

JAERI-Review

95-006



原子力発電所のシビアアクシデント
—そのリスク評価と事故時対処策—

1995年5月

阿部清治

日本原子力研究所
Japan Atomic Energy Research Institute

本レポートは、日本原子力研究所が不定期に公刊している研究報告書です。

入手の問合せは、日本原子力研究所技術情報部情報資料課（〒319-11 茨城県那珂郡東海村）あて、お申しこみください。なお、このほかに財団法人原子力弘済会資料センター（〒319-11 茨城県那珂郡東海村日本原子力研究所内）で複写による実費領布をおこなっております。

This reports are issued irregularly.

Inquiries about availability of the reports should be addressed to Information Division Department of Technical Information, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokaimura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-11, Japan.

© Japan Atomic Energy Research Institute, 1995

編集兼発行 日本原子力研究所
印 刷 ニッセイエプロ株式会社

原子力発電所のシビアアクシデント
—そのリスク評価と事故時対処策—

日本原子力研究所企画室

阿部 清治

(1995年4月3日受理)

本報は、原子力発電所のシビアアクシデント問題についての解説書である。ここでシビアアクシデントとは、設計基準を大幅に超えて炉心の重大な損傷にいたる事故である。まず、シビアアクシデントの事例として、米国のスリーマイル島原子力発電所2号機と旧ソ連のチェルノブイル原子力発電所4号機の事故について、事故の原因や状況、事故後に採られた対応等について解説する。ついで、原子炉のシビアアクシデントのリスクを評価する確率論的安全評価(PSA)について、手法及びその安全問題への適用状況を解説すると共に、技術に伴うリスクとその受容性について論じる。最後に、我が国で現在進められているシビアアクシデント対策(アクシデント・マネジメントの整備)について、BWR及びPWRそれぞれについて提案されている具体的なアクシデント・マネジメント策等を解説する。

Severe Accidents at Nuclear Power Plants
-Their Risk Assessment and Accident Management-

Kiyoharu ABE

Office of Planning
Japan Atomic Energy Research Institute
Uchisaiwai-cho, Chiyoda-ku, Tokyo

(Received April 3, 1995)

This document is to explain the severe accident issues. Severe Accidents are defined as accidents which are far beyond the design basis and result in severe damage of the core.

Accidents at Three Mile Island in USA and at Chernobyl in former Soviet Union are examples of severe accidents. The causes and progressions of the accidents as well as the actions taken are described.

Probabilistic Safety Assessment(PSA) is a method to estimate the risk of severe accidents at nuclear reactors. The methodology for PSA is briefly described and current status on its application to safety related issues is introduced. The acceptability of the risks which inherently accompany every technology is then discussed.

Finally, provision of accident management in Japan is introduced, including the description of accident management measures proposed for BWRs and PWRs.

Keywords: Nuclear Power Plant, Severe Accident, Core Damage, Risk,
Probabilistic Safety Assessment, Accident Management

目 次

1.はじめに	1
2.原子力発電所のシビアアクシデントとそれへの対策	4
2.1 シビアアクシデントとはどんな事故か	4
2.2 シビアアクシデントのリスクとシビアアクシデント対策の役割	8
2.3 アクシデント・マネジメントの立案や評価でのPSAの役割	11
2.4 米国におけるシビアアクシデント問題終結計画	13
3.シビアアクシデントの事例とその教訓	19
3.1 スリーマイル島2号機の事故	19
3.2 スリーマイル島事故の教訓と事故後に採られた措置	28
3.3 チェルノブイル4号機の事故	32
3.4 チェルノブイル事故の教訓と事故後に採られた措置	38
4.シビアアクシデントの確率論的安全評価	40
4.1 「リスク」とその表現法	40
4.2 原子力発電所に対する確率論的安全評価の手法及び応用分野	43
4.3 原子力発電所に対する確率論的安全評価の実施状況と得られた知見	54
4.4 技術に伴うリスクとその受容性	62
5.我が国におけるアクシデント・マネジメントの整備	82
5.1 我が国におけるアクシデント・マネジメント整備計画とそのレビュー	82
5.2 代表的プラントのPSA結果とアクシデント・マネジメント策の概要	89
5.3 BWRについてのアクシデント・マネジメント策の内容	97
5.4 PWRについてのアクシデント・マネジメント策の内容	110
6.おわりに	125
付録A シビアアクシデント時に起き得る諸現象（用語集）	126

Contents

1. Introduction.....	1
2. Severe Accidents at Nuclear Power Plants and Accident Management.....	4
2.1 What are Severe Accidents?	4
2.2 Severe Accident Risks and Roles of Accident Management	8
2.3 Roles of PSA in Planning and Assessing Accident Management	11
2.4 Strategy for Closure of Severe Accident Issues in U.S.A.	13
3. Examples of Severe Accidents and Lessens Learned.....	19
3.1 Accident at Unit 2 of Three Mile Island Nuclear Power Station.....	19
3.2 Lessons Learned from and Actions Taken after TMI Accident.....	28
3.3 Accident at Unit 4 of Chernobyl Nuclear Power Station.....	32
3.4 Lessons Learned from and Actions Taken after Chernobyl Accident....	38
4. Probabilistic Safety Assessment of Severe Accidents	40
4.1 Definition and Expression of Risk.....	40
4.2 Methodologies for and Possible Applications of PSA for Nuclear Power Plant.....	43
4.3 Current Status of and Findings from PSAs for Nuclear Power Plants..	54
4.4 Risks Accompanying with Technology and their Tolerability.....	62
5. Provision of Accident Management in Japan	82
5.1 Planning and Review of Accident Management	82
5.2 PSA Results and Accident Management Measures for Representative Plants.....	89
5.3 Accident Management Measures for BWRs.....	97
5.4 Accident Management Measures for PWRs.....	110
6. Concluding Statements	125
Appendix A Phenomena Which May Occur During Severe Accidents.....	126

1. はじめに

1979年3月28日に米国のスリーマイル島（TMI）2号機で炉心の損傷を伴う事故が発生して以来、設計基準事象の範囲を大きく超えるような事故、いわゆる「シビアアクシデント」に対してどのような対策を施すかが世界的な問題となった。また、1986年4月26日には、旧ソ連チェルノブイル4号機で原子炉出力暴走事故が起き、大量の放射性物質の放出をもたらした。チェルノブイル炉の型式や旧ソ連における安全管理の状況は西側諸国とは著しく異なっていたことから、西側諸国の炉でこうした事故が起きることがただちに懸念されたわけではない。しかしながら、この事故も、安全確保の重要性とシビアアクシデント対策の必要性を再認識させるものであった。

こうした状況下で、我が国では原子力安全委員会が、1987年（昭和62年）7月に原子炉安全基準専門部会に「共通問題懇談会」を設け、シビアアクシデントの考え方、確率論的安全評価（P.S.A：Probabilistic Safety Assessment）手法、シビアアクシデントに対する格納容器の機能等について検討することとした。そして、同懇談会は、検討の途中結果を1990年（平成2年）2月19日に「原子炉安全基準専門部会共通問題懇談会中間報告書」^{【1-1】}としてまとめた。更に、最終報告書として、1992年（平成4年）3月5日に「シビアアクシデント対策としてのアクシデントマネジメントに関する検討報告書－格納容器対策を中心として－」^{【1-2】}を安全委員会に提出した。安全委員会はこの報告書の内容を妥当として、同年5月28日に「発電用軽水型原子炉施設におけるシビアアクシデント対策としてのアクシデントマネジメントについて」^{【1-3】}を発表し、電力会社が効果的なアクシデント・マネジメントを自主的に整備し、万一の場合にこれを的確に実施することを強く奨励すると共に、アクシデント・マネジメントの促進・整備等に関する行政庁の役割を明確化することが必要であるとした。

これを受けた通産省は、アクシデント・マネジメントに関する検討の進め方について同省の対応方針をまとめ、同年7月に「アクシデントマネジメントの今後の進め方について」^{【1-4】}を発表した。それによれば、同省は、我が国においてはシビアアクシデントの発生の可能性は充分小さいので、アクシデント・マネジメントは電力会社が自主保安の一環として実施するものであると位置づけ、従って、アクシデント・マネジメントがなされているか否か、あるいはその具体的対策内容の如何によって、原子炉の設置又は運転などを制約するような規制的措置を要求しない、とした。そして、こうした前提の下で、実施されるアクシデント・マネジメントの技術的有効性について、設計基準事象への対応に与える影響を含めて、確認・評価を行なうこととした。その上で、電力会社に対し、

- ①1993年（平成5年）末までに、各原子力発電所のP.S.Aを実施し、その安全上の特性を把握し、アクシデント・マネジメント候補の検討を行うこと
- ②その後速やかに、この検討結果に基づいてのアクシデント・マネジメントの整備を行うこと
- ③それより後は、定期安全レビュー等において、アクシデント・マネジメントを定

期的に評価すること

を要請した。通産省はまた、原子力発電技術顧問会総合予防保全顧問会に「シビアアクシデント対策検討会」を設置し、電力会社が提出する P S A の結果やアクシデント・マネジメントの整備方針の妥当性を検討することとした。

1994年（平成6年）3月31日には、各電力会社から通産省に、個別プラントのアクシデント・マネジメント検討報告書が提出された^[1-5]。通産省は、これらの報告書を同年4月から6月にかけてレビューし、その結果を10月に原子力安全委員会に報告した^[1-6]。同報告書には、電力会社の各アクシデント・マネジメント策に対する技術的妥当性の検討の基本方針、アクシデント・マネジメントの法規上の取扱い、種々の炉型のB W R 及びP W R に対する具体的アクシデント・マネジメント策がまとめられている。また、通産省によるレビューの結果として、安全性を更に向上させる上で検討すべきシーケンスに対してアクシデント・マネジメント策が考えられていること。各アクシデント・マネジメント策は実施可能でありかつ防止・緩和の効果があると判断されること、各アクシデント・マネジメント策は従来の安全機能に影響を及ぼすことがないと判断されることが示されている。

一方、原子力安全委員会においては、原子炉安全基準専門部会の下に、1993年（平成5年）8月以来アクシデント・マネジメントの検討に係る専門家会合を開催し、事前検討を行ってきた。以後は、平成6年9月に発足した原子炉安全総合検討会の下で検討を始めている。

本報は、我が国のシビアアクシデント対策に係わるこうした動きに合わせて、シビアアクシデント問題全般の解説書としてまとめたものである。以下、2章では、シビアアクシデントとそれへの対策の概要について述べる。3章は、シビアアクシデントの事例として、T M I 2号機とチャルノブイル4号機の事故の内容を説明すると共に、これらの事故の後で採られた措置について述べる。4章は、シビアアクシデントに対するP S A の方法論やその実施状況、P S A によって得られた知見等について述べる。5章は、我が国におけるアクシデント・マネジメント整備計画の概要と、電力会社によって考えられているアクシデント・マネジメント策の具体例を紹介する。また、付録Aは、シビアアクシデント時に起き得る諸現象を解説する用語集である。

1章参考文献

- [1-1] 原子炉安全基準専門部会共通問題懇談会、「原子炉安全基準専門部会共通問題懇談会中間報告書」、平成2年2月19日
- [1-2] 原子炉安全基準専門部会共通問題懇談会、「シビアアクシデント対策としてのアクシデントマネージメントに関する検討報告書－格納容器対策を中心として－」、平成4年3月5日
- [1-3] 原子力安全委員会、「発電用軽水型原子炉施設におけるシビアアクシデント対策としてのアクシデントマネージメントについて」、平成4年5月28日
- [1-4] 通商産業省資源エネルギー庁、「アクシデントマネジメントの今後の進め方について」、平成4年7月
- [1-5] 通産省資源エネルギー庁、「アクシデントマネジメント検討報告書の受理について」、1994年（平成6年）3月31日
- [1-6] 通商産業省資源エネルギー庁、「軽水型原子力発電所におけるアクシデントマネジメントの整備について－検討報告書」、平成6年10月

2. 原子力発電所のシビアアクシデントとそれへの対策

2.1 シビアアクシデントとはどんな事故か

原子力発電所のシビアアクシデントについて、そのリスクの評価と事故の発生防止・影響緩和の対策を説明するのに先立ち、まずシビアアクシデントとはどのような事故かを説明する。

(1) シビアアクシデントの定義

原子力発電所の安全設計とその評価では、想定する幾つかの異常事象を「設計基準事象」として選定した上で、原子炉施設の構築物・系統・機器がそれらの事象に対して所要の安全機能を果たすことを求めている^[2-1]。異常事象としては、「運転時の異常な過渡変化」と「事故」がある。

運転時の異常な過渡変化とは、原子炉の運転中において、原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の单一の故障もしくは誤動作又は運転の单一の誤操作、及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって生ずる異常な状態に至る事象である。こうした事象が生じた場合、炉心は損傷に至ることなく、かつ、原子炉施設は通常運転に復帰できる状態で収束されることが求められている。

一方、事故とは、運転時の異常な過渡変化を超える異常な状態であって、発生する頻度はまれであるが、発生した場合は原子炉施設からの放射性物質の放出の可能性があり、原子炉施設の安全性を評価する観点から想定する必要のある事象である。こうした事象が生じた場合、炉心の溶融あるいは著しい損傷のおそれがなく、かつ、事象の過程において他の異常状態の原因となるような2次的損傷が生じなく、さらに放射性物質の放散に対する障壁の設計が妥当であることが求められている。

原子力発電所は、このような設計基準事象に対して十分対応できる安全設計を有することと、品質管理や運転・保守の信頼性を高く保つことで設計基準を上まわるような事故が発生する可能性を限りなく小さくすることにより、十分な安全性を有すると考えられている。

これに対し、「シビアアクシデント」とは、平成2年2月の「原子炉安全基準専門部会共通問題懇談会中間報告書」^[2-2]の定義に従えば、「設計基準事象を大幅に超える事象であって、安全設計の評価上想定された手段では適切な炉心の冷却または反応度の制御ができない状態であり、その結果、炉心の重大な損傷に至る事象」である。

(2) 想定されるシビアアクシデントの進展とF Pの放出・移行挙動

安全設計の妥当性評価では、解析の結果を最も厳しくする機器の单一故障を仮定した解析を行うものの、残りの機器はすべて健全であるとして想定事象の解析を行う。従って、各想定事象（4.2節で述べるが、P S Aでの「起因事象」に相当する）に対して（单一故障を含む）单一の「事故シーケンス（これも4.2節で定義する）」が解析・評価の対象になる。

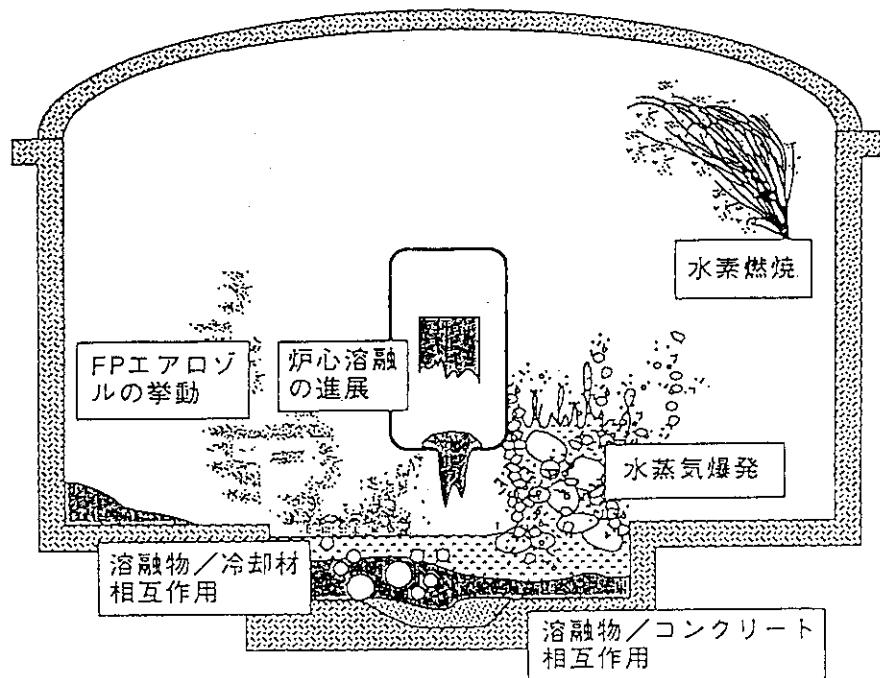
これに対してシビアアクシデントとは、炉心が重大な損傷に至り得るすべての事故シ

一ケンスの総称である。シビアアクシデント時には、第2-1図に示すように、原子炉冷却系及び格納容器の中で様々な現象が起き得る。（各現象については付録に簡単な説明をつけてある。）シビアアクシデントの進展とそれに応じてのFPの放出・移行挙動は事故シーケンスによって著しく異なったものであることが知られている。しかしながら、極めて大雑把には、次のように想定できる^[2-3]。なお「」で囲んだ言葉は、付録Aの用語集に記載したものである。

原子炉容器内の事故の進展

BWRの原子炉冷却系内もしくはPWRの1次冷却系内では、「冷却材喪失事故（L O C A : Loss of Coolant Accident）」や「トランジエント」等の起因事象の発生後、非常用炉心冷却系（ECCS : Emergency Core Cooling System）等の安全系が機能しないと、炉心が昇温する。この時、被覆管材のジルコニウムは水蒸気によって酸化され、水素を発生する（「原子炉容器内の水素発生」）。この化学反応が発熱反応であるため、炉心温度は更に上昇し、冷却機能の回復がなければ遂には溶融する。

事故が更に進展すれば、溶融炉心（融体）の一部あるいは大部分が下方に流れ落ちる（「炉心溶融の進展」）。実際、1979年のTMI-2号機の事故では、炉心融体の一部が原子炉容器底部に落下している。融体の落下先に水がたまつていれば、「原子炉容器内の水蒸気爆発」が起きる可能性もある。また、この融体が冷却されなければ、「原子炉容器の溶融貫通」が起き、融体は原子炉キャビティに落ちる。



第2-1図 シビアアクシデント時に起き得る諸現象

格納容器内での事故の進展

格納容器内では、原子炉容器の溶融貫通が起きる前から、1次冷却材のプローダウンによって放出される水蒸気や、ジルコニウムの酸化反応によって生じた水素により、気相部の温度・圧力が上昇する。PWRの場合は、格納容器内が不活性気体で置換されていないので、「水素の燃焼」による温度・圧力の上昇も起き得る。

原子炉容器の溶融貫通が起きると、事故は更に複雑化する。

原子炉圧力が高い状態で原子炉容器の溶融貫通が起きると、格納容器へ放出される融体は、高い背圧を受けて微細な粒子となり、格納容器雰囲気中に吹き散らされる可能性がある。粒子表面では金属が気体と反応して更に熱を発生する。粒子から雰囲気への伝熱で、格納容器内気体の温度・圧力が急上昇する。これを、「格納容器直接加熱（DCH : Direct Containment Heating）」と言う。

炉心融体が原子炉キャビティに落下した時、原子炉キャビティに水があると、「格納容器内の水蒸気爆発」が起きる可能性がある。水蒸気爆発が起きない場合でも、水の沸騰によって生成される蒸気により格納容器の内圧が上昇する（溶融物／冷却材相互作用）。

原子炉キャビティの中に元々水がない場合、あるいは水が沸騰してなくなってしまった後は、融体からの伝熱により、キャビティ床の「ベースマット・コンクリートの熱分解」が起き、水蒸気や二酸化炭素を発生する（溶融物／コンクリート相互作用）。水蒸気がコンクリート上の融体を通り抜ける時には、融体中に残っている金属によって還元され、水素に変り得る「格納容器内の水素発生」）。同様に、二酸化炭素は一酸化炭素に変り得る。これらの気体は非凝縮性の気体なので、（BWRのサプレッション・プールに導かれても凝縮されず、）格納容器の内圧が上昇する。また、これらの「可燃性ガスの燃焼」が起きれば、格納容器内気体の温度・圧力の急上昇が起きる。こうした様々な現象により、「格納容器の加圧」が起きる。格納容器スプレイ等による減圧が十分でな場合、あるいは水蒸気爆発や可燃性ガス燃焼による圧力上昇が過大となった場合は、「格納容器の破損」が起き得る。

原子炉冷却系内でのFPの放出・移行挙動

炉心温度上昇時に燃料中の核分裂生成物（FP : Fission Products）や周囲の構造材等が気化し、燃料外に放出される（「原子炉容器内の核分裂生成物の放出」）。これらのあるものは原子炉冷却系内でより低温の部分に移行すると凝縮してエアロゾル化する。その一部は原子炉容器上部ブレナムや配管部で沈着（「原子炉冷却系内の核分裂生成物の沈着」）し、残りは格納容器に放出される。

格納容器内のFPの放出・移行挙動

原子炉容器溶融貫通後は、原子炉キャビティ中の融体からもFP等が放出され（「格納容器内の核分裂生成物の放出」）、これもあるものはエアロゾル化する。格納容器中のエアロゾルは、重力沈降等の自然の過程により、またもし作動すれば格納容器スプレイにより、床や壁に沈着する（「格納容器内の核分裂生成物の沈着」）。格納容器

破損が起きると、その時格納容器中に浮遊していたFPやその後融体から放出されるFPが外部環境に放出される。

こうして環境中に放出されるFPは、環境側から見ればプラントから発生してくるものである。このため、この放出FPは、「ソースターム（発生項）」と呼ばれている。

2.2 シビアアクシデントのリスクとシビアアクシデント対策の役割

(1) 設計基準事象とシビアアクシデントが公衆にもたらすリスク

前節で述べたように、原子力発電所で想定される様々な異常事象に対して、その拡大を防止するための各種安全系が用意されている。各安全系は、单一故障を仮定したとしても、事故を終了させるのに十分な容量を有するよう設計されている。また、設計基準事象の影響が十分小さいことは安全審査で確認されている。従って、設計基準事象が公衆に対して著しい影響を及ぼすことにはあり得ず、そのリスクも無視できる程小さくなっている。

各安全系はまた、多重性・多様性を有する設計、手順書の整備、運転・保守に係わる訓練等により、信頼性が十分高く保たれている。従って、設計基準事象がシビアアクシデントに発展する可能性もそれが公衆に及ぼすリスクも十分小さくなっている。即ち、原子力発電所の安全は、基本的には設計基準事象に対して厚い防護を用意することで確保されるものである。

しかしながら、どんなに安全系の信頼性を高めても、それが作動に失敗する可能性を完全になくすることは不可能である。このため、シビアアクシデントが発生し、公衆にリスクを及ぼす可能性もゼロではない。原子力発電所が公衆に及ぼすリスクを「残存リスク」とも言うのは、十分な安全対策にもかかわらずなおかつ残ってしまうリスクという意味からである。

前述のように、設計基準事象が公衆に及ぼすリスクは無視できる程小さいから、必然的に、公衆のリスクに寄与するのは、例え発生頻度が極めて小さくとも、炉心が損傷し格納容器が破損するような苛酷な事故、シビアアクシデントだけになる。（後述するP S Aで、原則として原子力発電所で発生し得るあらゆる事故を対象とすると言いつながら、実際にはシビアアクシデントしか扱わないのはこのためである。）従って、シビアアクシデントのリスクを低減することは、既に十分小さくなっている原子力発電所のリスクを更に小さくできることを意味している。

(2) アクシデント・マネジメントによるリスクの低減

繰り返し述べてきたように、設計基準事象に対して厚い防護を施すことにより、シビアアクシデントの発生確率は十分小さくなってしまっており、従ってそのリスクも容認できない程大きなものではない。実際、これまでになされた多くのP S Aの結果は、天災や他の技術、あるいは様々な社会活動がもたらすリスクに比べ、原子力発電所のもたらすリスクは十分小さいものであることを示している。（例えば文献[2-4]。なお、リスクの比較については4.4節に述べる。）しかしながら、原子力発電所のリスクのほとんどがシビアアクシデントによるものである以上、そのリスクを更に小さくできれば望ましいことである。

ところで、原子力発電所の設置許可手続きにおいては保守的な評価を行うことになっており、例えは、安全設計の妥当性は、あらかじめ想定した手段（安全系の設備）しか用いないで評価する。これを裏返しに述べると、たとえ安全系の不作動によりシビアア

クシデントに至り得る事象が発生したとしても、安全系以外の諸設備（例えばプロセス系）を適切に活用したり、あるいは、あらかじめ特定の設計改善を行っておけば、シビアアクシデントの発生防止や万一それが発生してしまった場合の影響緩和に有効な手段となり得る。これが、事故時対処策、「アクシデント・マネジメント」である。（以下、「アクシデント・マネジメント」とは、シビアアクシデント対策としての手順及び設備を指す。）

従来は、シビアアクシデントについて十分な知見がなかったことから、有効なアクシデント・マネジメント策（失われた安全機能別の具体的対応方法）を考えることは困難であった。しかしながら、TMI事故後15年を経て、実験や解析により、現象自体についても、それらが事故の進展や核分裂生成物の放出・移行挙動に及ぼす影響についても理解が進んだ。一方、「確率論的安全評価（P S A）」の実施により、原子力発電所のシビアアクシデントに対する弱点の同定も可能になった。このため現在では、世界各国で、原子力発電所に対してP S Aを実施し、その結果に基づいてシビアアクシデントの発生や防止・影響緩和に有効な対策を整備しようとする動きが広まっている。

シビアアクシデントに対するアクシデント・マネジメントの位置づけをまとめると、第2-2図のようになると考えられる。

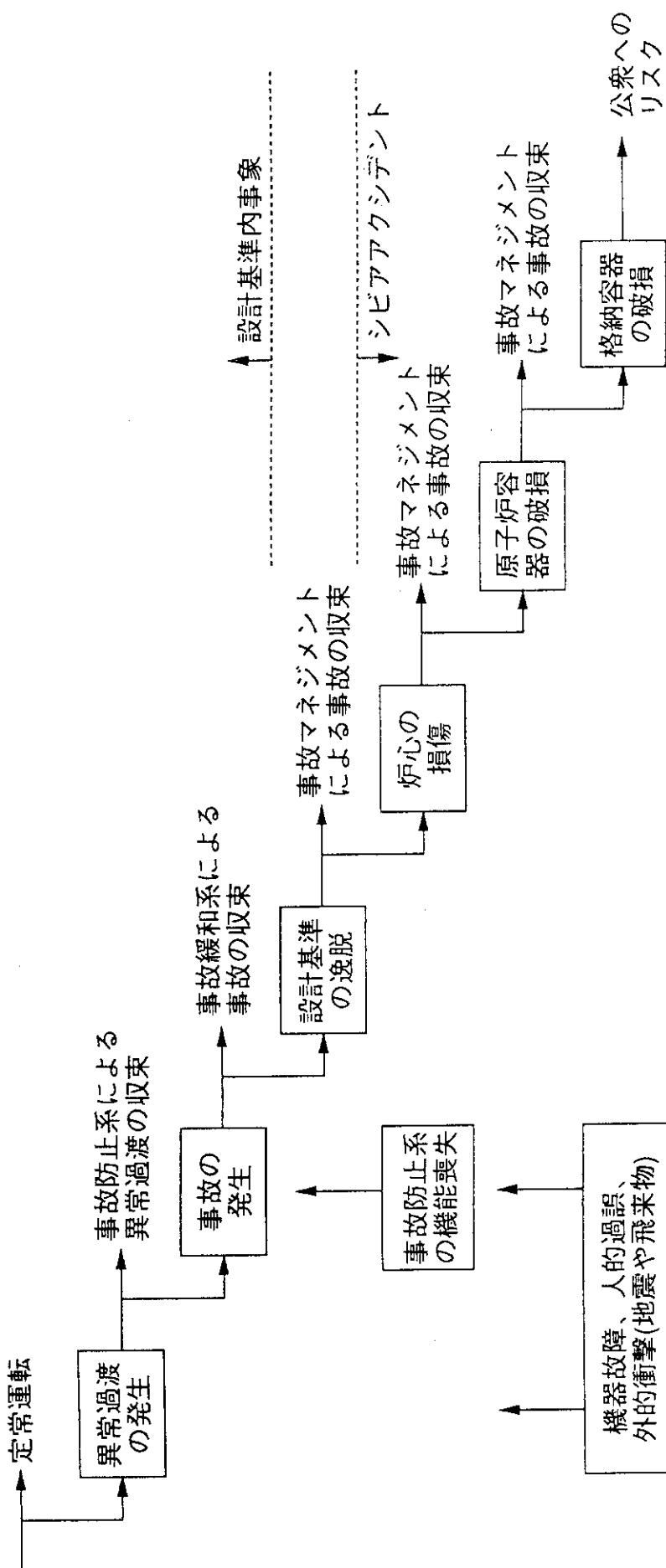
原子力発電所の安全設計では、

- ①信頼性の高い設計の採用等によります異常・故障の発生を防止する。
- ②異常や故障を早期に検出すると共にそれが拡大して事故になるのを防ぐ事故防止系を用意する。
- ③万一の事故が発生した場合に外部への異常な量の放射性物質の放出を防止するための事故緩和系を用意する。

という、「3レベルの安全」なる考え方を採用している。こうした設計法により、設計基準を逸脱するような事故の発生は現実には考えられない程低くなっている。このため従来は、こうした想定を超えるような事故に対しては必ずしも十分な対策が施されていなかった。しかしながら、万一設計基準を超すような異常事態が発生したとしても、それがただちに公衆のリスクにつながるものではない。適切なアクシデント・マネジメントを施すことにより、

- ①炉心の損傷を防止する。
- ②炉心の損傷に至ったとしても原子炉容器の破損を防止する。
- ③原子炉容器の破損に至ったとしても格納容器の破損を防止する。

ことが可能である。



第2-2図 原子炉事故の進展とその収束手段

2.3 アクシデント・マネジメントの立案や評価でのP S Aの役割

P S A手法については4章で述べるが、ここでは、アクシデント・マネジメントの立案や評価にP S Aはどのように役立つかを概説する。

(1) P S Aのタスク

P S Aでは以下のようなタスクを実施する。

- ①炉心損傷に至る事故シーケンスを系統的手法で分類・定義する。
- ②こうして定義した各炉心損傷事故シーケンスの発生頻度と、それに対する各機器故障の寄与度を定量化する。即ち、炉心損傷頻度にとって寄与の大きい事故シーケンスや機器故障を同定する。
- ③各炉心損傷事故シーケンスについて、事故進展やF Pの放出・移行挙動を解析し、格納容器の破損頻度や事故時ソースタームを定量化する。即ち、格納容器破損頻度や環境影響にとって寄与の大きい事故シーケンスを同定する。
- ④それぞれの解析結果における不確実さを定量評価すると共に、それに寄与する不確実因子を同定する。

(2) アクシデント・マネジメントを考える上でのP S Aの用途

このようなP S Aの結果は、アクシデント・マネジメントを立案し評価する上で有用なものとなる。P S Aの結果は、例えば次のように用い得る。

- ①炉心損傷に至る事故シーケンスをすべて定義できることから、総合的なアクシデント・マネジメントを考える上での基盤となる。
- ②アクシデント・マネジメントを考えないと前提でP S Aを実施することにより、炉心損傷頻度や格納容器破損頻度にとって寄与の大きい事故シーケンスや機器故障を同定できる。これから、どのような事故シーケンスや機器故障を対象にアクシデント・マネジメントを考えればよいかがわかる。即ち、アクシデント・マネジメントの対象を同定することができる。
- ③こうして同定された重要な事故シーケンスや機器故障に対してアクシデント・マネジメントを用意した後で、再びP S Aを実施することにより、アクシデント・マネジメントの導入による炉心損傷頻度や格納容器破損頻度の低減効果を求めることができる。
- ④重要な事故シーケンスにおいて、アクシデント・マネジメントを考えない場合と考えた場合の事故進展の解析やソースタームの評価を実施することにより、アクシデント・マネジメントによる事故影響の緩和効果求めることができる。
- ⑤アクシデント・マネジメントによっては、炉心損傷事故の発生頻度や格納容器の破損頻度、あるいは事故時ソースタームの不確実さが小さくなるものもある。不確実さが小さくなることもシビアアクシデント対策を考える上で有用な知見となる。

⑥上述の③～⑤のような評価を行うことにより、各アクシデント・マネジメント案の有効性を示すことができる。

(3) アクシデント・マネジメントを考える上での P S A の限界

一方で、P S A の様々な限界から、P S A の結果がアクシデント・マネジメントの立案や評価に有用でない場合もあることに注意が必要である。P S A の限界とは、大別すれば、不完全さと不確実さである。具体的には以下のような点に留意する必要がある。

①一般に P S A は不完全さを有するものであり、対象に含めていない事象がある。

例えば、P S A は通常、シビアアクシデントだけを扱っており、設計基準事象は対象としていない。従って、シビアアクシデントに対しては有効なアクシデント・マネジメントが、設計基準事象に悪影響を及ぼすことがないかどうかは別途検討が必要である。同様に、内的事象だけを扱う P S A で有効と判断されたアクシデント・マネジメントが、耐震設計の面で悪影響を及ぼすことがないかどうかも別途の検討が必要である。即ち、参照している P S A が対象としている範囲を理解して、それ以外の部分で悪影響が生じないことを確認する必要がある。

②一般に P S A は不確実さを有するものであり、P S A の結論は完全に正しいものではない。P S A の不確実さを考慮して、それでもなお相当の蓋然性をもってアクシデント・マネジメントが有効と言えるかどうか検討する必要がある。

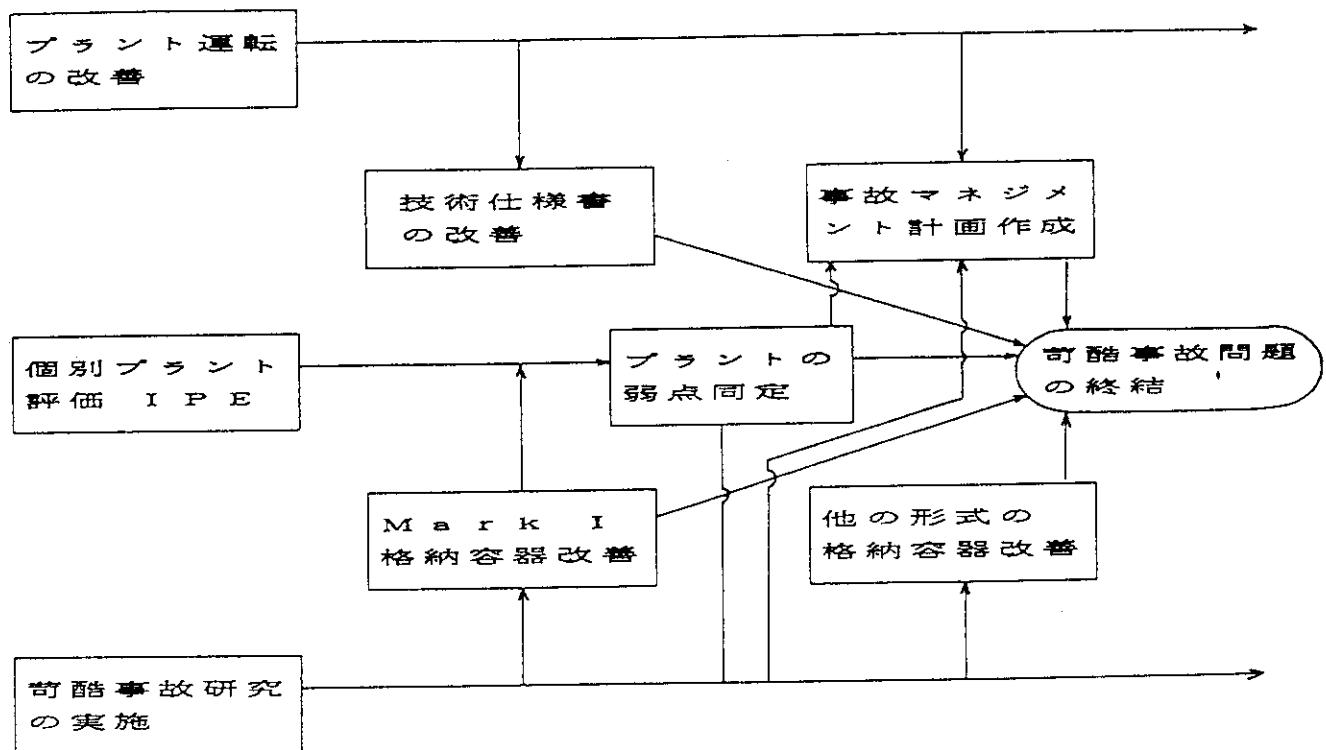
なお、アクシデント・マネジメントを評価するに当っては、以上の P S A の限界に直接係わる問題の他、それが様々な事故状況下で困難なく実施できるかどうかといった、他の要因についても検討する必要がある。

