時点で、運転員は PORV の開固着に気づき同弁の上流にある元弁を閉じた (運転直交替のために発電所に出勤してきた次の直の直長が PORV の故障を指摘した)。これにより冷却材の流出は止まったが、炉心の上部は依然と

して露出したままであった。事故発生から約 3 時間半経過したところで、運転員は短時間ながら HPI を再起動し、炉心は再冠水したが、この時までには炉心は重大な損傷を受けた。原子炉容器内の最終状態を図 3.3 に示す。炉心を構成する物質の約 45% (62 トン) が熔融し、そのうちの 20 トンが下部プレナムに落下したとされている。炉心の損傷は事故発生から約 4 時間で止まったが、一次系内には大量の水素と蒸気が発生しており、炉心の冷却を制御することが難しかった。状況を正確に把握できないまま運転員は種々の対応を試みたがうまくいかず、事故発生から 16 時間後に 1 台の冷却材ポンプの運転に成功して事故は収束に向かった。

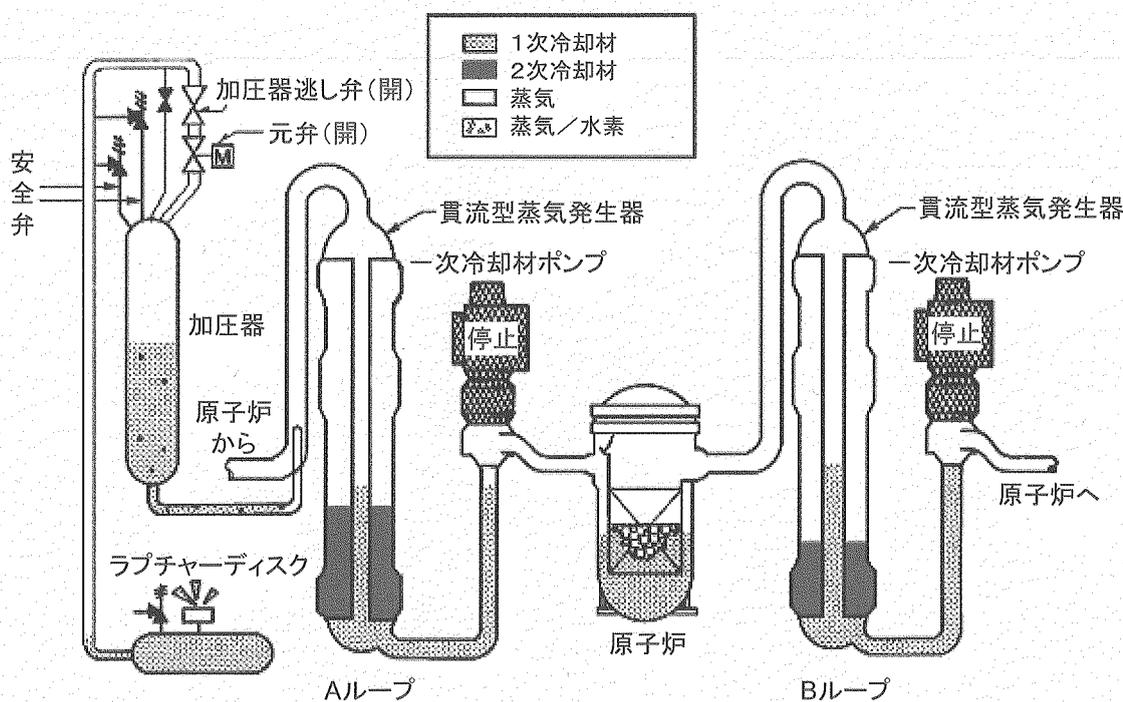


図 3.2 事故発生から 2 時間後のプラント状況

(出典：原子力安全委員会月報 資料「米国原子力発電所事故特別委員会報告書—第 3 次—」
6 月号通巻 33 号 (1981))

PORV が開固着していた間、そこから流出してきた冷却材によりクエンチタンクが満水になり、ラプチャーディスクが吹いたため、格納容器内に一次冷却材が大量に放出された。これに伴い、水素や燃料から放出された放射性気体 (希ガスなど) も格納容器内に放出された。この水は、格納容器サンプに入り、サンプポンプにより補助建屋に移送された。結局、格納容器は隔離されていたが、このドレンラインが開放されたことで、放射性気体が補助建屋に運ばれた。また、補助建屋内の一次冷却材浄化系に漏えいがあったため、これを通じて放射性気体が補助建屋内に放出された。補助建屋の雰囲気はフィルタを介して大気中に放出されるようになっているため、ヨウ素はこれにより殆ど除

去されたが、放射性希ガスはこの経路を通過して大量に大気中に放出された。

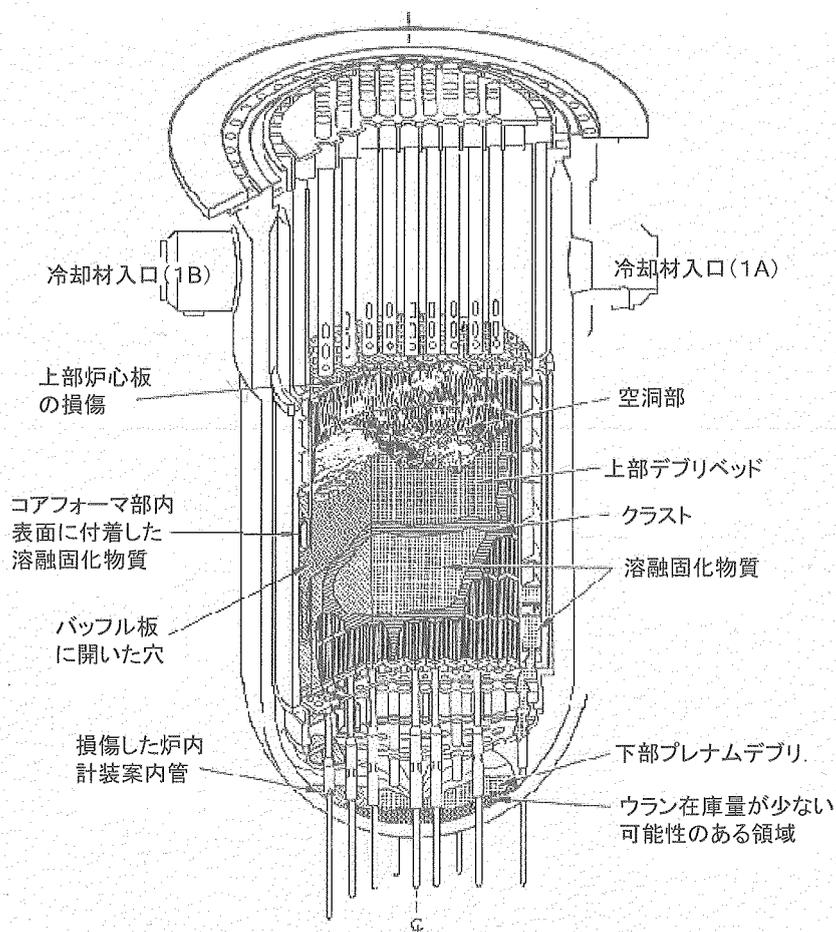


図 3.3 原子炉容器内の最終状態

(出典：J.M. Broughton, et al.: A Scenario of Three Mile Island Unit 2 Accident, Nuclear Technology, Vol.87, No.1, 1989)

事故の収束過程で、格納容器内に放出された水素が燃焼するという事象が発生したが、運転員はそれが何であるか理解できなかった。3月29日深夜、USNRCの技術者が水素燃焼を示唆する記録を発見し、炉心が重大な損傷を受けたことがほぼ確実となった。3月30日、周辺の放射線測定結果が誤って伝えられ、さらに、一次冷却系内の水素が爆発するかもしれないという誤報が加わって、USNRCの委員長は州知事に対して住民の避難などを進言し、同日午前、周辺10マイル以内の住民に対して屋内退避勧告がなされ、また、正午頃には、周辺5マイルの幼児と妊婦の避難勧告がなされた。周辺20マイルの住民の約半数が避難したが、知事による勧告以前に避難をした人も相当数あった。なお、この避難勧告が撤回されたのは、4月8日であった。

この事故により環境中に放出された放射性物質は、希ガスが約250万Ci (9.25×10^{16} Bq)、ヨウ素が約15Ci (5.55×10^{11} Bq)で、周辺公衆の被ばく量は最大に見積もっても100mrem (1mSv)以下であり健康に与えた影響はほとんど無視できる程度であった。

また、プラントから半径 50 マイル以内の住民約 216 万人に対する集団線量については、2000 人・rem 程度と推定されている。

(3) 事故による教訓^[32, 34, 35]

この事故については、詳細な事故原因の分析等が行われ、数多くの教訓が導出された。その主だったものを以下に示す。

この事故の主たる原因は、補助給水系のポンプ出口弁が 2 個とも閉じたままの状態であつたこと、PORV が開固着したにも拘らずそれに気づかずそのまま放置されたこと、加圧器が満水になるのを恐れて HPI を停止させたことである。これらの原因の背景には、以下のような問題点があつたと指摘されている。

- ① 運転を開始してからさほど年月が経っていなかったにも拘らず（初臨界から 1 年、営業運転開始から 3 ヶ月）、当該プラントにおいては数多くのトラブルが発生しておりそれらを完全に解決しないままの状態であつたこと：システムの何らかの異常を示す警報ランプが常時多数点灯しており、運転開始以来 52 個を下回ったことがなかったと言われている。また、PORV あるいは安全弁からの漏えいが以前から続いており、この漏えいにより一次冷却材ドレンタンクに水が溜まるため定期的に排水しなければならぬ状況にあつたことから、ラプチャーディスクが吹いたことに対しても PORV の一時的作動によるものと誤って判断した。
- ② 制御室制御盤の設計が所謂人間工学上の配慮を欠いたものであつたこと：TMI-2 号機の制御室は、他のプラントのために設計されたが、同プラントの計画が延期されたため、そのまま流用したものであつた。これは、経済的、時間的な負担を考へてのことであつたが、TMI の技術者や運転員の意見は反映されなかった。特に、試運転以降の数々の経験に鑑み、運転員からは苦情や不満、改善提案が出されたが、極く一部を除いて放置された。その一部の中に PORV の開表示の追加設置が含まれていたが、極めて不完全なものが導入されてしまったわけである。
- ③ 計測装置の表示が不適切であつたこと：PORV の開固着に気づけなかったのは、弁位置の指示が間違い易い表示方式になっていたことによる。即ち、PORV の開に対して電気信号が出れば開表示となるが、信号が消滅すると開表示が消えるというロジックとなっており、PORV の実際の位置を示しているわけではなかったため、運転員は、事故発生から 13 秒後に PORV の開表示ランプが消えた際に PORV が閉じたものと思ひ込んでしまった。また、給水流量の直接的な表示が制御室になく、運転員は補助給水ポンプの出口弁の状態指示あるいは蒸気発生器の水位をチェックしなければならなかった。さらに、同弁の状態表示ランプがタグにより隠れていたため、弁が閉じたままの状態であつたことに気づけなかった。
- ④ 手順書（特に、緊急時手順書）や運転員の教育訓練プログラムに不備があつたこと：運転員は、事故発生から 2 分後に HPI の 1 系列を停止し、もう 1 系列を手動制御

として流量を絞ったが、これは、LOCA の発生を認識しなかったことによる。TMI-2 号機では、LOCA を、加圧器水位低、原子炉冷却系圧力低、原子炉建屋圧力高、原子炉建屋温度高、原子炉建屋サンプ水増加から判断する必要があった。これらのうち加圧器水位低以外は全て起こっていたにも拘らず LOCA と判断しなかったのは、手順書や訓練において加圧器水位が原子炉冷却系の水量を忠実に示すものとしていたことによる。TMI-2 号機の加圧器はさほど大きくなかったため、以前のタービントリップなどのトランジェント時に加圧器水位と原子炉圧力を維持することができず運転員が HPI を起動して水位と圧力を回復させていた。このため、今回の事故においても加圧器水位が回復した時点で自動起動した HPI を停止したり流量を絞るといった措置を取ってしまったわけである。

この他、事故の原因とは直接関係しないが、TMI 事故における重要な問題として、以下の点が指摘されている。

- ・ 運転経験の活用と反映：この事故に類似した事故が過去に発生しており、このような事態に至る恐れがあることが専門家により指摘されていたにも拘らず、電力会社並びに規制当局はこれを周知せず対策を講じることもしなかった。特に、TMI-2 号機と同型の Davis Besse で発生した事故は、給水系の異常、PORV 開固着、ECCS の自動起動、運転員による ECCS の停止という、極めて類似したシーケンスであったが、幸いに運転員が短時間で状況を正しく認識し適切な措置を取ったため結果的に何事もなく事故は収束した。この事故は、設置者事象報告 (Licensee Event Report : LER) として USNRC に報告されたが、あまり注意をひかず、TMI の運転員は知らなかった。この背景には、USNRC では年間 2000~3000 件の LER を受理しているながら、それらに対する系統的な分析・評価を行う体制ができていなかったという問題がある。一方、産業界でもこうした運転経験の効果的な分析や評価を行っていただけでなく、事故情報の伝達さえも十分になされていなかった。
- ・ 緊急時対応：この事故では、屋内退避や避難勧告が出されたが、実際には、こうした勧告が必要となる状況は存在せず、勧告はいわば「空振り」に終わった。この「空振り」の勧告は、連邦、地方自治体、当事者間の通報連絡体制に不備があり、情報の流れとその解釈に混乱が生じたことによるものである。特に、放射線モニタリングとその評価並びにその結果を防護措置決定者に通知することについて誰も (連邦機関、州機関、電力会社) 一義的な責任を有していなかったことや、規制当局も電力会社も情報に対する公衆の要求に対処するための準備ができていなかったことが、住民の混乱を招いた大きな要因である。この他、緊急時対応に関する事前の計画と管理が貧弱であったことも事故当時の防護活動に混乱をきたした要因である。
- ・ 系統や機器の分類：この事故の発端となった給水系も、また、事故拡大の第一歩となった PORV を含む一次系圧力制御系も、当時の米国の分類では「安全上重要なもの」とされておらず、USNRC による安全評価に含まれていなかった。特に、圧

力制御系については、「PORV が開固着しても元弁を閉じればよいから、PORV は重要ではなく、また、PORV が閉じるはずであるから元弁も重要ではない」と考えられていた。また、圧力制御系の電源は外部電源に頼っており、従って、外部電源喪失時において PORV 元弁の遠隔操作ができなくなり圧力制御が不能な状態となるといった問題も露呈された。

このように、TMI 事故では、設計や運転管理だけでなく、緊急時対応やヒューマンファクタなど様々な面での問題が浮き彫りとなり、従って、この事故から得られた教訓も多岐にわたるものとなった。この教訓を踏まえて、米国はもちろんのこと、各国においても、様々な改善措置が実施された。

米国では、この事故を契機に、運転経験の分析や評価を系統的に行うための組織として、規制当局である USNRC に運転データ分析評価局 (Office for Analysis and Evaluation of Operational Data : AEOD) が設置され、一方、産業界においても原子力発電運転協会 (Institute for Nuclear Power Operations : INPO) が設立された。また、原子炉設置者に対して、原子炉事故時における周辺 10 マイル以内の住民の避難計画の策定を求めたり、原子炉の運転認可の条件に緊急時計画を加えるなど措置が講じられた。一方、プラントの設計や運転管理に関しては、ECCS に対する設計要求として自動起動信号が出てから少なくとも 10 分間は運転員の介入なく所定の機能を果たせるようにすることが求められたり、安全系機器の分類や各種運転手順書の見直し、制御室におけるマンマシン・インターフェース設計の検討、運転員の教育訓練の強化など多岐にわたる対策が取られた。

国際的にも TMI 事故の教訓を受けて様々な活動が計画され進められた。例えば、運転経験の反映の重要性が再認識され、OECD/NEA は、加盟各国における原子力発電所での事故・故障情報を交換する仕組みとして IRS を立ち上げた。また、PSA やシビアアクシデント、ヒューマンファクタに関する研究が各国において積極的に進められるようになった。

日本においては、原子力安全委員会が「米国原子力発電所事故調査特別委員会」を設置し、当該事故による教訓を我が国の原子力安全確保対策に反映すべく事故の調査及び検討を行った。その結果、「我が国の安全確保対策に反映させるべき事項」として 52 項目が抽出され (図 3.4)、軽水炉に対する指針・基準の改訂や新規策定、設計や運転管理における安全対策の見直し、防災対策の強化などが行われた。特に、原子力防災対策については、防災体制の見直しが行われ、ガイドライン (原子力発電所等周辺の防災対策について) が作成されたり、「緊急技術助言組織」が設置され、万一の事故時に地方自治体などに適切な助言と勧告を行う態勢が整えられた。また、原子力発電所の設備系統に関する安全機能の重要度分類の検討が進められ、指針として策定された。

我が国の安全確保対策に反映させるべき事項(52項目)