2.4 米国におけるシビアアクシデント問題終結計画

シビアアクシデント問題は、米国で1979年に起きたTMI-2号機の事故によって世界的な重要課題となった。当然のことながら、この問題をどう解決するかという点についても、米国がいち早く対応し、それと同様のアプローチが世界各国に広がった。そこで、本節では、シビアアクシデント問題の終結に向けての米国のアプローチを紹介する。なお、我が国のシビアアクシデント対策については、5章でまとめて説明する。

(1) シビアアクシデント終結に向けてのNRCプログラムの概要

米国NRCは、TMIの事故以降、原子力発電所のシビアアクシデント問題（Severe Accident Issues）を解決し、終結（Closure）させるために、多くのプログラムを実施してきた。これらのプログラム間の関係は第2-3図のようになる^[2-5]。シビアアクシデント対策についての参考とするために、以下、各プログラムの内容や相互関係を整理する。



第2-3図 シビアアクシデント問題の終結に向けてのNRCのプログラム間の関係

米国では、シビアアクシデント問題は、共通問題（Generic Issues）と個別問題（Plant Specific Issues）の2つに分類されている。共通問題の解決は、NRCが規則を制定するか、あるいはそれに代る措置を探り、それに対して電力会社が必要な対応を完

了することで達成される。個別問題の解決は、各電力会社が個々のプラントについて、リスクに大きく寄与する事象を同定し、かつ、もはや更なる改善策は必要としないと言えるまでに、設計・手順・運転を高度化することによって達成される。

なお、注記すべきことは、シビアアクシデント問題の「終結」は、すべてのシビアアクシデント関連活動が終了することを意味しない。シビアアクシデントの現象論や人間の行動に関する研究等、幾つかの活動は、「終結」の後も続けられ、終結に係わる判断の妥当性を確認することに役立てられる。

シビアアクシデント問題を終結するために実施すべきステップは次のとおりである。

- ① I P E の実施： I P E プログラム (Individual Plant Examinations, 個別プラント評価) は、個々のプラントを対象として、プラント特有のリスク寄与因子を系統的な方法で見つけ出すために実施される。その内容やスケジュール等については(2)で記述する。
- ② アクシデント・マネジメントの整備： I P E の結果に基づき、アクシデント・マネジメント（手順及び設備）を整備する。ただし、シビアアクシデント時の現象や効果的なアクシデント・マネジメント戦略に係わる知見は必ずしも完全なものではないから、電力会社は、まず今後知見が得られた時にそれを活用できるよう、アクシデント・マネジメントの枠組みを用意する。
- ③ 格納容器健全性の改善： シビアアクシデント時の荷重に対して格納容器がどれ程耐えられるかを検討し、それに基づいて格納容器の弱点を克服し、核分裂生成物 (FP) の放出量を低下させることは、共通問題としてとらえられている。最初に対象となったのは B W R の Mark I 格納容器であり、そこでは、炉心融体によるドライウェル側壁の溶融貫通が問題とされた。他の格納容器についても、順次検討がなされた。
- ④ 安全目標の利用： N R C は、シビアアクシデント問題の解決及び終結の過程で、安全目標の政策及び目標値 (FP 大量放出 10^{-6} / 炉・年等) を参考にする。ただし、安全目標は個別問題の解決には用いられず、共通問題の解決のためだけに用いられる。即ち、あるプラントは安全目標を満足し、あるプラントは満足しないという状況が生じても、それでただちに個別プラントに特定の規制がなされることはなく、こうした状況を生じさせた規制体系の欠陥を同定し、改善するのに用いられる。個別問題は、 I P E の結果に基づき、ケースバイケースで解決される。

(2) 米国における個別プラント評価 (I P E)

米国 N R C は、 1989 年に、各プラントに対して、 I P E の実施を命じた。その内容を、 Generic Letter No. 88-20 に基づいてまとめると次のようになる [2-6], [2-7] 。

I P E は、個別のプラントを対象として、プラント特有のリスク寄与因子を系統的な方法で見つけ出すために実施される。 I P E の目的は、各電力会社が、①シビアアクシデント挙動について認識を深め、②当該プラントで最も起き易いシビアアクシデントシ

一ケンスを理解し、③炉心損傷及びF P放出の確率についてより定量的な理解を得、④必要なら、施設や手順を変更してこれらの確率を低下させることである。

I P Eは、まず内的事象（ただし、外的事象のうち内的浸水を含む）だけを対象として開始された。外的事象（内的火災・強風・外的浸水・地震等）を対象としての I P E (IPEEE, IPE of External Events) は、N R CとN U M A R Cとの協力により外的事象の評価手法を確立した後で、1990年に開始された。（「内的事象」、「外的事象」については4.2節でより具体的に説明する。）

内的事象の I P E で用いて良い手法は次の3通りのうちいずれかである。

- ① レベル1以上のP S Aプラス格納容器健全性解析
- ② I D C O R (Industry Degraded Core Rulemaking・N R Cがシビアアクシデン
トに係わる規則制定を図ったのに対して、産業界側が意見をまとめるために作っ
た組織) のシステム解析手法。ただし、N R Cが指摘した箇所を改良したもので
あること。
- ③ その他、N R Cが承認する手法

ここで、炉心溶融、溶融炉心の炉容器外放出、格納容器健全性に係わる評価では、そ
の確率についても影響についても広範な見方があり、不確実さが大きい。この不確実さ
を低下させるためには、一層の研究が必要である。このためN R Cは、I P Eを補完す
るものとして、「格納容器健全性改善プログラム (Containment Performance Improvem
ents Program)」を実施した。

I P Eの実施を要求する Generic Letter が出された1989年時点までに、多くの電力
会社は既にプラント固有のP S A実施していたので、これらP S Aの結果がI P Eに用
いられることが期待された。P S Aは、リスクにとって重要な機器や系統を同定し、そ
れを許可更新期間中一定の信頼性レベル以上に保つための基本となり得るものである。
P S Aはまた、リスク管理プログラムの作成にも有用である。

電力会社からI P E報告書が提出されると、N R Cはそれを検討した上で、次のような対応を探ることになり得る。

- ① 費用を度外視しての適切な措置の要求
- ② 10 CFR 50.109に沿っての、適切な措置の勧告
- ③ 強化策不要

内的事象の I P E の経過とスケジュールは次のとおりである。

- ① 1989年1月に、I P Eの実施方法や提出方法をまとめたNUREG-1335ドラフト報告
書が出された。
- ② 1989年3月に、I P Eの目的を説明し、質問に答えるために、電力会社の代表を
集めてのワークショップが開かれた。

③ワークショップ終了後、NRCはNUREG-1335報告書を改訂した。最終報告書は1989年8月に公刊された^[2-8]。

④上記報告書は Generic Letter 88-20, Supplement No.1と共に各電力会社に送付された。電力会社は60日以内に IPE 実施計画案を NRC に提出することになっている。

⑤電力会社は IPE の結果を 3 年以内に提出する。但し、電力会社がどのような手法で IPE を実施するかにより、次のような考慮がなされる。

- i) 既存の PSA を用いる場合は、3 年以内で、できるだけ早く。
- ii) IDCOR の試験的適用で IDCOR システム解析を用いた電力会社は 3 年以内。
- iii) 新規にレベル 2 もしくはレベル 3 の PSA を実施する場合は、協議により 3 年を越しても良い。

IPE のレビューのためには、1990年に「2段階レビュー手順」が確立された^[2-9]。即ち、提出されたすべての IPE 報告書に対して、比較的短期間の第1段階レビューを行なう。そこでは、①電力会社の IPE 手順が Generic Letter 88-20 の要求にあったものであるか否かを決定すると共に、② IPE で得られた重要な知見を将来の利用のためにデータベースに蓄える。より詳細な第2段階レビューは、特定の IPE についてだけ実施する。第2段階レビューの対象となる IPE とは、① NRC スタッフの PSA 経験や予測と合致しない結論に達しており、適用された手法もしくはプラントの運転特性に弱点があることを示唆する IPE か、②十分な理解が得られていない固有の特性を有するプラントについての IPE である。

IPE の提出状況は、1992会計年度終了時点（1993年9月末）で次のとおりである^[2-10]。

- ①提出されるべき 78 の IPE (113 機) のうち 63 (80%) が提出された。
- ② 12 の IPE はレビュー（第1段階レビューのこと）が終了した。
- ③ 22 の IPE はレビュー実施中である。
- ④すべての IPE は、1995 年中頃までに提出される予定である。

外的事象の IPE (IPEEE) の対象は、地震、内的火災、強風及び竜巻き、外的浸水、輸送手段及び近隣施設の事故の 5 つである。このうち地震については、少なくともレベル 1 PSA と格納容器健全性解析とをすることが要求されている。火災については、レベル 1 PSA が要求されている。その他の外的事象については、スクリーニング型の手法で良いとしている。

IPEEE の経過とスケジュールは次のとおりである^[2-11]。

- ①1990年7月に、IPEEE の手順や提出方法をまとめた NUREG-1407 ドラフト報告

書が出され^[2-12]、Generic Letter 88-20, Supplement No.4のドラフトと共に各電力会社に送付された。

- ②1990年9月に、I P E E E のワークショップが開かれた。
- ③ワークショップ終了後、I P E E E に対するコメントを反映して、N R C はNURE G-1407報告書を改訂した。
- ④1991年6月28日に、Generic Letter 88-20, Supplement No.4が各電力会社に送られた。電力会社は、1991年12月までにI P E E E 実施計画をN R C に提出することとなった。
- ⑤I P E E E の提出は、原則として、1995年6月とされた。

I P E E E の提出状況は、1993年5月初め時点で次のとおりである。

- ①6機については提出された。
- ②67機については、1995年6月までの提出が予定されている。
- ③38機については、様々な理由から、1995年6月以降の提出が予定されている。
- ④3機については、プラントの停止が計画されている。

2章参考文献

- [2-1] 科学技術庁原子力安全局原子力安全調査室監修、「原子力安全委員会安全審査指針集－改訂7版」，平成5年2月
- [2-2] 原子炉安全基準専門部会共通問題懇談会、「原子炉安全基準専門部会共通問題懇談会中間報告書」，平成2年2月19日
- [2-3] 早田邦久，阿部清治，「特集：原子力発電所の確率論的安全評価－IV 事故解析とソーススタークム」，日本原子力学会誌，Vol. 28 No. 12, 1986年12月
- [2-4] USNRC, "Reactor Safety Study : An Assessment of Accident Risks in U. S. Commercial Nuclear Power Plants", WASH-1400, 1975年
- [2-5] USNRC, "Integration Plan for Closure of Severe Accident Issues", SECY-88-147, 1988年5月
- [2-6] USNRC, "Individual Plant Examination for Severe Accident Vulnerabilities - 10 CFR 50.54F", Generic Letter No. 88-20, 1988年11月
- [2-7] USNRC, "Individual Plant Examination of External Events (IPEEE) for Severe Accident Vulnerabilities", Generic Letter No. 88-20, Supplement 4, 1990年7月
- [2-8] USNRC, "Individual Plant Examination : Submittal Guidance - Final Report", NUREG-1335, 1989年8月
- [2-9] USNRC, "Issuance of the Staff's Evaluation Report on the Seabrook Individual Plant Examination Submittal", SECY-92-151, 1992年4月
- [2-10] J. H. Flack, "Individual Plant Examination Program Aspirations and Achievements", 21st WRSM, 1993年
- [2-11] USNRC, "Status of the Individual Plant Examination of External Events (IPEEE)", SECY-93-118, 1993年5月3日
- [2-12] USNRC, "Procedural and Submittal Guidance for the Individual Plant Examination of External Events (IPEEE) for Severe Accident Vulnerabilities - Draft for Comment", NUREG-1407, 1990年7月

3. シビアアクシデントの事例とその教訓

3.1 スリーマイル島2号機の事故

1979年3月28日、米国ペンシルバニア州ハリスバーグ市の南東約10マイルのところにあるスリーマイルアイランド（TMI）2号機で、原子炉炉心が損傷する事故が発生した^[3-1~3]。この事故は、設計基準事故を逸脱する事故であり、その後の原子力規制や安全性研究に著しく大きなインパクトを与えた。3.1節では、TMIの炉型の特徴とTMI事故の概要について述べ、3.2節では、事故の教訓と事故後に採られた様々な措置について述べる。

(1) B & W型PWRの特徴

発電用原子炉には、BWR（沸騰水型炉）、PWR（加圧水型炉）等、幾つかの炉型がある。米国には、PWRメーカーはウェスチングハウス社、バブコック・アンド・ウィルコックス（B&W）社、コンバッシュン・エンジニアリング社の3つの原子炉メーカーがあり、それぞれ独自の型の炉を作っている。TMI2号機はB&W社のPWRであり、我が国のPWRはウェスチングハウス社の流れを汲むものであって、両者には多くの相違点がある。TMIの事故の紹介に先立って、まずB&W社製PWRの特徴を紹介しておく。

第3-1図^[3-4]はTMI原子力発電所の概念、第3-2図及び第3-3図^[3-2]は同炉の一次冷却系を表わしている。一次冷却系はA、B2ループある。原子炉容器を出た高温の冷却水は、それぞれのループのホットレグを経由して直管型蒸気発生器（OTS G：Once-through Steam Generator）の管側に入り、そこで冷却された後、それぞれ2系列にわかれたコールドレグを通って原子炉容器に戻る。Aループのホットレグには加圧器がついており、通常は加圧器内のヒーターとスプレイの作動により一次系の圧力を制御し、また、加圧器水位を見て充てん・抽出流量を変化させることで一次冷却系のインベントリ（水の量）を調節する。

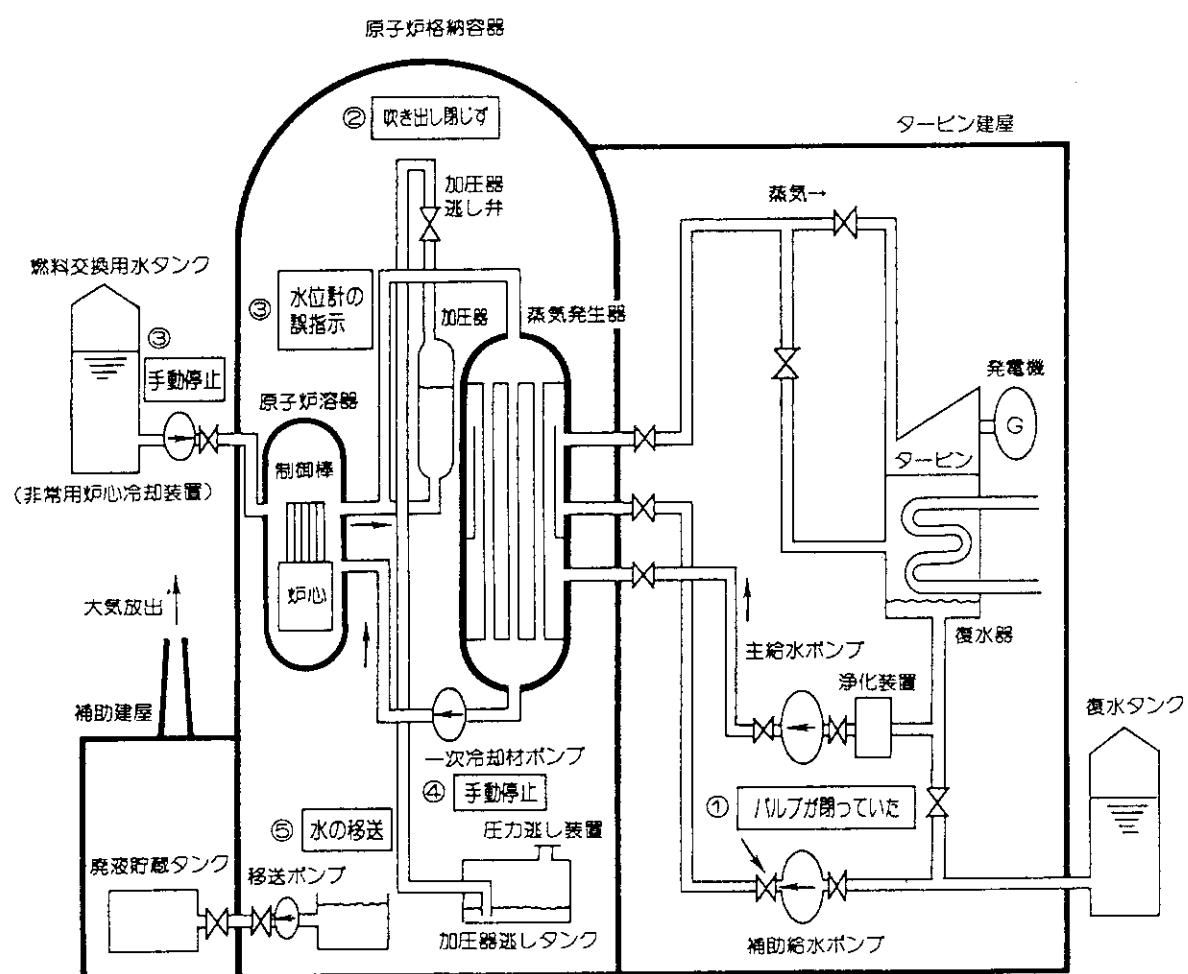
何らかのトランジェントにより原子炉圧力が高まると、B&W型炉では、まず加圧器逃し弁が吹く。それでも圧力上昇が続くと原子炉はトリップする。その結果加圧器逃し弁閉設定圧まで圧力が下ると、逃し弁は自動閉止する。何らかの原因で圧力が低下して工学的安全装置起動信号（S F A S : Safety Features Actuation System）設定圧まで低下すると、S F A Sの作動によって高圧注入系（H P I : High Pressure Injection）が作動する。

加圧器逃し弁から流出した一次冷却水は、加圧器ドレン・タンク（クエンチ・タンク）に導かれて冷却されるが、流出量過大でドレン・タンク圧力が増大すると、ラプチャーディスクが破裂して一次冷却材は原子炉建屋内に放出される。

第3-4図^[3-2]はOTS Gである。OTS Gの二次側給水としては主給水系と補助給水系の2系統がある。通常運転時は主給水系が用いられているが、トラブル等により

主給水が停止すると補助給水系が自動動作する。OTS Gは貫流型過熱ボイラであり、二次冷却水はOTS G胴側を上昇する間に全量が沸騰し、過熱蒸気をタービンに送る設計になっている。OTS Gの熱除去能力はほとんど二次側水位で定まるが、水位は主給水もしくは補助給水の流量で制御される。

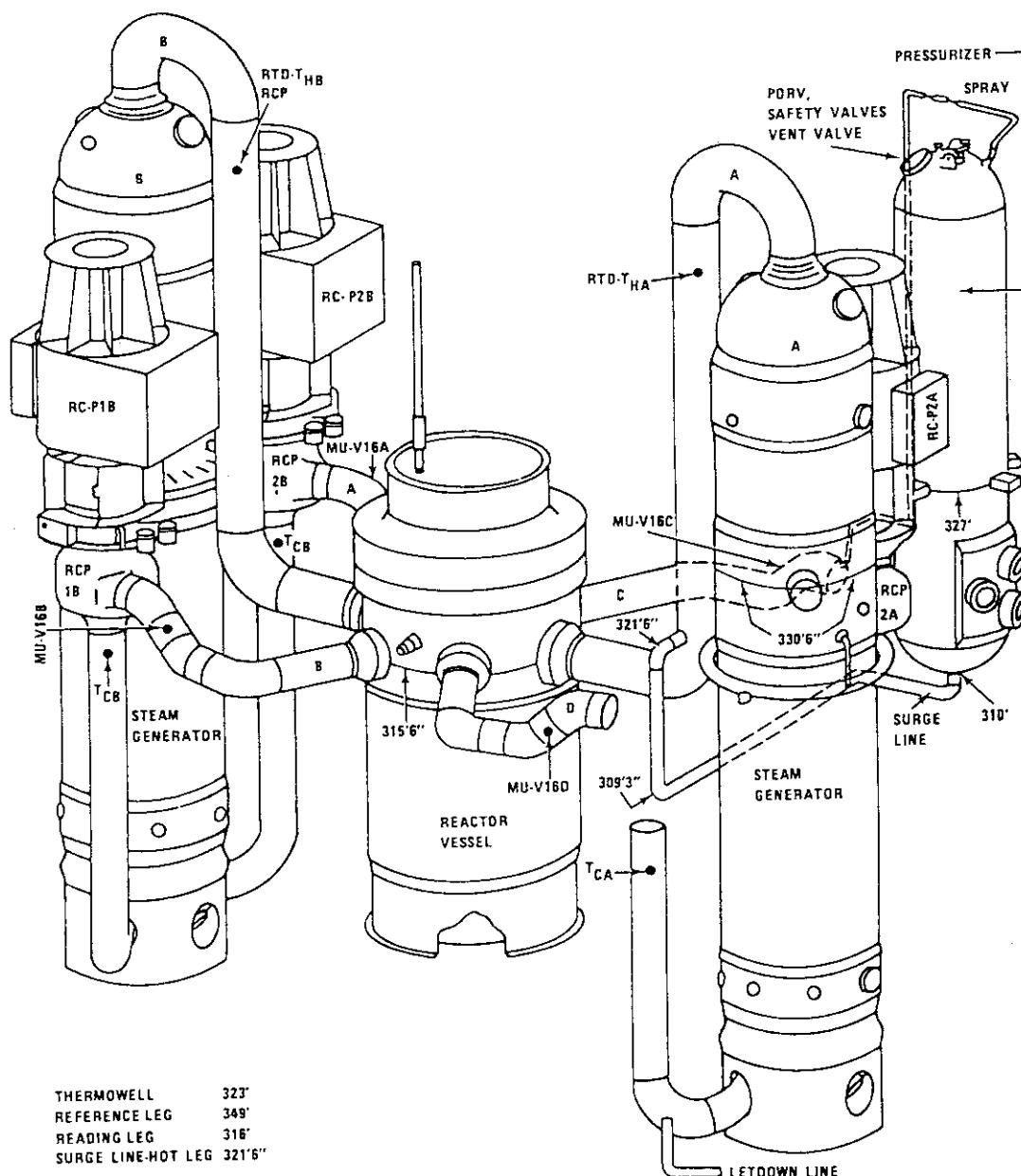
PWRの通常運転時の制御は、主として二次側蒸気・給水系を制御することによってなされる。B & W社製PWRでこの機能をつかさどるのが総合制御系（ICS：Integrated Control System）である。ICSは定格出力の15%から100%までの間の定常及び非定常運転時に、原子炉冷却材の平均温度と二次側蒸気の圧力とを一定に保つような制御系である。ICSは、プラントの負荷要求、系統周波数、蒸気圧を入力として受け取り、タービン・バイパス弁、タービン電気油圧制御系、OTS G給水流量制御系への出力信号を供給する。



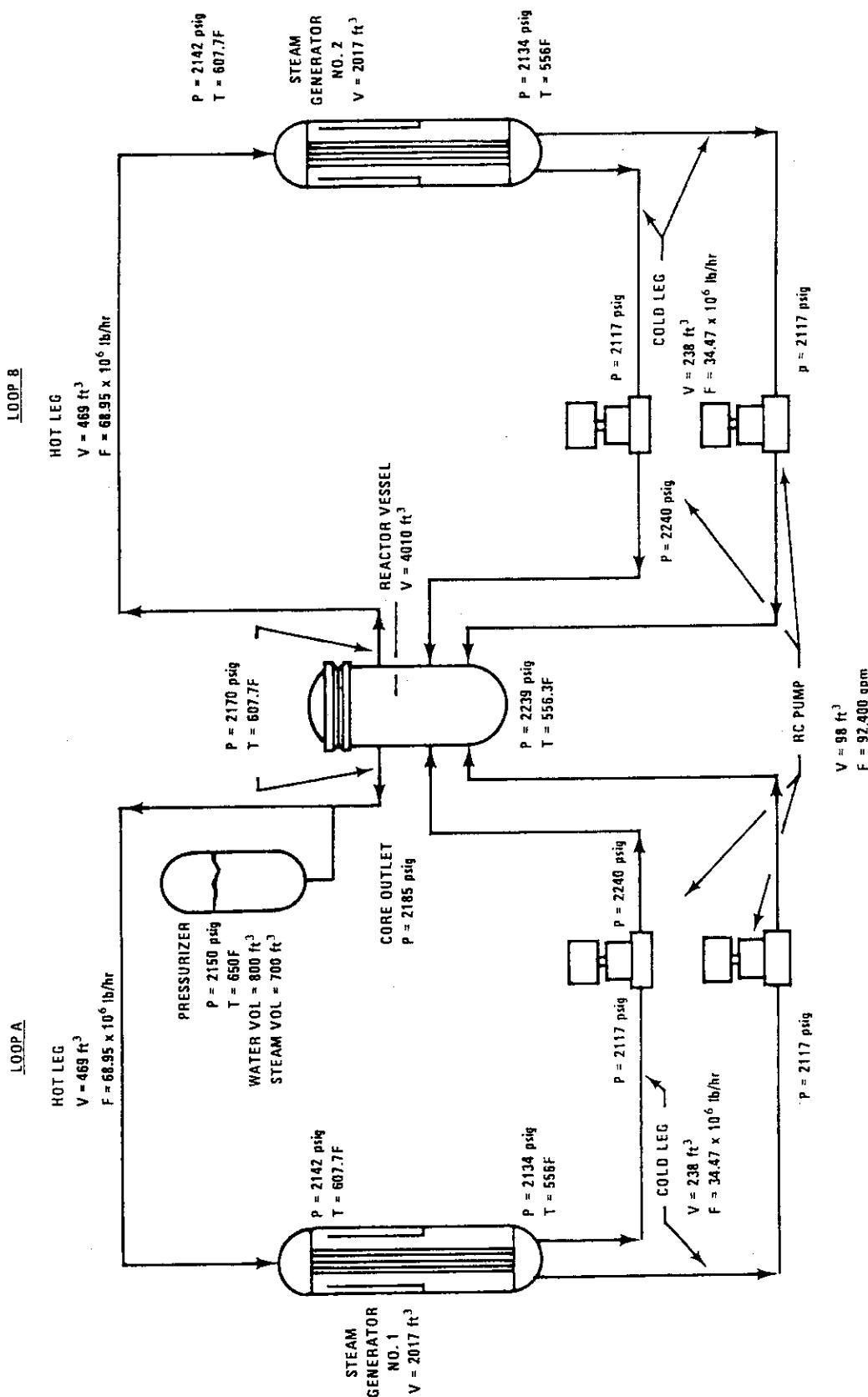
第3-1図 TMI原子力発電所の概念図^[3-4]

以上述べたB & W型PWRは、現在の日本のPWRの原型であるウェスチングハウス社製のPWRと大分違っている。特に異なるのは蒸気発生器(SG)であり、その主たる違いをまとめると次のとおりである。

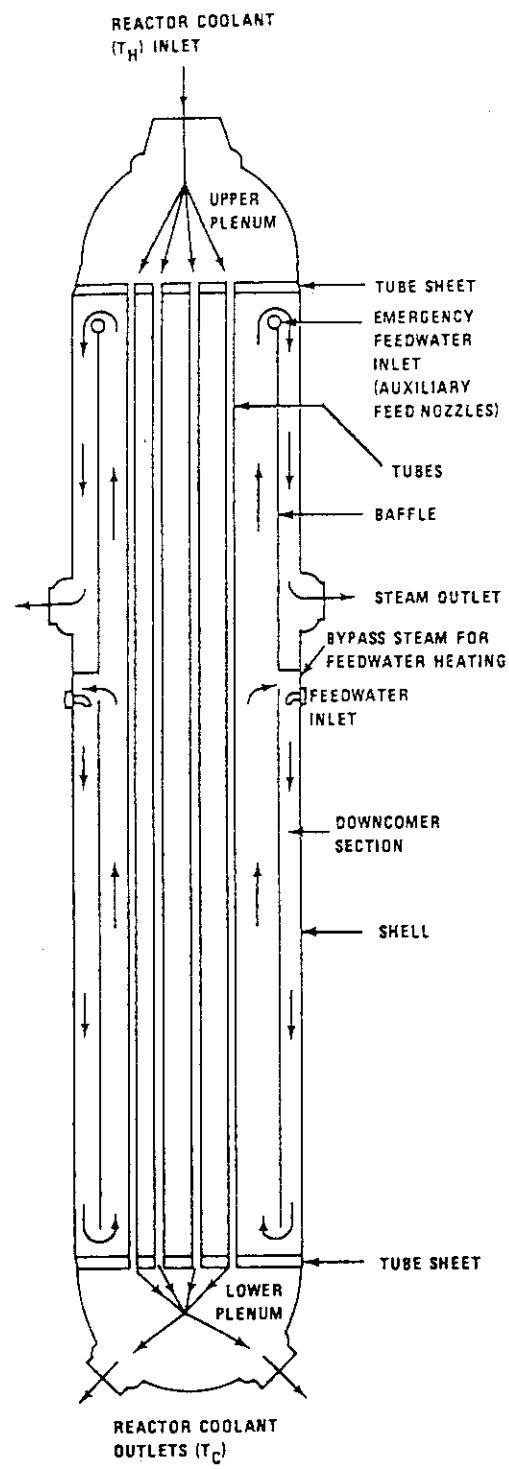
- ①直管型蒸気発生器(OTS G)である。
- ②二次側は貫流型過熱ボイラーであり、二次冷却水は全量沸騰して過熱蒸気となってタービンに送られる。
- ③二次側蒸気・給水の制御のために総合制御系(ICS)が使われている。



第3-2図 TMI原子炉の一次冷却系の形状^[3-2]



第3-3 図 TMI原子炉の一次冷却ループ [3-2]



第3-4図 TMI原子炉の直管型蒸気発生器^[3-2]

(2) TMI事故の概要

1979年3月28日のTMI2号機の事故の経過は次のとおりである。

原子炉は約97%出力で運転中であった。午前4時、SG給水系のボリッシャのトラブルから、復水ポンプ、主給水ポンプがトリップし、給水流量喪失でタービン・トリップとなった。

PWRにはこのような場合でも二次冷却水を確保するための補助冷却系が用意されており、この時も補助給水ポンプが自動的に起動した。しかしながら、補助給水ポンプの出口弁が誤って閉じられていたため、SGには二次冷却水が送られなかった。運転員がSGドライアウトから吐出弁誤閉に気づき、これを開いたのは、事故開始後8分である。

この結果、SGにおける一次系から二次系への熱除去がほとんど行われなく、一次系の温度と圧力が上昇した。このため、加圧器の逃し弁が開き、そこから一次冷却水が流出した。しかしながら、SGでの熱除去ができなかつたため一次系圧力はなお上昇してスクラム設定圧に達し、原子炉はスクラムした。

原子炉スクラムにより、一次系圧力は低下を始めた。本来なら、ここで加圧器逃し弁が閉じるはずだったが、故障で閉じなかつた。このため、一次冷却水が流出し続けた。しかしながら、制御室には逃し弁の閉止を示す表示（実際は、逃し弁が閉止したことを見す表示ではなく、逃し弁に閉信号を送ったことを示す）が出たことや、逃し弁に事故前から少量の漏洩があつて弁の下流の状況変化がとらえにくかったこと等から、運転員は一次冷却水の流出が続いていることに気づかなかつた。

逃し弁から放出された一次冷却水はクエンチ・タンクに導かれ、クエンチ・タンクのラプチャーディスクが破裂した。一次系圧力はさらに低下し、飽和圧力以下になって気泡が発生し、設計どおりHP1が自動作動して一次系に冷却水の注入を始めた。ECCSの作動により加圧器の水位が急上昇したのを見て、運転員はHP1を停止すると共に、1次冷却系からの抽出（レットダウン）流量を増した。

加圧器の水位の上に気相部分があり、これがあるために全体の圧力を制御できる。運転員は、水位の急上昇を見て、容器の中が完全にソリッド（水だけがつまつた状態）になつておらず、少量の水の増加で高い圧力になつてしまふのではないかと思ってHP1を停止してしまつたのである。この後、コーヒーサイフォンと同じ原理で、第3-5図に示すように、上部の加圧器には水があるが下部の炉心には水がない状態が続いたが、運転員は「加圧器に水があるのだから炉心も水につかっているに違ひない」と思い込み、原子炉に水を入れなかつた。

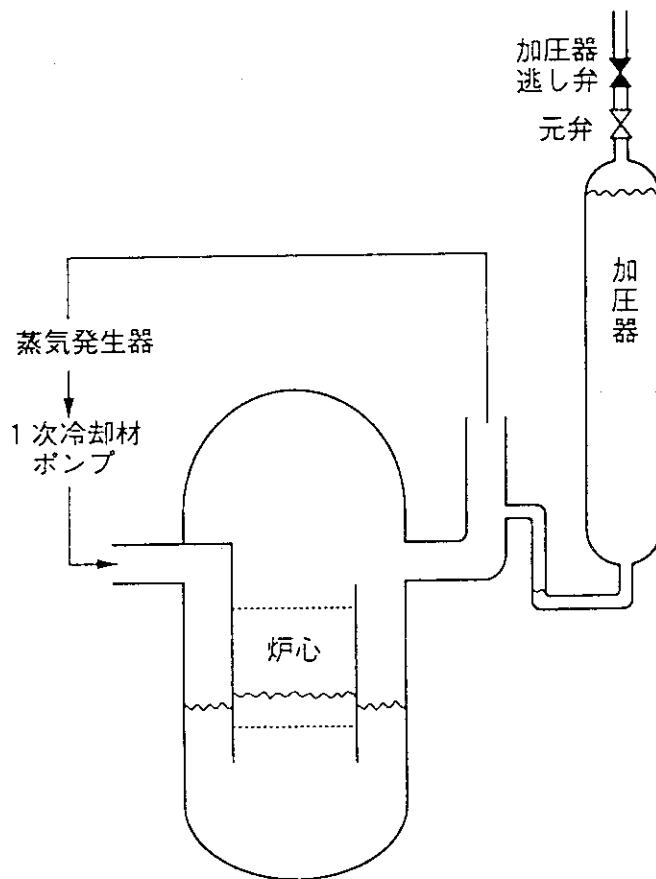
この間加圧器からの冷却材流出が続いていたため、原子炉容器内のインベントリは減少し続けた。一次冷却ポンプはキャビテーションで振動したので手動停止された。事故開始後1時間30分経過時点での一次系の状況は第3-6図^[3-2]のようであったと考えられる。運転員が逃し弁開閉に気づき、加圧器元弁を手動閉止したのは、事故開始後2時間18分経つてからであった。この間に炉心は冷却材上に露出てしまい、燃料棒温度は崩壊熱によって高温となり、被覆管はジルコニウム-水反応によって著しく酸化され