昭和54年9月 原子力安全委員会 米国原子力発電所事故調査特別委員会

1	基準・審査関係	(1) 基準関係	①安全設計審査指針及び関連技術基準	(イ) 安全上重要な系統及び機器の分類 (ロ) 原子炉計測制御系及びプロセス計測制御系の信頼性 (ハ) 事故時に必要とされる系統及び機器 (ニ) 緊急時中央指令所 (ホ) 可燃性ガス濃度制御系 (ヘ) 制御室	
2			②安全評価審査指針	(イ) ヒューマン・クレジット及び単一故障 (ロ) 運転時の異常な過渡変化及び事故の解析条件	
3			③ECCS安全評価指針(小破断LOCA事象についても留意する必要がある)		
4		(2) 審査関係	①安全上重要な系統及び機器の自動作動	(イ) 安全上重要な系統及び機器の分類 (ロ) 原子炉計測制御系及びプロセス計測制御系の信頼性 (ハ) 事故時に必要とされる系統及び機器 (ニ) 緊急時中央指令所 (ホ) 可燃性ガス濃度制御系 (ヘ) 制御室 (イ) ヒューマン・クレジット及び単一故障 (ロ) 運転時の異常な過渡変化及び事故の解析条件	
5			②技術的能力及び運転管理体制(運転等の段階でさらに十分に確認する必要がある)		
6			③制御室への接近可能性及び居住性(制御室の遮蔽、換気)		
7			④事故時に必要とする機器等(水素濃度制御装置、長期冷却系などの遮蔽)		
8			(1) 小破断LOCA事象時の安全性		
9			(2) 1次冷却材の状態の監視方式(サブクール状態の常時監視など)		
10			(3) ガス対策 (1次系内のガスの除去法など)		
11	設計関係	(4) 制御系のレイアウト等 (人間工学的観点からも検討する必要がある)	(イ) 安全上重要な系統及び機器の分類 (ロ) 原子炉計測制御系及びプロセス計測制御系の信頼性 (ハ) 事故時に必要とされる系統及び機器 (ニ) 緊急時中央指令所 (ホ) 可燃性ガス濃度制御系 (ヘ) 制御室		
12		(5) 事故時における放射線及び放射性物質の測定	(イ) ヒューマン・クレジット及び単一故障 (ロ) 運転時の異常な過渡変化及び事故の解析条件		
13		(6) 弁の信頼性 (材質、機能の信頼性)			
14		(7) 運転員の誤動作防止対策			
15		(1) 格納容器の隔離に対する運用(隔離方式の見直し)	(イ) 安全上重要な系統及び機器の分類 (ロ) 原子炉計測制御系及びプロセス計測制御系の信頼性 (ハ) 事故時に必要とされる系統及び機器 (ニ) 緊急時中央指令所 (ホ) 可燃性ガス濃度制御系 (ヘ) 制御室 (イ) ヒューマン・クレジット及び単一故障 (ロ) 運転時の異常な過渡変化及び事故の解析条件		
16		(2) ECCS作動時における1次冷却材ポンプの作動条件			
17		(3) ECCSの停止操作及び切換操作			
18		(4) 補修時における点検頻度等			
19		(5) 手動弁の管理方式(例えば、鍵管理、表示方式の検討)			
20		(6) 運転員の長期養成計画			
21	(7) 運転員の誤動作防止対策				
22	(8) プラントの運転管理体制(原子炉主任技術者の位置づけ、技術的援助体制など)				
23	(9) 報告すべき異常事象				
24	(10) 緊急時の放射線測定器及び防護用器材の点検、整備(高線量率測定器など)				
25	運転管理関係	(1) 防災対策に関する専門的事項の調査審議について	①防災計画立案地域の範囲	(イ) 安全上重要な系統及び機器の分類 (ロ) 原子炉計測制御系及びプロセス計測制御系の信頼性 (ハ) 事故時に必要とされる系統及び機器 (ニ) 緊急時中央指令所 (ホ) 可燃性ガス濃度制御系 (ヘ) 制御室 (イ) ヒューマン・クレジット及び単一故障 (ロ) 運転時の異常な過渡変化及び事故の解析条件	
26			②防災活動上必要な対策指標(指標線量、指標温度)		
27			③緊急時の環境モニタリング指針の作成		
28			④環境放射能予測システムの開発		
29		(2) 防災業務計画の円滑な遂行について	①緊急時組織		
30			②モニタリング設備		
31			③一般公衆の被曝線量の評価		
32			④緊急時連絡(電話回線、それ以外の連絡方法)		
33			⑤輸送手段の確保		
34			⑥教育・訓練		
35	安全研究関係	(1) 関連する事象の解析と対応技術の確立	①小破断LOCA時の二相流の実験及び解析	(イ) 安全上重要な系統及び機器の分類 (ロ) 原子炉計測制御系及びプロセス計測制御系の信頼性 (ハ) 事故時に必要とされる系統及び機器 (ニ) 緊急時中央指令所 (ホ) 可燃性ガス濃度制御系 (ヘ) 制御室 (イ) ヒューマン・クレジット及び単一故障 (ロ) 運転時の異常な過渡変化及び事故の解析条件	
36			②自然環境炉心冷却に関する研究		
37			③流量停滞時における炉心冷却機能に関する研究		
38			④LOCA条件下の格納容器内機器の信頼性の研究		
39			⑤圧力容器ノズル部のサーマルショックに対する信頼性の研究		
40		(2) 人為的な誤操作による事故の発生を防ぐための研究	①プラントの状態の把握に必要な研究		
41			(3) 軽水炉施設の信頼度解析研究等		①プラント構成機器の信頼性の研究
42					②信頼度解析研究
43					③定量的リスク評価研究
44			(4) 事故時対策に関する研究		①事故時対策用データバンクシステムに関する研究
45	②事故時放射性物質放出量解析システムに関する研究				
46	③環境放射能予測システムに関する研究				

図 3.4 我が国の原子力安全確保に反映すべき事項
(出典：日本原子力文化振興財団：原子力図面集(1992年改訂版))

3.2 Chernobyl 原子力発電所 4号機の事故 (Chernobyl 事故)

(1) 発電所の概要[36, 37]

Chernobyl 原子力発電所は、現ウクライナのキエフから北北西約 120 km に位置し、ドニエプル川に流入するプリピャチ川河岸にある。同発電所では、事故発生時、4 基の

原子炉が稼働中、2基が建設中であった。これらの原子炉は、黒鉛減速軽水冷却チャンネル型炉(RBMK)というタイプであり、旧ソ連特有の原子炉である。炉心の冷却には軽水を用いているが、原子炉の構造は軽水炉と異なり、黒鉛のブロックを積み重ね、そこに多数の圧力管(燃料チャンネル)を通して、その圧力管の中に燃料集合体を入れて冷却することで燃料からの熱を除去するという方式となっている。圧力管内で冷却水が沸騰し、蒸気と水の二相流となり、気水分離器に送られる。そこで分離された蒸気がタービンに送られ、水は主循環ポンプで原子炉へ戻される(図3.5参照)。こうした構造であるため、RBMKでは、圧力管の本数を増やすだけでプラントの大型化が容易に行えるという特徴を有している。また、この炉の特徴として運転中に燃料交換ができることもある。なお、Chernobyl-4号機は、RBMK-1000と呼ばれる第二世代型の原子炉であり電気出力は100万kWである。

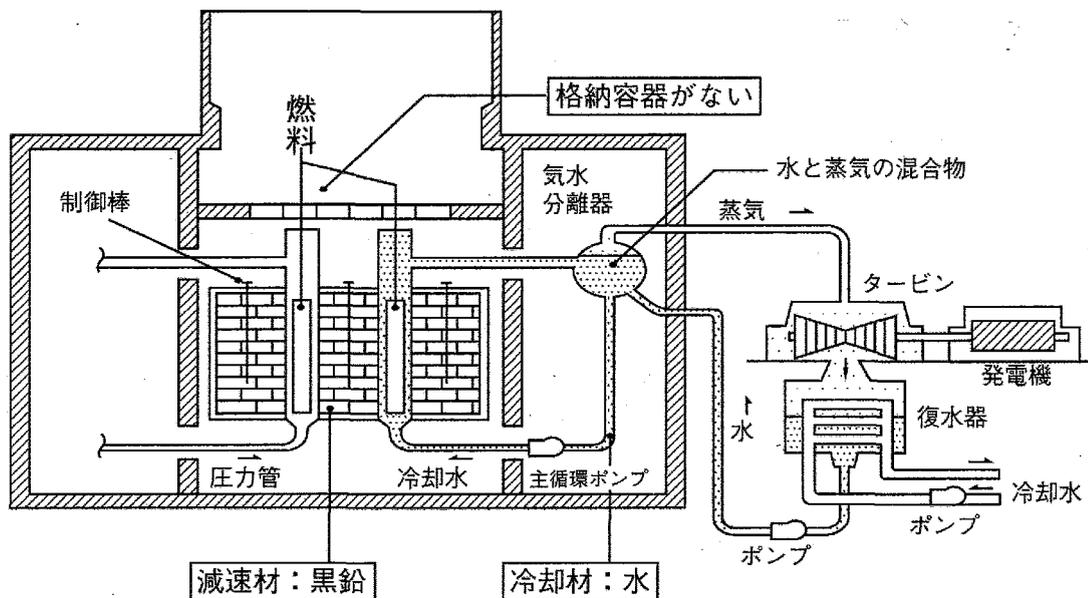


図 3.5 黒鉛減速軽水冷却チャンネル型炉の概念図

(出典：日本原子力文化振興財団：原子力図面集)

(2) 事故の概要^[34, 36, 37]

1986年4月25日、Chernobyl-4号機では保守のため原子炉を停止することとなっており、炉の停止前に、外部電源喪失時にタービン発電機の回転慣性エネルギーを利用してどれだけ所内電力を賄えるのかという試験を行う予定であった。この試験は、熱出力が100万kWないし70万kWに下がったところで行うことになっていた。4月25日深夜1時に出力低下を開始し、同日13時5分に熱出力が160万kW(定格の半分)になったため、2基のタービン発電機のうち1基を解列し、ECCSを待機状態から解除した。

予定では、出力低下をそのまま継続し、試験開始の熱出力まで下げるはずであったが、電力供給指令所の要請があり、その後約 9 時間にわたって熱出力 160 万 kW のまま運転を続けることとなった。そのため、試験は次の直に引き継がれることとなった。この時、ECCS は待機解除されたままになっていたが、これは運転規則違反であった。23 時 10 分に、出力低下を再開したが、制御方式を高出力領域から低出力領域に切り替える手順で目標値の設定を忘れるというミスがあったため、3 万 kW という予定よりはるかに低い出力まで低下してしまった。このため、運転員は、手動で制御棒を引き抜き出力の上昇を試みたが、出力の降下に伴って炉内に蓄積されたキセノンにより中性子が吸収されたことにより出力がなかなか上昇せず、4 月 26 日午前 1 時に 20 万 kW に戻すのがやっとであった。この炉では、70 万 kW 以下で運転を継続することが禁止されていたが、それにも拘らず、20 万 kW で試験を行うことが現場の判断で決定された。午前 1 時 3 分と 7 分に、運転中の主循環ポンプ 6 台（各グループ 3 台）に加えて各グループのポンプを 1 台ずつ起動させたため、炉心での冷却材流量が規定値を超え、その結果、蒸気ボイドが減少するとともに、気水分離器の蒸気圧力が低下した。このままでは気水分離器の水位と圧力の異常により原子炉が緊急停止してしまうので、それを避けるため、原子炉保護信号をバイパスして無効にした。運転員は、気水分離器の水位を回復させようとして給水流量を増加させた。そのため、低温の水が炉心に流入してボイドが減少し、原子炉出力がさらに低下した（正の反応度ボイド係数の効果による）。出力を維持するために、自動制御棒は上限位置まで引き抜かれ、また、運転員は手動制御棒を引き抜いた。この結果、反応度操作余裕が大きく低下した。1 時 23 分、運転員は、試験がうまくいかなかった場合に繰返し行えるよう、2 台のタービンが停止すると原子炉を自動停止させるようになっている安全保護信号をバイパスし無効にした。これは、運転規則だけでなく試験計画にも違反した行為であった。1 時 23 分 4 秒、第 8 タービン発電機の蒸気加減弁を閉じて試験を開始した。これにより、タービン発電機はコストダウン惰力回転となり、この発電機から給電されていた 4 台の主循環ポンプが回転数を落とし始め、炉心流量が低下し始めた。これに伴って、冷却材の温度が上昇して炉心ボイドが増加し、正の反応度フィードバック特性によって原子炉の出力が上がり始めた。1 時 23 分 40 秒、運転員は原子炉の緊急停止ボタンを押したが、出力は上昇し続けて暴走事故となった（旧ソ連の解析結果によれば、1 時 23 分 44 秒に原子炉出力は定格の 100 倍に達したと推定されている）。この結果、燃料が熔融破損し、圧力管はその急激な圧力上昇により破裂して、1 時 24 分頃、2 回の爆発が発生した。1 度目の爆発は出力の急激な上昇によって燃料が熔融飛散し圧力管に当たるとともに冷却材の水に接触して水蒸気爆発を起こしたものとみられ、2 度目の爆発音はジルコニウム-水反応でできた水素と空気の混合気体の爆発によるものとされている。爆発により、原子炉と建屋構造物のかなりの部分が破壊され、破損した黒鉛が飛び散ったため各所で火災が発生するとともに、燃料の一部は微粒子状態となって飛散し大量の放射性物質が環境に放出された。

(3) 事故による影響^[34, 36]

この事故により、4月26日から5月6日まで、放射性物質の環境への放出が続いたが、この間に放出された放射性物質の量は、希ガスが約5000万Ci、それ以外ではヨウ素131が炉内量の約20%、テルル、セシウムが10~15%、その他の主要な核種がそれぞれ2~6%であり、合計で3000~5000万Ciと推定されている。また、燃料は敷地内に炉内量の0.3~0.5%、20km以内に1.5~2%、20km以遠に1~1.5%が飛散したと報告されている。旧ソ連国内での放射能汚染状況については、30km圏内での空間線量率が事故後10日間以上にわたり自然放射線の1000倍以上のレベルとなっており、また、120km離れたキエフ市での空間線量率は、50日間経った時点でも、自然放射線の約100倍から10倍程度になった。土壌中の放射性物質濃度については、5月6日に1.5~30kmの土壌について分析が行われたが、ヨウ素、ルテニウム、セシウム等が検出された。また、ソ連各地で、事故後2~3日で牛乳中のヨウ素131の濃度が上昇し、5月1日には、放射性ヨウ素濃度が0.1 μ Ci/リットル以上の牛乳の摂取が禁止されたが、この時点で既に白ロシア（現ベラルーシ）南部でその10倍（1 μ Ci/リットル）程度の放射性ヨウ素が検出されていた。一方、葉菜類、食肉、魚等を含む食品からもヨウ素、セシウム、セリウム、ルテニウム等の放射性物質が検出された。

北西約5kmのプリピャチ市では、事故発生当初、市を避けた形で風が放射性物質を運んでいたが、その後、風向きの変化等により、放射性雲が市を覆い、汚染が進行した。4月26日夜、放射線レベルが上昇し始め、やがて、旧ソ連における避難レベル（全身75rem以上を受けるレベル）に達した。翌27日に大型バス約1000台を用いて約45000人が避難した。さらに、30km圏内では、事故後数日間に約90000人の住民が避難した。なお、外部被ばくに起因するがん発生での死亡者の予測される増加は、避難住民約13万5千人が今後70年間に自然発生がんで死亡する予想人数の1.6%以下と推定されている。

事故発生時、発電所敷地には444人の従事者がおり、一部の人々が過度の線量を被ばくした。これに加えて、消火活動のために現場にかけつけた消防士等が大量の放射線被ばくを受けた。事故発生から4時間後に救急班が、また、12時間後には内科、放射線科等の専門班が現地に到着した。事故数日後には、医師、看護婦等が多数動員され、治療、救助活動が行われた。急性放射線障害と診断された被災者は203人であり、事故当日に重度の火傷で死亡した1人と行方不明1人を含め死者総数は1986年8月21日時点で31人である。

(4) 事故の原因^[36, 37]

事故直後の1986年8月のウィーン会議における旧ソ連からの報告では、事故の主たる原因は、表3.1に示す「運転員の6つの規則違反」とされた。一方、この報告を受けて、IAEA事務局長への諮問機関である国際原子力安全諮問グループ(INSAG)は、同年9月に報告書INSAG-1「Chernobyl事故」^[38]を取りまとめ、運転員の規則違反とともに、

設計上の欠陥、即ち、正のボイド反応度効果や不十分な制御棒挿入速度などを、事故原因として指摘した。さらに、セーフティカルチャという新しい言葉により、旧ソ連の安全に対する意識の欠如を指摘した。