て炉心損壊に至ったと推定されている。またこの間、大量の水素ガスが発生した。

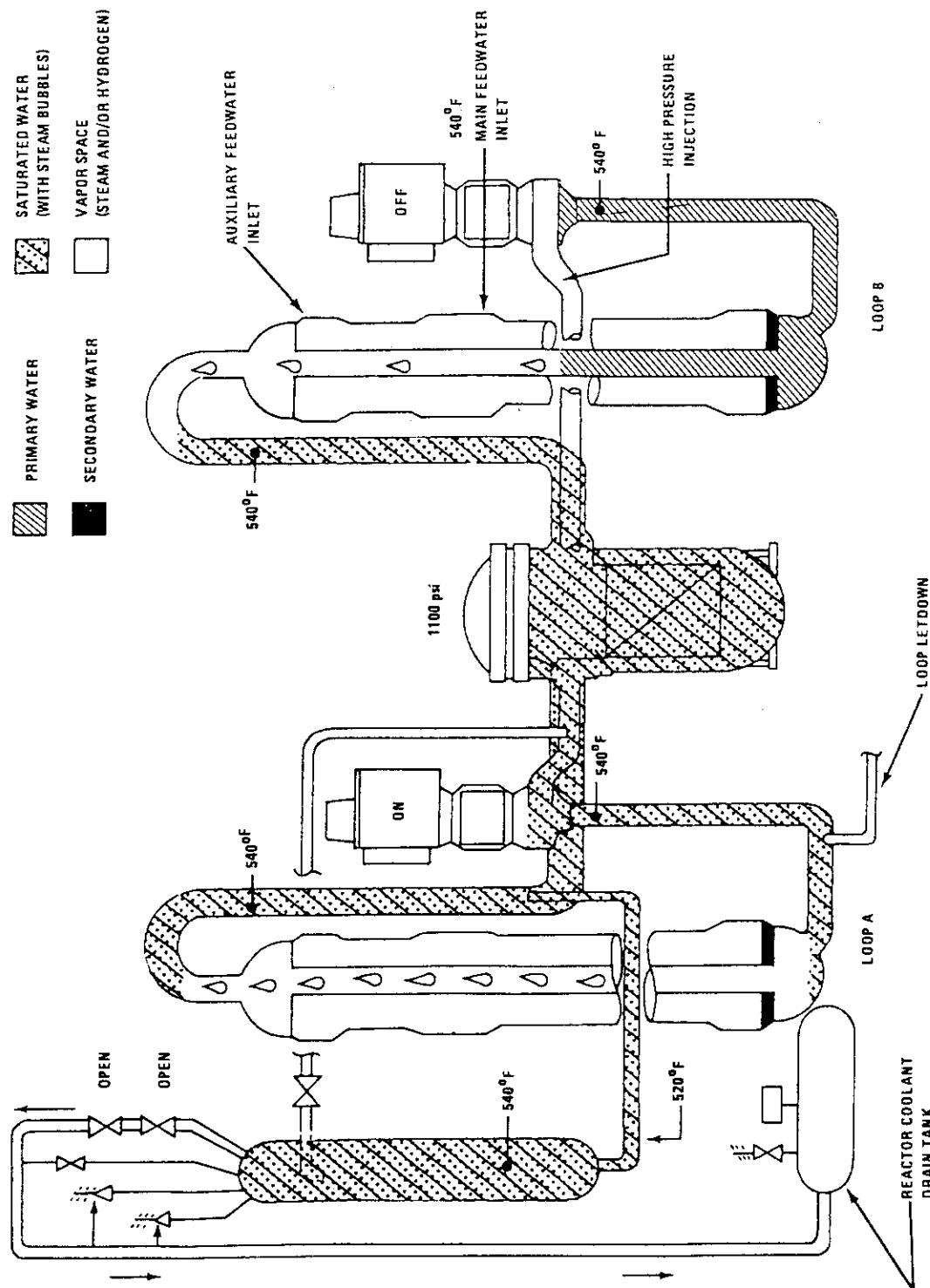
この水素ガスは、燃料棒破損の結果放出された核分裂生成物と共に、加圧器逃し弁からクエンチ・タンクを経て格納容器内に放出された。9時間50分経過時には格納容器内で局所的な水素爆発が起り、この圧力パルスを拾って格納容器スプレーが作動した。事故が収束したのは、事故開始後16時間経過してからである。その頃の一次系の状況を第3-7図^[3-2]に示す。

事故の経過をまとめると次のようになる。

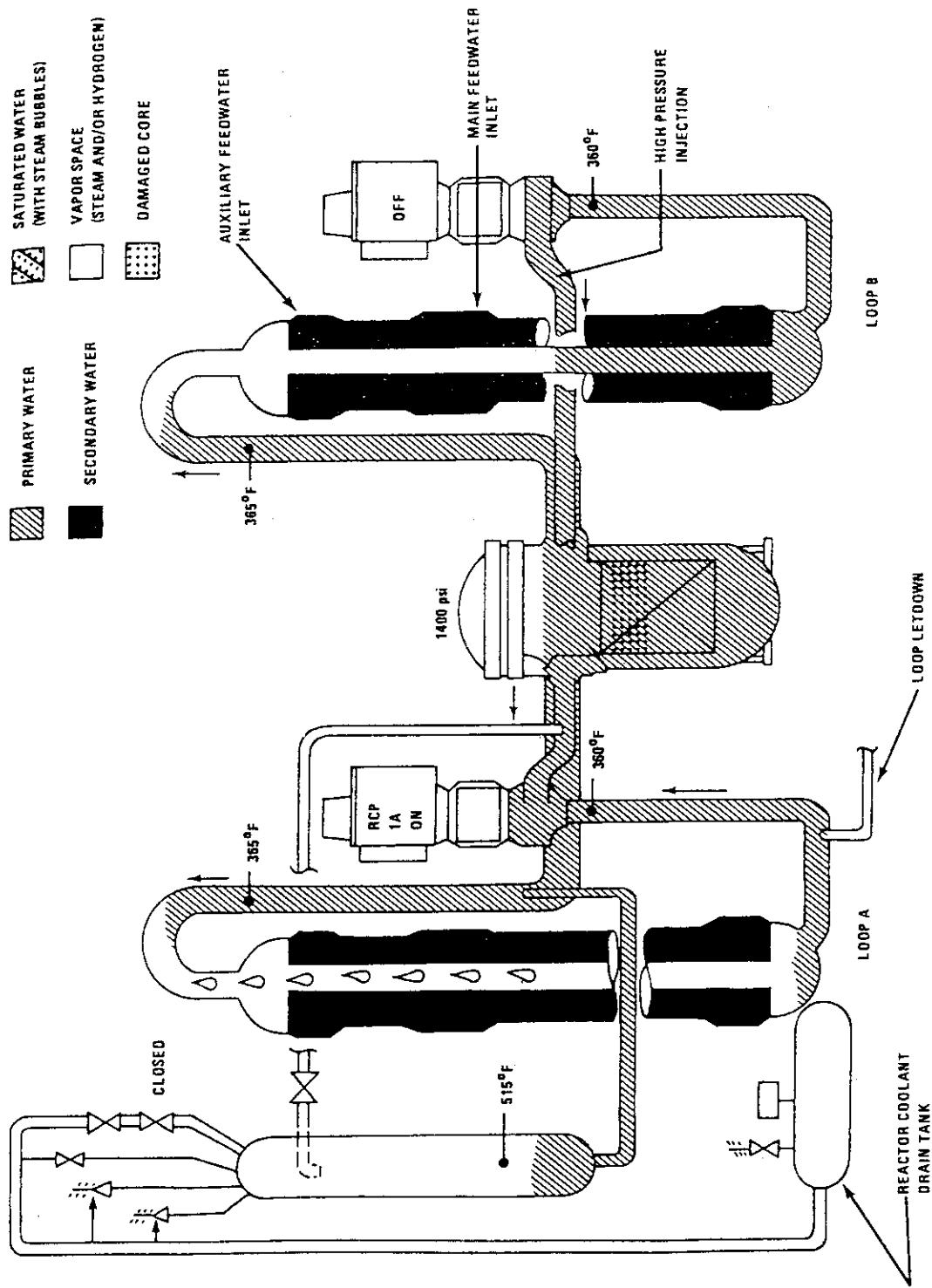
- ①二次系のトラブルで復水・給水ポンプとタービンがトリップ
- ②一次系の温度・圧力の上昇で加圧器逃し弁が開き、次いで原子炉がスクラム。
- ③一次系圧力は低下し始めたが、加圧器逃し弁は開固着。加圧器水位は下がらず。
- ④一次系圧力は更に低下し、高圧注入系（H.P.I）が自動作動
- ⑤蒸気発生器（S.G）二次側は補助給水系が自動起動したが、ポンプ吐出弁が誤って閉じていて、給水に至らず。S.Gはドライアウト。（運転員は後に吐出弁を開く。）
- ⑥運転員は加圧器水位急上昇を見てH.P.Iを手動停止。
- ⑦事故開始後2時間18分に加圧器逃し弁開固着に気づき、元弁を閉止
- ⑧事故開始後9時間50分に格納容器内で水素爆発



第3-5図 TMI事故における炉心水位と加圧器水位の関係



第3-6図 事故開始後1時間30分経過時的一次冷却系の状況



第3-7図 事故開始後16時間経過時の一次冷却系の状況

3.2 スリーマイル島事故の教訓と事故後に採られた措置

1979年のスリーマイル島（TMI）原子力発電所2号機の事故が起きるまで、ほとんどの原子力関係者は、原子力発電所のトラブルは多重の安全設計により十分に防止できると考えていた。この事故はそうした楽観を覆すものであった。この事故以降は、多くの国で運転安全の強化、事故・故障情報の交流、シビアアクシデントへの対処等が図られた。

(1) 運転安全の強化

TMIの事故では、開固着した加圧器逃し弁を除き、ほとんどの装置は設計どおりに働いた。しかしながら、プラントの運転・保守に関しては多くの問題があった。例えば、二次冷却系の主給水ポンプが停止した時、補助給水ポンプは設計どおり起動したが、ポンプの出口弁が、多分それより前になされた保守作業で誤って閉じられてしまっていたため、二次冷却水の不足につながった。また、通常運転中から加圧器逃しラインに水漏れがあったのを放置していたため、逃し弁が開固着したのに気づくのが遅れた。

TMIの事故では、ホットレグから加圧器に至る配管（加圧器サージライン）の形状が大きな影響を与えている。第3-5図で示したように、サージラインがU字型になっているため、炉心に水がない場合でも、U字管にループシールが形成されて、加圧器には水が存在し得る状態が存在し得た。運転員が加圧器の水位を見て炉心にも水があると思い込み、自動作動したHP1を止めてしまったのが事故拡大の大きな原因となった。

この事故は、原子力発電所の安全確保における運転・保守の重要性を示すものであった。このため、運転員の資格試験の強化、運転員訓練の強化、緊急時運転手順書の整備等、運転員の資質の向上を図る対策が採られた。一方で、設計の面からも運転員のミスを防ぐために、それまでとかく設計者の独自の判断でしていた制御室の設計に運転員の意見を反映することや、重要パラメータを選択・整理してディスプレイ・システムの開発等がなされた。

(2) 事故・故障情報の分析・評価

TMI事故は、当時の米国の原子炉規制の欠陥を数多く浮かび上らせた事故であったが、その中でも特に重大な指摘は、原子力プラントで現実に起きている異常事象の経験を、系統的に収集・分析・評価して、そこから得られた教訓を規制や運転にフィードバックする体制がなかったということである。

実際、TMI事故以前に、古くはスイスのウェスチングハウス社製PWRであるベッナウ炉で、また、TMI事故の半年前である1977年9月24日にはB&W製PWRであるディビスペッセ2号機で、炉心損傷には至らなかったものの、TMI事故と極めて類似したシーケンスの事例が起きている。しかも、ディビスペッセの事例に対しては、当時TVAの運転部長だったカーライル・マイケルソン氏が事例の分析を行った結果として、TMIのような重大な事故が起きる可能性があるとの報告を出し、それはNRCにも届いている。それにもかかわらず、教訓が規制に全く反映されずに、TMIの事故が起きてしまったのである。

類似の事象はTMIの事故以降にも引き続いて起きている。これらをまとめた結果を第3-1表に示す。表から明らかなように、これらのトランジエントはいずれも次のようなシーケンスをたどっている。

- ①電源故障起因の誤信号によるICS誤動作（制御棒位置や給水流量の変更）、もしくは給水系トラブルによる給水流量の変化により、BOP（バランス・オブ・プラント。原子炉の出力と冷却能の釣り合い）に支障が生じる。
- ②給水流量増加などにより、除熱量が発熱量を上回るようになると、一次系は冷却・減圧する。（この場合、原子炉は一次系圧力低下でトリップし、圧力が更に低下するとHPIが作動することになっている。）
- ③給水流量減少あるいは制御棒引抜により、発熱量が除熱量を上回ると、一次系は加熱・昇圧する。この場合、まず加圧器逃し弁が吹き、それでも一次系の圧力上昇が続くと原子炉は一次系圧力高でトリップする。原子炉がトリップすると、除熱能が極めて悪い場合（例えば給水全喪失）を除き、一次系は冷却・減圧し始める。圧力が十分低くなるとHPIが作動する。
- ④HPIを手動停止しなければ、一次系及び加圧器はソリッドになり、加圧器安全弁が吹く。この場合は、炉心は十分に冷却されるが、安全弁から出る一次冷却水の量はいずれ加圧器ドレン・タンクの容量を越え、そのラプチャー・ディスクが破れて、一次冷却水の原子炉建屋内放出となる。従って、原子炉建屋への一次冷却水の放出量を制御するためには、適当な時点でHPIを手動停止する必要があるが、この場合に一次系内の状態把握に誤りがあると、冷却材喪失事故を起こす可能性がある。

第3-1表に示すように、短期間のうちに数多くの類似事象が発生している。TMIの運転員が、こういうシーケンスが起き得ることを知っていれば、事象発生時の対応に大きな違いを生じたであろう。

こうした反省から、TMIの事故後NRCは、運転データ分析評価局（AED）を新設し、運転経験の系統的な収集・評価体制の確立を目指した。その局長には前述のマイケルソン氏が選任された。米国ではまた、電力会社側でも、TMI事故後に原子力安全解析センター（NSAC）と原子力安全運転協会（INPO）の2つの組織を設立し、運転経験のレビュー、大きな事故の前兆となる現象の発見、それに対する施設の勧告により、事故の発生を未然に防ぐことを図った。（NSACの活動はその後INPOに吸収された。）

我が国においても、運転経験の分析機関として、原子力発電技術機構／原子力発電安全情報研究センターや電力中央研究所／原子力情報センターが設置され、国内で起きた事故ばかりでなく、海外の事例も分析・評価している。

国際機関としては、OECD原子力機関とIAEAが、政府間の運転経験情報の交換のために、事象報告システム（IRS）を発足させた。また、電力会社間の運転経験情

第3-1表 TMI事故の類似事象

プラント名稱	Davis Besse-1	Rancho Seco	Oconee-1	Rancho Seco	Davis Besse-1	TMI-2	Oconee-3	Crystal River-3
事故発生年月日	1977.9.24	1978.3.20	1978.12.14	1979.1.5	1979.1.12	1979.3.28	1979.11.10	1980.2.26
事故発生前出力	熱出力 9.5% 電気出力 0	70%		100%		97%	100%	99%
起因事象	蒸気給水ラブチヤー制御系の半トリップ	作業中のショート	作業中のショート	ショート	給水系のトラブル	作業ミス	ショート	
BOP変化要因	SG-2への 給水弁閉止	NNIの電源喪失 ↓ ICSに誤信号 ↓ 給水停止	NNIの電源喪失 ↓ ICSに誤信号 ↓ 制御棒引抜	NNIの電源喪失 ↓ ICS論理回路電源喪失 ↓ 給水弁50%まで閉止	パワカル・バス電源喪失 ↓ ICSに誤信号 ↓ 原子炉出力急増	NNIの電源喪失 ↓ ICSフェイル、 セイフ作動	NNIの電源喪失 ↓ ICS誤信号 ↓ SGの給水流量削減、 制御棒引抜	NNIの電源喪失 ↓ ICS誤信号 ↓ SGの給水流量削減、 制御棒引抜
RCS温度・圧力変化	RCS温度・圧力上昇	RCS温度・圧力上昇	RCS温度・圧力上昇	RCS温度・圧力上昇	RCS温度・圧力上昇	RCS温度・圧力上昇	RCS温度・圧力上昇	RCS温度・圧力上昇
加圧器逃し弁の状態	逃し弁開放固定着	?	?	?	?	逃し弁開放固定着	逃し弁開放固定着	逃し弁開放のまま
原子炉トリップ	原子炉手動トリップ	原子炉自動トリップ	原子炉自動トリップ	原子炉自動トリップ	原子炉自動トリップ	原子炉自動トリップ	原子炉自動トリップ	原子炉自動トリップ
RCS温度・圧力変化	RCS温度・圧力低下	補助給水冷却開始で RCS圧力急低下	RCS圧力低下	RCS圧力低下	RCS圧力低下	RCS圧力低下	RCS圧力低下	RCS圧力低下
HPIの作動	HPI手動作動	HPI動作業 RCS圧力調整のため	HPI自動作動	HPI自動作動	?	HPI自動手動	HPI手動手動	HPI自動手動
逃し弁・安全弁の状態	事故開始後21分で 逃し弁の元弁閉止				事故開始後2時間 以上開放のまま	事故開始後2時間 以上開放のまま	RCSがソリッドになり 安全弁が開く	RCSがソリッドになり 安全弁が開く
運転員の対応		RCS温度は信頼せず、 加圧器水位指示値と RCS圧力指示値を用 により、HPI流量調整 一定に保った。			RCS温度は信頼せず、 加圧器水位を一定に する試みた。		計装の多くが喪失して いたので、HPIを停止 しなかった。	
被害もしくは技術 仕様書違反		RCS温度141℃まで 低下	RCS冷却速度過大 (120°F/hr)	RCS冷却速度過大 (120°F/hr)	RCS冷却速度過大 (30分間で420°Fまで 低下)	RCS冷却速度過大 (30分間で420°Fまで 低下)	43,000ガロンの一次 冷却水が原子炉建屋 内に流出	

報の交換のために、チェルノブイル事故後に、世界原子力発電事業者協会（WANO）が発足している。

（3）シビアアクシデント対策の構築

2.4節で述べたように、TMIの事故後、NRCは原子力発電所の安全向上のために様々なシビアアクシデント対策を採った。即ち、シビアアクシデント時に起き得る諸現象についての理解を深めるべく、シビアアクシデント研究を広範に実施した。また、設計の異なる5基の発電用原子炉を対象に確率論的安全評価（PSA）を実施し、シビアアクシデント対策を有効に行うための資料とした。そして、これらの研究に基づき、全プラントでPSAを行うことによるプラントの弱点の同定、アクシデント・マネジメント・プログラムの策定、格納容器性能の改善等を図っている。

（4）TMI事故に対する我が国の対応

TMI事故後原子力安全委員会はただちに「米国原子力発電所事故調査特別委員会」を設置した。そして、我が国の原子力発電所の安全確保対策に反映すべき52項目の教訓と課題を抽出した。これは、基準・審査、設計、運転管理、防災、安全研究の5分野にわたっている。これらの教訓と課題はその後着実に我が国の原子力発電に反映されている。

（5）TMI事故の分析

TMI事故については、事故後長期間かけて様々な分析がなされている。例えば、炉心から採取された損傷燃料（デブリ）は、シビアアクシデント時の炉心溶融の状況を知る手がかりになるので、これまでに様々な分析試験が実施されている。また、圧力容器底部鏡板についての検査もなされ、事故時に鏡板の内表面温度は、局所的には、1,100°C程度まで上昇したであろうことが推測されている。

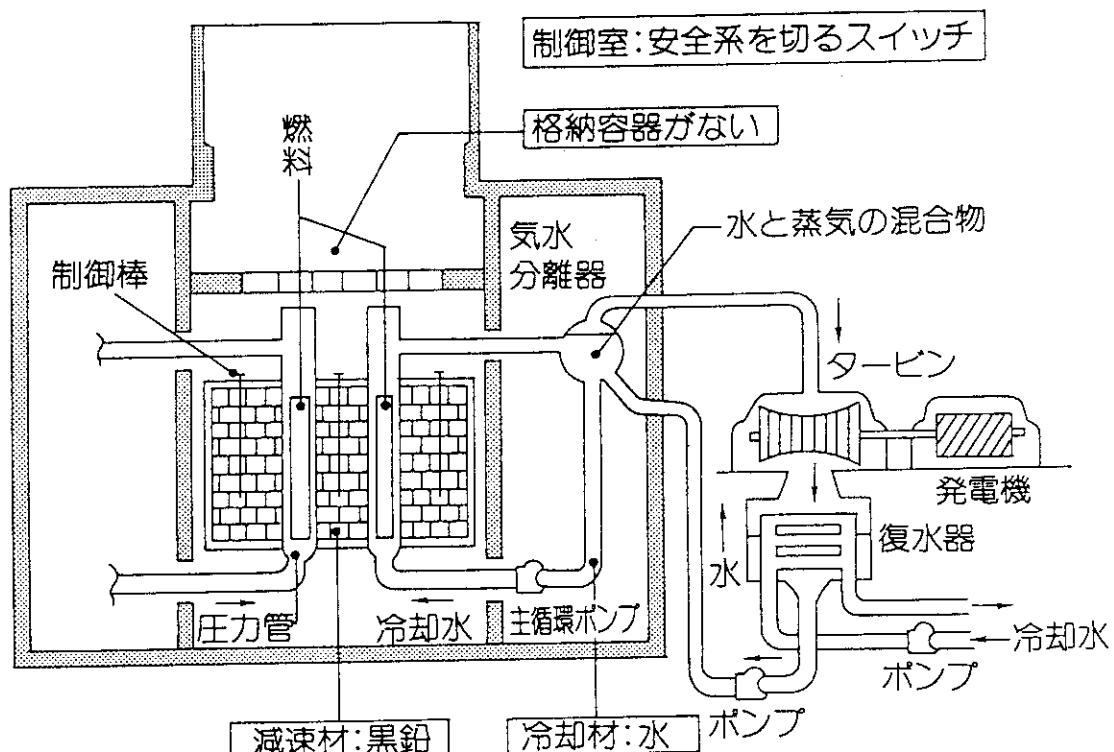
3.3 チェルノブイル4号機の事故

1986年4月26日、ソ連ウクライナ共和国のキエフ市の北方約130kmにあるチェルノブイリ原子力発電所4号機で、原子炉出力の暴走から原子炉及び建屋が破壊し、大量の放射性物質が環境中に放出される事故が起きた^[3-5]。チェルノブイリの原子炉は、RBMK型炉と呼ばれる黒鉛減速軽水冷却沸騰水型炉で、我が国の軽水炉とは著しく異なった炉型である。ここでは、まずRBMK炉の特徴について説明し、次いで事故の経緯を紹介する。

(1) RBMK型炉の特徴

チェルノブイリ原子炉の構造を第3-8図^[3-4]に示す。この炉の炉心は、燃料及び冷却材を収納する縦型チャンネル（圧力管）を多数束ねたものであり、圧力管の中に燃料集合体が収納されている。圧力管のまわりには中性子の減速材である黒鉛が積まれている。燃料は二酸化ウラン、被覆管はジルカロイである。

冷却材は、下方から炉心に入り、炉心で沸騰して気液二相流となり、気水分離器に送られる。気水分離器で分離された蒸気は、発電機タービンをまわした後復水器で冷却されて水に戻り、給水ポンプによって、気水分離器へと送り返される。ここで、気水分離器で二相流から分離された水と一緒に、主循環ポンプによって炉心へと送られる。主循環ポンプは全部で8台あり、定格状態では6台が稼動する。



第3-8図 チェルノブイル原子力発電所の構造^[3-4]

R B M K型炉の主要な長所と短所をまとめると次のようになる。

- 長所 ①圧力容器が不要で製造が容易である。
 ②運転中の燃料交換が可能である。

- 短所 ①大きな正のボイド係数が存在する。
 ②炉心の出力分布調整のために複雑な制御システムが必要である。
 ③各チャンネルの入口・出口に複雑な分岐が必要である。

ここで、ボイド係数とは、原子炉出力が上昇して蒸気泡（ボイド）が発生した時に、それが出力を更に上昇させるのか、それとも低下させるのかを示す係数である。我が国のBWRの場合は、冷却材である軽水が中性子の減速材としても働く。出力が上昇してボイドが増えると、減速材が減って中性子が減速されなくなり、核分裂反応が起きにくくなっている方向に働く（負のフィードバック）。これに対し、RBMK型炉の場合は、低出力領域では軽水は減速材としてよりも吸収材として働き、出力が上昇してボイドが増えると、中性子が吸収されなくなる分更に出力の増加を招く（正のフィードバック）。

このような「正のフィードバック」は、制御棒の操入によって制御されなければならない。緊急停止時に大きな反応度投入率を得るために、反応度価値の大きい位置に挿入されている制御棒が多くなければならない。この本数は「反応度操作余裕」と呼ばれており、

- | | |
|-----------------|-------|
| ①常時 | 30本以上 |
| ②特に承認されれば | 15本以上 |
| ③15本以下なら直ちに運転停止 | |
- と定められている。

(2) チェルノブイリ事故の経過

チェルノブイリ事故は、外部からの電力の供給が喪失（外部電源喪失）してタービンがトリップした時に、慣性で回転しているタービン発電機のエネルギーを、発電所内で必要とする電源としてどこまで利用できるかを実験している時に発生した。

事故直前の運転状況をまとめると次のようになる。

- ①キセノンの毒作用のため余剰反応度が減少していた。
- ②炉出力が低いのに、8台の主循環ポンプを作動させた（定格は6台）ので、炉心のボイド率は極めて小さくなっていた。
- ③炉出力を維持するために、自動調整制御棒・手動調整制御棒をほとんど上限まで引き抜いていた。

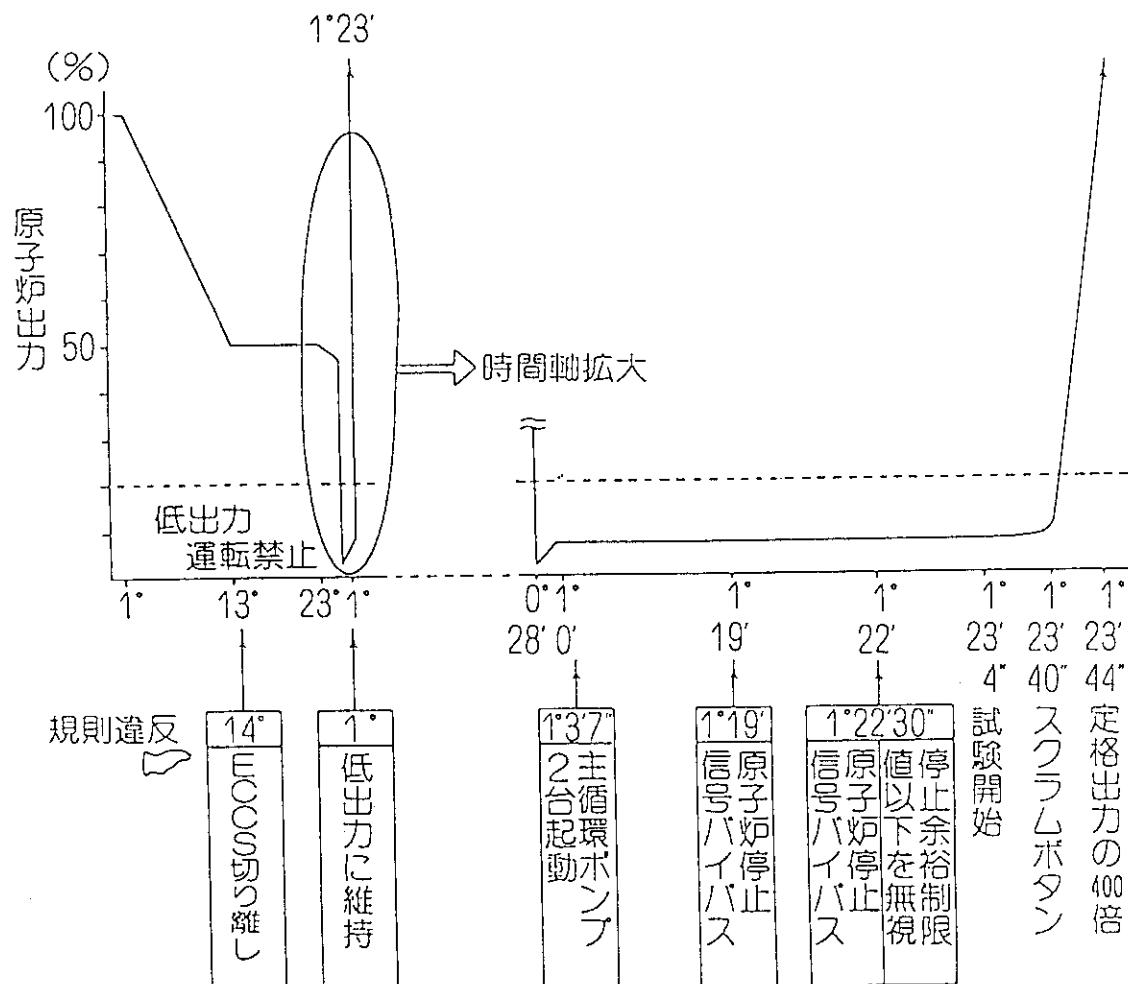
即ち、キセノンの毒作用とボイドのほとんどない炉心での水による中性子吸収というマイナスの反応度を補填するために、規則に反してほとんどの制御棒を上限まで引き抜いていた。

事故の経過を第3-2表^[3-5]に示す。主要な事象と原子炉出力の関係は第3-9図^[3-4]に示すとおりである。

4月26日午前1時23分、出力6%の状態で実験が開始され、発電機タービンへの蒸気供給が遮断された。所内停電となり、原子炉へ水を送っている主循環ポンプ8台がすべて停止した。炉心流量が減少して炉心ボイド率が上昇し、原子炉出力も上昇した。

原子炉出力の上昇に対し、運転員は手動スクラムを図ったが、制御棒が良く働く位置になかったため負の反応度投入は小さかった。結局、出力急上昇により、燃料及び圧力管が壊れて、大量の水蒸気と水素が発生した。1時24分頃、原子炉建屋内で爆発が起き、黒鉛火災も起きた。ついには、原子炉内の放射性物質が発電所外に放出された。

(1986年4月25日～26日)



第3-9図 チェルノブイル事故における主要な事象と原子炉出力の関係^[3-4]

第3-2表 チェルノブイル事故の経過^[3-5]

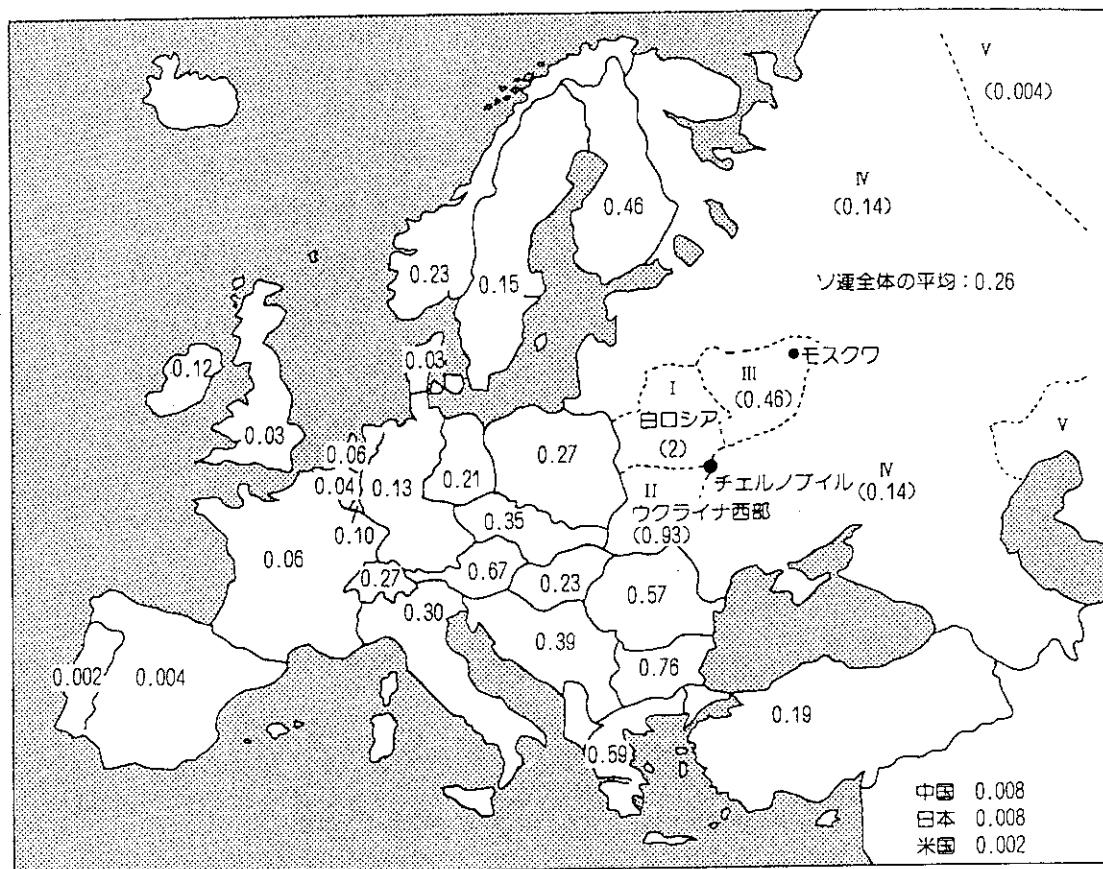
時 間	事 故 の 経 過	備 考
4月25日 1:00'	①全出力3,200MWtから出力低下開始	試験条件の設定開始
13:05'	②出力1,600MWtまで低下、第7タービン発電機解列、所内の受容電源を第8タービン負荷発電機へ切り替え	主循環ポンプの電源 4台：第8タービン発電機 2台：外部電源 2台：待機
14:00'	③非常用炉心冷却系（ECCS）の切り離し〔違反(6)〕	試験中のECCS作動防止のため
23:10'	④出力1,600MWtより出力低下再開	出力700～1,000MWtで運転するため
4月26日 0:28'	⑤局所出力自動制御系を平均出力自動制御系に切り替え。出力30MWt以下に低下	自動制御系が動作しなかったため
1:00'	⑥出力を200MWtに維持〔違反(2)〕	700MWt以下の長時間運転は規則違反
	・ゼノンの毒作用が進行し、余剰反応度が低下。200MWt以上に上昇できず	
1:03' : 07"	⑦各ループ4台目の主循環ポンプを起動循環流量が規格値を超える〔違反(3)〕 ・気水分離器水位低下、圧力5.1～6.1kg/cm ² の低下	主循環ポンプの稼働台数が8となる
1:19'	⑧気水分離器水位および圧力による原子炉緊急停止信号をバイパス〔違反(5)〕 ・気水分離器への給水流量を増加	炉停止を避けるため
1:19' : 30"	⑨給水流量3倍になる。 ・自動制御棒が上限停止位置に到達 ・手動制御棒による調整開始 ・自動制御1グループが1.8mまで下降	気水分離器の水位低下防止のため 炉心ボイド率減少
1:19' : 58"	⑩タービンバイパス弁閉、気水分離器圧力低下弱まる。 ・給水流量4倍になる。 ・気水分離器の水位上昇のため給水流量急減	水位を維持しようとした。
1:22' : 10"	⑪ボイド率増加、正の反応度印加、自動制御棒降下	
1:22' : 30"	⑫反応度操作余裕が規定値を下回るがこれを無視〔違反(1)〕 ・200MWtで運転継続 ・タービン発電機停止に伴う原子炉緊急停止信号をバイパス〔違反(4)〕	原子炉を運転した状態で試験を繰り返すことを意図
1:23' : 04"	⑬第8タービン発電機主蒸気止め弁閉 ・主循環ポンプ4台コーストダウンにより循環流量減少、圧力上昇(0.06kg/cm ² /sec)	試験開始 自動制御棒による出力制御
1:23' : 31"	⑭反応度増加、ゆるやかな出力上昇	制御棒による出力制御困難
1:23' : 40"	⑮緊急用制御棒挿入（スムラム） ・制御棒途中で停止、クラッチを切る	AZ-5ボタンを押す
1:23' : 43"	⑯出力上昇 ・出力高及びペリオド減少によるアラーム	
1:23' : 44"	⑰出力が定格の約100倍	ソ連の解析による

注) 違反の番号については、第3-3表を参照。

この事故による死者は31名で、その大部分は消防士である。また、急性放射線傷害で入院した人は203名である。

この事故により放出された放射性物質は、気流に乗って欧洲各地に運ばれ、また、降雨によって局所的に高い放射能汚染をもたらした。各地の放射線影響は第3-10図に示すとおりである。

切尔ノブイリの事故では、第3-3表に示すように、重大な運転規則違反がたくさんあったことが知られている。運転員は、「実験を能率良く実施する」ことだけを目標に、あえて違反を犯してしまったのである。この事故は安全係や規則を数多く設けても、運転員が別な「意図」を持って行動した場合、安全に対して著しい脅威が生じ得ることを示している。



第3-10図 チェルノブイル事故の放射線影響（単位 mSv）^[3-4]

同事故による最初の1年間の被曝線量。なお、自然放射線による年間被曝線量はラドンを含めて2.4mSv。

第3-3表 チェルノブイル事故時に運転員によって行われた規則違反^[3-5]

No.	違 反	動 機	結 果
1	「反応度操作余裕」が許される値よりも著しく少なかった	ゼノンオーバーライド対策のため	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ているものより低かった	局部自動制御を切った際のオペレータのミス	炉は不安定な状態におちいった
3	想定で定められている流量を超えて待機中の循環ポンプが投入された	試験プログラムを実施するため	冷却財の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いた炉の保護信号をバイパスした	試験を繰返す必要があるかもしれませんと考えたため	原子炉の自動停止の可能性を失った
5	気水分離器内の水位レベルと蒸気圧に関する保護信号をバイパスした	炉が不安定な状態でも試験を遂行しようとした	試験開始前にこれらの熱パラメータによる炉の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（炉のECCSシステム）が切り離された	試験を遂行中にECCSの誤動作をさけるため	事故の規模を小さくする可能性を失った

3.4 チェルノブイル事故の教訓と事故後に採られた措置

1986年のチェルノブイル原子力発電所の事故は、原子力発電に係わる事故のうち最悪のものである。R B M K炉の設計が西側の原子炉の設計とは大きく異なっていること等から、我が国の原子力発電所の安全規制に直ちに反映すべき教訓は決して多くなかったが、原子力発電所の安全を確保する上でセイフティ・カルチャーの重要性や、事故の防止や事故時の対応に関する国際協力の重要性が認識された。

(1) セイフティ・カルチャーの重要性

チェルノブイルの事故は、設計や運転における安全意識の欠如によって起きたものであり、事故後には、原子力発電所の安全に係わる人達の「セイフティ・カルチャー」が重要という認識が国際的に広まった。同事故に対し、我が国では、原子力安全委員会が「心に銘すべき事項」7項目を挙げたが、その中でも特に、事故が運転員の規則違反によって起きたこと、原子力発電所の従事者一人一人の高い安全意識が大切であること、人的因子、マン・マシン・インターフェイスに関する研究の継続・拡充が必要であること等が指摘されている。

人的因子やマン・マシン・インターフェイスの重要性は、T M Iの事故でも重要と認識されたものであり、チェルノブイル事故によりその研究が更に促進されることになった。

(2) 国際協力の重要性

チェルノブイルの事故では、被害は旧ソ連邦内だけにとどまらず、放出された大量の放射性物質は国境を超えて拡散された。また、それと共に、原子力発電所に対する不安感も広まった。これは、“Nuclear accident somewhere is nuclear accident everywhere”なる言葉に端的に表わされている。

この事故後、共産国や発展途上国も巻き込んでの国際協力や情報交換が不可欠との認識が世界中に広まった。このため、国際原子力機関（I A E A）の下で、万一事故が起きた時には影響を受けるおそれがある国にただちに通報することや、周辺国が必要な援助を行うという条約が結ばれた。

(3) チェルノブイル事故についてのその後の情報

チェルノブイル事故の内容や原因については、事故後時間を経るに従い、少しづつ新しい情報が公表されている。事故の原因については、事故の直後にはもっぱら運転員の規則違反によるとされていたが、その後明らかにされたところによれば、同炉の設計上の欠落も事故原因のひとつとされている。特に、ある運転条件においては、制御棒を挿入すると瞬間的には正の反応度が入ってかえって出力が上昇してしまう「ポジティブ・スクランム」の問題が指摘されている。

3 章参考文献

- [3-1] J. G. Kemeny et al., "Report of the President's Commission on the Accident at Three Mile Island", 1979年10月
- [3-2] M. Rogovin et al., "Three Mile Island - A Report to the Commissioners and to the Public", 1980年1月
- [3-3] 原子力安全委員会, 「米国原子力発電所事故特別委員会第3次報告書」, 1981年6月
- [3-4] (財)原子力文化振興財団, 「原子力図面集」
- [3-5] 原子力安全委員会事故調査特別委員会, 「ソ連原子力発電所事故調査報告書」, 1987年5月

4. シビアアクシデントの確率論的安全評価

4.1 「リスク」とその表現法

原子力発電所が公衆に及ぼすリスクにとっては、たとえその発生頻度が極めて低くとも、原子炉炉心が損傷し格納容器が破損するような苛酷な事故、シビアアクシデントの寄与が大きいと考えられている。シビアアクシデント対策のためには、シビアアクシデントの発生や影響を支配する因子の同定が必要であり、そのために確率論的安全評価（P S A : Probabilistic Safety Assessment）が実施される。次節で原子力発電所に対するP S Aの概要を説明するのに先立ち、本節ではリスクの概念について記述する。

(1) リスクの定義とリスク定量化の必要性

人間のほとんどの行為は、利益をもたらすと共に損失ももたらす。これらの利益や損失の中には、確実なものも、可能性としてあるものもある。このうち、可能性としての損失は、たいてい「リスク」と呼ばれる。また、これが「確率としての」リスクであることを強調して、「確率論的リスク」とも呼ばれている。

ある行為が社会に受け容れられるためには、その行為がもたらす利益、即ち便利さや快適さに比べて、それが同時にもたらす損失、即ち環境汚染や事故による損失が十分に小さくなくてはならない。ある行為をすべきかやめるべきか、行為をする場合はどの程度の、あるいはどの部分に、注意を払ってすべきかを判断するためには、その行為に付随するリスクの大きさやリスクをもたらす因子が、ある程度わかっている必要がある。こうした理由から、様々な情報に基づいてリスクを定量化する試みがなされている。

(2) リスクの表現法

さて、リスクは、損失の大きさ（これは、金額や死傷者数等、いろいろな尺度で表わされる）とその発生する頻度の組み合わせで表現される。ここで言う頻度は将来に対する予測値である。例えば、ある経済活動をしたとして、

千円損する事件が発生するであろう頻度が	1年に10回
1万円損する事件が発生するであろう頻度が	1年に 2回
10万円損する事件が発生するであろう頻度が	2年に 1回
100万円損する事件が発生するであろう頻度が	10年に 1回

というように表わす。

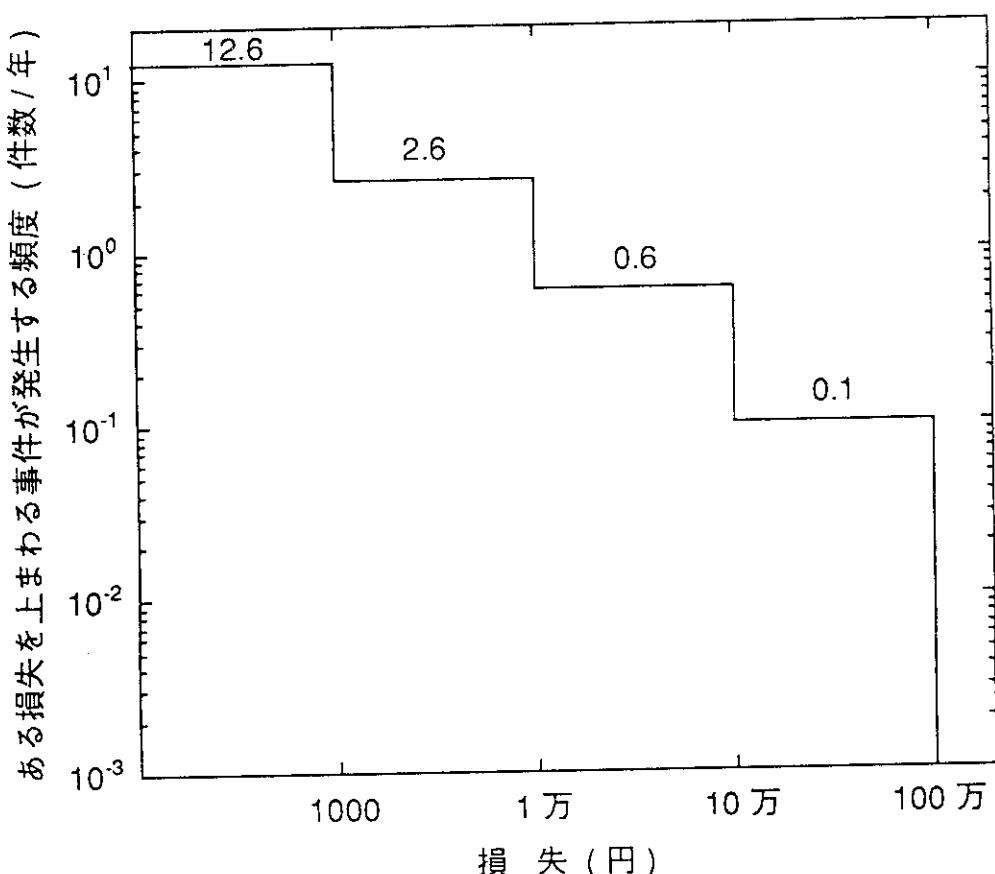
一般に、ある期間内の損失の期待値（1回当たりの損失とその損失が発生するであろう頻度との積）の合計値を「全リスク」と言う。上の例では、1年間の全リスクは次式で計算される。

$$\begin{aligned} \text{千円} \times 10 + 1\text{万円} \times 2 + 10\text{万円} \times 1 / 2 + 100\text{万円} \times 1 / 10 \\ = 1\text{万円} + 2\text{万円} + 5\text{万円} + 10\text{万円} \end{aligned}$$

= 18万円

即ち、この例では、約束された利益は当然あるとして、年当りの全リスクは18万円になっている。また、年に10回発生する千円の損失よりも、10年に1回しか発生しない100万円の損失の方がより重大ということもわかる。

また、横軸に損失の大きさをとて、縦軸にある損失を上まわる事件が発生する頻度をとると、右下がりの曲線が得られる。これを「リスク曲線」と呼ぶ。第4-1図は上述の例に対するリスク曲線である。ある行為のリスクは、全リスクやリスク曲線で表わされる。



第4-1図 リスク曲線の例

(3) リスク評価結果に伴う不確実さ

リスクを定量化しようとする時、一番役に立つ情報は、過去の統計である。例えば、10年間ある経済活動をして、その間に千円損したことが97回、1万円損したことが22回、……といった情報である。

しかしながら、統計が過去のデータの集約であるのに対して、確率とそれに伴うリスクは未来に対する予測である。もちろん、未来予測には過去の統計データは有用であるが、未来は過去の単なる延長ではあり得ない。過去に地震が多発したから、これからも

地震が発生するに違いないと予測することもできるし、歪エネルギーが解放されてしまって、これからは地震は少ないに違ないと予測することもできるのである。即ち、未来の確率の予測には、必ず予測する人の技術的判断が入る。

つまり、確率やリスクの定量化は、統計的なデータばかりでなく技術的な判断にも基づいてなされているので、定量化の結果には当然のことながら不確実さが伴うことになる。従って、確率やリスクの定量化結果を見る時も、常にある大きさの不確実さがあることを意識しながら見る必要がある。

4.2 原子力発電所に対する確率論的安全評価の手法及び応用分野

(1) 原子力発電所の P S A の概要

原子力発電所が公衆の生命・健康にどれ程のリスクをもたらすかについても、過去の統計データや技術的な知見に基づいて定量化する方法が確立している。この定量化のことを、確率論的リスク評価（P R A : Probabilistic Risk Assessment）あるいは確率論的安全評価（P S A : Probabilistic Safety Assessment）と言う。本報では以下、P S A という言葉を用いる。

原子力発電の安全を考える時、通常は、構造物はどれくらいまでの荷重に耐えられるとか、冷却材喪失事故時の炉心の温度上昇は何度以下に押さえられると言うように、個々の問題、あるいは個々の設計について検討する。しかし、ある構造物が十分健全であるとか、炉心の温度が一定値以下に保たれると言うのは、原子力施設の周辺に住む公衆の安全を直接的に表現する尺度ではない。実は、P S A とは、原子力発電所が公衆に及ぼす「確率論的リスク」を求め、それによって原子力発電所の安全の度合いを示す手法である。以下、原子力発電所の P S A の方法論を説明する。

P S A では、原子力発電所で発生し得るあらゆる事故を対象とする。そして、それぞれの事故の発生頻度と発生した時の影響とを定量評価し、その積をもってその事故の「リスク」とする。ただし、原子力発電所が公衆にもたらすリスクという観点では、たとえ発生頻度は極めて低くとも、炉心が溶融し、格納容器が破損するような、苛酷な事故だけが重要になる。従って、実際には P S A では、こういうシビアアクシデントだけを対象として、発生頻度、事故影響、リスクを計算することになる。

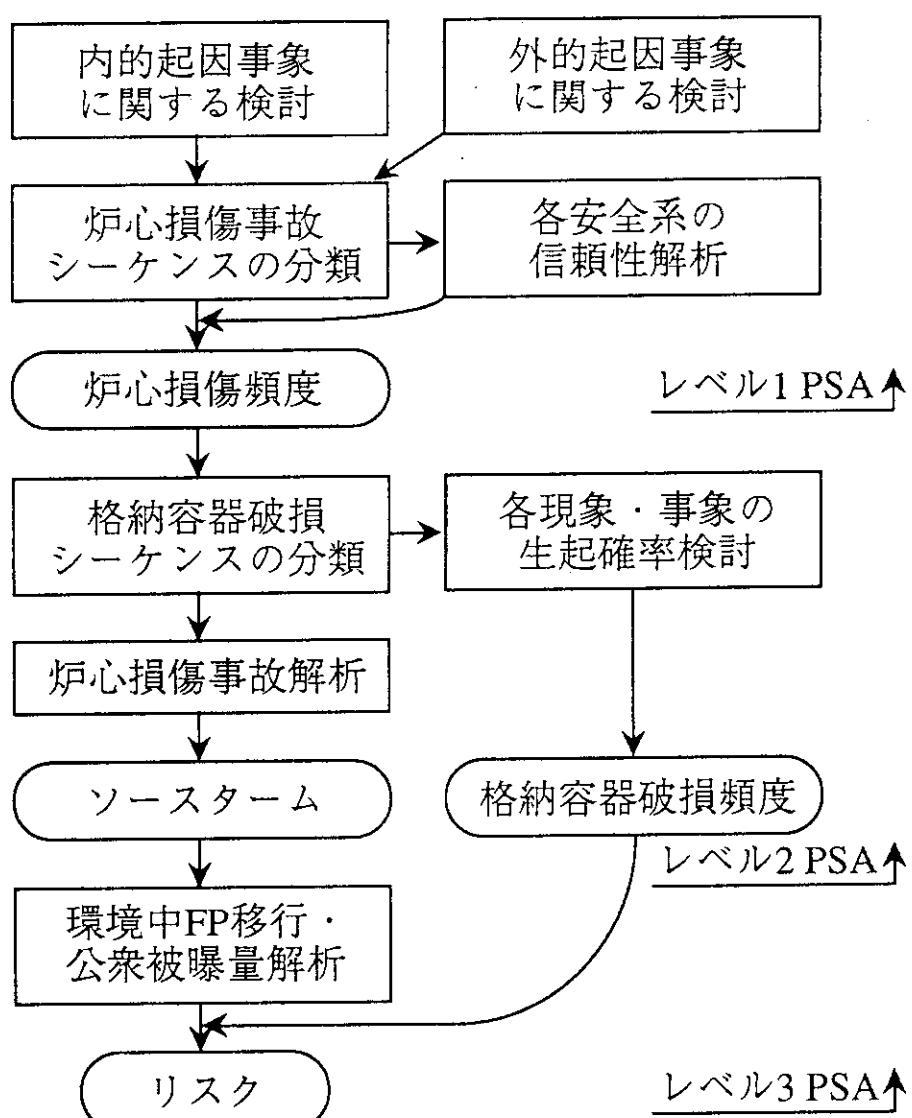
P S A の結果から、どのような事故のリスクが大きいか、またその事故を引き起こす原因は何かがわかる。そうすれば、より効率的に安全を向上させる手段を取ることができる。また、全部の事故のリスクの総和から、原子力発電所という施設全体の安全のレベルがわかる。これから、原子力発電が、航空機や車の事故とか、あるいはタバコの害に比べて、どれ程のリスクを我々の社会にもたらすのかを示すことができる。

(2) P S A 手順の概要

第 4-2 図に原子力発電所の確率論的安全評価（P S A）の手順を示す^[4-1]。図に示すように、原子力発電所の P S A は、以下に記述する 3 つのレベルに分けてなされる。

- ① レベル 1 P S A では、炉心損傷に至る事故シナリオにはどういうものがあるかを同定すると共に、各シナリオの発生頻度を評価する。
- ② レベル 2 P S A では、炉心損傷から格納容器破損に至る事故シナリオを同定すると共に、それらの発生頻度を評価する。また、各シナリオにおける環境への放射性物質放出量（事故時ソーススタークム）を評価する。
- ③ レベル 3 P S A では、格納容器破損事故時の公衆の被曝線量と放射線影響を評価し、それから施設が公衆にもたらすリスクを計算する。

PSAはこのように3つのレベルからなるが、実際にはレベル3までなされることは少なく、たいていのPSAはレベル1、あるいはレベル2どまりである。以下、各レベルのPSAの具体的手順を説明する。



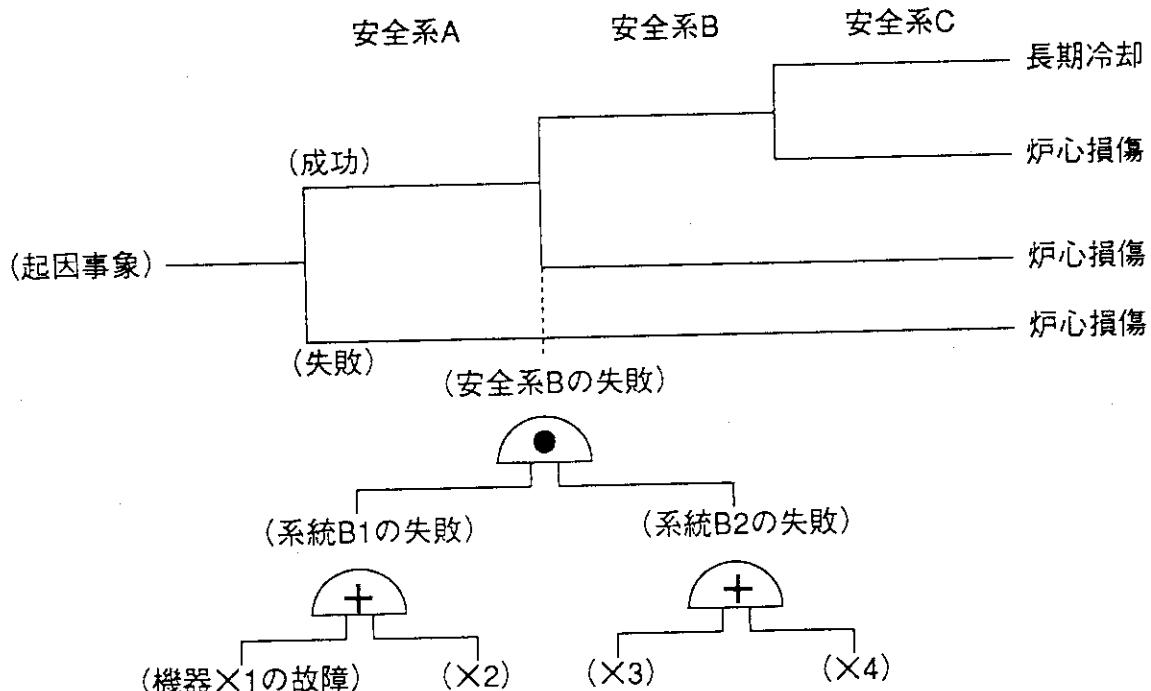
第4-2図 確率論的安全評価の手順

(3) レベル1 PSA

第4-3図はレベル1 PSAの手順である。レベル1 PSAの目的は、炉心損傷に至る事故のシナリオを同定し、その発生頻度を定量化することである。

原子力発電所では、例え何らかのトラブルが起きたとしても、その拡大を防止するための安全系が何重にも用意されている。逆に言えば、トラブルが起きた時にこうした安全系が作動しないことによって重大な事故になる。こう考えると、最初にどのようなトラブルが起きたか（これを「起因事象（Initiating Event）」と呼ぶ）と、トラブル発生時に、どの安全系は作動しどの安全系は作動に失敗したのかという組合せを考えることにより、事故の分類ができる。PSAでは、このようにして分類した事故を「事故シーケンス」と呼ぶ。

起因事象としては、配管破断による冷却材喪失や給水停止によるトランジエント等があり、起因事象ごとに必要とされる安全系も異なっている。このため、事故シーケンスを系統的に定義するためには、起因事象ごとに「イベント・ツリー」を作成する。ある起因事象に対してn個のシステムが用意されていると、各システムの成功・失敗の組合せにより、論理的には、 2^n 個の事故シーケンスが考えられるが、システム間の従属性（あるシステムが成功すると別のシステムは必要ない。あるシステムが失敗すると別のシステムは機能し得ない等）を考えることにより不要な分岐は省略し、第4-3図に示すような簡略化したイベント・ツリーを作成する。イベントツリーで定義された各事故シーケンスには、炉心の長期冷却に成功するものも、炉心損傷に至るものもある。炉心溶融に至るものだけが、以後の解析・評価の対象となる。



第4-3図 レベル1PSAの手順

事故シーケンスの発生頻度は、起因事象の発生頻度と、各システムの機能喪失確率とから計算する。起因事象の発生頻度は、運転経験データ等に基づいて評価する。システムの機能喪失は、構成機器の故障や運転・保守要員の誤った行為等によって起きるが、これら機器故障や人的過誤がシステム機能喪失に至るまでの故障伝播過程を分析して、システム機能喪失を起こし得る故障及び過誤の組合せを見つけたり、機能喪失の確率を計算することを、「システム信頼性解析（System Reliability Analysis）」と言う。

第4-3図のフォールトツリーは、安全系Bに対するものである。安全系Bの失敗が何によって起きるか考えると、それは、例えば、系列B1の失敗と系列B2の失敗が同時に起きた時である、と分かる。次に、系列B1の失敗が何によって起きるか考えると、それは、機器X1の故障もしくは機器X2の故障が起きた時であると分かる。このように、安全系Bの故障がどのような機器故障によって起き得るかを分析した後、各機器の故障率がわかれば、安全系Bの失敗確率が求められる。

ところで、起因事象や機器故障は、ランダム故障等プラントや機器に内在する原因によって発生する他、設計基準を上回る地震や火災・浸水、あるいは航空機の墜落等の外部からのインパクトによっても発生する。前者を「内的事象（Internal Event）」、後者を「外的事件（External Event）」と言う。外的事件の評価には、内的事象とは著しく異なった手法が必要である。主要な相違点としては以下が挙げられる。

- ①外的事件は、同一の原因事象（例えば地震や航空機の墜落）によって、起因事象と安全系の機器の故障とが同時に発生し得る。
- ②外的事件の評価のためには、原因事象毎に異なった評価手法が必要である。
- ③外的事件をもたらす原因事象は、そのインパクトの強さ（例えばサイトにおける地震動最大加速度）のレベル毎に発生頻度も影響も異なる。
- ④内的事象評価では、機器の故障確率は運転経験データに基づいて推定するが、外的事件評価では、外的原因の発生頻度評価（危険度評価）と、外的原因に対する応答及び損傷確率の評価を行うことにより、機器の故障確率を推定する。

原子力発電所のP.S.Aでは、内的事象と外的事件の両方を評価する必要があるが、外的事件の重要性は必ずしもプラントによって同じでない。例えば、航空機墜落によるリスクは、プラントが航空路の下にあるかどうかで異なるであろう。従って一般には、P.S.Aは、内的事象と、「そのプラントにとって重要な」外的事件だけを対象として行うのが普通である。

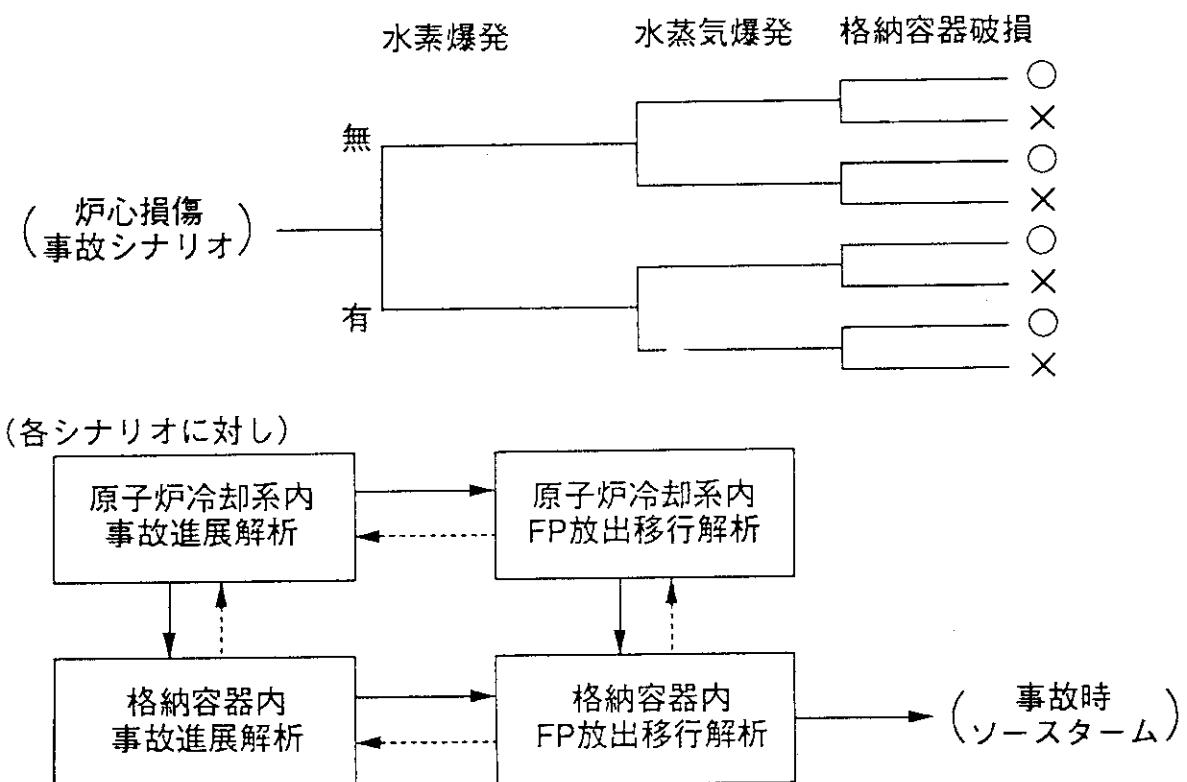
(4) レベル2のP.S.A

第4-4図はレベル2P.S.Aの手順である。レベル2P.S.Aの目的は、格納容器が破損するシーケンスを同定し、各シーケンスの発生頻度と、そのシーケンスにおけるF.P.の環境への放出量、事故時ソーススタークムを求めることがある。

(3)で述べたレベル1のP.S.Aにより、炉心損傷に至るあらゆる事故シーケンスが定

義されるが、事故が更に発展して格納容器の破損に至る場合でも、その過程でやはりいろいろなシーケンスが考えられる。このため、炉心溶融に至る各事故シーケンスに対し、「格納容器イベント・ツリー」を作成して事故シーケンスをさらに分ける。具体的には、例えば水素爆発や水蒸気爆発が起きるかどうか等、その後の事故進展に大きな影響を及ぼす現象や事象の発生の有無で事故シーケンスを分岐させる。それぞれの現象・事象の生起確率を与えるれば、格納容器の破損に至るような各事故シーケンスの発生頻度が求められる。

炉心の溶融から格納容器の破損に至る各事故シーケンスに対しては、格納容器が破損した時にそこから環境中へ放出される核分裂生成物 (Fission Products: FP) の量 (事故時ソーススター) を計算する。このための解析は、①プラント内での事故進展の解析と、②プラント内でのFPの放出・移行挙動の解析から成る。①では、格納容器イベントツリーで定義された各事故シーケンスに沿って、原子炉と格納容器の中での熱水力解析を行い、その結果として、各部の各時刻での事故状態を推定する。また、原子炉圧力容器の溶融貫通や格納容器の破損といった、リスク上重要な事象が起きるかどうかを判定する。②では、①で計算された熱水力条件のもとで、炉心・一次系・格納容器内のFPの放出・移行・沈着を解析し、その結果として事故時ソーススターを求める。



第4-4図 レベル2PSAの手順

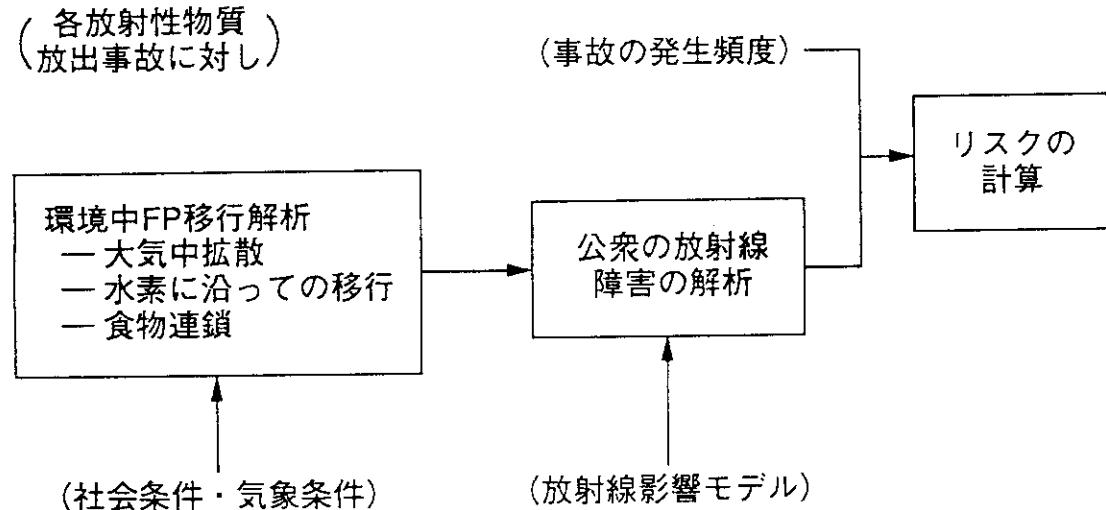
(5) レベル3のPSA

第4-5図 レベル3PSAの手順である。レベル3PSAの目的は、格納容器破損事故時の公衆の被曝線量と放射線影響を評価し、それから施設が公衆にもたらすリスクを計算することである。

まず、各放射性物質放出事故に対し社会条件・気象条件を考慮に入れて環境中FP移行解析を行う。ここでは、大気中拡散、水系に沿っての移行、食物連鎖等をモデル化し、プラントから放出されたFPのうちどれ程の量が人間に到達するかを求める。そして、その結果から、プラント周辺に住む個人や集団の被曝線量を計算する。次には、放射線影響モデルを用いて、公衆の放射線障害の解析をする。即ち、癌等の後遺症の発生も含めて、個人の死亡確率や集団における死者数を計算する。