表 3.1 ウィーン会議報告で事故原因とされた「運転員による6つの規則違反」

No.	違反	動機	結果
1	制御棒が既定以上に引き抜かれ「反応度操作余裕」が許される値より著しく小さかった。	ゼノンオーバーライド(毒物効果)に対応するため。	原子炉の緊急停止機能が低下した。
2	出力が試験計画で指定された値より低かった。	局部自動制御を切った際の運転員のミスによる。	原子炉は不安定な状態に陥った。
3	待機中の主循環ポンプを起動し規定で定められている値を超える流量にした。	試験プログラムを実施するため。	冷却材温度が飽和温度に近くなった。
4	2基のタービン発電機の停止信号に基づく原子炉保護信号をバイパスした。	試験を繰り返し行う必要があるかもしれないと考えたため。	原子炉の自動停止の可能性を失った。
5	気水分離器の水位と蒸気圧に関する原子炉保護信号をバイパスした。	原子炉が不安定な状態でも試験を遂行しようとしたため。	試験開始前にこれらのパラメータによる原子炉の自動停止の可能性を失った。
6	最大の想定事故を保護するシステム(ECCS)が切り離された。	試験中に ECCS の誤作動を避けるため。	事故の規模を小さくする可能性を失った。

また、1986年11月の米国エネルギー省による報告書や、1987年5月の原子力安全委員会の事故調査特別委員会報告、1987年8月の国際会議でのカナダからの報告などにおいて、制御棒を挿入すると正の反応度が印加されるという、所謂、「ポジティブスクラム効果」(図 3.6 参照)の可能性が指摘され、旧ソ連も、1988年1月の報告「Chernobyl 事故:1年後」で公式に言及している。

1991年のシュタインベルク報告では、事故の主たる原因がポジティブスクラム効果にあり、「6つの規則違反」は実際には違反でなかったか、あるいは、違反であっても事故の進展への影響は少な

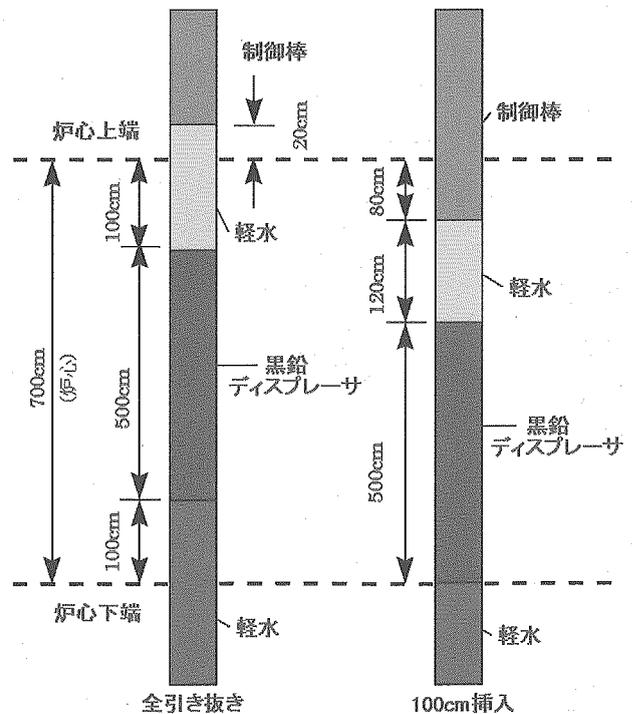


図 3.6 Chernobyl 発電所の制御棒[37]

かったとしている。また、同年のアバギャン報告では、事故はポジティブスクラム効果と、実験のために原子炉を認可された状態から外れた状況に至らしめた運転が相乗的に働いた結果としている。INSAG は、これらの報告を検討した上で、1992 年 11 月に報告書 INSAG-7「Chernobyl 事故：INSAG-1 の改訂」^[39]を取りまとめ、この中で、運転計画からの逸脱及び設計上の欠陥（正のボイド度反応度係数、ポジティブスクラム効果など）を事故原因として言及するとともに、幾つかの前兆事象を取り上げて適切な改善策が講じられなかったことを指摘した。運転員の規則違反については、その一部は違反でなかったとした一方でセーフティカルチャの欠如が重大な問題であると強く指摘した。「6つの規則違反」に対する INSAG-7 の見解は以下の通りである。

- ・違反 1（反応度操作余裕の著しい低下）：違反ではあるが、それ以上に反応度操作余裕を下げることの危険性が運転員に伝えられていなかったことが重要な問題である。
- ・違反 2（計画値以下での低出力）：低出力運転は禁止されておらず規則違反ではない。むしろ、低出力運転に関する規定がなかったことが問題である。また、計画通りの出力維持に失敗したためその場で計画を変更して試験を強行したことに対して強く批判している。
- ・違反 3（規定値以上の流量）：規則違反である。また、ボイド反応度係数が正であるという原子炉の特徴を考えると、こうした状況は避けなければならないものであるにも拘らず運転員に認識されていなかったという点でセーフティカルチャの欠如と言わざるを得ない。
- ・違反 4（タービン発電機停止による原子炉停止信号のバイパス）：低出力運転時に要求された手順であり、規則違反ではない。
- ・違反 5（気水分離器水位・圧力による原子炉停止信号のバイパス）：水位による原子炉停止信号が完全に切られていたわけではなく、また、圧力についても設定値の変更が許可された手順であるため、規則違反ではない。また、事故の発生や進展に影響していない。
- ・違反 6（ECCS の切離し）：ECCS 自動起動のブロックは技師長の権限に委ねられており、技師長の許可を受けた上で試験計画に従った操作であったため、運転規則違反ではない。しかし、長時間にわたって ECCS ブロックする必要はなく、セーフティカルチャの欠如と言える。

(5) 事故による教訓^[34, 37]

上に述べたように、この事故は、正のボイド反応度係数やポジティブスクラム効果といった RBMK 型原子炉の設計上の欠陥、規則違反や運転計画からの逸脱などによるものであり、ハード面で軽水炉において直ちに反映すべき教訓はないと判断された。しかし、ソフト面については、セーフティカルチャという言葉が新たに生まれ、正しい操作の励行だけでなく、安全を優先する雰囲気づくりやプラント管理のあり方などの重要性が国

際的に強調された。

また、事故の通報及び防災対策についても大きな教訓が得られた。当時の旧ソ連においては、共産党によるメディア規制が厳しく、この事故の通報は適切になされなかった。4月28日、放出された放射性物質が国境を越えて、まず、スウェーデンで検出されたことで世界各国に、所謂、この事故の第一報が流れ（正確には、旧ソ連の原子力施設で事故があったらしいという推測情報）、その後、旧ソ連側が正式に公表するに至った。また、公衆への情報伝達も適切に行われず、近隣地域からの避難が遅れた。こうしたことから、国際的に、事故の早期通報と時宜を得た防災対策の実施の必要性が認識され、IAEAでは、2つの国際条約（早期通報条約及び支援条約）を制定すると共に、緊急時対応システムの整備に着手した。

この他、RBMK及び旧ソ連型PWR（VVER）に対する安全性向上を目的とした国際的な協力がIAEA及び欧州連合（EU）などの国際機関をはじめ、日本や欧米の原子力先進国により進められることとなった。例えば、我が国では、旧ソ連の発電所への配管漏えい異常検知システムやシミュレータの設置、旧ソ連、中国、東欧諸国の原子力関係者を対象としたセミナーや研修などの技術交流等が開始された。

3.3 その他の原子炉事故

TMI事故、Chernobyl事故は極めて重大な事故であるが、これら以外にも、燃料の溶融、安全設備の著しい損傷あるいは安全機能低下等を引き起こした事故がいくつか発生している。以下では、その中でも特に重要と考えられる事例について簡単に述べる。

(1) 英国 Windscale 原子炉での燃料溶融・黒鉛火災^[32, 40]

Windscale 炉はプルトニウムを生産する目的で建設された黒鉛減速空気冷却型の原子炉である。黒鉛は、原子炉において低い温度で使用すると「ウィグナーエネルギー」と呼ばれるエネルギーが蓄積するので、適当な間隔で黒鉛の温度を上昇させてこのエネルギーを放出する作業が必要である。1957年10月7日午後から、ウィグナーエネルギーを放出させるための作業が行われていたが、その過程で、温度計の設置に問題があったため、加熱のタイミングが速すぎて黒鉛を過熱させた。これにより、ウィグナーエネルギーが急激に放出され炉心の温度が急上昇した。その結果、複数の燃料棒が溶融し、黒鉛の燃焼・火災が発生した。この原子炉には、放射性物質の放散を防止する障壁がほとんどなく、炉心から放出された放射性物質の大部分がそのまま環境に放出された（ヨウ素約20000 Ciと推定されている）。この事故により、従業員14名が、国際放射線防護委員会の許容レベル（3 rem）を上回る全身被ばくを受けた。また、周辺地域（200平方マイル）では、牛乳の出荷が禁止された。事故の後、隣接する2号炉の運転も停止され、

事故を起こした 1 号炉とともに廃炉となった。

(2) 米国 SL-1 原子炉での出力暴走^[32, 41]

SL-1 は軍事用実験炉（軽水炉）である。1961 年 1 月 3 日、原子炉停止中、3 名の保修作業員が原子炉の起動に向けて制御棒を駆動機構に接続する作業を行っていた。5 本の制御棒のうちの 1 本が引き抜かれたため、反応度が急激に添加され原子炉が暴走状態となった。その結果、原子炉圧力容器及び炉心は殆ど完全に破壊され、作業員は 3 人も死亡した。直接の死亡原因は爆発によるものであったが、現場での放射線量は致死量に達していた。制御棒の引き抜きは、作業員が自殺を企て故意に行ったという説が出て話題となった（真相は不明）。この事故は **one rod stuck margin**（反応度価値の最も大きい制御棒 1 本が完全に引き抜かれても残りの制御棒で炉心を未臨界に維持できること）の基準（安全設計審査指針）策定のきっかけとなった。

(3) 米国 Browns Ferry 発電所 1 号機(BWR)での火災^[42]

1975 年 3 月 22 日、格納容器貫通部の漏えい検査を行っていた際、検査に用いていたローソクの火が貫通部のシール材（ポリウレタン）に引火した。結果的にケーブル分配室と原子炉建屋の 2 カ所で火災が発生した。ケーブル分配室の火災は約 4 時間で鎮火されたが、原子炉建屋の火災の消火には 7 時間以上を要した。数多くのケーブルが焼損し安全設備や機能が影響を受けた。特に電気／制御機器が利用できなくなったため、一時は炉心冷却が不十分な状態になるなど極めて深刻な事態となったが、運転員の適切な対応措置により大事には至らなかった。多重の炉心冷却系の機器が同時に利用不能となったことで、機器の物理的分離及び隔離に関する設計基準を再検討する必要性等が認識された。なお、我が国ではこの火災事故を契機に、火災に対する設計上の問題点を見直し、1980 年 11 月、「発電用軽水型原子炉施設の火災防護に関する審査指針」が策定された。

(4) 東独（現ドイツ）Greifswald 発電所 1 号機(VVER)での火災^[43]

1975 年 12 月 7 日、スイッチギア室で回路短絡が起こり火災となった。約 2 時間 30 分後には鎮火されたが、数多くのケーブルが焼損した。原子炉はスクラムし、その後蒸気発生器(SG)による自然循環冷却が行われ炉心での崩壊熱が除去された。しかし、ケーブルの焼損により補助給水系が作動不能となり、SG が枯渇して一次系の冷却ができなくなったため、一次系圧力が上昇し加圧器安全弁が開いた。さらに、この安全弁は完全に閉じず一次冷却材が流出して圧力が低下したため非常用炉心冷却系が作動した。隣接する 2 号機からの電力供給により、補助給水系を起動させ炉心の冷却を行った。この事故は 1990 年 2 月に IAEA の重要事象評価チームによって明らかとされた。

(5) チェコスロバキア（現スロバキア）Bohunice A1 発電所(ガス炉)での燃料溶融^[44]

1977 年 2 月 22 日、出力運転中に燃料交換を行っていたところ燃料チャンネル 1 本の

閉塞が起こり、原子炉冷却材（炭酸ガス）の供給が不十分となったため、燃料集合体が過熱され溶融に至った。さらに圧力管が破損して重水減速材が漏れ出した。閉塞の原因は運転員が新燃料から湿分吸収材を取り除かずに炉心に装荷したことによるもので、燃料集合体の組立後に行われた検査が不十分であったことに起因する。この事故による放射性物質の放出はなかったが、当該原子炉は永久停止となった。

(6) 米国 Davis Besse 発電所(PWR)での給水喪失及び加圧器逃し弁開固着^[45]

1977年9月24日、試運転中、給水制御系の故障により蒸気発生器(SG)への注入弁が閉止した。その結果、SG水位が低下し一次系の温度・圧力が上昇した。これに伴い加圧器逃し弁(PORV)が9度にわたって開閉を繰り返し、その後開固着した。PORVからの冷却材流出により加圧器逃しタンクが満水状態となってラプチャーディスクが吹いた。その後、一次系内で蒸気が発生し始めたため、加圧器への冷却材流入量が急増し加圧器水位は上昇した。事象開始から21分後に運転員はPORVの開固着に気づき加圧器元弁を閉止した。この事象は、給水喪失とその後のPORV開固着と続いたシナリオが1979年のTMI事故の初期と類似していることから、TMI事故の予兆事象と言われている。

(7) 仏国 Saint Laurent 発電所 2号機(ガス炉)での燃料溶融^[46]

1980年3月13日、燃料カートリッジの交換準備中、一次冷却系に異物が混入し燃料チャンネルが部分的に閉塞した。このため炭酸ガスによる燃料冷却ができなくなり、燃料カートリッジの温度が急激に上昇し燃料が破損・溶融した。その結果、原子炉冷却系内の放射能濃度が急激に上昇したため原子炉が自動停止した。環境に放出された放射性物質は、希ガス約2.2 Ciとされている（この他の放射性物質の放出はなく周辺住民への影響はなかった）。この事故の後約2年半にわたり同発電所は停止したままとなった。

(8) 米国 Browns Ferry 発電所 3号機(BWR)でのスクラム失敗^[47]

1980年6月28日、計画保守のための原子炉停止に向けて、原子炉出力は約35%まで下げられていた。運転員は原子炉を停止させるため手動スクラムボタンを押して全制御棒を挿入させようとした。炉心西側の92本の制御棒については1本を除き全挿入されたが、東側の制御棒は93本中75本が完全挿入に失敗した。2度目及び3度目のスクラム操作でもそれぞれ59本、47本が挿入できなかった。4度目の自動スクラムで全ての制御棒が挿入されたが、最初のスクラム失敗から14分以上経過していた。スクラム失敗の原因は東側のスクラム排出ヘッド(SDV)に水が溜まっていたことによる。この事象ではSDVからスクラム排出計測容器(SDIV)への排水流量がSDIVからのドレン流量より少なかったため、SDIV水位が正常値を表示していたにも拘らずSDVには水が溜まっていた。

(9) 米国 Surry 発電所 2号機(PWR)での給水管破断^[48]

1986年12月9日、定格出力運転中、主蒸気隔離弁が閉止し蒸気発生器(SG)の圧力が

上昇して気泡が潰れたため、SG 水位が低下し原子炉がスクラムした。その直後、主給水ポンプ吸込側配管が破損し、そこから高温水が蒸気となって噴出した。付近にいた 8 人の作業員が高温蒸気を浴びて火傷を負い、そのうちの 4 人が死亡した。配管破断の原因は、腐食/浸食による著しい減肉である。

(10) スペイン Vandellos 発電所 1 号機(ガス炉)での火災^[49]

1989 年 10 月 19 日、定格出力の 80%で運転中、タービン発電機の軸の振動が激しくなりタービンがトリップした。その直後、励磁機から漏れ出していた水素が燃焼し潤滑油に引火して火災となった。運転員は、水素燃焼に気づき直ぐに原子炉を手動で停止した。所内及び所外の消防隊の消火作業により、火災は約 4 時間後に下火となり、さらにその 2.5 時間後に完全に鎮火された。この火災によって、タービン発電機とその補助設備、主復水器と循環水系、ケーブル等が損傷した。特に、循環水系の配管が破損し約 650000 ガロン(2400 m³)の海水が流入するとともに、約 350000 ガロン(1600 m³)の消火水が散水されたことにより、主冷却ポンプ区画が水浸しとなり使用不能となった。また、ケーブルの損傷により、4 基の炭酸ガスブロウのうちの 2 基が使用不能となった。

(11) 米国 Salem 発電所 2 号機(PWR)でのタービンミサイルと火災^[50]

1991 年 11 月 9 日、定格出力運転中、タービン保安装置の性能確認試験を行っていたところ、軸受油圧低によりタービンがトリップし原子炉がトリップした。主蒸気止め弁やガバナー弁等は閉止したが、直ぐに軸受油圧が正常値に戻ったため、主蒸気止め弁等 20 個の弁が再開した。タービントリップ発信から 27 秒後、主発電機遮断器が開き負荷が遮断されたが、タービントリップ電磁弁と過速度保護装置が試験のためバイパスされており、また、タービン保安装置の圧力保護スイッチが故障したため、タービントリップ信号が発信されず、タービンは無負荷状態のまま過速度運転状態となった。その結果、タービンの回転数が通常の 1.5 倍以上となり、タービン軸が激しく振動し、タービンブレードが破損した。破損したブレードはミサイルとなってタービンケーシングを貫通し、主復水器細管を切断した(図 3.7 参照)。また、タービン軸の激しい振動により、発電機冷却用水素と軸受オイルの