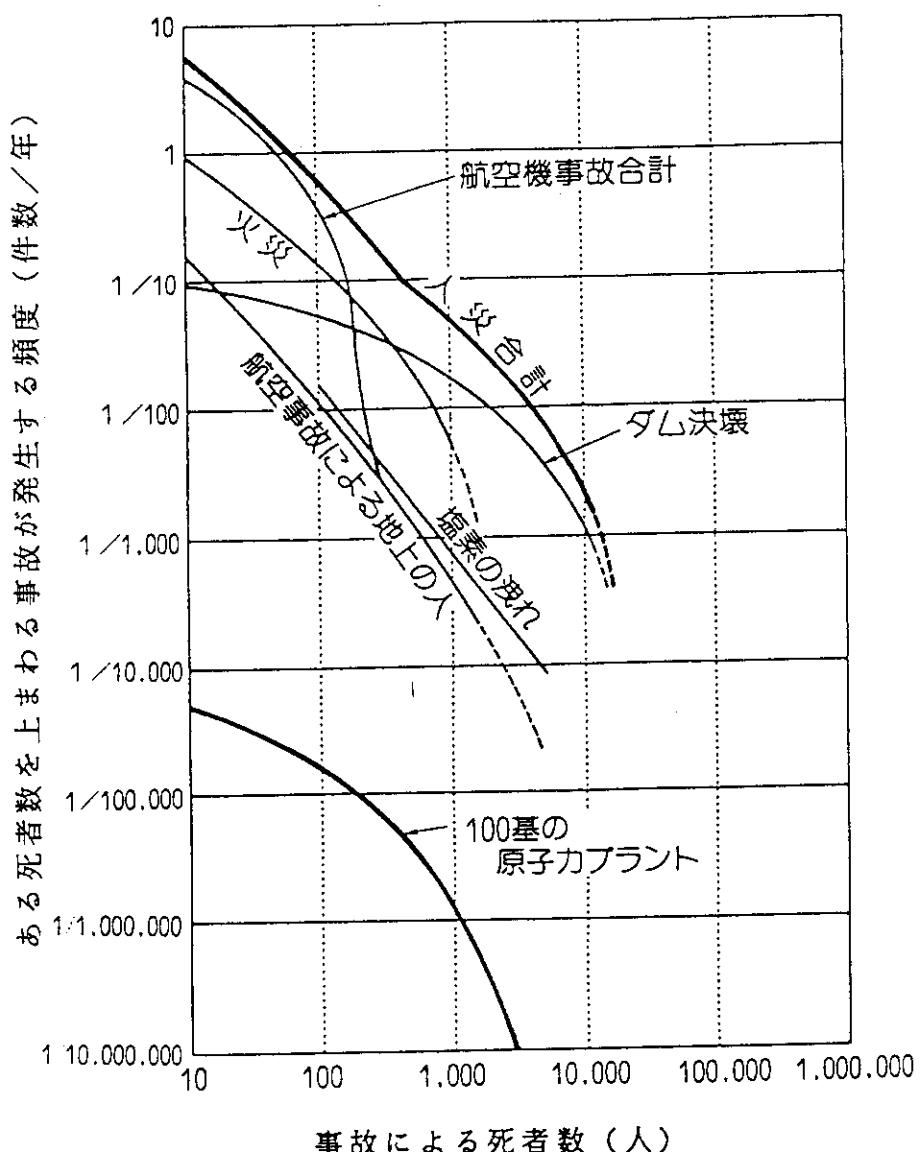
ある炉心溶融事故シーケンス*i*によるリスク R_i は、 $R_i = F_i \times C_i$ で計算する。ここで、 F_i 、 C_i はそのシーケンスの発生頻度(Frequency)と影響(Consequence)である。影響は、被曝線量や死者数で表わす。死者数で表わした場合には、他の技術のもたらすリスクとの相互比較も可能になる。

4.1節で述べたように、プラントの総合的な安全性を表現する方法は幾つかある。最も簡単なのはプラントの「全リスク」 $R_t (= \sum R_i)$ で表わす方法である。一方、「リスク曲線」で表現すれば、事故影響が同じ程度の事故シーケンスをまとめることにより、ある大きさの事故の発生頻度はどれ程かを表現することができる。この場合は、炉心損傷に至らないような事象についても同時に考えるのが常である。原子力発電所の安全規制では、事故の大きさのレベル毎に事故の発生や拡大を防止する対策を考えているので、そのような観点からは、リスク曲線の方が判断材料として用い易いと考えられている。



第4-5図 レベル3PSAの手順

第4-6図は、原子力発電所に対する世界で初めてのP S Aである、米国の「原子炉安全研究」の結果として得られたリスク曲線である^[4-2]。横軸は事故による死者数、縦軸は、ある死者数を上まわる事故が発生する頻度を表わしている。例えば、航空機事故についてみると、このP S Aが公表された1975年当時、100人以上の死者を出すような事故は、アメリカ国内で年に1度まではいかないが10年に1度以上の頻度で起きていたことが示されている。ひとつの航空事故で1,000人以上死ぬような事故は、経験がないので推定値になるが、乗客・乗員だけだとほとんど起きる可能性がなく、こうした事故は、航空機が都市に落ちることによって起きる可能性があることを示している。図の1番下の曲線は、米国内に100基の原子力発電所があることによってもたたされるリスクの評価結果である。リスクは決してゼロにはならないが、原子力発電所のリスクは他の技術のもたらすリスクに比べてはるかに小さいことが示されている。



第4-6図 原子力発電所のリスク評価結果例（原子炉安全研究）

(6) 確率論的安全評価の分類

原子力発電所を対象に行われている P S A は、必ずしもここまで述べた全手順を網羅するものではない。実際には、目的に応じて、レベル 1 だけの評価や、内的事象に限っての評価が数多く行われている。

P S A は、その対象により分類できる。第 4-1 表はその例であり、P S A のレベルと事故原因について 2 次元的に分類したものである。

一方の分類の P S A のレベルは、評価の目的関数を何に選ぶかである。これまで述べたように、レベル 1 では事故シーケンスを分類すると共に、それぞれの事故シーケンスの発生頻度を評価する。レベル 2 では各事故シーケンスに沿って事故進展と F P 放出・移行挙動を解析して格納容器破損頻度及びその時のソースタームを評価する。レベル 3 では、環境中での F P 移行を解析して、公衆の被曝線量や傷害の可能性を評価する。

もう一方の事故原因についての分類は、内的事象だけを対象としたものか、外的事象までを対象としたものかという観点での分類である。内的事象とは、運転員の誤りやランダムな機器故障等であり、外的事象とは、設計限界を越える地震や、浸水、火災、航空機墜落等である。

この他、運転中だけを対象としたものか、低出力時及び停止時まで対象としたものかという分類もある。

第4-1表 確率論的安全評価の分類と解析項目

原因事象 レベル	内的原因	外的原因							
		地震	浸水	火災	---				
レベル 1	故障評価	危険度評価							
		応答・損傷評価							
		事故発生頻度評価							
レベル 2	事故進展解析								
	事故時ソースターム評価								
レベル 3	環境中 F P 移行解析								
	公衆のリスク評価								

(7) 近年の確率論的安全評価技術の進歩

1975年に、米国で「原子炉安全研究（R S S）^[4-2]」が公表されて以来、P S Aの技術は着実に進歩し、また数多くのプラントに対してP S Aが実施されて、その結果は安全上の改善に役立てられてきた。P S Aの技術の進歩を概観すれば、第4-7図のようになろう^[4-1]。

R S Sの後、まず事故の発生頻度を評価するための手法の向上が図られた。プラントの運転データの収集が進むと共に、人的過誤やその他の共通要因故障を考慮するための手法の改善が進んだ。

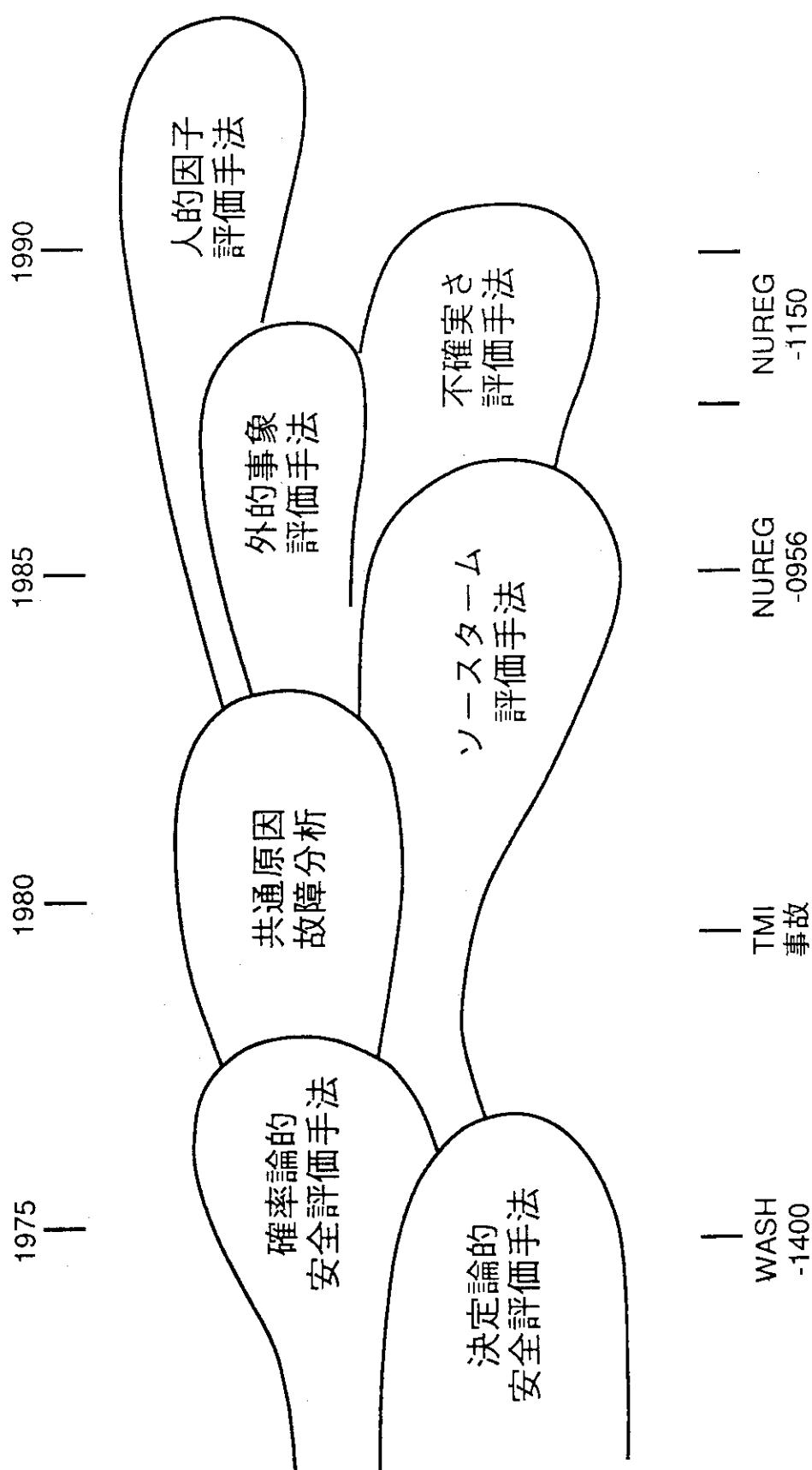
1979年のT M Iの事故以後は、P S Aの有用性が再認識され、原子力規制へのその応用が勧告された。米国を中心に、シビアアクシデントの現象論に関する実験的・解析的研究が盛んに行なわれるようになり、1980年代中期には日、米、欧で事故時ソーススタークを計算するための計算コード体系が確立した。米国では、1980年代に開発されたP S A技術を用いてのシビアアクシデントのリスクの再評価がなされ、その結果は1990年にNUREG-1150報告書として公刊された^[4-3]。

NUREG-1150報告書では、P S Aに係わる技術分野のうち近年特に進歩が著しい分野として次のもの挙げている。

- ①システムの応答、シビアアクシデントの進展、格納容器構造物の応答、プラント内での放射性物質の移行等に関する知見が不十分であることによる生じる、炉心損傷発生頻度やリスクの不確実さの大きさを推定する手法
- ②専門家の判断を引き出して、記述するための、定式化された手法
- ③事故の進展や格納容器の負荷の解析で、明示的に扱えるようになった事象や因果関係
- ④放射性物質放出に関する解析と、実験的・解析的研究成果のこの解析への取り込み
- ⑤外的事象（例えば地震）による炉心損傷事故の発生頻度を推定するための、より効率的な手法
- ⑥リスク関連情報を分析し総合化するための新しい計算機モデルの応用

このような傾向は我が国でも同様であって、例えば原研のP S A研究では、軽水炉を対象として、事故時ソーススタークを評価するための実験的・解析的研究が進んだ他、地震による炉心損傷事故の発生頻度を評価するための手法体系が開発された。また、ソーススタークや地震危険度（地震動の発生頻度の予測値）等、リスク及びその不確実さにとって重要な因子を主たる対象として、感度解析や不確実さ解析が広範に実施された。一方動燃では、F B Rを対象として一連の手法体系を開発した。

今後は、人的因子研究が進み、例えば運転員の誤判断が事故をもたらす過程をより明瞭に扱うようなP S A手法が開発されることが期待される。



第4-7図 近年のPSA技術の進歩

(8) 確率論的安全評価の応用分野

原子力発電所の P S A の応用範囲は広範にわたっている。ひとつは、相対的にどのような事故や故障が重要かという結果に基づくもので、プラントの弱点を同定し、それに対して効率的な改善案を検討することであり、例えば次のようなものがある。

①既存炉に対する個別プラント評価 (I P E : Individual Plant Examination)

— プラント固有の P S A を実施することになり、そのプラントに特有の相対的な弱点をどう呈する。2.4節で述べたように、米国で始まった計画であるが、現在多くの国が実施している。我が国でも1992年(平成4年)から全原子力発電所の I P E が始められている。

②運転安全への応用 — Teach Spec の改善、検査対象や点検間隔の最適化、事故マネジメント対策の立案とその有効性評価等に用いられている。

③新型炉の安全設計 — 計画の最初から安全設備の最適化に P S A を適用

もうひとつの P S A の用途は、絶対値としての原子力発電所のリスク評価結果に基づいての総合安全性の判断である。例えば、P S A の結果として得られる原子力発電所が公衆にもたらすリスクは、原子力発電所がもたらす便益、他の技術がもたらすリスク、公衆の放射線リスク嫌悪感、に比べて十分小さいのかどうかを検討することになる。このことは、原子力発電所はどれ程安全ならば十分安全と言えるのか、即ち、「確率論的安全目標」についての議論である。これについては4.4節で説明する。

4.3 原子力発電所に対する確率論的安全評価の実施状況と得られた知見

原子力発電所に対する世界で最初の P S A は米国の 2 機の原子力発電所（P W R と B W R）を対象として実施された「原子炉安全研究（R S S : Reactor Safety Study）」である^[4-2]。1975年にその最終報告書が公表されて以来、20年近くが経過した。この間に P S A の技術は着実に進歩し、それに合わせて数多くの原子力発電所の P S A が実施され、安全に関して有用な知見が得られた。本節では、国外・国内の P S A の実施状況と、これらの P S A で得られた知見のうち特に重要なものやアクシデント・マネジメントに係わるものを紹介する^[4-4]。

（1）国外における P S A の実施状況

米国では、シビアアクシデントに対する規制方針を決める際の参考とするために、NUREG-1150研究と呼ばれる P S A が実施された^[4-3]。この P S A は、異なる型式の 5 機の原子力発電所（P W R 3 機、B W R 2 機）を対象としたもので、最新の技術を用いて評価を実施し、R S S の結果を改訂することを図ったものである。NUREG-1150の対象プラントは以下のとおりである（*印は R S S でも対象となったプラント）。

- ①Surry 1, 3 ループ P W R, 負圧格納容器*
- ②Zion 1, 4 ループ P W R, 大型ドライ格納容器
- ③Sequoyah 1, 4 ループ P W R, アイス・コンデンサ型格納容器
- ④Peach Bottom 1, B W R - 4, Mark I 格納容器*
- ⑤Grand Gulf 1, B W R - 6, Mark III 格納容器

当初計画では、この他に LaSalle (B W R - 5, Mark II 格納容器) が対象に入っていたが、スケジュールの遅れで NUREG-1150からは除外された。

ドイツでは、Biblis-B (P W R) を対象とした「ドイツ・リスク研究」なる P S A が実施された。1976～1979年に R S S の手法を用いて Phase A 研究が実施された後、1982年以降 Phase B 研究が実施された。その最終報告書は1990年に公刊されている^[4-4]。Phase B は、Phase A の知見に基づいて実施された数多くのプラント改良の結果を反映すると共に、近年の P S A 手法の改良や安全研究（例えばカールスルーエ研究所のシビアアクシデント研究）の知見を反映すること等を目標とした。この P S A では特に、アクシデント・マネジメントの有効性評価に力点が置かれた。

フランスでは、フランス電力庁 (E d F) が 1,300 M W 級の P W R、原子力庁 (C E A) が 900 M W 級の P W R を対象として、内的事象に対するレベル 1 の P S A を実施した^[4-5, 6]。これらの P S A は、通常運転時だけでなく、停止時まで対象として炉心損傷頻度を評価したものであり、停止時の寄与が思いの外に大きいことを示している。

このほか、イギリスでは、従来からガス冷却型原子炉が用いられてきたのが、P W R (Sizewell-B 炉) が新たに導入されることとなり、その安全評価の一環として P S A が実施された。また、ソ連・東欧圏や発展途上国を含め、多くの国で P S A が実施されている。

(2) 国内における P S A の実施状況

日本でも国の機関や電力会社により多くの P S A が実施されている^[4-7, 8]。その実施状況をまとめると第4-2表のようになる。

原研では、原研が開発してきた一連の P S A 手法体系の実機への適用性確認等を目的とした P S A を実施している。B W R モデルプラントを対象に、内的事象についてのレベル 2 P S A を実施済みであり、また、地震についてのレベル 1 P S A を実施中である。

原子力機構と電力会社は、まず代表的型式の原子力発電所を対象に、内的事象についてのレベル 2 S P A を実施済みである。なお、この表に記載する P S A に加えて、各電力会社は1994年3月31日までに、アクシデント・マネジメントの整備のために、運転中の全原子力発電所に対する P S A を実施している。

動燃では、F B R 原型炉を対象に、内的事象についてのレベル 3 P S A と地震についてのレベル 1 P S A を実施済みである。

第4-2表 日本におけるPSAの実施状況

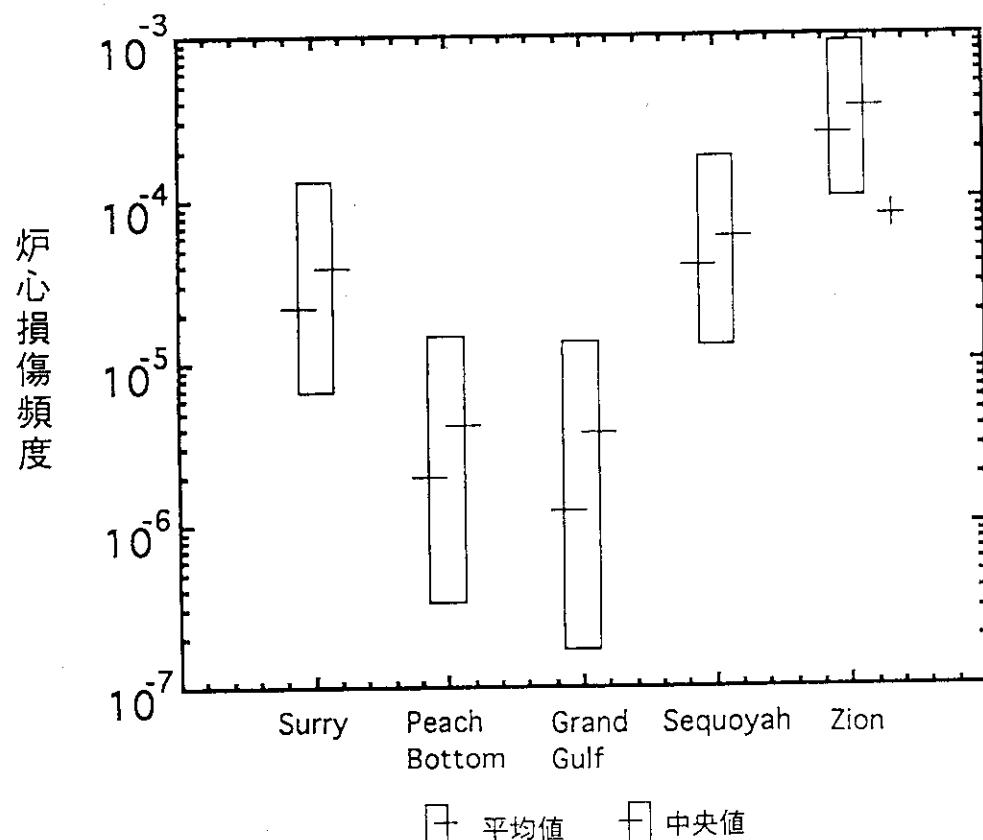
実施機関	対象プラント	P S A の範囲
日本原子力研究所	BWR-5 Mark 2 モデルプラント	内的事象, レベル 2
原子力発電技術機構／ 原子力安全解析所	1100MWe PWR, 1100MWe BWR, 1300MWe ABWR	内的事象, レベル 2
B W R 電力	BWR-3 Mark 1, BWR-4 Mark 1, BWR-5 Mark 2, ABWR	内的事象, レベル 2
P W R 電力	4N-TPWR(大型ドライ格納容器), 4N-TPWR(アイス・コンテナ)	内的事象, レベル 2
動力炉・核燃料開発事業団	FBR原型炉	内的事象+地震, レベル 3

(3) 米国のNUREG-1150で得られた知見

米国のNUREG-1150は、型式の異なる5機の原子力発電所に対するP S Aである^[4-3]。このP S Aでは、内的事象に関しては全プラントについてレベル3までの評価がなされ、外的事故に関しては Surry と Peach Bottom の2機（いずれもR S Sの対象プラント）について地震と火災のレベル1の評価及び格納容器応答の評価がなされた。

リスク評価の対象となった5機のプラントの内的事象に対する炉心損傷頻度を第4-8図に示す。NUREG-1150では、評価結果の不確実さを表わすのに、図に示すようなボックス表示を採用している。ボックスの下端-上端が5%～95%の信頼限界である。即ち、評価結果は90%の確度でこのボックス内にある。右側のヒゲが平均値、左側のヒゲが中央値を表している。Surry と Peach Bottom は、R S Sでの評価に比べていずれも炉心損傷頻度が小さくなつたが、これはR S S後に設計や手順の改良がなされたことと、今回の評価がより現実的なものになつたことのためである。

炉心損傷に寄与するプラント損傷状態（P D S : Plant Damage States, 事故シーケンスをまとめたもの）としては、P W Rの場合、Surry は全交流電源喪失、Zion はポンプ・シールL O C A、Sequoyah はL O C Aが大部分を占めている。これに対しB W Rでは、Peach Bottom、Grand Gulf 共に、1位が全交流電源喪失、2位がA T W Sとなつてゐる。



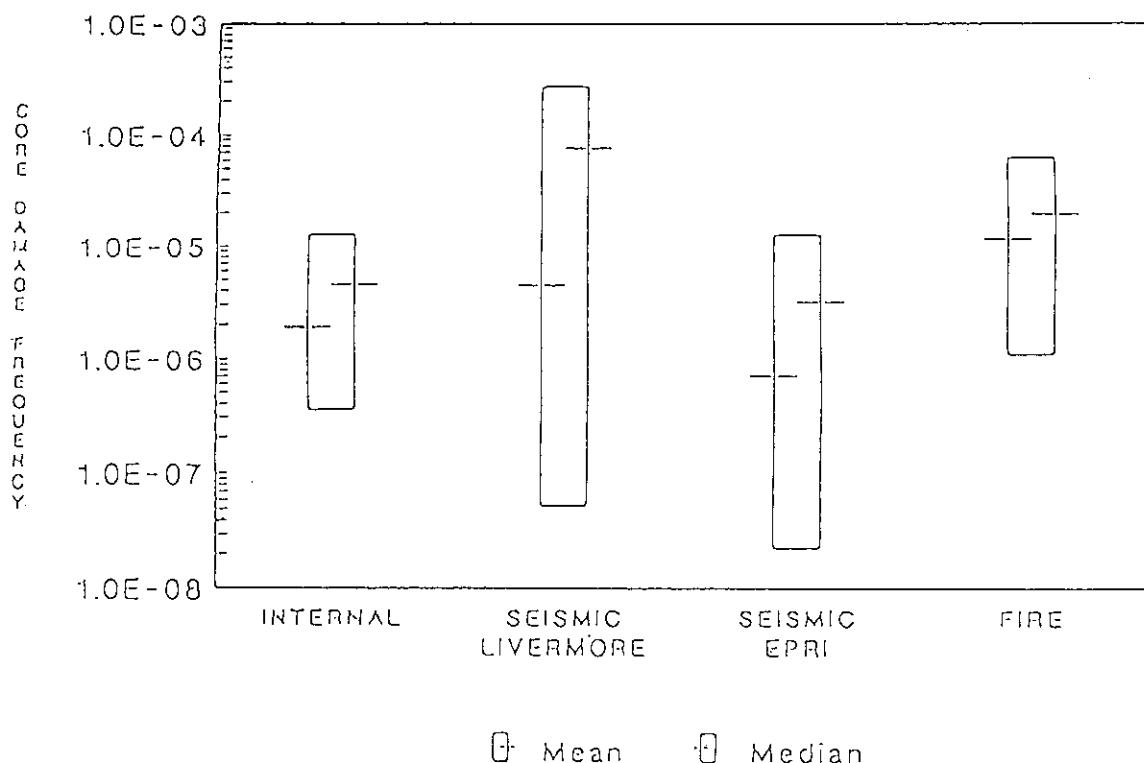
第4-8図 内的事象による炉心損傷頻度の評価結果

Surry と Peach Bottom については、外的事象の評価として、地震と火災に起因する炉心損傷発生頻度と格納容器応答の評価がなされた。このうち Peach Bottom に対する炉心損傷頻度評価結果を第4-9図に示す。この図でも、評価結果の不確実さはボックスを用いて示している。図で、地震については2ケースの評価結果が示されている。一方はローレンスリバモア国立研究所（LNL）の、他方は電力研究所（EPRI）の地震危険度（サイトにおける地震動のレベル毎の発生頻度）に基づいた評価結果である。いずれの地震危険度評価結果が良いか結論づけられなかったので、両論併記の形になっている。図からただちに、以下の結論が導かれる。

- ① 地震や火災に起因する炉心損傷は、内的事象に比べて決して小さくない。
- ② 地震 PSA の結果には著しく大きな不確実さが存在する。
- ③ 地震の危険度は地震 PSA の結果に大きな影響を及ぼす。

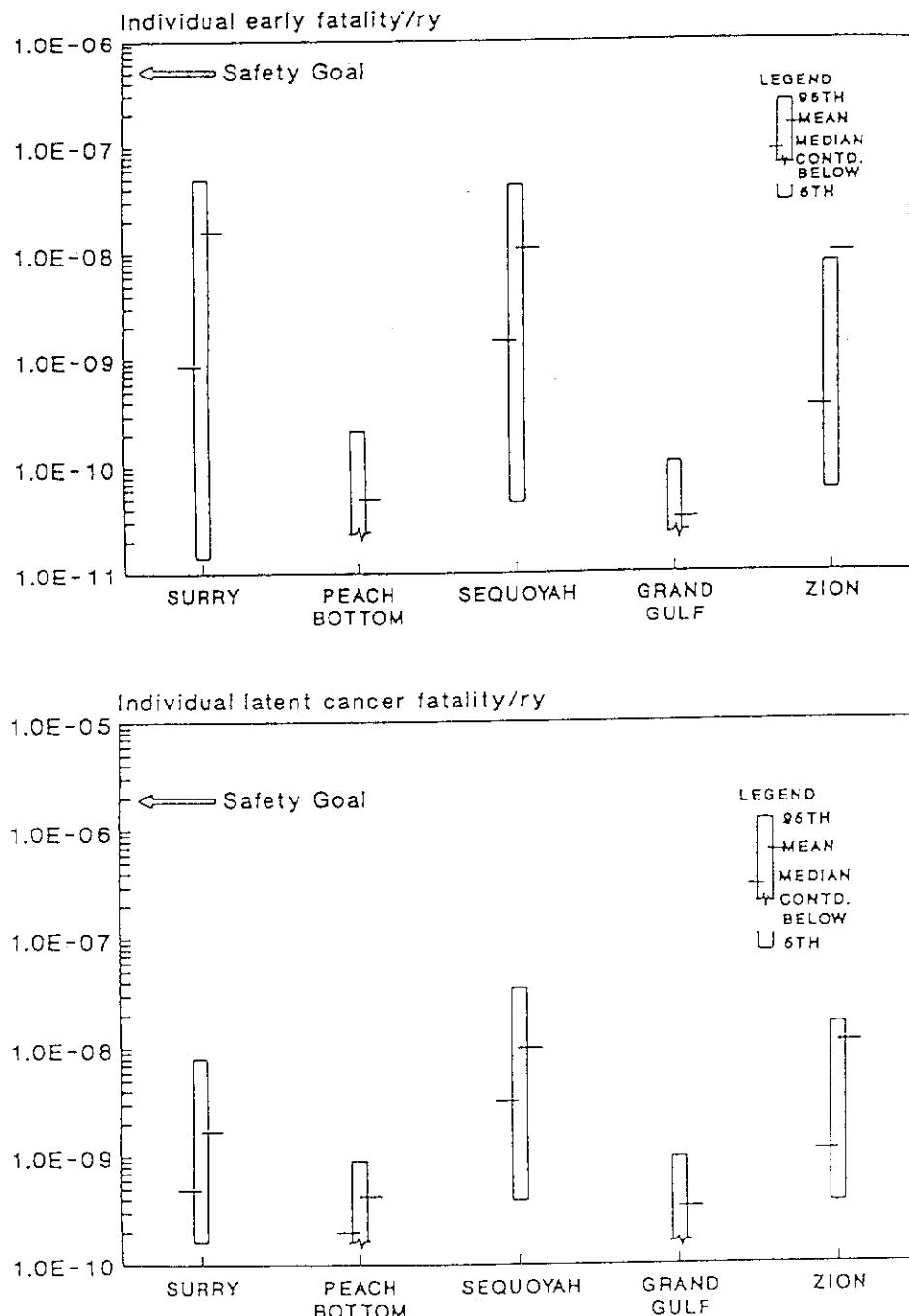
なお、Surry についても同様の結果・結論が得られている。

NUREG-1150のPSAの最大の特徴のひとつとして、TMI事故後のシビアアクシデント研究の成果を取り入れてのソースタームの再評価が挙げられるが、本報ではこれについての記述は省略する。



第4-9図 外的事象による炉心損傷頻度の評価結果 (Peach Bottom)

NUREG-1150では、内的事象については5機のプラントともレベル3までの評価を行っている。個人の早期死亡及び晩発性癌死亡の発生頻度の評価結果を第4-10図に示す。図には「安全目標」も示してある。4.4節に述べるように、米国の定量的安全目標は、早期死亡については平均的な米国人があらゆる種類の事故で死亡する頻度の0.1%、晩発性癌死亡については平均的な米国人があらゆる種類の癌で死亡する頻度の0.1%であり、図中の矢印はこれらの値を示している。各プラント共、不確実さを考慮に入れても、安全目標を十分満足する評価結果になっている。

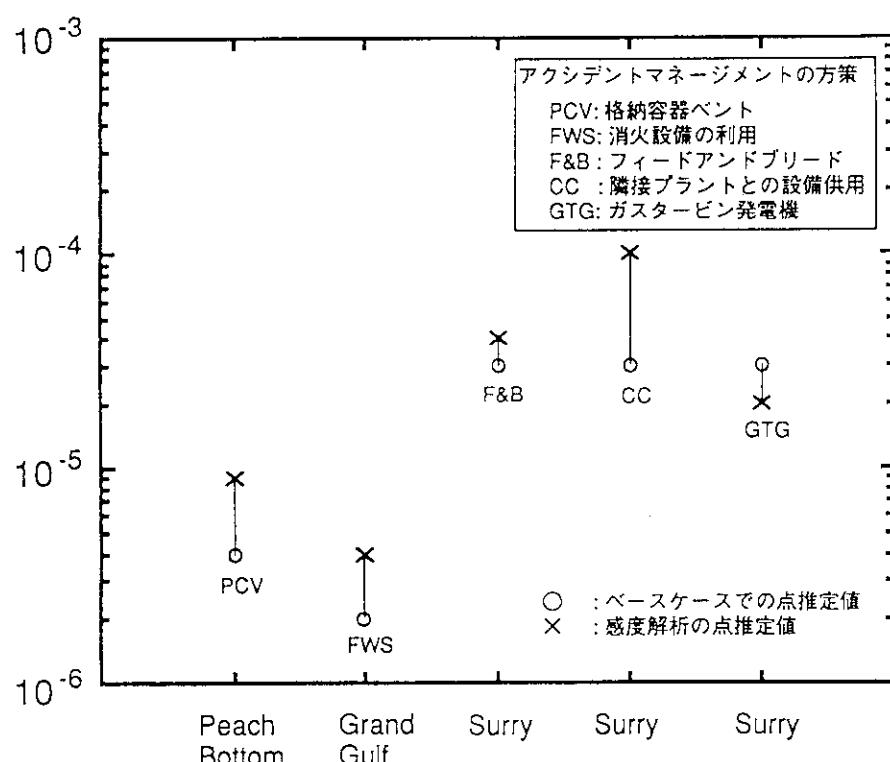


第4-10図 内的事象のリスク評価結果の「安全目標」との比較

NUREG-1150ではまた、様々なアクシデント・マネジメント策の有効性を評価している。第4-11図はその結果をまとめたもので、次のアクシデント・マネジメント策を実施した場合としない場合の炉心損傷発生頻度の違いを示している。

- ① Grand Gulf で、非常用低圧注入系のバックアップとして消火系を利用する。
- ② Surry で、全給水喪失事故（一次系が高圧で推移するトランジエント）において、加圧器逃し弁を開いて高圧注入を可能にするフィード・アンド・ブリード（F & B）運転を行う。
- ③ Surry で、全電源喪失事故時に所内ガスタービン発電機を利用する。
- ④ Surry で、高圧注入系あるいは補助給水系が喪失した場合に、1号機と2号機の配管接続により他機の系統を利用する。
- ⑤ Peach Bottom で、1次格納容器（PCV）の加圧を防ぐため PCV ベントを利用する。

なお、アクシデント・マネジメントの有効性評価では、炉心損傷頻度は不確実さ解析を実施しない1点推定値として求められている。また、図中で○印は NUREG-1150 のベースケースの結果であり、×印は感度解析ケースの結果である。ベースケースで考えていなかったアクシデント・マネジメントを考えれば炉心損傷頻度は低くなるが、ベースケースで既に考えていたアクシデント・マネジメントを考えないことにすれば炉心損傷頻度は高くなる。