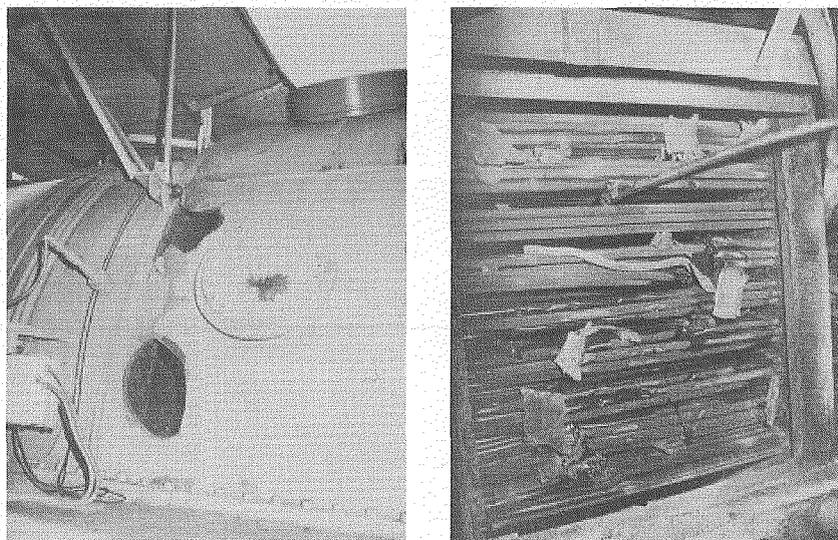


図 3.7 タービンケーシング(左)及び主復水器(右)の損傷状況

シールが損傷し、水素が漏れ出してオイルに引火し火災となった。火災は約 20 分で鎮火した。なお、同様の事象が、1993 年 12 月 25 日に、米国 Enrico Fermi 発電所 2 号機(BWR)でも発生している[51]。

(12) スウェーデン Barsebaeck 発電所 2 号機(BWR)での ECCS ストレーナ閉塞[52]

1992 年 7 月 28 日、プラント起動操作中、ドライウエル内で、主蒸気安全弁が吹き、噴出した蒸気により周辺設備の保温材約 200 kg が脱落して吹き飛ばされた。そのうちの約 100 kg は、サブプレッションプールに流れ込んだ。原子炉はスクラムし、高圧注入系、炉心スプレー系、格納容器スプレー系のポンプが自動起動した。サブプレッションプール内には 5 基のストレーナが設置されていたが、そのうちの 2 基が保温材により目詰りを起こしたため、炉心スプレー系と格納容器スプレー系のポンプ吸込流量が低下した。約 1 時間後、運転員は、ストレーナの差圧が大きくなりポンプがキャビテーションの兆候を示していることに気づき、ストレーナ部での流れを逆流させ、目詰りを解消した。この事象を契機に、各国でストレーナ閉塞の可能性を評価するとともにストレーナの大型化などの対策が講じられることとなった。

(13) インド Narora 発電所 1 号機(CANDU)での火災と停電[53]

1993 年 3 月 31 日、定格の 80%出力で運転中、タービン建屋における爆発音と発煙が観測された。タービンがトリップしたため、運転員は、直ぐに主停止系と二次停止系を作動させた。運転員は煙が充満した中央制御室から避難し緊急時制御室に移動してプラントの監視を行った。約 10 分後、電力ケーブルの焼損により発電所は停電状態となった。この停電によりホウ酸水注入系が作動しなかったため運転員は手動でホウ酸注入を行った。蒸気発生器への給水も停止したため、運転員はディーゼル駆動の消火ポンプにより給水を行い自然循環による炉心冷却を確保した。消火には 2 時間、煙の除去にはさらに 4 時間を要した。火災は、タービンの振動により漏れ出た発電機冷却用水素が燃焼し、電力ケーブルやオイルに引火したことによるものであった。なお、非常用ディーゼル発電機は起動したが、電力ケーブルが焼損したため電力を供給できなかった。結局、約 17 時間にわたって所内の全電源が喪失した。

(14) 米国 Davis Besse 発電所(PWR)での原子炉圧力容器上蓋損傷[54]

2002 年 3 月、燃料取替停止中の検査で認められた原子炉圧力容器(RPV)上蓋貫通ノズルの亀裂に対する修理を行っていたところ、ノズル周辺の上蓋金属材(低合金鋼)に著しい減耗(ウェステージ)が見つかった。この減耗は、ノズルの亀裂から漏れ出た一次冷却水中のホウ酸の堆積による腐食が原因であった。減耗部の大きさは、長さ約 5~7 インチ(127~178 mm)、最大幅 4~5 インチ(102~127 mm)であり、その一部では肉厚約 6.5 インチ(165 mm)の上蓋金属材が完全に喪失しており、厚さ 3/8 インチ(9.5 mm)の内張により原子炉冷却材圧力バウンダリが維持されている状態となっていた(図 3.8 参照)。

上蓋の検査や洗浄が十分に行われていなかったこと、格納容器エアクーラ及び放射線モニタのフィルタにホウ酸や腐食生成物の蓄積が認められていたにも拘らずその発生源の特定を行わなかったため上蓋の腐食を見つける機会が見逃されたことなど、Davis Besse における運転管理上の問題が指摘された。

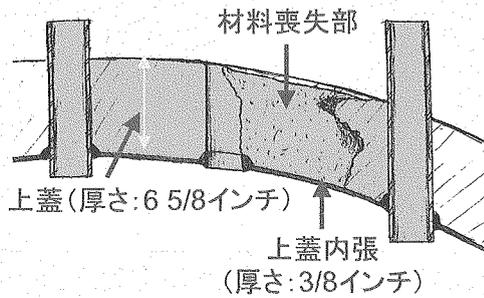


図 3.8 原子炉圧力容器上蓋の
損傷状況^[54]

4. 原子炉以外の原子力施設の事故

原子炉以外の原子力施設の事故としては、1999年9月に発生したJCO事故をはじめとする臨界事故（JCO事故を含めて22件）の他、1957年に旧ソ連のKyshtymで発生した高レベル廃液貯槽の爆発事故などがある。以下では、JCO事故とその他の臨界事故、及び、Kyshtymの事故をはじめとする再処理施設での爆発事故について述べる。

4.1 JCO事故とその他の臨界事故

(1) JCO事故^[5]

1999年9月30日、硝酸ウラニル溶液の均一化を行うために100 l容量の沈殿槽に注入していたところ、同槽内の硝酸ウラニル溶液が臨界に達し警報装置が吹鳴した。最初に瞬間的な激しい核分裂反応が起こり、その後、緩やかな核分裂反応が継続した。臨界を停止させるために、沈殿槽外周の冷却水ジャケットから水の抜き取りが行われ、さらに、臨界停止を確実にするために、ホウ酸水が沈殿槽内に注入された。結果的に、約20時間にわたって臨界状態が継続した。事故発生時、沈殿槽の区画には3人の作業員がいたが、そのうちの2人は硝酸ウラニル溶液を沈殿槽に注入する作業を行っていた。この作業で取り扱っていたのは、濃縮度18.8%で濃度370 gU/lの硝酸ウラニル溶液であり、沈殿槽内には約45 l（ウランの質量：約16.6 kg）が注入されたものと推定されている。沈殿槽から採取された硝酸ウラニル溶液を分析した結果、この臨界による核分裂総数は 2.5×10^{18} と推定された。この事故により、3人の作業員が大量の放射線量を被ばくし（16～20 GyEq以上、6～10 GyEq、1.0～4.5 GyEq）、そのうちの2人が死亡した。この他、ホールボディカウンタなどによる実測線量の評価から、事故発生時に敷地内にいた従業員56名、事故直後に作業員の救助にあたった消防士3名、臨界停止のための作業従事者24名、敷地近傍にいた一般住民7名、放射線モニタリング等防災業務従事者57名の被ばくが確認されている。また、行動調査に基づく被ばく線量の推定により、約300名の周辺住民とJCO社員の被ばくが確認されている。施設の敷地境界から350 m以内の住民に対しては避難要請が出され、さらに、10 km圏内の住民に対して屋内退避が勧告された。

この事故の直接の原因は、「本来、使用目的が異なり、また臨界安全形状に設計されていない沈殿槽に、臨界質量以上のウランを含む硝酸ウラニル溶液を注入したこと」とされている。沈殿槽は、粗八酸化三ウラン(U_3O_8)を溶解・精製して純度を高める工程（精製工程）において使用されるものであり、精製 U_3O_8 を再溶解して硝酸ウラニル溶液を製造する工程（製造工程）での使用を目的としていなかった（図4.1参照）。また、沈殿槽の臨界管理制限値は、濃縮度16-20%のウランに対し2.4 kgUであったが、事故時の注入量は約16.6 kgUであった。さらに、質量制限値は定められていたものの濃度制限値が

規定されていなかったことや、以前から貯塔（全濃度臨界安全形状容器）を用いて行っていた溶液の均一化の際に臨界質量を超えても臨界に至らなかったことが、非安全形状である沈殿槽を均一化作業に使用しても問題ないと錯覚した要因と考えられている。また、これを招いた要因として、作業工程、運転管理、技術管理、経営管理、許認可、及び、安全規制に関する問題点が指摘されている（表 4.1）。

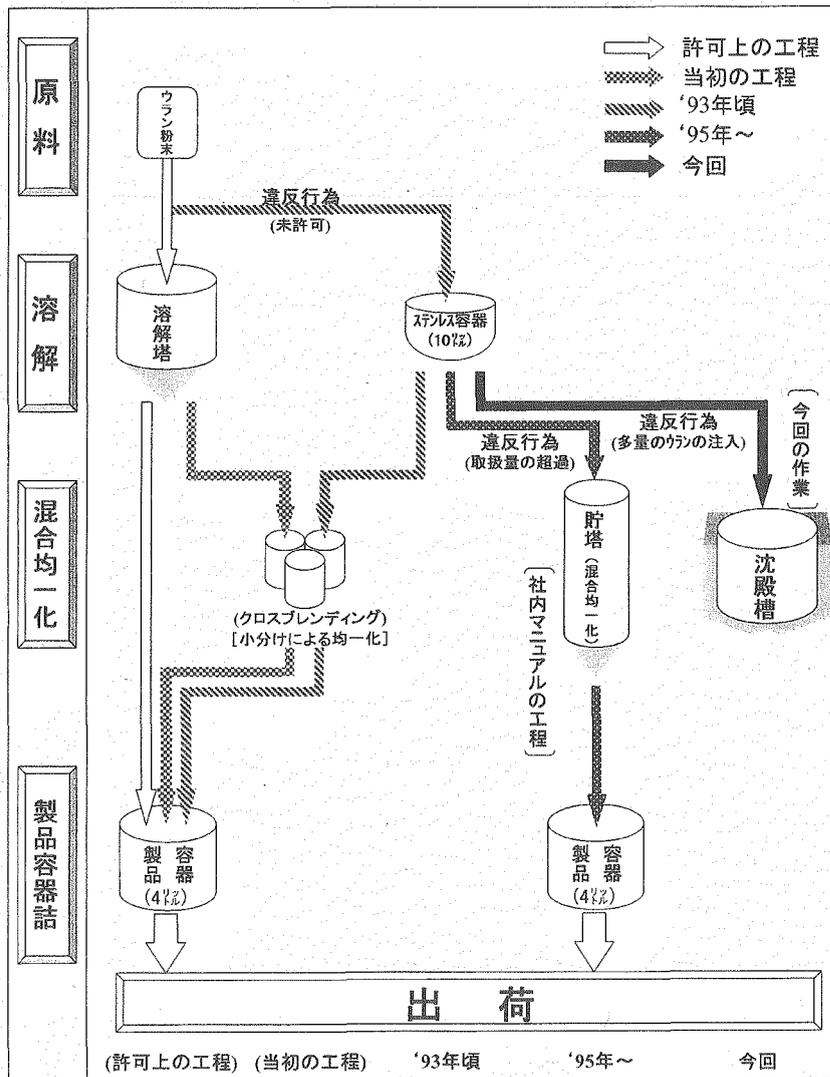


図 4.1 JCO での硝酸ウラン溶液製造工程の変遷^[56]

なお、この事故を契機に、我が国における原子力防災対策の見直しが行われ、初期動作などにおける国、自治体の連携強化、原子力災害の特殊性に応じた国の緊急時対応体制の強化、原子力事業者の防災対策上の責務の明確化等を図るために原子力防災特別措置法が新たに制定されるとともに、原子力施設の立地点に緊急事態応急対策拠点施設（オフサイトセンター）が設置された。

表 4.1 「ウラン加工工場臨界事故調査委員会」により指摘された問題点^[56]

指摘された問題点	具体的内容
作業工程上の問題点: 精製 U_3O_8 を再溶解し、その硝酸ウラニル溶液を均一化する作業工程が適切でなかった。	<ul style="list-style-type: none"> 硝酸ウラニル溶液の生成では溶解塔の使用が想定されていたにも拘らず 10l 容量のステンレス鋼製容器を使用していた。 規制当局に申請せず溶液の均一化作業を行っていた上、作業効率を上げるためにクロスブレンディングから貯塔の利用、さらには沈殿槽の使用へと作業形態が変更していった。
運転管理上の問題点: 安全運転の要件であった臨界管理上の質量制限値を超える作業を行った。	<ul style="list-style-type: none"> 許認可申請内容及び保安規定に違反して沈殿槽を使用する場合の質量制限値を超える作業を行った。 貯塔による 6-7 バッチの処理は許認可上の規定を逸脱するものであった。
技術管理上の問題点: 作業手順書／指示書の作成や改訂に当たって、安全管理の責任者や核燃料取扱主任者の承認を得るなどの適正な手続きが定められていなかった。	<ul style="list-style-type: none"> 溶液の均一化に沈殿槽を利用することの適否に関し提案の段階でチェックするシステムがなかった。 作業指示書には沈殿槽の使用に関する記述はなく、また、手順書では均一化に貯塔を用いることとなっていたが、安全管理の責任者や核燃料取扱主任者の承認を得ずに沈殿槽を使用した。
経営管理上の問題点: 当該作業が、社内の主要業務の作業に比べて小規模かつ非定常的で特殊なものであったにも拘らず、その特殊性に関する配慮が十分でなかった。	<ul style="list-style-type: none"> 事故発生時に行われていた硝酸ウラニル溶液の製造は、日数がかかる一方で頻度も少ないという特徴があり、作業自体に関する経験も知識も十分ではなかった。 臨界管理についても、濃縮度 5% 以下のウランを扱う主要業務とは本質的な違いがあるにも拘らず、製造工程や設備の利用において特別な配慮がなされていなかった。
許認可上の問題点: 安全審査及び設工認審査において溶解工程に関する記述が必ずしも十分とはいえない	<ul style="list-style-type: none"> 許可申請書において再溶解工程で用いる溶解塔は質量管理を基本とした形状管理を行うとしているがその理由が明示されていなかった。 均一化工程については、許可申請書、設工認申請書に記載されておらず、申請後に当該工程を追加することとなったのであれば、その時点で加工方法の変更申請を行うべきであった。
安全規制上の問題点: 保安規定の遵守状況などをチェックするための規制当局による点検が有効でなかった。	<ul style="list-style-type: none"> 規制当局は、保安規定の遵守状況に関する調査や巡視による検査を行ってきたが、当該プロセスの運転が不定期であったこともあり停止期間中に検査が行われる結果となった。

(2) その他の臨界事故^[55]

JCO 事故以前に、海外の核燃料施設において発生した 21 件の臨界事故（米国 7 件、英国 1 件、ロシア 13 件）が報告されている。これら 21 件のうち 5 件の事故により、運転員や作業員 7 名が死亡した他、視力が喪失したり、足を切断したり、放射線障害を被ったものもある。21 件の事例の概要を表 4.2 に示す。21 件のうち、作業員の死亡を伴った事例は 5 件あり、死亡者総数は 7 名となっている。特に、1958 年に旧ソ連（ロシア）の Mayak で発生した臨界事故（表 4.2 における事例 3）では、作業員 3 名が死亡し、1 名が失明する結果となり、最も人的被害の大きかった臨界事故である。

表 4.2 海外の核燃料施設において発生した臨界事故の概要

<p>事例 1: Mayak 産業体(ロシア), 1953 年 3 月 15 日発生, 核分裂数: 2.5×10^{17}, 継続時間: 不明 照射済天然ウラン燃料の処理により生じた硝酸 Pu 溶液 26l(Pu 含有量 650g)を, セル内の 40l 容量の非安全形状容器 2 基からセル外の容器に移送するために真空設備に接続した。しかし, 実際には 31l の溶液が移送された。移送終了後ホースを切り離れたところ, 泡が確認されたため再接続した。この時, 受け側から送り側へ溶液が逆流した。作業員 2 人が 1000rad, 100rad の線量を被ばくした。原因は予定よりも多くの Pu 溶液が非安全形状容器に移送されたことによる。</p>
<p>事例 2: Mayak 産業体(ロシア), 1957 年 4 月 21 日発生, 核分裂数: 2×10^{17}, 継続時間: 10 分 作業員が規定から逸脱した操作を行った結果, 3.4kg のシュウ酸塩の沈殿物が 100l 容量のプロセス容器内に蓄積し臨界に達した。放射線モニタがなく, いつ臨界となったかは分からなかったが, フィルタ材が変形し沈殿物からガスの放出が認められた。溶液の一部が容器から流れ出たため核反応は停止した。作業員 1 人が 12 日後に死亡し, 5 人に放射線傷害が認められた。原因は作業員による規定違反が重なったことによる(設備の定期洗浄を行わず, ウラン計量時にエラーを犯し, プロセス容器温度をモニタせず, フィルタをチェックしなかった)。</p>
<p>事例 3: Mayak 産業体(ロシア), 1958 年 1 月 2 日発生, 核分裂数: 2.3×10^{17}, 継続時間: 短時間 実験終了後, 作業員 4 人は溶液の排水を速めようとして, 固定ボルトを取り外し, 3 人でタンクを傾けた。この時, 溶液の幾何形状が臨界条件を満足しエクスカージョンが起こった。スパイクが発生し, その結果, 溶液の一部がタンクから放出され臨界が停止した。5-6 日後, 作業員 3 人が死亡し, 1 人は失明した。原因は作業員が重大な手順違反を犯した(固定ボルトを取り外し溶液の入ったタンクを傾けた)ことによる。</p>
<p>事例 4: Oak Ridge, Y-12 化学工場(米国), 1958 年 6 月 16 日発生, 核分裂数: 1.3×10^{18}, 継続時間: 18 分 設備変更と核物質のインベントリ検査が行われており, ウラン溶液の貯蔵配管群等について, 分解, 洗浄, 再組立及び漏えい試験が要求されていた。この時, 上流区画では運転が再開されていた。設備間を結ぶ配管上の弁が漏えいしていたため, ウラン溶液が運転中の区画から漏えい試験中の区画に流入し貯蔵配管に蓄積された。貯蔵配管の漏えいの有無を確認し, 試験水の排水を始めたところ, 蓄積していたウラン溶液が, 非安全形状の容量 208 ドラム缶に流入し臨界となった。その後 2-3 分間激しく振動したが, 試験水の流入が続いたため核反応は徐々に低下し約 20 分後には停止した。臨界発生時の溶液は 56l で約 2.1kg の ^{235}U が含まれていた。8 人の作業員が被ばくした(28.8-461rem)。原因は, 弁の漏えいにより蓄積していたウラン溶液が非安全形状のドラム缶に流入したことによるが, 隣接区域において異なる臨界安全制御(管理制御と形状制御)が行われていたことや, 前の当直が溶液の漏えいを運転日誌に記さなかったため次の当直はその事実を知らずに試験水を排出させたことが寄与している。</p>
<p>事例 5: Los Alamos 研究所再処理工場(米国), 1958 年 12 月 30 日発生, 核分裂数: 1.5×10^{17}, 継続時間: 2 秒 インベントリ検査の過程で, Pu 含有固形物が, 希釈水と有機溶液の入った大容量容器に洗い落とされ, さらに, 希釈水を取り除いた後, 硝酸洗浄液を含む約 200l の溶液が容量 850l のタンクに移送された。タンクには, 約 295l の水-有機物エマルジョンが入っており, 硝酸が添加されたことにより液相が分離した。下部の水相(330l)には 60g の Pu が, また, 上部の有機相(160l)には 3.27kg の Pu が含まれていた。この時, 有機相厚さは臨界厚さよりわずかに薄く未臨界状態にあった。しかし, タンク内の溶液を混合させるために作業員が攪拌機を起動させたことにより, 有機相中央部の厚さが臨界厚さを超えスパイクが発生した。その後も攪拌機が作動し続けたため水相と有機相が混合し臨界が停止した。作業員は 120(±60)Gy の線量を被ばくし 36 時間後に死亡した。また, 救助に行った 2 人も 1.3Gy, 0.53Gy の線量を被ばくした。原因は, 作業員の手順違反によるもので, 容器洗浄の際に, Pu を多量に含んだ固形物を希釈水と有機溶液の入った大きな容器に洗い落としたことによる。</p>
<p>事例 6: Idaho 化学処理工場(米国), 1959 年 10 月 16 日発生, 核分裂数: 4×10^{19}, 継続時間: 20 分 約 170g/l の硝酸ウラニル溶液(93%濃縮 ^{235}U)が貯槽群に収められ, いくつかはほぼ満杯の状態にあった。排出前にサンプリングを行うこととなったが, 再循環混合用のポンプが動作不能であったため空気スパーラインが用いられた。空気スパーによる攪拌の際, 空気の勢いが激しかったために, 貯槽に空気が入りすぎてサイホン作用が始まった。その結果, 15 分間にわたり約 200l の溶液(34kg の ^{235}U)が貯槽群から 19000l 容量の廃液タンクに流入し臨界に達した。その後も小さなパルスが発生し沸騰に至った。核分裂反応は約 20 分間続いた。タンク内溶液の約半分(約 400l)の水が蒸発して流れ出た後, 未臨界状態となった。嚴重な遮へいにより作業員は直接の放射線被ばくを受けずに済んだが, 核分裂生成物のベントにより作業員 2 人が被ばくした(0.5Gy と 0.32Gy)。原因は, 高濃縮ウラン溶液の攪拌中に空気が入りすぎ, 溶液が安全形状の貯槽群から非安全形状の廃液タンクに流入したことによる。作業員は, 空気供給量計測用の圧力計が故障し代替の圧力計が設置されていたことを知らず密度計の表示を頼りに弁を操作して空気が入りすぎた。</p>

表 4.2 海外の核燃料施設において発生した臨界事故の概要 (つづき)

<p>事例 7: Mayak 産業体(ロシア), 1960 年 12 月 5 日発生, 核分裂数: 10^{17}, 継続時間: 短時間</p> <p>溶液サンプルの化学分析と体積測定により Pu 質量が測定されたが, プロセス記録が十分に管理されておらず, また, 質量誤差が手順書の許容値を超えていた。作業員は, 40l 容量のプロセス容器に対する質量分析の異常に気づいたが, 結果を確認せず溶液を移送したところ非安全形状の同容器で臨界となった。1 回目のスパイクにより溶液が流れ出たため核反応は停止した。その後, 作業員が真空設備のスイッチを切ったため, 溶液が逆流し再びスパイクが発生した。数人が最大 5rad の線量を被ばくした。原因はプロセス管理の不徹底(不十分な記録, 質量誤差に関する規定違反)と作業員の不注意(疑いを持ちながら確認せず溶液を移送したことが重なったことによる。</p>
<p>事例 8: Idaho 化学処理工場(米国), 1961 年 1 月 25 日発生, 核分裂数: 6×10^{17}, 継続時間: 2-3 分</p> <p>未照射濃縮ウラン(90%濃縮)のスクラップを処理中, 蒸発缶の溶液中ウラン濃度が増加したため一部を貯槽に汲み出そうとしたがうまくいかなかった。作業員は, その原因を取り除くために, 除染用配管を通して空気圧をかけ水を流した。その後, 作業員が同配管の弁を閉止する前に, 別の作業員がポンプを作動させ吸込弁を開いたため, 加圧空気が蒸発缶に流れ, ウラン溶液を蒸発缶下部(安全形状)から蒸気離脱部(非安全形状)へ押し出し臨界に達した。空気が蒸気離脱部を通り抜け, 溶液が下方に移動したため未臨界となった。作業員の最大被ばく線量は γ 線で 55mrem であった。原因は, 加圧空気が蒸発缶に流入し非安全形状の部分にウラン溶液を押し上げたことによるが, 加圧空気の流入は, 作業員間の連絡・確認が不十分であったことに起因する。</p>
<p>事例 9: Siberian 化学工場(ロシア), 1961 年 7 月 14 日発生, 核分裂数: 1.2×10^{15}, 継続時間: 短時間</p> <p>事故の2週間前, 気体状六フッ化ウランの凝縮に用いる液体窒素の消費量が制限されたため, マシリンダーの自動冷却系を停止し手動で液体窒素を供給することとなった。その後, 設備の不具合により系内への不純物取込量が規制値を超え, さらに, 作業員が液体窒素の供給を怠ったため真空ポンプでの六フッ化ウランの蓄積量が増えて, 同ポンプのオイルタンクで核反応が起こった。核反応は, 温度上昇による効果, 放射性分解ガスの生成, オイルの散逸などにより短時間で停止した。作業員1人が約200radの線量を被ばくした。原因は液体窒素の供給手順を作業員が遵守しなかったことによるが, その背景には, 予備の液体窒素製造設備がなく通常とは異なる冷却手段を採らざるを得なかったことや, 設備内に蓄積する核物質の量を定期的に計測していなかったことが寄与している。</p>
<p>事例 10: Hanford 再処理工場(米国), 1962 年 4 月 7 日発生, 核分裂数: 8.2×10^{17}, 継続時間: 37.5 時間</p> <p>床サンプルに溜まったPu洗浄廃液が仮設配管を通して容量69lのタンクに移された。その後, 非溶解性物質の洗浄手順が用意され, 廃液受槽からタンクを経由して溶媒処理槽に廃溶媒を移送することとなった。受槽とタンクの間には2つの移送経路があったが, 手順ではその一方の使用を規定していたものの, 他方の使用は禁止されておらず仮設配管が接続されたままであった。作業員は, この経路を介して廃溶媒を溶媒処理槽に移した。処理槽には, 有機相210lと水相10-30lが存在していた。水相をタンクに戻し始めたところ, サンプルに溜まっていた硝酸Pu溶液(濃度45g/l)がタンクに吸い上げられ臨界に達した。タンクには約1lの有機溶媒と約46lの水溶液があった。最初にスパイクが起こり, 約20分間にわたって小さいパルスが発生した。その後, 沸騰が起こり, 水が蒸留されて核反応が停止した。作業員3人が19-110remの線量を被ばくした。原因は, サンプルからPu溶液がタンクに流入したことであるが, ①仮設配管を撤去せず放置した上, 弁が開いていた, ②設備変更によりPu溶液がサンプルに溜まったが, この変更は手順に反映されていなかった, ③洗浄手順で移送経路の一方の使用を禁止しておらず移送効率も良かった, ことが寄与している。</p>
<p>事例 11: Mayak 産業体(ロシア), 1962 年 9 月 7 日発生, 核分裂数: 2×10^{17}, 継続時間: 40-50 分</p> <p>Pu含有率を測定せずにスクラップが保管されていた。スクラップ再処理におけるPu含有率の許容値は1%であった。スクラップを100l容量の硝酸溶解槽に入れたところ過度の硝酸が中和されたため, 手順書に従って溶解工程が停止された。操作終了後に溶解槽の攪拌機と加熱器を停止して数分後, アラームが鳴動したため作業員は避難した。最初のスパイクから40-50分以内に2度のスパイクが起こった。溶解槽には1.32kgのPuがあり, 一部は溶けずに残っていた。溶液の一部が放出された結果, 核反応は止まった。溶解槽には鉛遮蔽体があり, 作業員の被ばくは殆どなかった。原因は, スクラップ中のPu含有率を測定せずに溶解作業を行ったことに起因して, Pu含有率が許容値を超えていたことによる。</p>
<p>事例 12: Siberian 化学工場(ロシア), 1963 年 1 月 30 日発生, 核分裂数: 7.9×10^{17}, 継続時間: 10 時間</p> <p>濃縮度90%のウランを含む難溶性残留物の処理準備中, 分析結果が“of % of kg”の単位で記録台帳に記入された。当直長は習慣的に利用している単位(g/kg)を用いたため, 装荷された廃棄物中のウラン質量が10分の1に過小評価された。その結果, 回収容器への移送中に溶液層が形成されその厚さが限界量を超えた。この時の回収容器内の溶液量は35.5l, ウラン濃度は71g/l(総量:2520g)であった。核反応は約10時間続き8回の出力スパイクが発生した。溶液の一部を5l容量の安全形状容器へ汲み出すことで核反応は停止した。作業員4人が6-17radの線量を被ばくした。原因は, 記録台帳に記されたウラン濃度の単位を誤解したことによるが, これには, 手順書が曖昧でありサンプル分析結果の記録に様々な単位を用いることが許されていたことや, 核物質の濃度を直接測定する装置がなかったことが寄与している。</p>

表 4.2 海外の核燃料施設において発生した臨界事故の概要 (つづき)

<p>事例 13: Siberian 化学工場(ロシア), 1963 年 12 月 2 日発生, 核分裂数: 1.6×10^{16}, 継続時間: 16 時間</p> <p>溶液移送用真空設備への溶液侵入を防ぐための作動トラップ(容量100lの非安全形状容器)に抽出溶剤と硝酸ウランが蓄積し, 底部に溶液層, 頂部に溶剤層が形成された。水位計が溶剤層を反映していなかったため, 液位がセンサーに達した時点で水位計が作動し, 作動トラップから制御トラップに抽出溶剤が移送され蓄積した。制御トラップには60-65lの抽出溶剤があり, ウランの濃度は33g/l, 総量は約2140g(90%濃縮ウラン)であった。16時間に16回のスパイクが観測された。硝酸カドミウムを注入し核反応が停止した。作業員の被ばく量は5rad未満であった。原因は, ウラン溶液と抽出溶剤がトラップに蓄積され抽出溶剤がウラン飽和の状態となったことによるが, 不適切な水位ゲージ材の選定, 抽出溶剤の不適切な移送/計量管理, 溶液除去と洗浄間隔の長期化, 溶液の濃度測定装置の不備等が寄与している。</p>
<p>事例 14: Wood River Junction ウラン回収工場(米国), 1964 年 7 月 24 日発生, 核分裂数: 1.5×10^{17}, 継続時間: 不明</p> <p>トリクロロエチレン(TCE)からのウラン回収は11l容量の安全形状の瓶に入れ攪拌することにより行われていたが, この方法は作業効率が悪く, また, 大量の溶液を処理する必要が生じたことから, 簡潔なプロセスが提案された。この提案は, 非安全形状の炭酸ナトリウム溶液準備タンクでTCEを扱うというものであったが, プラント監督者には伝えられなかった。事故の前日, 蒸発装置の故障により硝酸ウランが結晶化して配管が閉塞したため設備の洗浄が行われた。これにより生じた高濃度(240g/l)のウラン溶液がTCE収納瓶と同じ形状の瓶に保管された。作業員は, この瓶をTCE収納瓶と間違えて準備タンクに注入し, 臨界となった。1時間半後, 溶液を安全形状容器に移すために作業員2人が区画に入って攪拌機を停止した。それまで攪拌による渦や気泡で未臨界となっていたが, 攪拌機停止により渦が消滅して反応度が投入され再び臨界に達した。作業員1人が致死量の線量(骨盤部46000rad, 頭部14000rad)を被ばくし49時間後に死亡した。他の2人も60-100radを被ばくした。原因は, 作業員がウラン溶液の瓶をTCE収納瓶と間違え非安全形状タンクに注入したことによるが, 手順違反(使用目的の異なるタンクを用いたTCE攪拌手順を考案し承認を得ずに実行したこと)と, 不十分な当直間連絡(ウラン溶液をTCE収納瓶と同じものに保管したが次の当直に伝えなかったこと)が寄与している。</p>
<p>事例 15: Electrostal 燃料製造工場(ロシア), 1965 年 11 月 3 日発生, 核分裂数: 10^{16}, 継続時間: 不明</p> <p>10月19日まで2%濃縮ウランが扱われていたが, 6.5%濃縮ウランを処理するために設備を変更することとなり, プロセスを停止し洗浄が行われた。再起動後, 移送用真空設備への酸化ウラン粉末の流入を防ぐためにフィルタが2台取り付けられた。11月3日, 真空設備を止めたことにより300l容量の真空タンク内で酸化ウランが沈殿し臨界となった。アラームが鳴動し作業員は避難した。回収された水60lには濃度85g/lのウランが含まれていた。タンク内には157kgのスラリーが見つかり, 最終的には70kgのウランが回収された。核反応は溶液が排出されたことにより停止した。作業員1人が3.4radの線量を被ばくした。原因は, 手順書で要求されているフィルタの開放点検が適切に実施されなかったため, 媒体の紛失や取付不良に気づかず, 酸化ウランが真空設備に侵入したことによる。</p>
<p>事例 16: Mayak 産業体(ロシア), 1965 年 12 月 16 日発生, 核分裂数: 7×10^{17}, 継続時間: 7 時間</p> <p>3つの非安全形状溶解槽で高濃縮ウランのスクラップを溶かしていたが, 計量管理方法, 貯蔵手順, 移送等において運転マニュアルの要求から逸脱した操作を行ったため, 2.2kgのウランを含むスクラップが溶解槽の1つに装着され臨界安全裕度を越えた(最小臨界質量: ウラン2kg)。さらに, 規定より短い時間で溶解工程を終了し, 運転開始から40分で加熱器と攪拌機を切り離れた。10分後にアラームが鳴動し, その後7時間に11回の出カスパイクが発生した。カドミウム溶液の注入により臨界反応は停止した。作業員は0.03radの線量を被ばくした。原因は, ①サンプル分析結果を電話で報告した, ②異なったウラン含有率のスクラップを1カ所に保管した, ③スクラップ溶解に1.5時間かけることとなっていたが40分で加熱器と攪拌機を停止した, 等の規定違反による。</p>
<p>事例 17: Mayak 産業体(ロシア), 1968 年 12 月 10 日発生, 核分裂数: 6.0×10^{16}, 継続時間: 不明</p> <p>低濃度(最大0.4g/l)のPu溶液を4000l容量のタンクに移送中, 溶液濃度が約0.5g/lであり, 溶液中に有機物の存在が判明した。当直長の指示に従い, 20l容量の安全形状ガラス瓶と60l容量の非安全形状容器等を用いて有機物の除去が進められた。主任作業員は, ガラス瓶の溶液が黒褐色でありPu含有率が高いことに気づいたが, そのまま溶液を容器に注ぎ, この操作を繰り返すよう指示して現場を離れた。指示に従って作業員が溶液を注いだところ臨界となった。アラームが作動し作業員は全員避難した。当直長が溶液を移し替えるために区画に入り容器を傾けたところ2回目のスパイクが発生した。当直長は死亡し作業員は両足を切断した。原因は, Pu含有率が高い有機物溶液を非安全形状の容器に注いだことによるが, 主任作業員は, 溶液の色から含有率が高いことに気づいたが, 作業を指示して現場を離れた。</p>
<p>事例 18: Windscale プルトニウム回収工場(英国), 1970 年 8 月 24 日発生, 核分裂数: 10^{15}, 継続時間: 10 秒</p> <p>約300gのPuを溶解後, 溶液を調整槽に移し臨界未満濃度の6-7g/lに調整された。さらに, 調整槽からタンクへ50lのPu溶液を移したところ臨界となった。溶液濃度が薄かったため臨界継続には至らなかった。タンク内部の液体を分析した結果, 比重0.96g/mlでPu濃度55g/lのリン酸トリブチルケロシン溶液が確認された。タンクに接続されていたトラップは, 溶媒が蓄積される構造となっており, 実際, 約2.15kgのPuを含む約39lの溶液が存在していた。2名の作業員は, 2rad, 1rad以下の線量を被ばくした。臨界に至るまでの経緯は, ①有機溶媒の密度が小さかったため水溶液上部に有機溶媒層が形成され, ②水溶液が流入し続けたため有機溶媒によってPuが抽出され溶液中のPu濃度が増加し55g/lに達し, ③水溶液の流入停止から水溶液-有機物エマルジョンの分離までの短時間に核反応が起こった, と考えられている。</p>