第4-11図 アクシデント・マネジメント策の有効性の評価結果

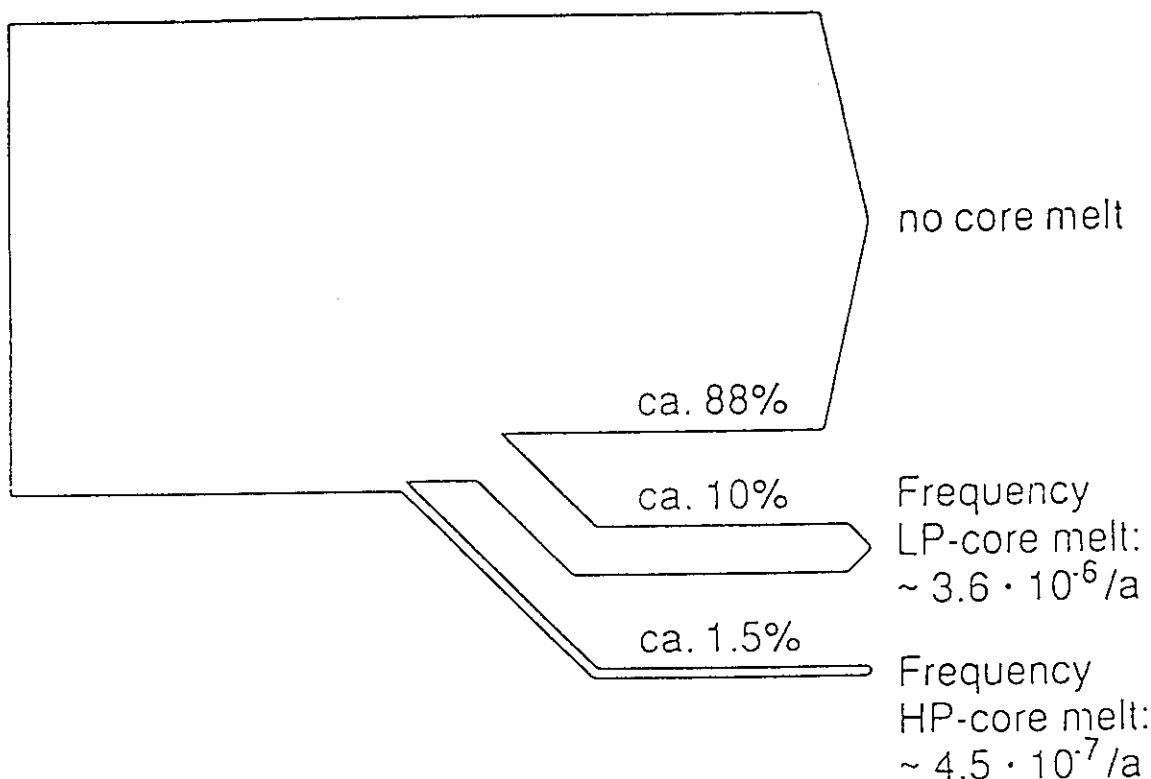
(4) ドイツ・リスク研究 Phase Bで得られた知見

Biblis-B (PWR) を対象として実施されたドイツ・リスク研究 Phase B の結果は次のとおりである。

内的事象による炉心損傷頻度の評価結果は、 2.6×10^{-5} /年である。これは、Phase A の結果 8.6×10^{-5} /年より小さいが、その原因は Phase A 後にプラントの改良がなされたことと、Phase A よりも現実的な評価がなされたことによる。外的事象による炉心損傷頻度は 3.6×10^{-6} /年以下であり、そのほとんどは地震に起因するトランジェントによっている。

ドイツ・リスク研究では、アクシデント・マネジメントの有効性評価にも力が入れられた。例えば、シビアアクシデント発生防止手段の代表例としてブリード・アンド・フィード (B & F。米国では F & B といいドイツでは B & F と言う) 手順の採用が挙げられる。B & F 手順としては、まず、2 次側の B & F を行い、それによって 1 次側の冷却と減圧を図る。これに失敗した時は、1 次系をブリードして安全注入系の作動圧以下に下げることにより、炉心冷却を図る。安全注入系が作動しない場合でも、1 次系をブリードすることにより高圧状態下での原子炉容器溶融貫通を避けられ、格納容器直接加熱やその他の複雑な現象を避けることができる。B & F 手順を考慮した場合の解析結果を第4-12図に示す。即ち、B & F 手順により、炉心損傷頻度は約 1 柄、高圧シーケンスでの炉心損傷頻度は約 2 柄下げられる。

Frequency of plant damage states: $\sim 2.9 \cdot 10^{-5}$ /a



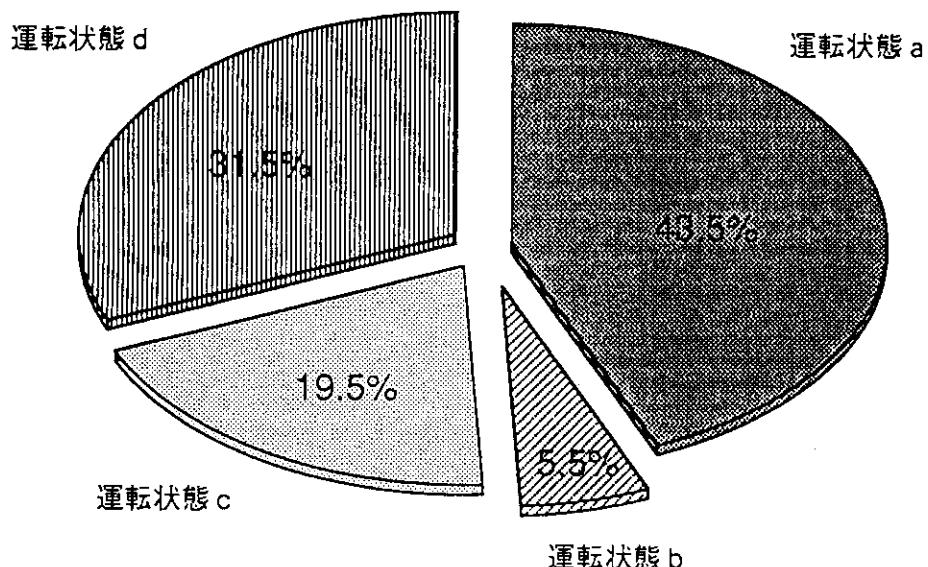
第4-12図 ブリード・アンド・フィードの有効性の評価結果

(5) E d F と C E A の P S A で得られた知見

フランスで、E d F（フランス電力公社）が1300MWe級PWR（Paluel-3）、C E A（原子力庁）が900MWe級PWRを対象として実施したP S Aは、「全運転モードを対象にしている」という特徴がある^[4-5,6]。即ち、出力運転時だけでなく、停止時も対象として、炉心損傷事故の発生頻度を評価している。

1300MWeと900MWeのPWRそれぞれの炉心損傷頻度は、 1.1×10^{-5} /炉年及び 4.95×10^{-5} /炉年となり、900MWeの方がやや大きな炉心損傷頻度となった。これは、900MWeの方が古いPWRであり、プラント構成の違いを反映したものである。

1300MWe PWRについて、炉心損傷頻度に対する各運転状態の寄与度を第4-13図に示す。停止時の寄与度は55%以上であり、極めて大きな値となっている。900MWeの場合も、停止時の寄与度は32%であり、やはり大きな値となっている。これらの数字は、停止期間の方が運転期間よりずっと短かいことを考慮に入れたものであり、単位時間当たりでは停止時の方が更に重要になる。このような結果になったのは、停止時にECCSの自動起動がはずされている時に、小破断LOCAが起こり、運転員がECCSの手動起動に失敗するという事故シーケンスの寄与が大きいためである。小破断LOCAの発生頻度は運転中と同じ値を用いているが、これは、小破断LOCAの原因の多くが腐食やエロージョンによっているため、低温・低圧条件でも著しく変ることはないと仮定したためである。



運転状態a：出力運転状態
運転状態b：高温停止状態
運転状態c：RHR運転での中間的状態
運転状態d：ミドループ運転状態

第4-13図 炉心損傷頻度に対する各運転状態の寄与度

4.4 技術に伴うリスクとその受容性

(1) 概論

現在の社会は高度に技術革新の進んだ社会である。我々は、技術によってもたらされた豊かさを享受している。

技術は、我々の生活のあらゆる分野を支えている。工業生産の現場では、省力化・精密化等の技術が進み、ロボットの採用も見られる。農業においては、品種の改良や化学肥料・農薬の利用により生産性が向上すると共に、農耕機械の普及により省力化も進んでいる。輸送に関しては、高速輸送・大量輸送のための手段も、あるいは、救急車等特殊な用途のための手段も用意されている。我々の家庭生活においても、電気製品は溢れるばかりである。こうした様々な技術によって、我々は一昔前とははるかに異なった豊かな生活をしている。

しかしながら、あらゆる技術には負の部分がある。環境の汚染、事故のおそれ、有限な資源の消費等である。農薬を使えば、残留農薬が健康に及ぼす影響を考えねばならないし、農薬工場の事故で環境が汚染される心配もある。交通手段には常に事故がつきまとうし、大気汚染ももたらしている。電気についても、使用する人が感電するおそれもあるし、原子力発電所で事故が起きる心配や、火力発電所から放出される二酸化炭素による地球の温暖化の心配もしなければならない。かといって、技術を捨てれば、我々は技術によって得られている豊かさも捨ててしまわなければならない。

技術が社会に受け容れられるためには、技術のもたらす正の部分（便利さや快適さ）に比べて、それが同時にもたらす負の部分（環境汚染や事故）が十分に小さくなくてはならない。実際、これまでの技術は、この条件を満足したからこそ、社会に受け容れられてきたのである。

しかし、実際には、便利さや快適さとそれに対する環境汚染や事故のおそれのどちらが相対的に大きいかを科学的に比較することは極めて困難である。便利さや快適さを数量的に表わすことは簡単にはできないし、また、できたとしても、多分、人によってずい分違った値になるであろう。

環境汚染や事故のおそれの方は、例えば環境中の有害物質の濃度とか人の死亡確率といったように、まだしも数字で表わし易いものである。しかしながら、環境汚染と事故のおそれのどちらを重視するか、またどの程度の値ならしかたがないと考えるかは、やはり人によって大分異なるであろう。

人が、ある技術を受け容れて良いと考えるかどうかは、その人の置かれている時代や環境によっても変る。例えば、豊かな社会であればある程、人の命はより重視される。また、車がごく少数しかなかった時代には、1台当たりの事故率や死亡率は今よりもかかわらず、今ほど安全性は重視されなかつた。一般に、技術が普及して台数が増えると、より高い安全性が要求されるのである。

それから、誰が便益を受け、誰が汚染や事故の心配をしなければならないかという問

題がある。例えば、ある人がタバコを吸う時、その人はタバコを吸う楽しみと同時に肺癌になる危険性も負う。しかし、その隣りの人は、まったく楽しみもなく危険性だけ負う。この2人の人は、喫煙の習慣（これは技術ではないが）を受け容れるかどうかについて、随分違った意見を持つであろう。

ある技術を受容するかどうかは、そのもたらす便益とリスクをどう評価するかという公衆の判断である。この判断をするには、世界の中での日本、あるいは、将来に対する現在といった、広い見通しも必要であるし、また、施設の周辺の公衆に受容し難いリスクを与えないという基本的な原則も必要である。

以下では、リスクを伴う技術を受け容れるかどうか判断する時に、どのような問題を検討すべきかについてまとめる。(2)では、種々の技術分野の事故事例を紹介すると共にそれらのリスクを比較する。(3)では、リスク受容の条件について検討する。

(2) 種々の技術のリスク

この項では、種々の技術について、どのような事故が起きているのか、リスクの大きさはどれ程なのかを見ていく。

まず、重大な事故の事例を紹介する。第4-3表は、種々の技術分野で過去数年の間に起きた代表的な事故の例を示したものである。以下、この表より過去の重要事例も含めながら、技術分野毎の事故事例を簡単に紹介する。

航空の分野では多数の死者を出す事故がしばしば起きている。これまでに1事故で最大の死者を出したのは、1977年3月27日にカナリア諸島テネリフェ島の空港で起きた事故である。離陸しようとしていた2機のジャンボ機が衝突して炎上し、583人が死亡している。これに次ぐ死者を出したのは、1985年8月12日の日航ジャンボ機の圧力隔壁破損による墜落である。奇跡的に生き残った4人を除く520人が犠牲になっている。1992年10月4日には、オランダのアムステルダムで貨物機が高層アパートに墜落し、100人近い死者を出している。航空機は、乗員・乗客だけでなく、無関係の人にもリスクをもたらすことを示す例である。

海運の分野では、客船やフェリーの衝突や沈没で多数の死者が出ている。1986年8月31日には、黒海でソ連の定期客船が同じソ連の大型貨物船と衝突・沈没し、死者・行方不明者は705人に上った。原因は両船の安全航法規則違反である。1987年3月6日には、ベルギー・ゼーブルッヘ港を出た英国の貨客フェリーが沈没し、188人の死者・行方不明者を出した。1987年12月20日には、フィリピンで内航フェリーが石油タンカーと衝突し、タンカーの爆発によって両船とも炎上し、沈没した。フェリーの旅客定員は1,493人だが、実際にはそれをはるかに上回る乗客が乗っており、死者・行方不明者は4,000人以上になると見られている。開発途上国では、こうした、安全を軽視したフェリーの運航が見られ、例えばバングラデシュでは、1986年のフェリー事故だけ見ても、3月20

第4-3表 さまざまな技術分野での近年の事故

<航空>

1985年 8月12日	日航ジャンボ機墜落	520人死亡
1986年 8月31日	ロサンゼルスで空中衝突	81人死亡
1988年 7月 3日	米艦がイラン航空機撃墜	290人死亡
1991年 5月26日	ラウダ航空B767型機墜落	223人死亡
1992年10月 4日	アムステルダム郊外ジャンボ機墜落	高層アパート直撃

<海運>

1986年 8月31日	黒海で客船と貨物船衝突	705人死亡
1987年 3月 6日	ベルギー沖でカーフェリー沈没	188人死亡
1987年12月20日	フィリピンでフェリーとタンカー衝突	4,000人以上死亡
1990年 4月 7日	オスロ沖でフェリー火災	208人死亡
1989年 3月24日	アラスカ沖タンカー座礁	原油流出
1993年 1月 5日	スコットランド・シェランド諸島沖タンカー座礁	原油流出

<航空>

1985年 1月13日	エチオピアで峡谷に列車転落	418人死亡
1987年11月18日	ロンドンで地下鉄駅火災	31人死亡
1988年 3月24日	上海で列車衝突	29人死亡
1988年 6月27日	パリで列車衝突	59人死亡
1991年 5月14日	信楽高原鐵道列車衝突	42人死亡

<宇宙>

1986年 1月28日	スペースシャトル・チャレンジャー号爆発	7人死亡
-------------	---------------------	------

<化学>

1984年12月 2日	インド・ボバール農薬工場事故	2,000人以上死亡
1986年11月 1日	スイス・バーゼル化学会社火災	ライン川汚染
1991年12月22日	泉佐野市食用油工場爆発	8人死亡

<石油・ガス>

1988年 7月 6日	北海油田爆発火災	160人死亡
1989年 6月 3日	ソ連パイプライン漏洩による爆発	645人死亡
1992年 4月22日	メキシコ・グアダラハラ市下水道爆発	205人死亡
1992年10月16日	富士石油袖ヶ浦製油所爆発	10人死亡

<原子力発電所>

1986年 4月26日	チェルノブイル原発事故	31人死亡
-------------	-------------	-------

0人死亡、4月400人死亡、5月400人死亡、7月100人死亡、8月500人死亡、9月100人死亡、10月200人死亡と、毎月のように大事故が起きている。1990年4月7日には、デンマークの豪華フェリー「スカンジナビアン・スター号」がノルウェーのオスロ沖で火災を起こし、死者・行方不明者合わせて208人の事故になっている。

船舶の事故では、この他に、タンカーの衝突や座礁による原油の流出で海洋汚染につながっているものがある。1989年3月24日のアラスカでのタンカー座礁、1993年1月5日のスコットランドのシェトランド諸島沖でのタンカー座礁、そのわずか半月後の同年1月21日のマラッカ海峡近くのアンダマン海での2隻のタンカーの衝突など枚挙にいとまない。

鉄道輸送の分野では、1981年6月にインドで列車が川に突っ込み、約800人が死んでいる。また、1985年1月13日には、エチオピアで列車が脱線して渓谷に転落し、418人が死亡したと伝えられている。1987年11月18日には、ロンドン市内最大の地下鉄ターミナル、キングスクロス駅で火災が発生し、31人が死亡、71人が負傷している。1988年3月24日には、上海市郊外で高知市の高校の修学旅行生らを乗せた急行列車が別な列車と衝突し、29人が死亡、103人が負傷している。1988年6月27日には、パリのリヨン駅で停車中の通勤電車に別な通勤電車が衝突し、死者59人、負傷者38人の事故になっている。国内でも、1991年5月14日の信楽高原鐵道での正面衝突事故で42人が死亡、450人以上が負傷した。他にも、1992年6月2日の関東鐵道常総線で列車が駅ビルに突っ込んで1人が死亡、256人が負傷した事故が挙げられる。

宇宙開発の分野では、1986年1月28日のスペースシャトル・チャレンジャー号の爆発がある。事故の直接の原因是、燃料漏れを防ぐためのOリングという部品が寒波の中で機能を果たさず、そこから出た炎が燃料タンクに着火し爆発したことである。しかし、根元的な原因是、Oリングの低温での性能に問題があることがあらかじめ認識されていたにもかかわらず、それを無視して打ち上げを強行した、国家航空宇宙局（NASA）の管理体制にあったとされている。死亡した7人の宇宙飛行士の中には、初の民間公募によって選ばれ、宇宙からの授業を行う予定だった女性高校教師も含まれており、全米に大きな衝撃を与えた。

化学工場では時々大きな事故が起きている。特に、農薬工場での事故に深刻なものがある。古くは1976年7月10日に、イタリア・セベソの農薬工場で暴走反応による爆発事故が生じ、猛毒物質ダイオキシンを吹き上げて広範な地域が汚染された。直接の死者はなかったものの、家畜2,178頭が死亡し、8万頭余りは汚染のために屠殺され、住民は強制的に立ち退かされた。1984年12月2日には、インド・ボバールの農薬工場からこれも猛毒のイソシアニ酸メチルが漏洩した。住民の2,000人ないし3,500人（文献により異なっている）が死亡し、20万人余りが障害を受けるという大事故になっている。また、1986年11月1日には、イス・バーゼルの化学会社の農薬倉庫等で火災が発生した。直接の死傷者はなかったものの、大量の消化用水とともに農薬などの化学薬品が流出して

ライン川を死の川に変えてしまった。その後ライン川の生態系は急速に回復したが、それは、汚染物が北海に流されてしまったからである。

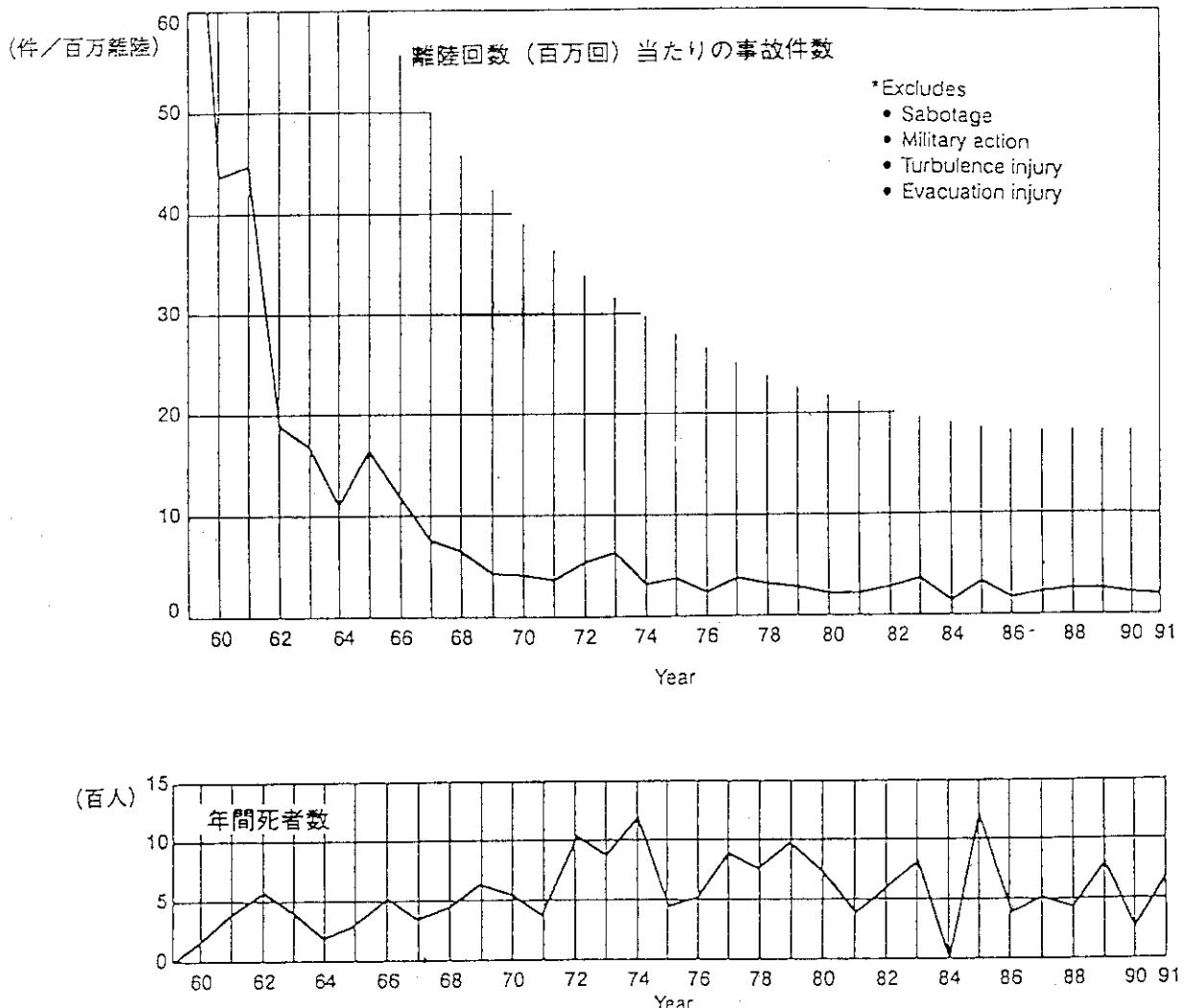
石油・ガス関係では、1988年7月6日に北海油田で爆発・火災事故が発生し、従業員160人が死亡している。1989年6月3日には、ソ連バシキール共和国でパイプラインから漏れたLPGが大爆発を起こし、2本の旅客列車が爆発に巻き込まれて、死者645人、負傷者706人という大惨事になった。老朽化したパイプラインが損傷し、LPGが漏洩して渓谷部に充満したところへ列車が通りかかって、パンタグラフの火花によって引火したものである。この付近の住民は事故の数日前からパイplineの漏洩に気づいており、その連絡もされていた。ずさんな施設管理や安全性の軽視といった、ソ連の官僚主義がもたらした事故であると言われている。

原子力発電所に関しては、古くは1957年10月8日に、英国ウインズケールのプルトニウム製造炉で火災が発生し、周辺公衆の被曝や土地の放射能汚染を引き起こしている。また、3章で紹介したように、1979年3月28日には、米国スリーマイル島の加圧水型原子力発電所で、原子炉の炉心が溶融する事故が発生している。また、1986年4月26日には、ソ連チェルノブイルのソ連型原子力発電所で核分裂反応の暴走事故が起きた。この事故の直接の死者は、消火活動を行った消防士を中心に31人であるが、周辺公衆の放射線被曝による後遺障害が心配されている。

以上、各分野における過去の主要な事故例を紹介してきたが、リスク（1事故での死者数と事故の発生頻度の積）で考えれば、小規模・高頻度の事故は更に重要である。

厚生省の1991年の統計^[4-9]によれば、自動車交通事故による死者数の合計は14,558人。日本だけで、毎年これ程たくさんの人が死んでいる。その内訳を見れば、自動車運転者3,424人、オートバイ運転者2,790人に対して、自転車乗用者1,635人、歩行者4,258人となっており、4割以上はねられて死んだ人である。また、階段やはしご、建物の高所等からの不慮の墜落による死者数は4,530人、火災及び火焰（例えば着衣の発火）による不慮の事故での死者数は1,190人である。不慮の溺死は、3,310人であるが、信じ難いことに、このうち1,473人は浴そう等家庭内での溺死である。実際には、派手に報道される大きな事故よりも、ほとんどニュースにもならない身近な事故で、はるかにたくさん的人が死んでいるのである。

ところで、各分野について言えることだが、事故の発生率は時代と共に低下している。一例として、第4-14図に定期航空機の事故の離陸回数当たり事故率と年間死者数を示してある^[4-10]。技術の進歩を反映して、航空機の事故率は1970年頃まで著しく低下し続けてきた。しかしながら、1975年頃からその減少率は鈍化し、1機当たりの旅客数の増加に伴って死者数は増加する傾向さえ見せている。



第4-14図 世界の航空機事故の推移

これまで紹介したように、各分野で重大な事故が数多く発生している。そして、事故の原因には必ずと言って良い程、安全を軽視する組織体制やそれを背景にした人間のミスが指摘されている。典型的な例が旧ソ連で起きた幾つもの巨大事故である。1986年4月の切尔ノブイル原子力発電所の事故、同年8月の黒海での客船と貨物船の衝突事故、1989年6月のバシキール共和国でのLPG爆発事故と、いずれも安全軽視によって起きている。安全は、技術を管理し利用する組織や人の心構えによって守られると言って良いであろう。

次は、リスク（事故の発生頻度×事故の影響）の比較である。

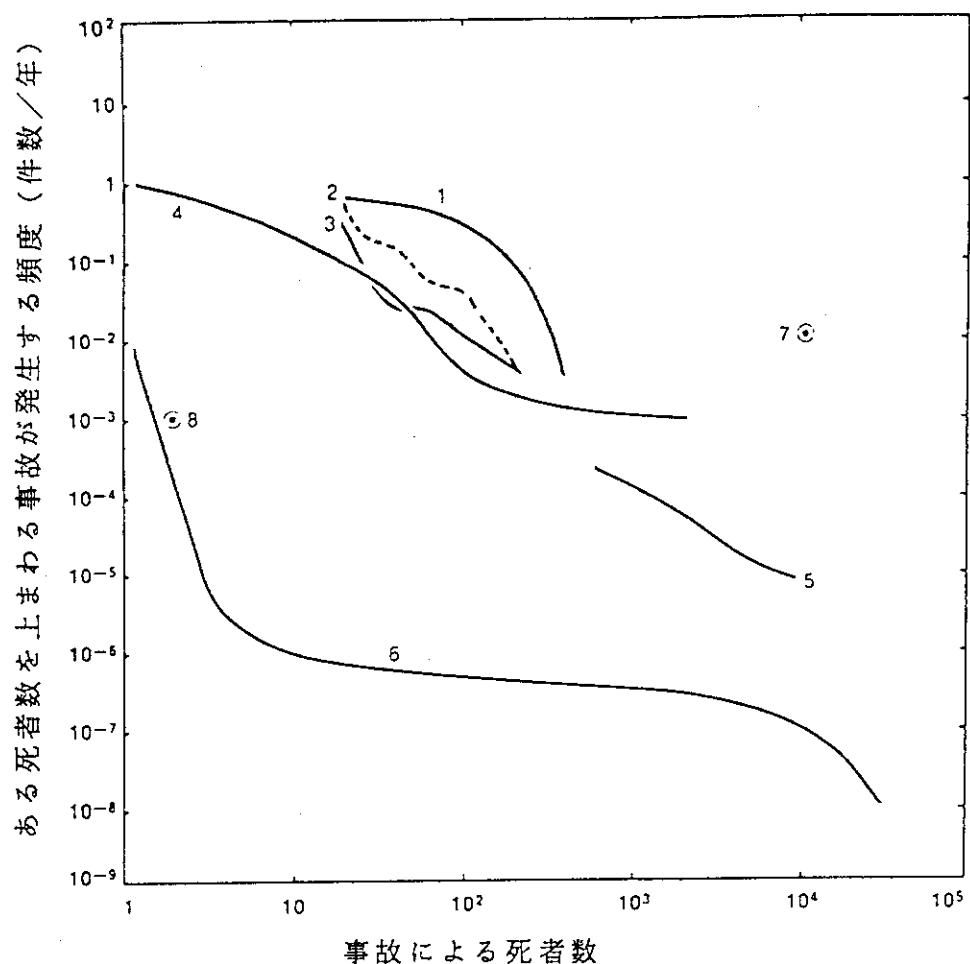
既に第4-6図では、原子力発電所が公衆に及ぼすリスクを他の技術のそれと比べた例を示した^[4-2]。第4-15図もリスクの比較図で、英國のものである^[4-11]。この図で上方にある4つの曲線は、航空機事故、鉄道事故、火災及び爆発事故、危険物質取扱い施設の事故のリスクで、英國の過去の統計等を基にした定量化結果である。右の方の線は、キャンベイ石油化学コンビナートのリスクの推定値である。下方の線は、英國に初めて加圧水型炉（サイズウェル原子力発電所）が導入されるに当ってその安全審査のために提唱されたもので、英國に5機の加圧水型炉があったとして、それらが超えてはならないリスクの上限値を示したものである。

この図には、米国とソ連における原子炉事故の経験データ（即ち、スリーマイル島とチェルノブイルの事故）から得られたリスクも同時に示してある。米国における加圧水型炉の事故は、過去の同型炉の運転実績1000炉・年に1回で、その後遺症による死者数は0ないし2人という評価になっている。一方、ソ連型炉の事故は、運転実績100炉・年に1回で、その後遺症による死者数は約1万人と評価している。

なお、チェルノブイル事故の後遺症による死者数はいろいろな機関によって推定されている。通例、どのような少量の被曝もある確率で癌を発生させるという保守的なモデルが使われている。評価結果は機関によって違っている。30km圏内からの避難民135,000人についての致死的癌発生数は、ソ連当局、国際原子力機関（IAEA）、米国原子力規制委員会（NRC）により、それぞれ約300人、約160人、約320人と推定されている。また、ソ連ヨーロッパ部の約75,000,000人の住民については、今後70年間の自然発生癌による死亡者数の予測値が約9,500,000人となっているのが、この事故によって、ソ連当局によれば5,000人未満、IAEAによれば1,500～3,000人程度増えると推定されている。

第4-4表は様々な原因による死亡リスクであり、英國のデータである^[4-12]。第4-16図も死亡リスクであり、我が国のデータに基づいたものである。この図で、（ ）による記述のあるものは特定の母集団についての死亡リスクであり、記述のないものは全人口平均である。これらの図表から幾つか数字（ほぼ両国で共通）を拾うと次のとおりである。

- ①あらゆる原因による死亡はおよそ100人に1人
- ②あらゆるがんによる死亡はおよそ400人に1人
- ③交通事故による死亡はおよそ1万人に1人
- ④落雷による死亡はおよそ1,000万人に1人

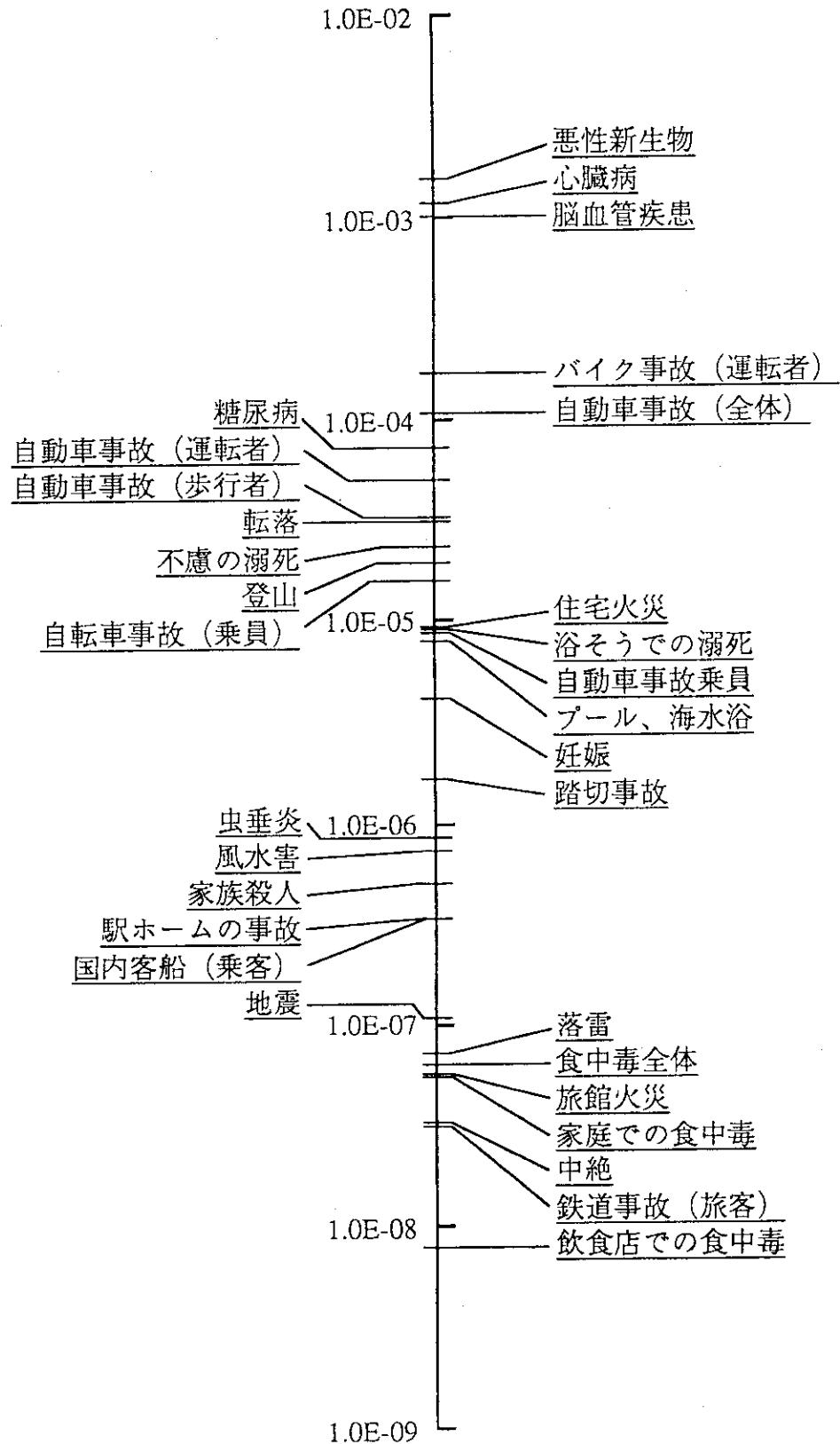


第4-15図 種々の技術がもたらすリスク（英国）

1. 英国における航空機事故, 1966年 - 85年
2. 英国における鉄道事故, 1946年 - 75年
3. 英国における火災及び爆発事故, 1946年 - 75年
4. 英国における主要危険物取扱施設の事故
5. キャンベイ石油化学施設のリスク（推定値）
6. 5基の加圧水型炉のリスク（設計での上限値）
7. チェルノブイル事故（後遺症による死亡を含む）
8. スリーマイル島事故（後遺症による死亡を含む）

第4-4表 年当り頻度で表現した死亡リスク

	年当り死亡 リスク	百万人当り 年間死亡者数	リスク算定の母集団 (UK: 英国, GB: 大ブリテン)
すべての原因による死亡			
全人口平均	87人に1人	11490	UK 1989
55-64の男	65人に1人	15280	UK 1989
55-64の女	110人に1人	9060	UK 1989
35-44の男	578人に1人	1730	UK 1989
35-44の女	873人に1人	1145	UK 1989
5-14の少年	4400人に1人	225	UK 1989
5-14の少女	6250人に1人	160	UK 1989
がんによる死亡			
全人口平均	374人に1人	2880	GB 1989
すべての事故による死亡			
交通事故による死亡 (全人口平均)	4200人に1人	240	GB 1989
落雷による死亡	10204人に1人	98	GB 1989
産業事故での従業員死亡			
石油・ガスの採掘	990人に1人	1011	GB 1986/7~1990/1
鉱石の採掘	3900人に1人	254	GB 1986/7~1990/1
石炭の採掘	7100人に1人	141	GB 1986/7~1990/1
建設業	10200人に1人	98	GB 1986/7~1990/1
農業	13500人に1人	74	GB 1986/7~1990/1
製造業	53000人に1人	19	GB 1986/7~1990/1
サービス業	150000人に1人	6.6	GB 1986/7~1990/1