表 4.2 海外の核燃料施設において発生した臨界事故の概要 (つづき)

<p>事例 19: Idaho 化学処理工場(米国), 1978 年 10 月 17 日発生, 核分裂数: 2.7×10^{18}, 継続時間: 1.5 時間</p> <p>運転停止中、弁の漏えいにより硝酸アルミニウム ($\text{Al}(\text{NO}_3)_3$) 補給タンクに水が入り溶液が希釈された。この希釈溶液が清浄カラムに供給されたため、濃縮ウランの一部が有機溶液から取り除かれ抽出カラムに戻された。この結果2つのカラムにおけるウランの質量が増加した。希釈溶液が加えられる度に、溶液中の $\text{Al}(\text{NO}_3)_3$ 濃度が低下し除去効果が上がった。作業員は、運転を維持するために、圧力を下げて清浄カラムから抽出カラムへ戻す水溶液流量を増やした結果、カラム中央部の高濃度ウラン溶液がカラム底部に移動し、即発臨界に達した。アラームが鳴動し作業員は避難した。この際、作業員は、抽出プロセスへの供給を停止したが、カラムのバルス運転を止めなかった。このため清浄カラム底部で溶液の混合が促進され核反応は停止した。清浄カラム下部のウラン質量は約10kgと推定された。遮へい効果により作業員の被ばくはなかった。原因は、清浄カラムにおける $\text{Al}(\text{NO}_3)_3$ 濃度が低下したため同カラム内の有機溶液中のウランが水溶液に逆抽出され、このため、有機溶媒が清浄カラムから移送された際、ウラン溶液の多くが $\text{Al}(\text{NO}_3)_3$ 濃度の低い溶液中に残されたことによる。 $\text{Al}(\text{NO}_3)_3$ 濃度の低下は弁の漏えいによるが、低濃度溶液アラームが動作不能状態にあり、また、定期サンプリングを要求する作業手順の最終版も利用されていなかったため、溶液希釈に気づかなかった。</p>
<p>事例 20: Siberian 化学工場(ロシア), 1978 年 12 月 13 日発生, 核分裂数: 3×10^{15}, 継続時間: 短時間</p> <p>グローブボックスを介してPuインゴットを収納したコンテナが運ばれ、作業員は、別の作業員から引き継ぎインゴットの移動作業を行っていた。コンテナに4個目のインゴットを装荷中臨界となりアラームが鳴動した。臨界の際、当該インゴットはコンテナ外部に放出された。その後、作業員は別のインゴットを手で取り出した。作業員は全身で250rad、手に2000radの線量を被ばくし、7人が5-60radの線量を被ばくした。原因は、作業員のエラーによるが、コンテナ内Pu質量が計測されていなかったこと、核物質の管理責任が明確でなかったこと、作業途中での引継や1カ所での複数作業員による作業が度々行われていたこと、等の要因が寄与している。</p>
<p>事例 21: Novosibirsk 化学工場(ロシア), 1997 年 5 月 15 日発生, 核分裂数: 5.5×10^{15}, 継続時間: 27 時間</p> <p>1バッチ分燃料要素の腐食処理を終了後、アルカリ廃液を回収容器に排水し、さらに、650/容量のレーバに移送した。55分後アラームが鳴動した。そのため、ホウ酸水を2基のレーバに注入したが、数時間後再びアラームが鳴った。その後スパイクが観測されたため、溶解性の高い高濃度の塩化リチウム溶液が注入され未臨界状態に移行された。サンプル溶液の分析により、ウラン濃度は6g/l、レーバ内のウラン質量は約7.8kgと推定された。この値はレーバの臨界制限値と矛盾しており、その理由として、レーバ壁厚が原設計と異なる可能性が指摘された。壁厚は、何カ所かで設計より40%厚く、臨界安全裕度に影響を及ぼす程であった(明記されていないが、反射体効果を生じる程の変形であったと考えられる)。変形の原因は明らかではない。作業員は即座に避難したため被ばくは殆どなく、20人の集団線量は4mSv以下であった。レーバに腐食処理溶液が移送される度に(年間300回程度)、二酸化ウランの粒子、水酸化アルミニウム等の浮遊物が徐々に堆積して混合層が形成され臨界に至った。処理槽以外は臨界安全形状であったため、臨界安全制限において濃度測定や堆積の監視が含まれておらず、以前に回収容器の検査でウランの堆積が検出されたにも拘らず設備全体の系統的な検査が行われなかった。また、レーバは、13年間にわたり腐食処理に利用されてきたが、規制当局の認可を受けていなかった。</p>

4.2 再処理施設における爆発事故及びその他の放射性物質放出事故

(1) 旧ソ連 (現ロシア) Kyshtym 再処理施設の事故^[57]

Kyshtym 再処理施設は、軍事用プルトニウム生産施設である。1957年9月29日、高レベル放射性的硝酸-酢酸塩廃棄物を保管する貯蔵タンクの冷却系が故障したことに起因して、同タンクで爆発が起こった。この事故により放出された放射能は、 7.4×10^4 TBq (2000万Ci: Chernobyl 事故による放出放射能の約25分の1に相当する)と推定されている。事故から3年間で、この事故を直接的な原因とするような死亡者はなく、また、周辺住民の被ばく線量も急性障害に至るほどではなかった。事故後7~10日間で約600人の周辺住民が避難し、最終的には18ヶ月間で10180人以上の住民が避難した。この

事故によって、南北 300 km、東西 8~9 km に及ぶ地域（チェリヤビンスク、スベルドロフスクの一部など）がかなり汚染されたが、1978 年までに、汚染された土地の約 80% は産業利用が可能となった。例えば、チェリヤビンスクでは、59000 ヘクタールのうちの 40000 ヘクタールが農地として利用できるまで復旧した。なお、この事故は、1989 年に正式に公表され、INES のレベル 6 に相当する事故として知られている。

(2) 英国 Windscale 再処理施設の事故^[58]

1973 年 9 月 26 日、プラント停止後、前処理施設の大容量カラムに硝酸水の充填を行っていたところ、1 つのカラムから硝酸水がオーバーフローしてバランス容器内に流れ込んだ。このバランス容器内に溜まっていた不溶解残渣により発熱化学反応が起こりセルが過圧された。その結果、数多くのセル貫通部においてシールからの漏えいが生じ、以前の運転時に蓄積されていた長寿命の放射性物質（主に、ルテニウム）を含むガスが放出された。放射線アラームが鳴動したが、34 人の運転員は、この時点でアクティブな燃料が搬入されていないことを知っており、避難せずに原因調査等の対応を行ったため、全員が被ばくした。そのうちの 1 人は、肺に約 1.5 MBq の線量（50 年の線量預託で 10 Sv）を被ばくしたと推定されている。なお、この事故は、INES のレベル 4 の例として知られている。

(3) ロシア Tomsk-7 再処理施設の事故^[59]

トムスク-7 は、軍事用再処理施設であり、プルトニウム生産炉の使用済燃料中にできたプルトニウムを抽出するために建設された。1993 年 4 月 6 日、硝酸ウラン溶液タンク（ウラン溶液に硝酸を注入・攪拌して酸濃度を調整する容器）が過圧状態となりタンク上部が破裂して格納セルの上蓋が吹き飛ばされた。その後、蒸気及び液滴として放出された有機物の一部が建屋内で酸化されてガスとなり、また、電気系統が短絡を起こして、これがガスに引火して爆発を引き起こした。この爆発により、建屋の屋根と上部壁面に穴が開き、さらに、建屋の屋根で火災が発生した。火災は 5 分以内に鎮火された。放出された放射能は約 40 Ci と推定されている。汚染された地域は施設から 28 km 離れた地点にまで及び、15 mrem/時以上のガンマ線量となった地域は 123 km² であった。事故の原因は、タンク内に多量の有機溶媒が存在したこと、ウラン溶液を高温のまま調整タンクに移送したこと、ウラン溶液の酸濃度調整のため濃硝酸を攪拌せずにタンクに注入したことにより、有機溶媒中に含まれた微量の反応性物質と硝酸の発熱反応が起こりタンクの過圧に至ったものと推定されている。

(4) 東海再処理工場アスファルト固化施設の事故^[60]

旧動燃（現在の日本原子力研究開発機構）の東海再処理工場アスファルト固化施設で、1997 年 3 月 11 日に、火災が発生し、その約 10 時間後に爆発が起こった。この事故での負傷者はなかったが、作業員 37 名が内部被ばくし、最大 0.4~1.6 mSv と評価された。

また、環境への放射性物質の放出は、セシウム 137 の放出量として 1~4 GBq と評価された。事故の原因は、廃液中に含まれていた沈殿物等によりアスファルト固化体内部で微弱な発熱を伴う化学反応が進行し、蓄熱によりアスファルト固化体の温度が上昇して、アスファルトと硝酸塩等との反応が急速に進み火災に至ったこと、また、消火が不十分であったため固化体内部での反応が継続し、発生した可燃性物質がセル内に蓄積され、これに何らかの原因で引火し、爆発が起こったものと推定されている。この事故は、ベルギー・モルのユーロケミック再処理工場で起きた事故（1981年12月15日発生）と同様であったにも拘らず、過去の教訓が活かされなかった。

(5) その他の放射性物質放出事故^[61]

上記の爆発事故以外にも、かなりの量の放射性物質が環境中に放出されたり、広い範囲の汚染を引き起こしたり、あるいは、作業員に影響を及ぼした事例が幾つか発生している。その中で主なものを表 4.3 に示す。

表 4.3 放射性物質の放出、汚染、作業員の被ばくを伴った主な事故

発生日	施設名(タイプ)	事故の特徴	事故による影響
1953年 1月12日	米国 Savannah River (再処理施設)	化学反応による爆発	建屋の損傷、作業員2名の負傷(軽微)
1975年 2月12日	米国 Savannah River (再処理施設)	爆発と火災	作業員2名の負傷(軽微)
1976年 8月30日	米国 Hanford (再処理施設)	化学反応による爆発	作業員1名の負傷、作業員9人の被ばく
1977年 7月1日	仏国 Pierrelatte (転換施設)	シリンダー弁破損による UF ₆ の放出	道路表面及び自動車シャーシの化学的損傷
1981年 1月6日	仏国 La Hague (再処理施設)	黒鉛被覆材貯蔵庫での火災	作業員5名の被ばく(1人:5-7 rem、4人:200-400 mrem)
1986年 1月4日	米国 Sequoyah (転換施設)	シリンダー破損による UF ₆ の放出	作業員1名死亡(フッ化水素の吸入による)
1987年 1月19日	英国 Sellafield (再処理施設)	プルトニウムの小漏えい	作業員12名の汚染
1987年 2月27日	独国 Hanau (製造施設)	プルトニウム汚染	作業員14人の汚染
1990年 12月12日	独国 Hanau (製造施設)	熱分解によるオフガススクラ パーの爆発	作業員2名の負傷
1991年 6月18日	独国 Hanau (製造施設)	プルトニウム汚染	作業員3名の内部被ばく(プルトニウム吸入)
1994年 12月27日	動燃東海 (再処理施設)	プルトニウム汚染	作業員4名の汚染

5. 放射線源利用設備及び放射線源による事故

原子力施設での主な事故について紹介してきたが、それ以外にも、医療設備や一般産業用照射設備といった放射線を利用する設備、あるいは、紛失した（あるいは盗まれた）線源により公衆が被ばくし重大な影響が生じた事例も数多くある。1962年から2001年までの間に、少なくとも17件の事故で50人が死亡している。本章では、これらの事例を紹介する。

5.1 放射線利用設備の事故

放射線利用設備の事故としては、放射線治療における患者の過大被ばくと、一般産業用照射設備による作業員の過大被ばくを伴った事例が幾つか報告されている。そのうち死亡を伴った事例（9件、25名死亡）を表5.1に示す。

表 5.1 放射線利用設備による事故

発生年	発生場所	利用設備の種類	影響
1963年	中国	シード照射設備	作業員2名死亡
1975年	イタリア、Brescia	食品照射設備	作業員1名死亡
1981年	米国、Oklahoma	工業用放射線撮影装置	作業員1名死亡
1982年	ノルウェー	計器滅菌装置	作業員1名死亡
1989年	エルサルバドル、San Salvador	一般産業用照射設備	作業員1名死亡、作業員1名負傷（足切断）、作業員1名後遺症、作業員4名過大被ばく
1990年	イスラエル、Soreq	一般産業用照射設備	作業員1名死亡
1991年	ベラルーシ、Nesvizh	一般産業用照射設備	作業員1名死亡
1996年	コスタリカ、San Jose	医療設備	患者3名死亡
2001年	パナマ	医療設備	患者14名死亡*

*：2002年8月にIAEAに報告された死亡者数

(1) 医療設備による事故

表5.1に示すように、放射線治療における過大被ばくで患者の死亡を伴った事例は少なくとも2件ある。以下にその概要を示す。

・コスタリカの事例^[62]

1996年8月22日、コスタリカ San Jose の San Juan de Dios 病院において、コバルト 60 の放射線治療用線源の交換が行われた。新しい線源の較正を行った際、線量率の計算にエラーがあり、その結果、患者に対して規定値よりかなり高い線量を照射した。放

射線による腫瘍治療を受けていた患者は 115 名であった。同年 9 月 27 日に、エラーが発覚し治療を停止した。正式に放射線治療装置を閉鎖したのは 10 月 3 日であった。当該装置に関する測定を行うとともに患者の照射記録をレビューしたところ、被ばく量は想定よりも約 50～60%多いことが確認された。1997 年 7 月のレビュー時点で生存していた患者 73 名中 70 名について調査と評価が行われ、その結果、4 名が深刻な状態に悩まされており、また、16 名が過大被ばくによる影響を受け将来リスクのあることが判明した。さらに、26 名の患者には深刻ではないが被ばくの影響が見られ将来何らかのリスクの可能性があった。事故後 9 ヶ月以内に、42 名の患者が死亡し、そのうちの 34 名についてデータのレビューを行ったところ、3 名が過大被ばくを直接の原因として死亡した可能性が示された。また、他の 4 名もその死因に過大被ばくが関与しているものと考えられた。22 名の患者は、放射線被ばくではなく病気により死亡したものと推定された。