第4-16図 死亡率（人／人・年）

リスクを表現するには、年間の死亡率以外にも様々な方法がある。交通機関の事故について、比較的母集団についての情報があり、メリット当りのリスクを算出することも可能である。第4-17図は1,000人kmの移動当りの死亡数である。また、第4-18図は様々な行為1回当りの死亡リスクを示したものである。これらの図から、以下のことが言える。

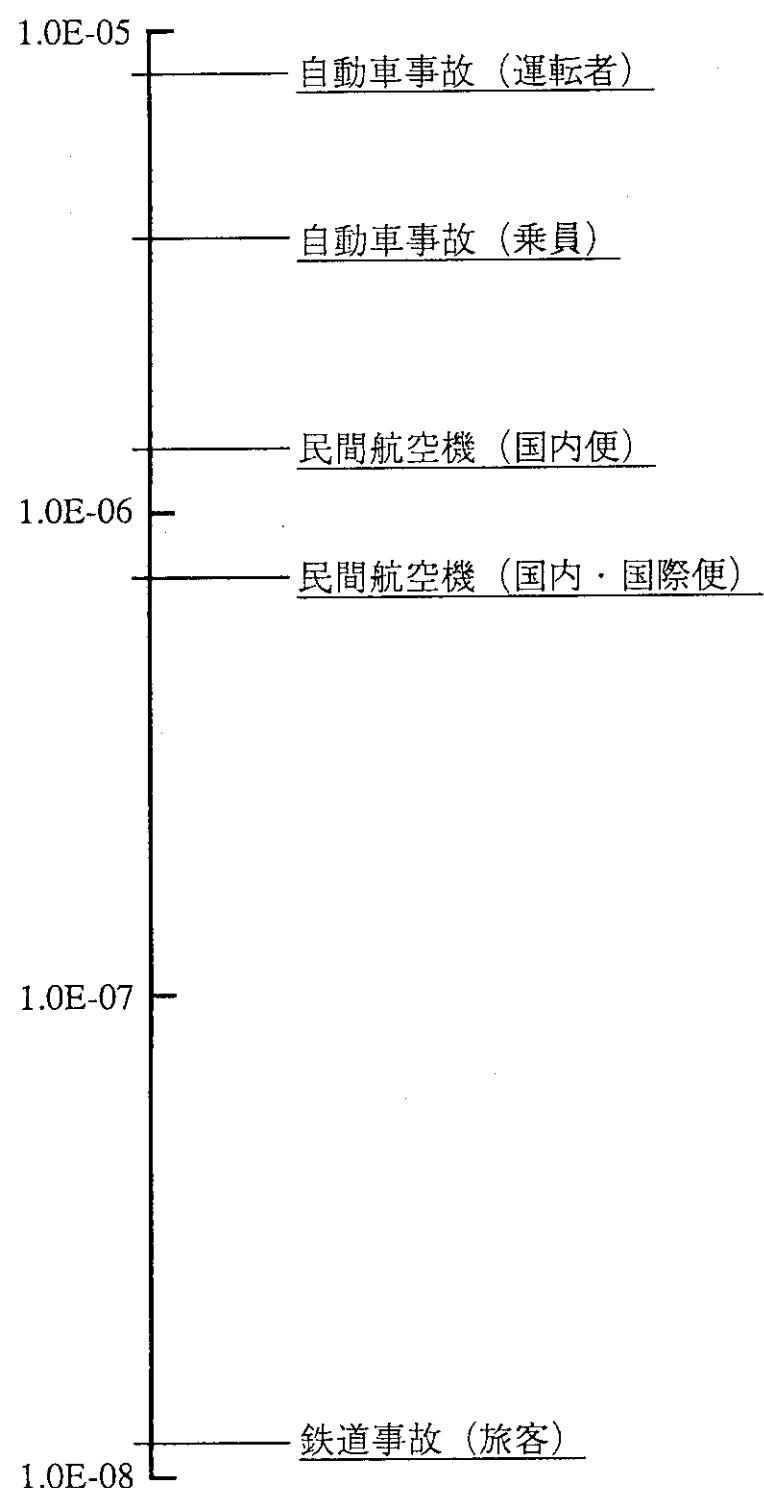
- ①車を100km（約2時間）運転した時に運転者が死亡する確率はおよそ 10^{-6} である。
- ②航空機を1回利用（平均して約1,000kmの移動）した時に死亡する確率はおよそ 10^{-6} である。
- ③列車を1万回利用（1回平均約10kmの移動）した時に死亡する確率はおよそ 10^{-6} である。
- ④1回の妊娠により死亡する確率はおよそ 10^{-4} 、1回の中絶により死亡する確率はおよそ 10^{-6} である。（メリットを考えず、リスクだけで意思決定をすると、妊娠したら中絶する方が安全であるとの結論になってしまう。）
- ⑤自宅で1年間に火災により死亡する確率はおよそ 10^{-5} 、旅館に1泊して火災により死亡する確率はおよそ 10^{-8} である。（旅館での火災はしばしば社会問題になるが、日数当りだと旅館の方が一般住宅より危険だということはない。）

以上、種々の技術の事事故例やリスクを紹介した。これまで見てきたように、あらゆる技術に事故やリスクがつきまとっている。リスクの大きさは、技術分野によって異なっている。原子力発電所の場合は、他の技術分野に比べてはるかに安全性が重視されており、第4-6、4-15図等に示したように、一般にはそれがもたらすリスクは他の技術分野のリスクに比べて十分小さいと言える。

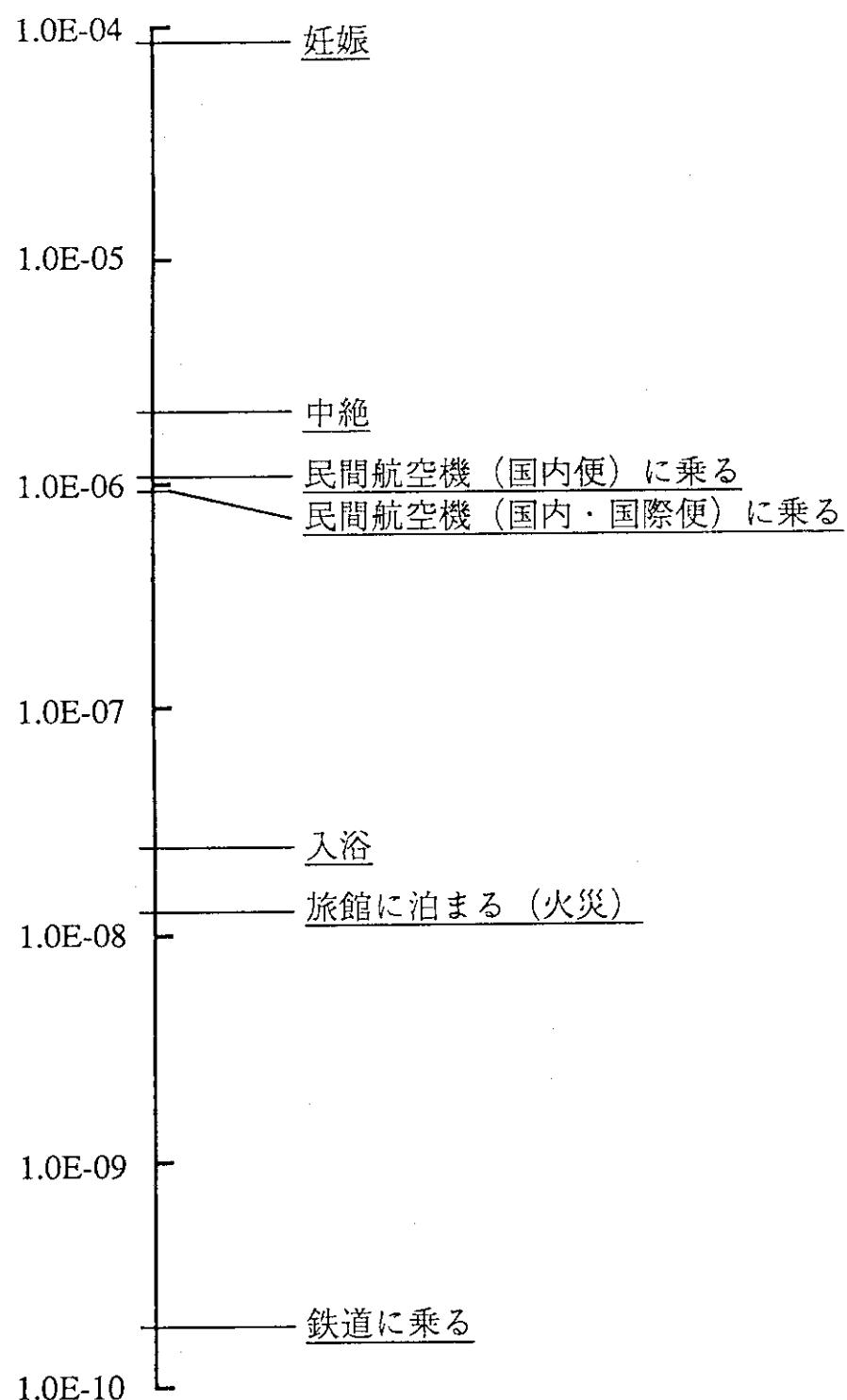
ただし、リスクの大きさは、時代や国によっても著しく異なっている。各分野とも、リスクは先進国程、また時代が遅い程小さくなってしまっており、技術のレベルが高くなる程、また、安全に対する要求が強まる程、リスクが小さくなることを示している。

例えば、先に紹介した重大な事故の例のうち旧ソ連のものを取り出すと、1986年4月の切尔ノブイル原子力発電所の事故、同年8月の黒海での客船と貨物船の衝突事故、1989年6月のバシキール共和国でのLPG爆発事故があり、いずれも大惨事になっているが、これらの事故に共通の原因として、安全性軽視の態度がある。

原子力発電の場合も、切尔ノブイルの例に見られるように、原子炉の型式によっては、また、それ以上に安全に対する姿勢が異なれば、そのリスクは大きく違ひ得る。各分野の技術に伴うリスクを比較する時は、こうした、時代や国の違いも考慮する必要がある。



第4-17図 移動距離当たりの死亡確率 (人／千人km)



第4-18図 1回当たりの死亡確率 (人／人・回)

(3) リスクの受容性について

あるリスクを伴う技術がある時、それを社会が受容するためにはどのような条件が必要であろうか。

放射線や原子力の利用の際の人間の安全の確保のために、国際放射線防護委員会（ICRP : International Commission on Radiological Protection）という組織がある。ICRPは、放射線防護のためには第4-5表に示す3原則を守らねばならないとしている^[4-13]。

第4-5表 ICRPによる放射線防護の3原則

- ①いかなる行為も、その導入が正味でプラスの便益を生むものでなければ、採用してはならない（行為の正当化）
- ②放射線被曝を伴う行為が正当化された場合には、その行為からのすべての放射線被曝を、経済的及び社会的な要因を考慮に入れながら、合理的に達成できる限り低く保たなければならない（放射線防護の最適化）
- ③放射線被曝を伴う行為が正当化され、放射線防護手段が最適化された場合であっても、いかなる個人の線量当量も一定の限度を決して超えてはならない（個人の線量当量の限度）

この3原則は、放射線や原子力の利用を対象としたものであるが、他のあらゆる技術についても、それに伴うリスクを受容する上での原則を的確に表現した言葉である。

行為の正当化とは、便益がリスクに比べて大きいことである。また、防護の最適化とは、リスクを最小限にするために、合理的な努力はすべてすることである。そして、本来はこの2つの条件が満足されればそれで十分なはずであるが、安全を実効的に確保するために、第3の原則である数量的上限値が定められている。

さて、ある行為が正当化され、また、リスクの低減のために十分な努力が払われているとして、それでは、どれ程のリスクなら受容されるべきなのだろうか。

原子力施設のリスクについては、その到達すべき目標を明確に示すべきだという意見もある。この目標のことを「安全目標」と呼んでいる。安全目標については、これまでに幾つか提案がなされている。以下、幾つかを紹介する。

米国では、原子力発電プラントを対象に1986年6月に「安全目標政策声明」が出され、第4-6表のような定性的目標と定量的目標が示されている^[4-14]。

第4-6表 米国の安全目標

定性的目標

- ①公衆の個々の人は、原子力発電プラントの運転の影響によりその生命及び健康に有意なリスク増加がないように保護されねばならない。
- ②原子力発電プラントの運転によってもたらされる生命及び健康に対する社会的リスクは、他の現実的な代替発電技術によるリスクと同程度もしくはそれ以下であり、かつ他の社会的リスクに有意な増加をもたらさないものでなければならない。

定量的目標

- ①原子力発電プラント近傍の平均的個人に対する、原子炉事故により生ずるかも知れない急性死亡のリスクは、米国民が一般にさらされている事故による急性死亡のリスクの0.1%を超えてはならない。
- ②原子力発電プラント周辺の公衆に対する、原子力発電プラントの運転により生じるかも知れない癌死亡のリスクは、他のすべての原因による癌死亡のリスクの0.1%を超えてはならない。

ただし、安全目標は決められたものの、米国ではそれを個々の原子力発電所の直接的な規制に使うことは考えられていない。安全目標の使い方や構造については、原子炉安全諮問委員会（A C R S）が次の方針を示している。

安全目標の使い方としては、安全目標は、規則や規制プラクチスの妥当性を判断するためのものであり、個々のプラントに対する規制上の判断には用いない。即ち、個々の原子力発電所に対するP S Aの結果を安全目標と比較した結果として、あるプラントは安全目標に合致し、あるプラントは合致しないということが起きた場合に、合致しないプラントに直接何らかの規制をするのではなく、そうした事態をもたらしたのは規制のどの部分に弱点があるからかと考えるのに用いるのである。

安全目標の構成としては、上位から下位に、①定性的安全目標、②定量的健康目標、③核分裂生成物（F P : Fission Products）大量放出指針、④プラント性能目標、⑤規制及び規制上のプラクチスという、ハイアラーキー構造とすることにしている。このうち、③のF P 大量放出については、 10^{-6} /炉年以下となっているが、実はF P 大量放出の定義が固まっておらず、いろいろな案が出されている。④のプラント性能目標は、シビアアクシデントの発生防止目標と影響緩和目標から成っており、前者は炉心損傷の頻度が 10^{-4} /炉年以下、後者は炉心損傷発生時の格納容器破損の条件付確率が0.1以下との値が示されている。

一方英国では、原子力以外の技術分野も対象に、リスクに応じた受容をすべきだという考えが示されている。

例えば、英國王立協会は、死亡に着目してのリスク容認の判断の一例として、第4-7表を示している^[4-15]。

第4-7表 リスクの容認の程度

死亡のレベル		判 断
①	$10^{-2}/\text{年}$	継続的にこのレベルのリスクを受けることは容認できない
②	$10^{-3}/\text{年}$	利益を受けており、防護の最適化が図られている場合には受け入れ不可ではない
③	$1 \sim 3 \times 10^{-4}/\text{年}$	危険な産業の事故による死亡率
④	$10^{-5}/\text{年}$	さらにリスクを低減するために費用を投入しようとしない
⑤	$10^{-6} \sim 10^{-7}/\text{年}$	とるに足らないリスクとみなすことができる

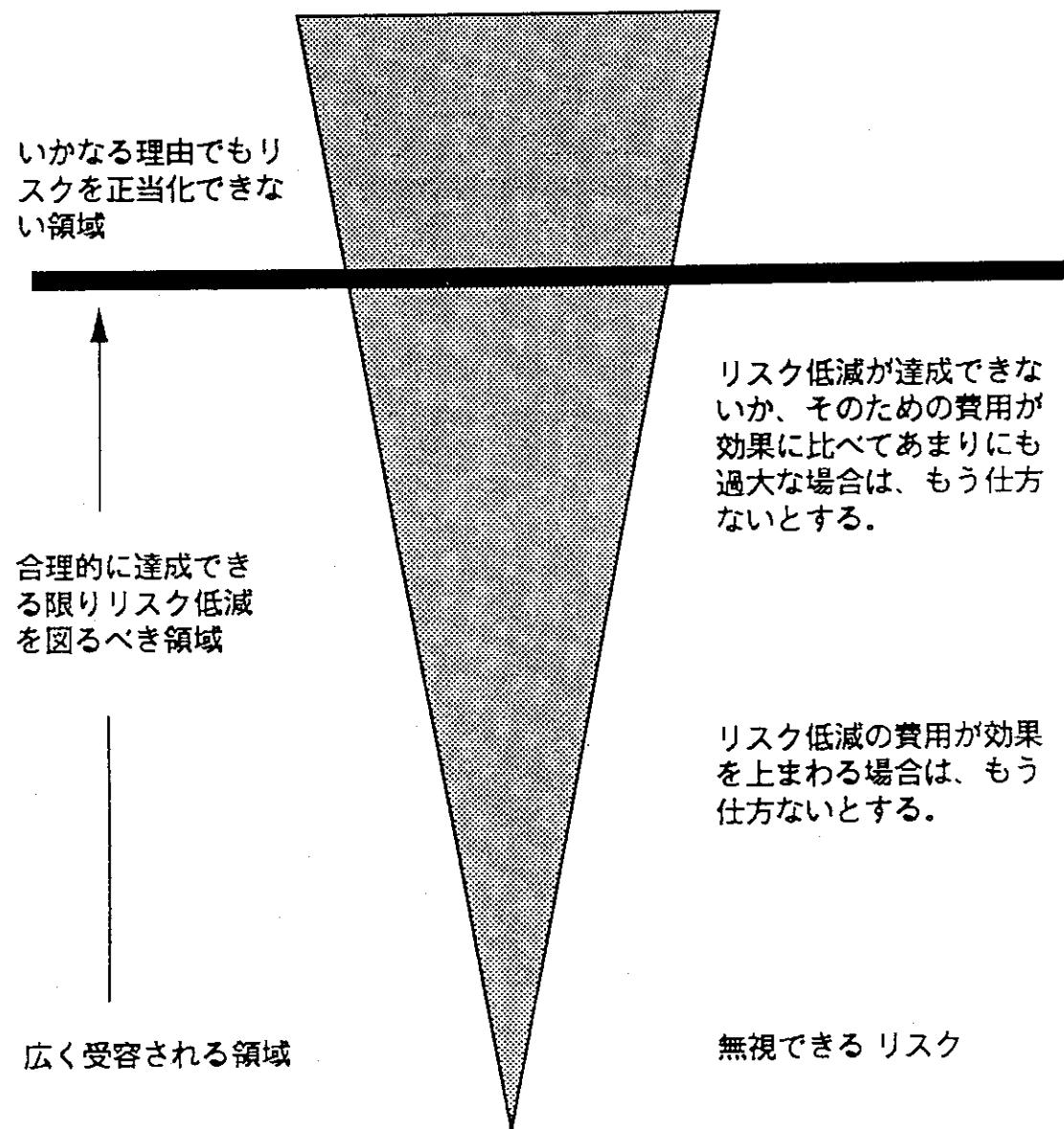
第4-19図は、Health and Safety Executive の示したものである。図のくさび形の横幅は、ある技術のリスクの大きさを表わしている^[4-16]。それがある一定値を超える時は、どのような理由があってもリスクは受容されないとしている。それより小さいリスクの場合は、合理的に実施し得るリスク低減措置をすべて採っているなら受容される、それより更に小さいリスクなら、経済的に有効なリスク低減措置をすべて採っているなら受容される、一層小さいリスクなら、そのようなことを検討しなくとも受容されるとしている。英国はまた、公衆が原子力のリスクに対しては特別の嫌悪感を持っているという現実も考慮して、原子力施設については他の技術よりずっと小さいリスク上限値を設けるべきだとの考え方を示している。

国際原子力機関 IAEA も、米国や英国の安全目標を参考にして、原子力発電所に対する安全目標を示した^[4-17]。そこでは、原子力発電所が到達すべき安全目標として、炉心損傷の発生頻度は既存炉では $10^{-4}/\text{炉年}$ 、将来炉では $10^{-5}/\text{炉年}$ 、炉心損傷発生時の核分裂生成物大量放出の条件付確率は 0.1 以下という値を示している。

ここで、今まで出てきた原子力発電所のリスクあるいは安全目標に係わる数字を整理しておく。

①米国の NUREG-1150 で 5 機のプラントについてレベル 3 までの PSA を実施した結果からは、原子炉事故により原子力発電所の周辺に住む個人が早期死亡する確率は平均値で $10^{-10} \sim 10^{-8}$ 程度、癌で死亡する確率は平均値で $10^{-9} \sim 10^{-8}$ 程度である。

② IAEA の将来炉に対する安全目標によれば、核分裂生成物大量放出につながる



第4-19図 リスクのレベルとその受容性（英国の考え方）

のような事故の発生頻度は 10^{-6} /炉年以下である。ただし、こうした事故が起きたとしても、それにより周辺に住む特定個人が死亡する確率は2桁程度は低い。例えば、チェルノブイルの事故はシビアアクシデントの中でも最も苛酷な事故の一例であると考えられるが、この事故で30km圏内の住民が将来癌で死亡する確率は0.1%~0.2%と推定されている。即ち、原子炉事故が原因で周辺に住む個人が癌で死亡する確率は年当り 10^{-8} 以下である。

③これと比較すべき一般のリスクは、年当りの死亡確率でみると、全死亡 10^{-2} 、交通事故 10^{-4} 、住宅火災 10^{-5} といったオーダーである。また、行為1回当り死亡確率でみると、車2時間の運転で 10^{-6} 、航空機1回の利用で 10^{-6} 、列車1回の利用で 10^{-10} 程度である。

安全目標の採用については、その前に検討しなければならない課題も多くある。例えば、リスクは安全目標と比較できる程の精度で定量化が可能なのか、公衆がある種のリスクに対して持っている強い嫌悪感を安全目標に反映すべきなのか、また、前述したように、利益を得る人とリスクを負う人が異なることをどう考えるべきか等である。

しかしながら、安全目標を設定することは、今後の我々の社会が目指すべき安全のレベルをより明瞭に示すという意味で、有用なことと思われる。上述のような多くの課題はあるが、我が国でも今後、安全目標の設定について真剣な検討をすることが必要になるであろう。

4章参考文献

- [4-1] 阿部清治, 村松 健, 「原子力発電所における確率論的安全評価の最近の歩み」,
日本原子力学会誌, Vol. 32 No. 3, 1990年3月
- [4-2] USNRC, "Reactor Safety Study : An Assessment of Accident Risks in
U.S. Commercial Nuclear Power Plants", WASH-1400, 1975年
- [4-3] USNRC, "Severe Accident Risks : An Assessment for Five U.S. Nuclear
Power Plants", NUREG-1150, 1991年
- [4-4] Gesellschaft fuer Reactor Sicherheit (GRS) mbH, "Deutsche Risikostudie
Kernkraftwerke - Phase B", 1990年
- [4-5] J.P. Berger, "Probabilistic Safety Assessment at EdF", OECD/CSNI
Workshop on PSA Application and Limitations, NUREG/CP-0115, 1990年
- [4-6] J.M. Lanore, "The French 900 MWe PWR PSA Results and Specificities",
OECD/CSNI Workshop on PSA Application and Limitations, NUREG/CP-0115,
1990年
- [4-7] 阿部清治, 「展望：確率論的安全評価の概念と現状」, システム／制御／情報,
Vol. 36 No. 3, 1992年
- [4-8] 平野光将, 「解説：確率論的安全評価の原子力プラントへの適用事例」,
システム／制御／情報, Vol. 36 No. 3, 1992年
- [4-9] (財)厚生統計協会, 「厚生省大臣官房統計情報部編 平成3年人口動態統計」
- [4-10] Boeing社, "Statistical Summary of Commercial Jet Aircraft Accidents -
Worldwide Operations"
- [4-11] Health and Safety Executive, "Quantified Risk Assessment : Its Input to
Decision Making", 1989年
- [4-12] Health and Safety Executive, "The Tolerability of Risk from Nuclear
Power Stations", 1988年 (1992年改訂)
- [4-13] 辻本 忠, 草間朋子, 「放射線防護の基礎」, 日刊工業新聞社, 1989年4月

[4-14] USNRC, "Policy Statement on Safety Goals for the Operation of Nuclear Power Plants", 1986年6月

[4-15] 草間朋子, 「特集: 放射線利用に伴うリスク, VI 放射線防護におけるリスクの考え方」, 日本原子力学会誌, Vol. 35 No. 7, 1993年

[4-16] Health and Safety Executive, "The Tolerability of Risk from Nuclear Power Stations", 1988年

[4-17] IAEA, "Basic Safety Principles for Nuclear Power Plants", IAEA Safety Series No. 75-INSAG-3, 1988年

5. 我が国におけるアクシデント・マネジメントの整備

5.1 我が国におけるアクシデント・マネジメント整備計画とそのレビュー

本節では、我が国のアクシデント・マネジメント整備計画について、その背景や経緯、安全行政上の位置づけ、整備計画立案におけるP S Aの役割、整備計画のレビュー状況等について説明する。

(1) アクシデント・マネジメント整備の背景

2.1節、2.2節で述べたように、原子力発電所の安全は、基本的には、設計基準事象に対して厚い防護を施すことにより確保されている。設計基準事象に対しては、トラブルを早期に発見する装置や十分な容量を有する安全系を用意する等の手段により事象の拡大を防止する。また、放射性物質の放出に対して多重の障壁を設けて、事象の影響を緩和する。こうした安全設計の妥当性は、安全審査において確認されている。

一方、十分信頼性の高い設計をすることや運転や保守における品質保証を高めることにより、設計基準事象を上まわるような事故が発生する頻度は十分低く保たれており、従って、それによる公衆のリスクも十分小さくなっている。このことは、代表的な国内原子力発電所に対して過去に実施されたP S Aによっても示されている^[5-1]。それによれば、内的事象に限定された評価ではあるものの、炉心損傷事故の発生頻度は、いずれの原子力発電所においても、評価の不確実さを考慮してもなおかつ 10^{-5} /炉年より小さいという結果になっている。これは、4.4節で述べたI A E A・I N S A G（国際原子力安全諮問委員会）の安全目標（炉心損傷事故の発生頻度は既存炉で 10^{-4} /炉年、新設炉で 10^{-5} /炉年）を十分満足している。

4.4節で様々なリスクを比較したが、我々の周辺に既に存在しているリスクに比べて、I A E Aの安全目標に相当するリスクは十分に小さいものであり、我が国の原子力発電所が周辺公衆に及ぼすリスクはそれより更に小さいものである。しかしながら、原子力発電所のリスクのほとんどがシビアアクシデントによるものであることから、シビアアクシデントの発生防止・影響緩和に有効な手段を用意すれば、リスクを更に低減できる。

こうした観点から、従来より電力会社は、特にシビアアクシデントの発生防止に重点を置いて、アクシデント・マネジメントの整備を続けてきた。具体的には、想定し得る様々な事態に対し、緊急時手順書を整備し、それに基づいての教育・訓練を行ってきている。

一方、T M I 2号機の事故以来各国で広範に展開された安全性研究により、シビアアクシデント時の現象に関する知見の蓄積が進み、また、P S A手法の精度も向上した。このため、1章に述べたように、1992年（平成4年）5月に原子力安全委員会は、電力会社に対し、リスクのさらなる低減のために、より系統的なアクシデント・マネジメントを自主的に整備・実施することを強く奨励した^[5-2]。それ以後、国内の全原子力発電所（軽水炉に限っているため東海1号は含まれない）で、アクシデント・マネジメントの整備計画が始められた。

(2) アクシデント・マネジメント整備計画の経緯

我が国におけるアクシデント・マネジメント整備計画のこれまでの経緯とをまとめると、第5-1表のようになる^[5-3]。

TMIの事故以降、我が国でも、シビアアクシデント対策をどう考えるべきかが問題となっていた。そこへ、1986年に旧ソ連で切尔ノブイル事故が起き、安全確保の重要性とシビアアクシデント対策の必要性が再認識された。

こうした状況下で、原子力安全委員会は、1987年（昭和62年）7月に原子炉安全基準専門部会に「共通問題懇談会」を設置し、シビアアクシデントに対する考え方、P S Aの役割り、シビアアクシデントに対する格納容器の機能等について検討することとした。一方、通産省も、同年8月に原子力発電技術顧問会に「安全裕度評価検討会」を設置し、P S Aの安全規制上の位置づけやアクシデント・マネジメントのあり方についての検討を開始した。

共通問題懇談会は、1990年（平成2年）2月19日に検討の途中結果を「原子炉安全基準専門部会共通問題懇談会中間報告書」^[5-4]としてまとめた。更に、1992年（平成4年）3月5日に最終報告書「シビアアクシデント対策としてのアクシデントマネジメントに関する検討報告書—格納容器対策を中心として—」^[5-5]を安全委員会に提出し、シビアアクシデントの発生防止及び影響緩和のためのアクシデント・マネジメントの整備を勧告した。

安全委員会はこの報告書の内容を妥当として、同年5月28日に「発電用軽水型原子炉施設におけるシビアアクシデント対策としてのアクシデントマネジメントについて」^[5-2]を発表し、電力会社が効果的なアクシデント・マネジメントを自主的に整備し、万一の場合にこれを的確に実施することを強く奨励すると共に、アクシデント・マネジメントの促進・整備等に関する行政府の役割を明確化することが必要であるとした。

これを受け通産省は、アクシデント・マネジメントに関する検討の進め方について同省の対応方針をまとめ、同年7月に「アクシデントマネジメントの今後の進め方について」^[5-6]なる通達を出し、アクシデント・マネジメントの整備に関して各電力会社が以下の対応をすることを求めた。

- ①電力会社は、その所有する原子力発電所を対象に、レベル1 P S A及びレベル2 P S Aを実施し、各原子力発電所の特性の把握とアクシデント・マネジメント候補の検討を1993年（平成5年）末までに行う。この検討において、電力会社は、その所有する原子力発電所に関する格納容器ベンディングシステム、水素制御対策等の格納容器対策、運転手順書の整備、運転員の訓練等を含め、アクシデント・マネジメントの技術的要件を検討する。
- ②電力会社は、この検討結果を踏まえ、計画的かつ速やかにその所有する原子力発電所に対して必要なアクシデント・マネジメントを整備する。
- ③電力会社は、定期安全レビュー等において上記アクシデント・マネジメントにつ

第5-1表 アクシデント・マネジメントの整備計画についてのこれまでの経緯

1975年	米国で原子力発電所に対する世界で初めての確率論的安全評価（P S A）が公表される
1979年3月28日	スリーマイル島（T M I）2号機の事故
1986年4月26日	チェルノブイル4号機の事故
1987年7月，8月	国内でもP S Aに基づくアクシデント・マネジメントの検討を開始 （原子力安全委員会、通産省原子力発電技術顧問会）
1990年2月	原子力安全委員会中間報告（共通問題懇談会）
1992年5月	原子力安全委員会決定（共通問題懇談会最終報告） △①電力会社がアクシデント・マネジメントを自主的に整備することを 奨励 ②アクシデント・マネジメント整備結果については今後必要に応じて 通産省から報告を求める
7月	通商産業省公益事業部長通達 △個別プラントのP S Aを実施し、それにに基づくアクシデント・マネジメント整備について検討し報告するよう要請
1992年11月～ 1993年12月	通産省、原子力発電技術顧問会にて炉型別代表プラントのアクシデント・マネジメントを検討
1994年3月31日	電力会社、通産省に個別プラントのアクシデント・マネジメント報告書を提出
4月～6月	通産省、個別プラントの報告書を評価検討
10月	原子力安全委員会に報告

いて定期的に評価する。

通産省はまた、原子力発電技術顧問会総合予防保全顧問会に「シビアアクシデント対策検討会」を設置し、炉型別の代表的プラント（5.2節で示す）を対象に、P S Aの結果やアクシデント・マネジメント整備方針の妥当性を検討した。

1994年（平成6年）3月31日には、各電力会社から通産省に、個別プラントのアクシデント・マネジメント検討報告書が提出された^[5-3]。通産省は、これらの報告書を同年4月から6月にかけてレビューし、その結果は同年10月に原子力安全委員会に報告した。

一方、原子力安全委員会においては、原子炉安全基準専門部会の下に、1993年（平成5年）8月以来アクシデント・マネジメントの検討に係る専門家会合を開催し、事前検討を行ってきた。以後は、平成6年9月に発足した原子炉安全総合検討会の下で検討を開始した。

（3）アクシデント・マネジメントの安全行政上の位置づけ

1992年（平成4年）5月の原子力安全委員会の声明^[5-2]では、「原子炉施設のリスクは十分低くなっていると判断」した上で、アクシデント・マネジメントの整備は、「この低いリスクを一層低減するもの」と位置づけている。そして、原子炉設置者が効果的なアクシデント・マネジメントを「自主的に整備」し、万一の場合これを的確に実施できるようにすることを「強く奨励」している。

通産省も、我が国においては「シビアアクシデントの発生の可能性は工学的には考えられない程度に小さい」ので、アクシデント・マネジメントは電力会社が自主保安の一環として実施するものであると位置づけ、従って、現時点においては、電力会社の提案するアクシデント・マネジメント策に対し、その妥当性に関するレビューは行うものの、「アクシデント・マネジメントに関連した整備がなされているか否か、あるいはその具体的な対策内容の如何によって、原子炉の設置又は運転などを制約するような規制的措置を要求するものではない」としている^[5-6]。

即ち、アクシデント・マネジメントの整備は、電力会社が、既に十分安全になっているプラントを自主的な努力により更に安全にするための「知識ベース」の措置であり、事故の状況に応じて、原則として既存設備を有効に用いることにより、臨機にかつ柔軟に行うものである。例えば、設計基準事象の安全解析では効果を考慮しない設備（常用系等）があるが、こうした現有設備を有効に利用して対処すれば、万一シビアアクシデントに至り得る事象が発生したとしても、それがシビアアクシデントに発展するのを防止したり、シビアアクシデントになってしまった後であってもその影響を緩和することができる。従って、こうした設備の利用方法を、前もって「アクシデント・マネジメント策」として確立しておくというものである。

要約すれば、アクシデント・マネジメントは、

- ①決して（強制力を伴うような）直接的な規制の対象とはなっておらず、電力会社の自主的な安全向上策との位置づけであり、また、
- ②決して大がかりな設計改善等を図るものではなく、むしろ既存設備の有効な利用あるいは僅かな設計変更のもとにマニュアルを整備しシビアアクシデントのリスク低減に有効となる対策を確立すること

と解釈される。

一方、アクシデント・マネジメントに係わる国の役割は、「シビアアクシデント対策検討会」での討議を踏まえて、

- ①アクシデント・マネジメント整備を電力会社に奨励すること
- ②既存設備の安全機能に悪影響がないことをチェックすること
- ③電力会社のアクシデント・マネジメント策の妥当性を評価すること

とされている^[5-3]。

(4) アクシデント・マネジメント整備における P S A の役割

1992年（平成4年）7月の、通産省の「アクシデントマネジメント対策の今後の勧め方について」なる通達によれば、アクシデント・マネジメントの立案に先立ち、電力会社は、各原子力発電所の特性把握のため、個別プラントの P S A (I P E : Individual Plant Examination) を実施することを求められている^[5-6]。

P S A は、

- ①シビアアクシデントの発生要因の相対的重要性を評価することができるので、アクシデント・マネジメントの対象とすべき事故シナリオや安全機能を摘出でき、また、
- ②原子力発電所の安全性を総合的に評価するのにも利用し得る（ただし、P S A の数値は不確実さを有するので、桁の単位で理解すべきものである）