・パナマの事例[63]

2000 年 8 月、パナマの Instituto Oncologico Nacional (ION)において、処置フィールドに 5 つのブロック（正常な組織を保護するために放射線ビームの形状を整えるのに使用される）を配置するという放射線腫瘍学専門家の要請に応じるために、遮へいブロックを数値化する方法が変更された。この際、複数のブロックを単一のブロックとして扱えるよう計算機治療計画システム(TPS)にデータを入力できることが判明した。こうした扱いは明らかに各フィールドに 4 ブロックという制限を破ることになる。後日明らかとなったのであるが、TPS へのデータ入力に用いられた方法では、本来の治療照射時間より長い時間（2 倍）の照射になることが示された。そのため、患者は規定値より高い線量を受けたことになる。この変更された治療プロトコルは、その検証確認がなされないまま、2000 年 8 月から 2001 年 3 月までの間、前立腺癌及び子宮頸癌患者 28 人に使用された。調査時点までに、既に 8 名が死亡しており、そのうちの少なくとも 5 名の死因は放射線に関連するものであった。また、1 名は癌によるものと推定されたが、残りの 2 名については死因を特定するに十分な情報がなかった。20 名の生存者についても医療チームによる調査が行われ、その殆どは腸に異常が認められ、多くが観血性下痢、壊死、潰瘍及び貧血に悩まされていた。約 3 分の 2 の患者は深刻な状況にあり何人かは死亡するであろう。

これらの医療事故の教訓としては、類似設備の使用者／取扱者に対して過大被ばくの可能性を警告することの必要性と、被ばくによる障害の程度を制限するための特別な医療措置の必要性が指摘されている。

(2) 一般産業用照射設備による事故

表 5.1 に示すように、一般産業用照射設備による過大被ばくで作業員の死亡を伴った事例は少なくとも 7 件あるが、以下では、死者 1 名、足の切断 1 名、後遺症 1 名、過大被ばく 4 名と被害の大きかったエルサルバドルでの事故についてその概要を示す。

・エルサルバドルの事例[64]

この事故は、2つの関連する事象から成る。1つ目の事象は、1989年2月5日に発生したもので、線源ラックを操作中にコバルト 60からの放射線に3人の作業員が致死量を被ばくした。その後1週間、施設管理者は事故の重大さに気づかず施設の運転が継続された。この事象が起こった際に線源ラックが破損し、その結果、2つ目の事象が発生したと考えられている。この2つ目の事象では、上部の線源モジュールからペンシル状の線源が全て落下し、そのうちの1本は照射室で見つかったが、残りは水プール内に落ちた。この事象による影響は1つ目の事象ほど重大ではなかったが、潜在的にはより深刻であった可能性がある。2月10日、落下したペンシル状の線源により、照射室における放射線レベルが上昇した。会社の要請に応じて、供給者は2人の職員を現場に派遣し、当該線源を見つけて水プール内に移動させた。当初、この2つ目の事象では、人間の被ばくはないと考えられたが、事故調査の過程で行われた細胞遺伝学テストにより、4人の作業員が線量限度を超える被ばくを受けていたことが判明した。1つ目の事象で被ばくした作業員のうち1人は、事故から6.5ヵ月後に死亡した。また、もう1人は足を切断した。さらに、3人目の作業員も長期の後遺症に悩まされ、特に、被ばく量の多かった左足は痛みがひどく足を引きずるようになった。この事故からは、高線量が想定される施設での作業について適切な作業員訓練を行うことと防護設備を備えることの必要性が教訓として指摘されている。

5.2 紛失（盗難）線源による事故

線源の紛失あるいは盗難に起因し公衆が被ばくした事故が幾つか報告されている。表5.2に示すように、公衆の死亡を伴った事例は少なくとも8件あり、総計25名が死亡している。以下では、そのうち、被害の比較的大きかった3件、ブラジル、タイ、エジプトの事例についてその概要を示す。

表 5.2 紛失(盗難)線源による事故

発生年	発生場所	利用設備の種類	影響
1962年	メキシコシティ	紛失線源	4名死亡
1978年	アルジェリア	紛失線源	1名死亡
1984年	モロッコ	紛失線源	8名死亡
1987年	ブラジル、Goiania	盗難／廃棄線源	4名死亡、249名汚染
1992年	中国、Xinshou (Shanxi)	紛失線源	2名死亡、5名過大被ばく
1994年	エストニア、Tammiku	盗難線源	1名死亡
2000年	タイ、Samut Prakarn	盗難／廃棄線源	3名死亡、7名過大被ばく
2000年	エジプト、Meet Halfa	紛失線源	2名死亡、5名過大被ばく

・ブラジルの事例[65]

Goiania の Institute Goiano de Radioterapia が別の敷地に移ったが、当該研究所の許可条件で要求されていた認可機関への通知を行わずに、放射線治療施設にセシウム 137 を収納した治療装置が放置された。その後、この敷地の建物は一部取り壊され、セシウム 137 を収納した治療装置は非管理状態となった。1987 年 9 月、2 人が敷地内に入り、治療装置が何であるかを知らず、価値のあるものと考えて、当該装置から線源アセンブリを取り出した。そして、彼らは、それを自宅に持ち帰り分解しようとした。分解作業中、線源のカプセルが破損したため、周辺が汚染され、1 人は外部被ばくし、数人が内部汚染を受けた。線源のカプセルの破損後、線源アセンブリの残りはスクラップとして廃品業者に売られた。この廃品業者は、線源が暗闇で青白く光っているのに気づき、また、数人がこれに関心を抱き、数日間にわたって友人や親戚が訪れてこの現象を観察した。さらに、線源は米粒の大きさに分解され数家族に配布された。こうした状況は 5 日間続いたが、その間、多くの人に線源からの放射線被ばくによる胃腸障害の兆候が見られ始めた。結局、12 人が病院での治療を必要とされ、そのうちの 4 人が入院から 4 週間以内に死亡した。彼らの全身被ばく線量は 4.5 Gy~6 Gy 以上と推定されている。総計約 112000 人に対して調査が行われたが、そのうちの 249 人が内部あるいは外部汚染を受けたことが判明した。

・タイの事例[66]

2000 年 1 月 24 日、スクラップ回収に携わる男性 A (40 歳) と男性 B (25 歳) が治療装置の一部を含む金属スクラップを買い、売却用に分解するために自宅に持ち帰った。この金属スクラップは、1 月末まで住居から約 100 m 離れた空き地に保管された。2 月 1 日、男性 A は、男性 B、男性 C (19 歳) 及び男性 D (23 歳) とともに、ステンレス鋼で覆われていた治療装置のシリンダー金属部を分解しようとした。男性 B と D は、ハンマーとのみを用いて、約 1 時間にわたりステンレス鋼と鉛の分離を試みた。男性 A と C は、鉛シリンダーと他の金属片を、Samut Prakarn 県の Soi Wat Mahawong にある廃品置場まで運んだ。男性 A の自宅から約 30 分ほどの移動中、男性 C は、シリンダー金属片に右足を掛けて運搬車内に腰掛けていた。廃品置場において、従業員の男性 E (23 歳) は酸素アセチレン混合物トーチでシリンダーを切断したが、この時、別の従業員の男性 F (18 歳) が近くで作業を行っていた。男性 E がステンレス鋼製の箱と鉛シリンダーを切断し開けた際、悪臭を伴う黄色い煙が見え、2 つの金属片がシリンダー内から地面に落ちるのを見た。彼は、これらの金属片を手で拾い上げ重さを測った。シリンダーから落ちた金属片はそのまま廃品置場に保管された。男性 E は、煙に不快感を覚えたため切断作業を止め、ステンレス鋼と鉛シリンダーを完全に分解することはできなかった。廃品置場の所有者である女性 G (45 歳) はこの作業を監視しており、男性 A に対してシリンダーを自宅に持ち帰るよう言った。そのため、男性 A はそれを持ち帰り自家用車内に一晩放置した。自宅に戻る途中、彼は、ひどい頭痛と吐き気を感じ始めた。また、男

性 C も吐き気と両足に痒みを感じた。男性 E と F は、目眩を感じるとともに、ひどい頭痛と嘔吐に見舞われた。2月2日、男性 A と C は、金属を 40 kg のステンレス鋼と 72 kg の鉛に分離することに成功し、男性 A はそれらを売却するために廃品置場に運んだ。2月3～4日、男性 F の皮膚には火傷の症状が現れた。2月12日、女性 G は、男性 A が持ち込んだ金属が従業員の体調不良の原因ではないかと考え、彼に対して別の場所で鉛を売るよう頼んだ。また、彼女は、別のスクラップ回収業者に、2つの小さなシリンダー金属片を廃棄するよう頼んだ。男性 A の両手には火傷や指の膨れ、掌の痒みが現れていた。2月15日、男性 A は、病院に行って血液検査を受け、翌16日に入院した。火傷した彼の両手は膨れて黒ずんでおり、また、吐き気や嘔吐、部分的な脱毛が生じていた。男性 E と F は下痢に悩まされていた。男性 E には、体力の低下や、発熱、体重の減少、両手の火傷が見られるとともに、脱毛が始まった。身体検査と血液検査の後、入院した。2月17日、女性 G は、男性 F に体力の低下や体重の減少、脱毛の症状が見られたため、彼を病院に連れて行き入院させた。その後、女性 G は、メイドの女性 H (33歳) を病院に連れて行った。その後、女性 G とその夫 (男性 I : 44歳) も体力の低下を感じたため医者に行って血液検査を行ったところ、白血球数が減少していることが判明したため、骨髄吸引が行われた。男性 I は鼻血がひどかったため入院した。また、同居していた女性 G の母親 (女性 J : 75歳) にも吐き気や嘔吐の症状が現れた。結局、3月9日、17日、24日に、男性 C、F 及び I の3人が死亡した。なお、ステンレス鋼製カバーを分解する際に線源に示されていた「放射線」マークが何かを知らなかったため分解作業を行った。

・エジプトの事例^[67]

2000年5月6日、首都カイロから20 km 離れた El-Qualuobia 地方の Meet Halfa 村において、農夫と9歳の息子に、線源からの被ばくによる兆候が認められた。しかし、その症状は直ぐには被ばくによるものと認識されず、数日後、他の家族全員 (妻、妹、娘2人、年長の息子) が同じ症状に苦しみ始めた。そのため、全員で病院に行き治療を受けたが、その治療は彼らの状態に対して適切なものではなかった。6月5日、9歳の息子が死亡し、その11日後には父親も死亡した。6月26日、病院の医師は、患者が高いレベルの放射線被ばくによるものであるかもしれないと認識し始め、保健省は、防衛省の化学局とエジプト原子力委員会に通知した。各行政当局から派遣されたチームが事故の起こった農家を訪れ、調査と捜査を開始した。検出器の指示値が上昇したことにより、放射線源の存在が確認された。8時間後、捜査チームが線源の場所を特定し遠隔操作にて線源の処理を行い、特別の遮へいを施した容器に入れて原子力委員会の放射性廃棄物・使用済放射線源貯蔵区画に移送した。保健省は、農家の親類及び近所の約200人について医学的調査を開始し血液検査を行った。被ばくした農家の家族5人は病院で治療を受けた。6月28日、原子力安全委員会から派遣された専門家による調査の結果、線源はイリジウム192でありその強さが約50 Ciであることが判明した。なお、この事故は、INES に報告されたものであり、レベル4と評価されている。

こうした紛失あるいは盗まれた線源、所謂、非管理線源による被ばく事故は、ハザードを認識していない人により線源が見つけれたり盗まれたりするといった共通のシナリオであり、どこでも起こり得るものであることから、潜在的に危険な線源及び放射線被ばくによる症状の特定に関して、スクラップ業者や医療機関が承知することが必要である。

6. おわりに

本報告書では、原子力施設、放射線利用施設及び放射線源に関わる事故・故障について、情報の収集・分析・評価に関する国内外の活動状況、手法、実事例等を分かりやすく解説している。本報告書は、東京大学大学院工学系研究科原子力専攻（専門職大学院）における講義用テキストとしてまとめたものであるが、他の原子力／放射線関係者（特に、従事者）にとっても参考となることを期待する。

参考文献

- [1] IAEA & OECD/NEA: "IAEA/NEA Incident Reporting System (IRS) : Reporting Guidelines," (1997).
- [2] WANO 東京センターホームページ: <http://www.wano-tc.or.jp/index-j.html>.
- [3] WANO ホームページ:
http://www.wano.info/WANO_Programmes/Operating_Experience_Programme.asp.
- [4] IAEA ホームページ: <http://www-ns.iaea.org/reviews/op-safety-reviews.htm>.
- [5] 渡辺憲夫, 平野雅司: 国際原子力事象評価尺度(INES)情報に関する和訳データベースのホームページ開設, 日本原子力学会誌, Vol.41, No.6, pp.628-638 (1999).
- [6] IAEA & OECD/NEA: "The International Nuclear Event Scale (INES) User's Manual 2001 Edition," (2001).
- [7] 渡辺憲夫: 国際原子力事象評価尺度(INES)情報に基づく原子力事象の傾向と特徴, 日本原子力学会誌, Vol.43, No.10, pp.1017-1026 (2001).
- [8] IAEA: "ASSET Guidelines," IAEA-TECDOC-632, (1991).
- [9] F. Reisch: "The IAEA-ASSET Approach to Avoiding Accidents is to Recognize the Precursors to Prevent Incidents," Nuclear Safety Vol. 35, No. 1, pp.25-35 (1994).
- [10] 渡辺憲夫, 平野雅司: IAEA-ASSET における根本原因分析手法の「もんじゅ」ナトリウム漏えい事例への適用, JAERI-Tech 97-036, (1997).
- [11] 例えば, U. S. Nuclear Regulatory Commission: "Status Report on Accident Sequence Precursor Program and Related Initiatives," SECY-99-289, (1999).
- [12] J. W. Minarick and C. A. Kukielka: "Precursors to Potential Severe Core Damage Accidents: 1969-1979," NUREG/CR-2479, (1982).
- [13] W. B. Cottrell, J. W. Minarick: P. N. Austin et al., "Precursors to Potential Severe Core Damage Accidents: 1980-1981," NUREG/CR-3591, Vols. 1 and 2, (1984.).
- [14] J. W. Minarick, J. D. Harris, P. N. Austin et al.: "Precursors to Potential Severe Core Damage Accidents: 1985," NUREG/CR-4674, Vols.1 and 2, (1986).
以後、このシリーズの報告書が2000年まで発行されている: Vols.3&4 (1987)、Vols.5&6 (1988)、Vols.7 and 8, (1989)、Vols.9 and 10, (1990)、Vols.11 and 12, (1990)、Vols.13 and 14, (1991)、Vols.15 and 16, (1992)、Vols.17 and 18, (1993)、Vols.19 and 20, (1994)、Vols.21 and 22, (1995)、Vol.23, (1997)、Vol.24, (1997)、Vol.25, (1997)、Vol.26, (1998)、Vol.27, (2000)
- [15] 渡辺憲夫: 確率論的安全評価手法を用いた事故故障事例評価に基づく定量的なリスクトレンド, 日本原子力学会和文論文誌, Vol.3, No.4, pp.396-406 (2004).
- [16] OECD/NEA/CSNI: "Proceedings of the Workshop on Precursor Analysis," NEA/CSNI/R(2003)11, (2001).
- [17] U. S. Nuclear Regulatory Commission: "Status of Accident Sequence Precursor

- and SPAR Model Development Programs," SECY-02-0041, (2002).
- [18] D. M. Rasmuson and P. D. O'Reilly: "Analysis of Annual Accident Sequence Precursor Occurrence Rates for 1984-1994," Proc. of the International Topical Meeting on Probabilistic Safety Assessment (PSA'96), pp.1645-1652 (1996).
- [19] N. Watanabe: "Trending Analysis of Precursor Events," JAERI-Tech 97-067, (1998).
- [20] M. Muhlheim and R. J. Belles: "A Qualitative Review of the Accident Sequence Precursor Program," Proc. of the 4th International Conference on Probabilistic Safety Assessment and Management (PSAM-4), pp.965-970 (1998).
- [21] H. L. Ornstein: "Operating Experience Feedback Report – Air Systems Problems," NUREG-1275, Vol.2, (1987).
- [22] P. Lam and E. Leeds: "Operating Experience Feedback Report – Service Water System Failures and Degradations," NUREG-1275, Vol.3, (1988).
- [23] H. L. Ornstein: "Operating Experience Feedback Report – Solenoid Operated Valve Problems at U.S. Light Water Reactors," NUREG-1275, Vol.6, (1990).
- [24] C. Hsu: "Operating Experience Feedback Report – Pressure Locking and Thermal Binding of Gate Valves," NUREG-1275, Vol.9, (1992).
- [25] H. L. Ornstein: "Operating Experience Feedback Report – Turbine-Generator Overspeed Protection Systems," NUREG-1275, Vol.11, (1994).
- [26] 渡辺憲夫, 平野雅司, 及川哲邦: 原子力発電所における事故・故障事例の分析－原子炉停止時の崩壊熱除去機能喪失に関する事例－, JAERI-M 91-143, (1991).
- [27] N. Watanabe and M. Hirano: "Analysis of Operating Experience Involving Loss of Decay Heat Removal during Reactor Shutdown in Pressurized Water Reactors," Journal of Science and Technology, Vol.29, No.12, pp.1212-1223 (1992).
- [28] 渡辺憲夫: 加圧水型原子力発電所における原子炉停止時の崩壊熱除去機能喪失事例の収集・分析, JAERI-M 94-076, (1994).
- [29] 渡辺憲夫: 沸騰水型原子力発電所の非常用炉心冷却系吸込ストレーナ閉塞事例と米国における規制動向, JAERI-Review 97-008, (1997).
- [30] 渡辺憲夫, 玉置等史: 海外の核燃料施設における臨界事故に関する事例集, JAERI-Review 2000-006, (2000).
- [31] 渡辺憲夫: 海外の核燃料施設における臨界事故－JCO ウラン加工工場臨界事故との類似性, 日本原子力学会誌, Vol.42, No.11, pp.1204-1214 (2000).
- [32] 佐藤一男: 原子力安全の論理, 日刊工業新聞社, (1984).
- [33] 原子力安全委員会: 米国原子力発電所事故調査特別報告書, (1979).
- [34] 近藤駿介: 原子力の安全性, 東京同文書院, (1990).
- [35] 原子力安全研究協会: スリーマイルアイランド原子力発電所事故に関する調査報告書(II)－NRC 特別調査グループ (ロゴビン報告) －, (1981).

- [36] 原子力安全委員会: 原子力安全白書, 昭和 61 年版, (1987).
- [37] 科学技術庁原子力局: Chernobyl チェルノブイル~原子炉の安全性~, (1999).
- [38] IAEA: "Summary Report on the Post-Accident Review on the Chernobyl Accident," IAEA Safety Series No.75 – INSAG-1, (1986).
- [39] IAEA: "Chernobyl Accident Updating of INSAG-1," IAEA Safety Series No.75 – INSAG-7, (1992).
- [40] 日本原子力産業会議: ウィンズケール第 1 号炉の事故, 原子力資料, No.20, (1958)、及び、Nuclear Engineering, Vol.2, No.21, pp.510-512 (1957).
- [41] Nuclear Engineering, Vol.6, No.57, pp.52 (1961).
- [42] Nuclear Safety, Vol.17, No.5, pp.592-611 (1976).
- [43] Nuclear Engineering, Vol.35, No.428, pp.6 (1990).
- [44] Nuclear Engineering, Vol.35, No.429, pp.7 (1990)、及び、The Nuclear Engineer, Vol.38, No.6, pp.189-190 (1997).
- [45] Nuclear Safety, Vol.19, No.2, pp.241 (1978).
- [46] Nucleonics Week, April 10, (1980)、及び、Ministry of the Industry, Post Office, and Telecommunications: "Nuclear Energy in 110 Questions," pp.56 (1997).
- [47] 原子力工業, Vol.27, No.12, pp.15 (1981)、及び、Nuclear Safety, Vol.22, No.2, pp.226-229 (1981).
- [48] Nuclear Safety, Vol.28, No.2, pp.240-242 (1987).
- [49] Nuclear Engineering International, Vol.34, No.425, pp.3 (1989).
- [50] USNRC: Inspection Report No. 50-311/91-81, (1992).
- [51] USNRC: Inspection Report No. 50-341/93029, (1994).
- [52] USNRC: Information Notice 92-71, (1992).
- [53] Nuclear Engineering International, Vol.38, No.467, (1993).
- [54] 例えば、渡辺憲夫: 米国の加圧水型原子力発電所における原子炉圧力容器上蓋損傷事例の分析, JAERI-Review 2004-015, (2004).
- [55] 例えば、文献[31]及び[32].
- [56] 原子力安全委員会ウラン加工工場臨界事故調査委員会: ウラン加工工場臨界事故調査委員会報告, (1999).
- [57] Nuclear Engineering, Vol.34, No.221, pp.10 (1989)、及び、Nuclear Engineering, Vol.34, No.222, pp.11 (1989).
- [58] IAEA: "Significant Incidents in Nuclear Fuel Cycle Facilities," IAEA-TECDOC-867, (1996)、Nuclear Engineering, Vol.18, No.210, pp.843 (1973)、及び、原子力ポケットブック昭和 51 年版, pp.279 (1976).
- [59] IAEA: "Significant Incidents in Nuclear Fuel Cycle Facilities," IAEA-TECDOC-867, (1996)、IAEA: "The Radiological Accident in the Reprocessing Plant at Tomsk,"

- (1998)、及び、原子力安全委員会: ロシアのトムスク再処理施設の事故に関する調査報告書, 原子力安全委員会月報, 通巻第 192 号, (1994).
- [60] 科学技術庁: 動力炉核燃料開発事業団東海再処理施設アスファルト固化施設における火災・爆発事故について, (1997).
- [61] IAEA: "Significant Incidents in Nuclear Fuel Cycle Facilities," IAEA-TECDOC-867, (1996).
- [62] IAEA: "Accidental Overexposure of Radiotherapy Patients in San Jose, Costa Rica," (1998).
- [63] IAEA: "Investigation of An Accidental Overexposure of Radiotherapy Patients in Panama," (2001).
- [64] IAEA: "The Radiological Accident in San Salvador," (1990).
- [65] IAEA: "The Radiological Accident in Goiania," (1988).
- [66] IAEA: "The Radiological Accident in Samut Prakarn," (2002).
- [67] 渡辺憲夫: 国際原子力事象評価尺度(INES: International Nuclear Event Scale)に基づく事故・故障事例集: 和訳版(その2), JAERI-Data/Code 2001-002, pp.75 (2001).

国際単位系 (SI)

表1. SI 基本単位

基本量	SI 基本単位	
	名称	記号
長さ	メートル	m
質量	キログラム	kg
時間	秒	s
電流	アンペア	A
熱力学温度	ケルビン	K
物質の量	モル	mol
光度	カンデラ	cd

表2. 基本単位を用いて表されるSI組立単位の例

組立量	SI 基本単位	
	名称	記号
面積	平方メートル	m ²
体積	立方メートル	m ³
速度	メートル毎秒	m/s
加速度	メートル毎秒毎秒	m/s ²
波数	毎メートル	m ⁻¹
密度 (質量密度)	キログラム毎立方メートル	kg/m ³
質量体積 (比体積)	立法メートル毎キログラム	m ³ /kg
電流密度	アンペア毎平方メートル	A/m ²
磁界の強さ	アンペア毎メートル	A/m
(物質量の) 濃度	モル毎立方メートル	mol/m ³
輝度	カンデラ毎平方メートル	cd/m ²
屈折率	(数の) 1	1

表5. SI 接頭語

乗数	接頭語	記号	乗数	接頭語	記号
10 ²⁴	ヨタ	Y	10 ⁻¹	デシ	d
10 ²¹	ゼタ	Z	10 ⁻²	センチ	c
10 ¹⁸	エクサ	E	10 ⁻³	ミリ	m
10 ¹⁵	ペタ	P	10 ⁻⁶	マイクロ	μ
10 ¹²	テラ	T	10 ⁻⁹	ナノ	n
10 ⁹	ギガ	G	10 ⁻¹²	ピコ	p
10 ⁶	メガ	M	10 ⁻¹⁵	フェムト	f
10 ³	キロ	k	10 ⁻¹⁸	アト	a
10 ²	ヘクト	h	10 ⁻²¹	ゼプト	z
10 ¹	デカ	da	10 ⁻²⁴	ヨクト	y

表3. 固有の名称とその独自の記号で表されるSI組立単位

組立量	SI 組立単位			
	名称	記号	他のSI単位による表し方	SI基本単位による表し方
平面角	ラジアン ^(a)	rad		m ² ・m ⁻² =1 ^(b)
立体角	ステラジアン ^(a)	sr ^(c)		m ² ・m ⁻² =1 ^(b)
周波数	ヘルツ	Hz		s ⁻¹
力	ニュートン	N		m ² ・kg ² ・s ⁻²
圧力, 応力	パスカル	Pa	N/m ²	m ⁻¹ ・kg ² ・s ⁻²
エネルギー, 仕事, 熱量	ジュール	J	N・m	m ² ・kg ² ・s ⁻²
工率, 放射束	ワット	W	J/s	m ² ・kg ² ・s ⁻³
電荷, 電気量	クーロン	C		s ² ・A
電位差 (電圧), 起電力	ボルト	V	W/A	m ² ・kg ² ・s ⁻³ ・A ⁻¹
静電容量	ファラド	F	C/V	m ⁻² ・kg ⁻¹ ・s ⁴ ・A ²
電気抵抗	オーム	Ω	V/A	m ² ・kg ² ・s ⁻³ ・A ⁻²
コンダクタンス	ジーメン	S	A/V	m ⁻² ・kg ⁻¹ ・s ³ ・A ²
磁束	ウェーバ	Wb	V・s	m ² ・kg ² ・s ⁻² ・A ⁻¹
磁束密度	テスラ	T	Wb/m ²	kg ² ・s ⁻² ・A ⁻¹
インダクタンス	ヘンリー	H	Wb/A	m ² ・kg ² ・s ⁻² ・A ⁻²
セルシウス温度	セルシウス度 ^(d)	°C		K
光照度	ルーメン	lm	cd・sr ^(c)	m ² ・m ⁻² ・cd=cd
(放射能) 放射能	ベクレル	Bq	lm/m ²	m ² ・m ⁻⁴ ・cd=m ⁻² ・cd
吸収線量, 質量エネルギー分与, カーマ線量当量, 周辺線量当量, 方向性線量当量, 個人線量当量, 組織線量当量	グレイ	Gy	J/kg	m ² ・s ⁻²
	シーベルト	Sv	J/kg	m ² ・s ⁻²

- (a) ラジアン及びステラジアンの使用は、同じ次元であっても異なった性質をもった量を区別するときの組立単位の表し方として利点がある。組立単位を形作るときのいくつかの用例は表4に示されている。
- (b) 実際には、使用する時には記号rad及びsrが用いられるが、習慣として組立単位としての記号“1”は明示されない。
- (c) 測光学では、ステラジアンの名称と記号srを単位の表し方の中にそのまま維持している。
- (d) この単位は、例としてミリセルシウス度m°CのようにSI接頭語を伴って用いても良い。

表4. 単位の中に固有の名称とその独自の記号を含むSI組立単位の例

組立量	SI 組立単位		
	名称	記号	SI 基本単位による表し方
粘着力のモーメント	パスカル秒	Pa・s	m ⁻¹ ・kg ² ・s ⁻¹
表面張力	ニュートンメートル	N・m	m ² ・kg ² ・s ⁻²
角速度	ニュートン毎メートル	N/m	kg ² ・s ⁻²
角加速度	ラジアン毎秒	rad/s	m ² ・m ⁻¹ ・s ⁻¹ =s ⁻¹
熱流密度, 放射照度	ワット毎平方メートル	W/m ²	m ² ・m ⁻¹ ・s ⁻² =s ⁻²
熱容量, エントロピー	ジュール毎ケルビン	J/K	m ² ・kg ² ・s ⁻² ・K ⁻¹
質量熱容量 (比熱容量), 質量エンタロピー	ジュール毎キログラム毎ケルビン	J/(kg・K)	m ² ・s ⁻² ・K ⁻¹
熱伝導率	ジュール毎キログラム	J/kg	m ² ・s ⁻² ・K ⁻¹
体積エネルギー	ワット毎メートル毎ケルビン	W/(m・K)	m ² ・kg ² ・s ⁻³ ・K ⁻¹
電界の強さ	ジュール毎立方メートル	J/m ³	m ⁻¹ ・kg ² ・s ⁻²
体積電荷	ボルト毎メートル	V/m	m ² ・kg ² ・s ⁻³ ・A ⁻¹
電気変位	クーロン毎立方メートル	C/m ³	m ⁻³ ・s ² ・A
誘電率	クーロン毎平方メートル	C/m ²	m ⁻² ・s ² ・A
透磁率	ファラド毎メートル	F/m	m ⁻³ ・kg ⁻¹ ・s ⁴ ・A ²
モルエンタロピー	ヘンリー毎メートル	H/m	m ² ・kg ² ・s ⁻² ・A ⁻²
モルエンタロピー	ジュール毎モル	J/mol	m ² ・kg ² ・s ⁻² ・mol ⁻¹
モルエンタロピー	ジュール毎モル毎ケルビン	J/(mol・K)	m ² ・kg ² ・s ⁻² ・K ⁻¹ ・mol ⁻¹
照射線量 (X線及びγ線)	クーロン毎キログラム	C/kg	kg ⁻¹ ・s ² ・A
吸収線量	グレイ毎秒	Gy/s	m ² ・s ⁻³
放射線強度	ワット毎ステラジアン	W/sr	m ⁴ ・m ⁻² ・kg ² ・s ⁻³ =m ² ・kg ² ・s ⁻³
放射輝度	ワット毎平方メートル毎ステラジアン	W/(m ² ・sr)	m ² ・m ⁻² ・kg ² ・s ⁻³ =kg ² ・s ⁻³

表6. 国際単位系と併用されるが国際単位系に属さない単位

名称	記号	SI 単位による値
分	min	1 min=60s
時	h	1 h=60 min=3600 s
日	d	1 d=24 h=86400 s
度	°	1°=(π/180) rad
分	'	1'=(1/60)°=(π/10800) rad
秒	"	1"=(1/60)'=(π/648000) rad
リットル	l, L	1 l=1 dm ³ =10 ⁻³ m ³
トン	t	1 t=10 ³ kg
ネーパ	Np	1 Np=1
ベル	B	1 B=(1/2) ln10(Np)

表7. 国際単位系と併用されこれに属さない単位でSI単位で表される数値が実験的に得られるもの

名称	記号	SI 単位であらわされる数値
電子ボルト	eV	1 eV=1.60217733(49)×10 ⁻¹⁹ J
統一原子質量単位	u	1 u=1.6605402(10)×10 ⁻²⁷ kg
天文単位	ua	1 ua=1.49597870691(30)×10 ¹¹ m

表8. 国際単位系に属さないが国際単位系と併用されるその他の単位

名称	記号	SI 単位であらわされる数値
海里		1 海里=1852m
ノット		1 ノット=1 海里毎時=(1852/3600)m/s
アール	a	1 a=1 dam ² =10 ² m ²
ヘクタール	ha	1 ha=1 hm ² =10 ⁴ m ²
バール	bar	1 bar=0.1MPa=100kPa=1000hPa=10 ⁵ Pa
オングストローム	Å	1 Å=0.1nm=10 ⁻¹⁰ m
バイン	b	1 b=100fm ² =10 ⁻²⁸ m ²

表9. 固有の名称を含むCGS組立単位

名称	記号	SI 単位であらわされる数値
エルグ	erg	1 erg=10 ⁻⁷ J
ダイン	dyn	1 dyn=10 ⁻⁵ N
ポアズ	P	1 P=1 dyn・s/cm ² =0.1Pa・s
ストークス	St	1 St=1cm ² /s=10 ⁻⁴ m ² /s
ガウス	G	1 G=10 ⁴ T
エルステッド	Oe	1 Oe=(1000/4π)A/m
マクスウェル	Mx	1 Mx=10 ⁻⁸ Wb
ステルブ	sb	1 sb=1cd/cm ² =10 ⁴ cd/m ²
ホル	ph	1 ph=10 ⁴ lx
ガリ	Gal	1 Gal=1cm/s ² =10 ⁻² m/s ²

表10. 国際単位系に属さないその他の単位の例

名称	記号	SI 単位であらわされる数値
キュリー	Ci	1 Ci=3.7×10 ¹⁰ Bq
レントゲン	R	1 R=2.58×10 ⁻⁴ C/kg
ラド	rad	1 rad=1cGy=10 ⁻² Gy
レム	rem	1 rem=1cSv=10 ⁻² Sv
X線単位		1 X unit=1.002×10 ⁻¹⁴ nm
ガンマ	γ	1 γ=1 nT=10 ⁻⁹ T
ジャンスキー	Jy	1 Jy=10 ⁻²⁶ W・m ⁻² ・Hz ⁻¹
フェルミ	f	1 fermi=1fm=10 ⁻¹⁵ m
メートル系カラット		1 metric carat=200 mg=2×10 ⁻⁴ kg
トル	Torr	1 Torr=(101325/760) Pa
標準大気圧	atm	1 atm=101325 Pa
カロリ	cal	
マイクロン	μ	1 μ=1μm=10 ⁻⁶ m