という特徴がある。

今回実施される P S A は、シビアアクシデントの発生防止及び影響緩和の両者を対象としてのアクシデント・マネジメントの検討に必要なスコープのものであり、具体的には、炉心損傷頻度を評価するレベル1の P S A と、格納容器破損頻度を評価するまでのレベル2 P S A である。（即ち、レベル2 P S A のうち、ソースターム評価は必要でない。）

P S A を実施するに当っては、原則として、(財)原子力安全研究協会が作成した「確率論的安全評価（P S A）実施手順に関する調査検討－レベル1 P S A、内的事象」報告書^[5-7]、及び「同一レベル2 P S A、内的事象」報告書^[5-8]に従った手法で実施することとしている。

(5) 代表的プラントにおけるアクシデント・マネジメント整備計画のレビュー

通産省は、電力会社が提案するアクシデント・マネジメント策の技術的妥当性を検討する上での基本方針として、以下を示した。

- ①アクシデント・マネジメント策の対象とすべき事故シーケンスを同定すること。
そのためには、個別プラントの P S A を実施して、プラント固有の安全上の特性を把握すること。
- ②アクシデント・マネジメント策の実施の可能性と、実施によるシビアアクシデントの防止・緩和効果を検討すること。
- ③従来の安全機能への悪影響の有無を検討すること。例えば、設計基準を超えた状態を検知し実施する等、安全評価上悪影響がないことを確認すること。また、既存の施設へ設備を付加する場合は、安全機能上の要求を満足する設計とする等、安全機能への悪影響がないことを確認すること。

そして、アクシデント・マネジメントの整備及びレビューを効率的に実施するために、次の手順を示した。

- ①我が国の原子力発電プラントの設計は標準化が進んでおり、何種類かの代表的なプラント型式（原子炉型式、格納容器型式、出力等）でグループ化される。アクシデント・マネジメントの整備及びレビューを効率的に行うため、電力会社はまず各型式毎に代表的プラントを選定してアクシデント・マネジメントの実施方針（予定されるアクシデント・マネジメント策、設備及び手順書の技術的用件及び整備計画、運転員の訓練計画等）をたて、通産省はこれについて詳細なレビューを行う。
- ②個別プラントのアクシデント・マネジメントは、代表的プラントに対するレビュー結果を参考にして検討する。
- ③アクシデント・マネジメントの整備が設計基準事象に対する防護の水準を低下させないことの確認は、個別プラントに対してアクシデント・マネジメント策を具体化する段階で、その内容に応じ、現行の規制手続きにおいて行う。

その上で通産省は、原子力発電技術顧問会に「シビアアクシデント対策検討会」を設置した。同検討会は、1992年（平成4年）11月から1993年（平成5年）12月にかけて、国内の炉型別代表的プラントを対象として、P S A 及びこれに基づくアクシデント・マネジメント策の妥当性について検討を行った。

代表プラントの P S A については、以下の3つの観点からのレビューがなされた。

- ①アクシデント・マネジメントの検討に必要な範囲の P S A であること。具体的には、炉心損傷頻度と格納容器破損頻度の評価がなされていること。
- ②(財)原子力安全研究協会の P S A 実施手順書 [5-7], [5-8] に示される手法、ある

いはそれと同等の詳細さを有する手法が用いられること。P S Aでは、当該プラントの設計や運転管理の特徴が反映されていること。

③使用するデータは、当該プラントの特徴を適切に反映するものであること。現段階で個別プラントのデータが未整備である場合は、国内外の一般データを用いても良いが、当該プラントの特徴を適切に考慮すること。

個々のアクシデント・マネジメント策の妥当性は、シビアアクシデントについての現状での技術的知見を適切に反映しているとの前提のもとで、以下の3つの観点からのレビューがなされた。

- ①重要なシーケンスを同定し、それに対処するものであること。
- ②想定し得る事故状態下で高い信頼性をもって実施可能であり、また、防止・緩和効果を期待できること。
- ③設計基準事象に対する防護の水準を低下させないこと。

通産省及びシビアアクシデント対策検討会によるレビューの結果、代表プラントのP S Aは、原安協のP S A実施手順書の手法に基づいて実施されており、各プラントの安全上の特性をよく表現しているものであると判断された。また、代表プラントで提案された個々のアクシデント・マネジメント策は、現在の知見に照らして、いずれも、実施可能かつ一層の安全性向上に有効なものである上、設計基準事象に対して有意な悪影響はないと判断された。

(6) 個別プラントにおけるアクシデント・マネジメント整備計画のレビュー

既に(2)で述べたように、1994年（平成6年）3月31日には、我が国の全ての軽水型原子力発電所におけるアクシデント・マネジメント整備計画が通産省に提出された。その内容はいずれも、代表的プラントについての検討を踏まえたものになっている^[5-3]。その後通産省及びシビアアクシデント対策検討会は、代表プラントについての検討結果を考慮して、個別プラントについてのP S A及びアクシデント・マネジメント策の妥当性の評価を進めている。通産省による個別プラントにおけるアクシデント・マネジメント整備計画のレビュー結果は、同年10月に原子力安全委員会に報告された。

5.2 代表的プラントの P S A 結果とアクシデント・マネジメント策の概要

5.1節で述べたように、産業界は、個別プラントについての P S A の実施とアクシデント・マネジメント策の検討に先立って、まず各炉型の代表的プラントについて、P S A を実施し、アクシデント・マネジメント策を検討した。以下、その概要を記述する。なお、国内軽水型原子炉の炉型別一覧と炉型毎の代表的プラントを第 5 - 2 表に示す。

(1) 代表的プラントの P S A 結果の概要

B W R と P W R の各炉型の代表的プラントに対するレベル 1 P S A の結果は、いずれのプラントにおいても、炉心損傷頻度はおおむね 10^{-6} / 炉年程度 (A B W R は 10^{-7} / 炉年程度) であった。即ち、P S A によって、我が国の原子力発電所の安全性が十分高いことが確認された。

一方、P S A の結果から、それぞれの代表的プラントにおいて、相対的にはどのような事故シーケンスや安全機能がシビアアクシデントにとってより重要な影響を有するかが明らかになった。これから、アクシデント・マネジメントの対象とすべき事故シーケンスや安全機能が同定された。

B W R の各炉型の代表プラントに対するレベル 1 P S A の結果を、炉心損傷頻度に対する各事故シーケンスの寄与度で表わしたもの第 5 - 1 図に示す。B W R では、炉心損傷事故シーケンスは以下の 8 通りに分類されている。

- ①未臨界確保失敗：トランジエント時に原子炉停止に失敗するシーケンス (A T W S : Anticipated Transient Without Scram)
- ②高圧注水／減圧失敗：トランジエント時に高圧注水に失敗し、更に原子炉冷却系減圧に失敗して低圧注入系が使えないシーケンス
- ③高圧／低圧注水失敗：トランジエント時に高圧注水に失敗し、原子炉冷却系減圧には成功するが、低圧注入に失敗するシーケンス
- ④崩壊熱除去失敗：トランジエント時に崩壊熱除去に失敗するシーケンス
- ⑤電源喪失：外部電源喪失時にすべての非常用発電機が電源供給に失敗するシーケンス
- ⑥大破断 L O C A 時に炉心冷却に失敗するシーケンス
- ⑦中破断 L O C A 時に炉心冷却に失敗するシーケンス
- ⑧小破断 L O C A 時に炉心冷却に失敗するシーケンス

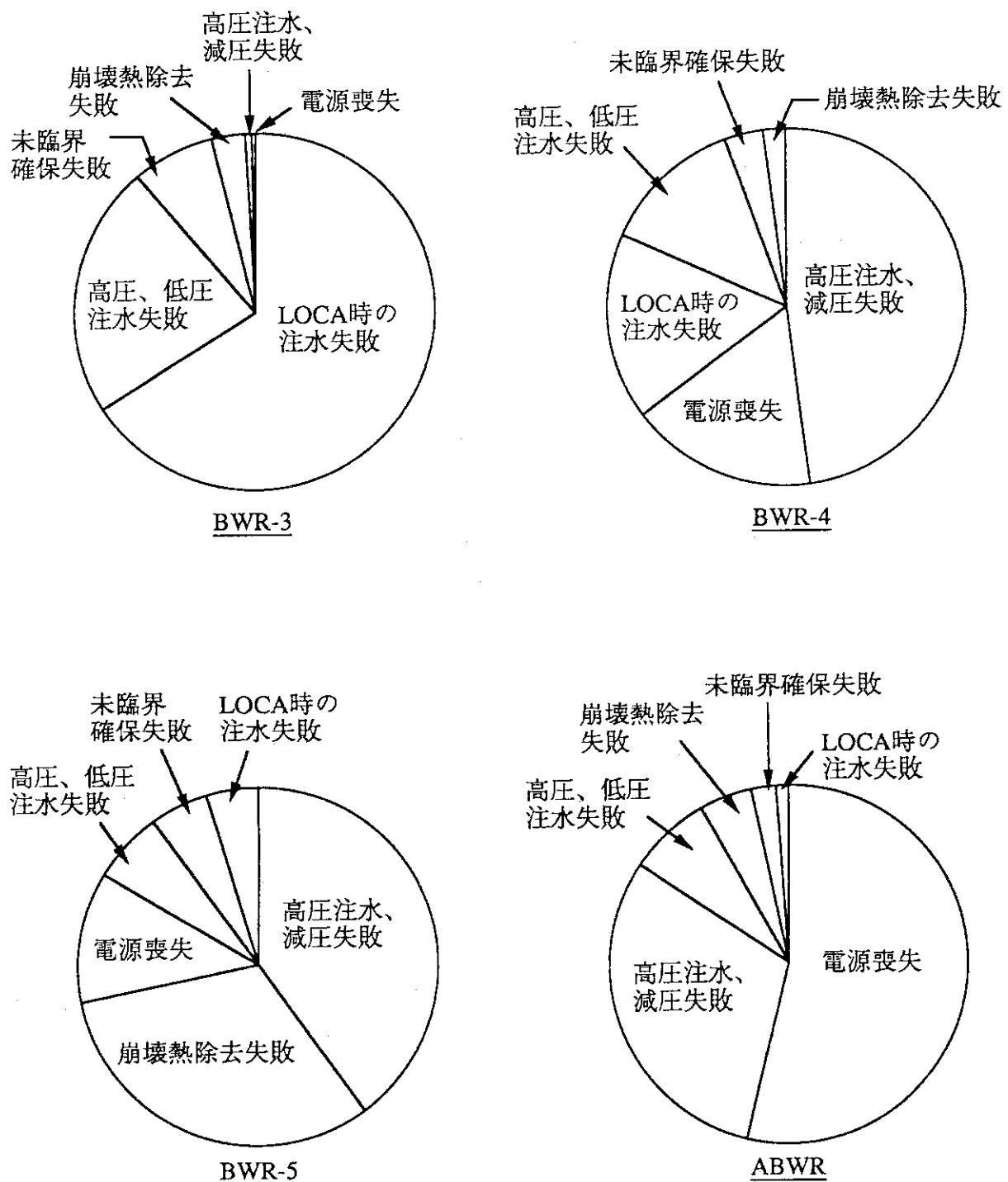
同様に、P W R の各炉型の代表プラントに対するレベル 1 P S A の結果を第 5 - 2 図に示す。P W R では、炉心損傷事故シーケンスは以下の 7 通りに分類されている。

- ①E C C S 注入機能喪失：L O C A 時に E C C S の注入に失敗するシーケンス
- ②E C C S 再循環機能喪失：L O C A 時に E C C S の注入には成功するが、再循環に失敗するシーケンス
- ③格納容器の除熱機能喪失：L O C A 時に格納容器の除熱に失敗するシーケンス

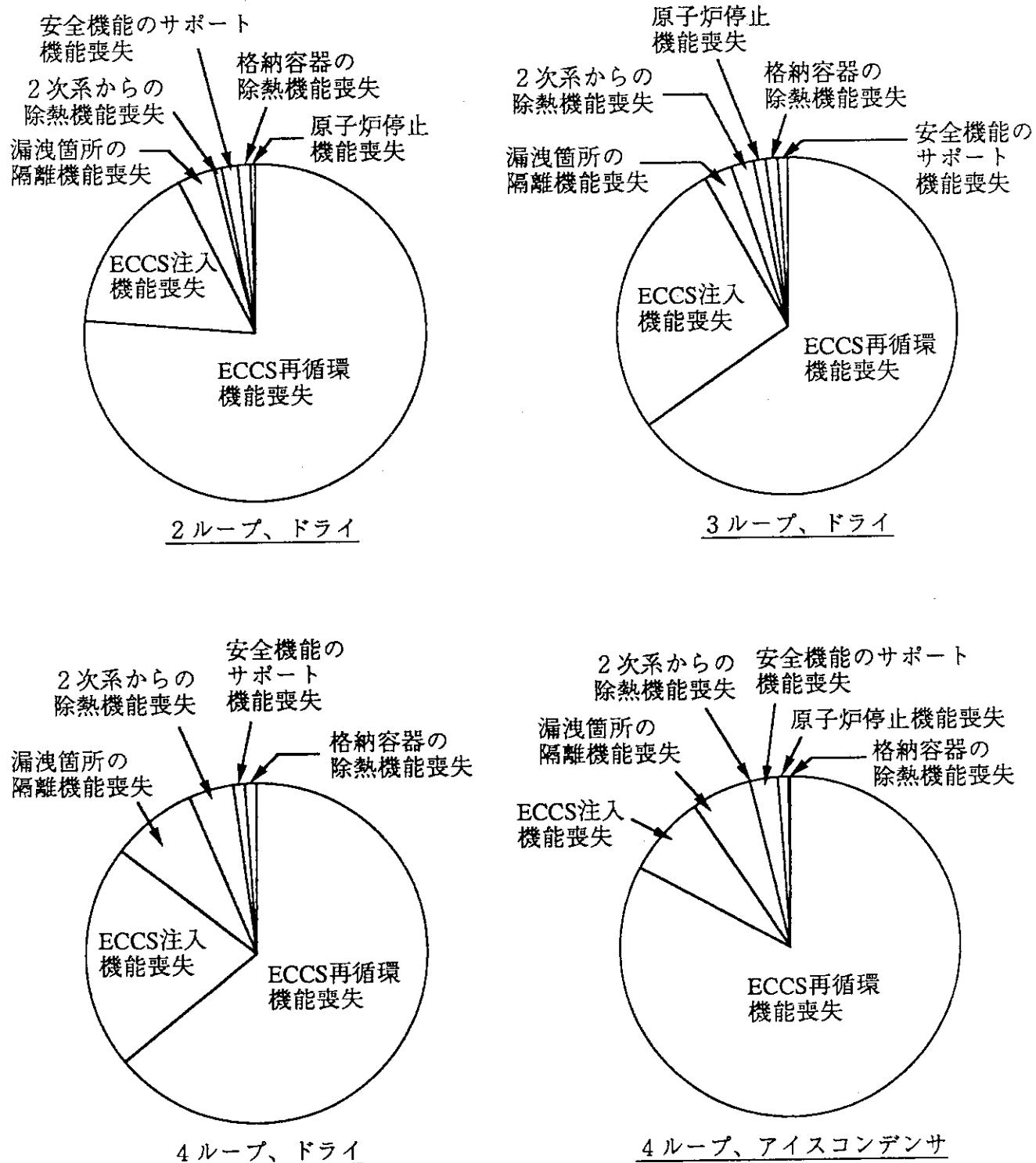
第5-2表 国内軽水型原子炉の炉型別一覧

(下線は炉型毎の代表的プラント)

炉 型	原 子 炉 名
沸騰水型炉 ～ B W R	BWR-2 -3 日本原子力発電敦賀発電所1号炉 <u>東京電力福島第一発電所1号炉</u>
	BWR-4 東京電力福島第一発電所2、 <u>3</u> 、4、5号炉 東北電力女川発電所1号炉 中部電力浜岡発電所1、2号炉 中国電力島根発電所1号炉
	BWR-5 東北電力女川発電所2号炉 東京電力福島第一発電所6号炉 <u>東京電力福島第二発電所1、2、3、4号炉</u> 東京電力柏崎刈羽発電所1、2、3、4、5号炉 中部電力浜岡発電所3、4号炉 北陸電力志賀発電所1号炉 中国電力島根発電所2号炉 日本原子力発電東海第二発電所
	ABWR <u>東京電力柏崎刈羽発電所6、7号炉</u>
加压水型炉 ～ P W R	2ループ ドライ 北海道電力泊発電所1、2号炉 関西電力美浜発電所1、2号炉 <u>四国電力伊方発電所1、2号炉</u> 九州電力玄海発電所1、2号炉
	3ループ ドライ 関西電力美浜発電所3号炉 <u>関西電力高浜発電所1、2、3、4号炉</u> 四国電力伊方発電所3号炉 九州電力川内発電所1、2号炉
	4ループ ドライ 関西電力大飯発電所3、4号炉 九州電力玄海発電所3、4号炉 日本原子力発電敦賀発電所2号炉
	4ループ アイスコンデンサ <u>関西電力大飯発電所1、2号炉</u>



第5-1図 BWRの代表的プラントについてのレベル1PSAの結果



第5-2図 PWRの代表的プラントについてのレベル1PSAの結果

- ④ 2次系からの除熱機能喪失：トランジエント時に2次系からの除熱に失敗するシーケンス
- ⑤ 漏洩箇所の隔離機能喪失：蒸気発生器伝熱管破損（SGTR：Steam Generator Tube Rupture）等の1次冷却水の漏洩事故時に、漏洩箇所の隔離に失敗するシーケンス
- ⑥ 原子炉停止機能喪失：トランジエント時に原子炉停止に失敗するシーケンス（ATWS）
- ⑦ 安全機能のサポート機能喪失：外部電源喪失時にすべての非常用電源が喪失し、外部電源の復旧にも失敗する、あるいは、補機冷却水系が喪失して復旧にも失敗するシーケンス

（2）代表的プラントのアクシデント・マネジメント策の概要

BWRとPWRの代表的プラントのアクシデント・マネジメント策を第5-3表及び第5-4表に示す^[5-3]。各代表的プラントにおいては、TMI2号機の事故の教訓を反映して既に整備済みのアクシデント・マネジメント策がある。これに加えて、今回は、PSAを用いてより系統的な方法で、今後整備すべきアクシデント・マネジメント策を同定し検討した。第5-3表及び第5-4表には、その両者のアクシデント・マネジメント策及びそれによって期待される効果とを記述してある。

電力会社が既に整備したアクシデント・マネジメント策は、シビアアクシデントの発生防止を中心としたもので、少しでもリスクを回避できる可能性があれば、原則として現有設備の有効利用ができる範囲で、手順書等を整備してきたものである。これに対し、今回整備するアクシデント・マネジメント策は、各プラントに対するPSAの結果や、TMI事故以降蓄積されてきたシビアアクシデント時の諸現象に関する理解に基づいたものであり、より体系的・包括的なものになっている。また、シビアアクシデントの発生防止だけでなく万一発生してしまった場合の影響緩和も対象としたものである。これに加えて、炉心損傷に対して寄与度の大きい事故シーケンスや、格納容器破損に対して寄与度の大きい破損モードに対しては、現有設備の改造や新規設備の追加まで含んだものになっている。ただし、アクシデント・マネジメント策の整備の重点はあくまでもシビアアクシデントの発生防止に置かれている。基本的には、「原子炉を止める」、「原子炉を冷やす」、「放射性物質を閉じ込める」という3つの基本的安全機能と、そうしたフロントラインの安全機能をサポートする安全機能とを、一層の多重化等により更に強化させるものである。

原子炉及びその周辺設備に何らかのトラブルが発生した時に原子炉を停止する機能は、安全機能の中でも特に重要なものである。原子炉停止機能に係わるアクシデント・マネジメント策としては、停止機能そのものを「多重化」や「多様化」により強化するものと、ATWS時に発生し続ける熱を除去するためのものがある。

原子炉は停止した後でもFPの壊変による崩壊熱を出し続けるので、炉停止後の炉心

第5-3表 代表的プラントから摘出された標準的なアクシデント・マネジメント策(BWR)

機能	主なアクシデント・マネジメント策		期待される効果
	従来から整備されているもの	今後整備するもの	
原子炉停止機能	・手動スクラム、ほう酸水注入による原子炉停止	・自動スクラムとは別の信号系により再循環ポンプをトリップさせ原子炉出力を下げるとともにバックアップのスクラムシステムにより制御棒を挿入	・自動スクラム機能等の障害時において原子炉出力・圧力上昇を制御し、原子炉を停止
原子炉冷却機能	・ECCS系の手動起動 ・原子炉の手動減圧による低圧ECCS系の注水 ・給水系・制御棒駆動水系による注水	・ECCS系とは別のポンプ（消火系ディーゼルポンプ等）で原子炉及び格納容器への注水を可能なものにする ・低圧のECCS系ポンプの活用拡大が図れるよう原子炉の減圧装置の自動化を行う	・注水源及び注水機能の拡大
放射性物質の閉じ込め機能	・格納容器スプレイ冷却系の手動起動等	・ドライウェルクーラー等の活用 ・ベントの耐圧性能を向上させ、ベントによる格納容器からの除熱機能の適用範囲を拡大 ・格納容器ペデスタル部への注水	・除熱によるECCS機能の維持及び格納容器の損傷防止
安全機能のサポート機能	・非常用ディーゼル発電機の手動起動 ・高圧の交流電源の隣接プラントからの融通	・プラント内での電力の融通範囲の拡大 ・低圧電源の隣接プラントからの融通（非常用ディーゼル発電機の起動電源、遮断器駆動電源等のバックアップ）	・全交流電源喪失及び直流電源喪失時の電源供給

第5-4表 代表的プラントから摘出された標準的なアクシデント・マネジメント策(PWR)

機能	主なアクシデント・マネジメント策		期待される効果
	従来から整備されているもの	今後整備するもの	
原子炉停止機能	・手動原子炉トリップ、緊急ほう酸注入による原子炉停止等	・給水ポンプ手動起動による蒸気発生器からの原子炉の緊急冷却	・原子炉出力・圧力上昇を制御し原子炉停止能力を向上
原子炉冷却機能	・ECCSや化学体積制御ポンプの手動起動による原子炉への注水及び水源補給 ・蒸気発生器への給水やフィードアントブリード等による炉心崩壊熱の除去等 ・蒸気発生器伝熱管破損時の1次系の減圧	・タービンバイパス系を使用した1次系の冷却・減圧による低圧ECCS等での原子炉への注水 ・水源補給による原子炉への注水継続とECCSとは別のポンプによる格納容器内から原子炉へのほう酸水再循環等 ・1次系を減圧して漏洩を制御しつつフィードアンドブリード等により長期的に炉心を冷却	・原子炉への注水能力 炉心崩壊熱除去能力等を向上
放射性物質の閉じ込め機能	・常用格納容器冷却系の手動起動による格納容器内水蒸気の凝縮 ・格納容器隔離弁の手動閉止	・格納容器内の空調冷却器などを利用した自然対流冷却による格納容器内水蒸気の凝縮 ・原水タンク等の水を格納容器内に注水 ・1次系の強制減圧(DCHの防止) ・アイスコンデンサ型格納容器に水素イグナイタを設置し水素を計画燃焼	・格納容器の除熱能力を向上 ・水素濃度の制御能力を向上
安全機能のサポート機能	・動力用交流電源の電源回復 ・制御用空気系の他設備によるバックアップ等	・消火水等を利用してECCSポンプを冷却 ・隣接するプラント間で動力用交流電源を融通	・安全系機能への冷却水供給能力を向上 ・安全系機器への電源供給能力を向上

冷却も重要な安全機能のひとつである。これに失敗した例が、1979年のTMI 2号機の事故である。炉停止後の炉心冷却は、炉心損傷の発生防止のために特に重要であるが、炉心損傷が起きてしまった後でも、なおかつ重要な機能である。例えば、原子炉容器内で炉心融体を冷却すれば、その後のFPの放出を抑制できるし、原子炉容器の溶融貫通を防止できる。

原子炉冷却機能に係わるアクシデント・マネジメント策としては、BWR、PWRとも、本来の原子炉冷却系に加えて、他の用途のための系統から水を注入する方策が考えられている。また、原子炉炉圧力が低下すれば使用可能な安全注入系が増えることから、何らかの手段で原子炉圧力を低下させる方策も考えられている。

放射性物質の閉じ込めは格納容器によって担保される。シビアアクシデント時に格納容器の健全性を維持するためのアクシデント・マネジメント策としては、BWR、PWRとも、格納容器の気相部の冷却方法を多様化すると共に、万一原子炉容器の溶融貫通が起きた場合に炉心融体を冷却するために代替の注水系を用意する。放射性物質閉じ込めに係わるその他の主要なアクシデント・マネジメント策としては、BWRでは、炉心溶融に先行して格納容器が破損するような事故シーケンスで、格納容器内の蒸気を放出（ベント）して格納容器内圧を下げるとしている。PWRでは、格納容器直接加熱（DCH：Direct Containment Heating）によって格納容器圧力が急上昇するのを防止するために、1次系を強制減圧することとしている。また、アイスコンデンサ型格納容器を有するPWRでは、水素イグナイタ（点火器）を設置して水素を計画燃焼させることとしている。

安全機能のサポート機能の強化に係わるアクシデント・マネジメント策としては、BWR、PWRとも、隣接プラントからの電源の融通等による交流電源の強化が図られている。この他、PWRでは、機器冷却系の機能喪失時に代替の冷却系を用意することで安全系の機器を冷却することを図っている。

5.3 BWRについてのアクシデント・マネジメント策の内容

BWRの代表的プラントについて今後整備する予定のアクシデント・マネジメント策の概要是第5-3表に示した^[5-3]。本節では、安全機能毎に、これらのアクシデント・マネジメント策の内容を説明する^[5-9]。

なお、各安全機能毎に原則として以下の項目を説明する。

- ①当該安全機能を果す安全系の構成や役割り
- ②当該安全機能に関して既に整備されたアクシデント・マネジメント策（○で表わす。）
- ③代表的プラントのPSA結果が示す当該安全機能の重要性（原則として、既に整備されたアクシデント・マネジメント策の効果はPSAで考慮されており、今後整備されるアクシデント・マネジメント策の効果はPSAで考慮されていない。）
- ④当該安全機能に関して今後整備されるアクシデント・マネジメント策（●で表わす。）

(1) 原子炉停止機能の強化 (ATWS 対策)

原子炉停止のための設備は、安全設計の考え方方が特に明瞭に現われている設備である。BWRでは、異常発生時にまず制御棒の緊急挿入（スクラム）により原子炉を停止させる。スクラムは、種々の信号により自動的に作動する。スクラム信号を出す原子炉保護系は、独立した多重化構成になっている（单一故障で安全設備が不作動になるのを防ぐ「多重化」の考え方）。また、同系には常時電圧をかけておき、それがなくなった場合はスクラム信号が出る（故障が起きた時結果が安全側になる「フェイル・セイフ」の考え方）。こうした設計対応により、スクラム機能は高い信頼性を有している。更に、制御棒挿入による原子炉停止に失敗した場合に備えて、全く別の原理により原子炉を停止できる設備として、中性子を吸収するほう酸水を注入する系統を有している（共通の原因で複数の系統が作動に失敗するのを防ぐ「多様化」の考え方）。

原子炉停止機能に関して、既に整備済みのアクシデント・マネジメント策としては以下がある。

- 「手動スクラム」：原子炉の自動停止に失敗した時に手動で原子炉を停止する。
- 「ほう酸水注入」：スクラム失敗時にはほう酸水を注入して原子炉を停止する。

第5-1図に示したように、BWRの代表的プラントに対してPSAを実施した結果、どのプラントでも特に著しい寄与度を有するものではないが、幾つかのプラントで「未臨界確保失敗」なる事故シーケンスが現われている。この事故シーケンスは、トランジエント発生時に原子炉停止に失敗するもので、ATWS (Anticipated Transient With Out Scram、スクラム失敗を伴うトランジエント) と呼ばれている。この事故シーケンスでは、原子炉が停止しないため、核分裂反応が続いて高い出力のまま事故が推移する。炉心では多量の蒸気発生が継続し、原子炉が隔離されると、蒸気発生量が安全弁容量を

上まわって原子炉が過圧されるおそれがある。また、炉心で発生した蒸気をサプレッション・プールに導いて冷却するので、プール水の温度上昇が速い。このため、比較的早期にサプレッション・プールが飽和温度に達し、その後も蒸気発生が続くと、格納容器が過圧破損するおそれがある。格納容器が破損すると、後述の「崩壊熱除去失敗」シーケンスと同様、炉心損傷につながり得る。

こうした事故シーケンスに対して今回整備するアクシデント・マネジメント策は次のとおりである。

- 「再循環ポンプトリップ」：スクラム信号とは独立の信号（A T W S 信号）を用意し、同信号で再循環ポンプをトリップさせ、炉心流量を減らして炉心でのボイド（気泡）量を増やすことにより、原子炉出力を急減させる。
- 「代替制御棒挿入」：A T W S 信号で制御棒を挿入し、原子炉を停止させる。

このうち、前者の「再循環ポンプトリップ」は、B W R の固有の安全性である負のボイド反応度を利用したものである。後者の「代替制御棒挿入」については、以下に説明する。

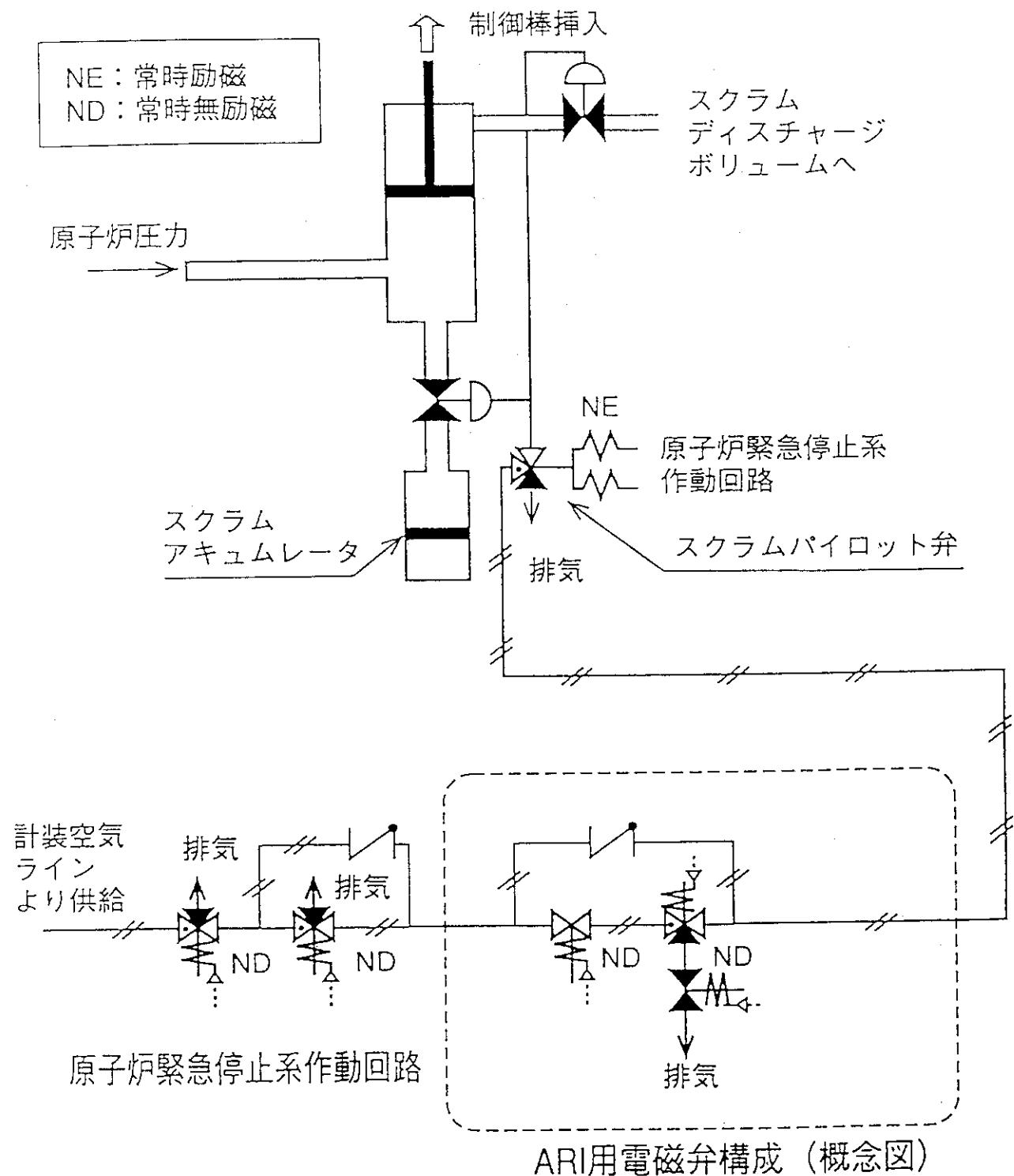
第5-3図は、制御棒を駆動させるための系統と、それにスクラム信号を与える原子炉保護系、それに、今後整備する代替制御棒挿入系を示したものである。この図を用いて、スクラム時の制御棒駆動の原理と、今回のアクシデント・マネジメント策について説明する【5-10】。

制御棒の下部には、それを駆動するためのピストンがついている。ピストンの上下には、常時閉のスクラム弁がついており、上側のスクラム弁は大気圧のスクラム排出容器に、下側のスムラム弁は高圧窒素が封入されているスクラム・アキュムレータと原子炉容器内とにつながっている。

原子炉に制御棒を挿入するには、この2つのスクラム弁を開く。そうすると、ピストンの下側にはスクラム・アキュムレータの圧力がかかり、ピストンの上側は、水がスムラム排出容器に送られて低圧になる。この大きな差圧を受けてピストンが急速に上方に動き、ピストンの上についている制御棒を原子炉に挿入する。この過程で万ースクラム・アキュムレータの圧力が不足した場合でも、ピストン下部には原子炉圧力がかかり、やはりピストンを上方に駆動することができる。

2つのスクラム弁は、そのダイヤフラムに常時空気圧がかかっていることにより常時閉になっている。この空気圧は、常時励磁されているスクラム・バイロット弁により、高圧に保たれているが、この弁がスクラム信号により無励磁になると、この部分の空気が抜けてダイヤフラムの空気圧が低下し、スクラム弁が開くしくみになっている。

スクラム弁を閉めているのは、計装用空気の圧力である。今回整備する「代替制御棒挿入」は、自動スクラムに失敗した時（即ち、スクラムが必要な状態になってもスクラム信号が発生しない時）、代替信号（A T W S 信号）により計装用空気を抜いてしまうことにより、スクラム弁を開くものである。



第5-3図 代替制御棒挿入(ARI)の構成図 (概念図)

原子炉停止機能について、本来の安全系としての機能及びその信頼性、既に整備してあるアクシデント・マネジメント策、今後整備するアクシデント・メンジメント策についてまとめると、次のようになる。

- ①異常発生時に原子炉を停止するためには、まず「自動スクラム」信号による制御棒の急速挿入を行う。自動スクラム信号は、多重化やフェイル・セイフの考え方の採用により、高い信頼性を有している。
- ②自動スクラムに失敗した時のバックアップとしては、既に「手動スクラム」の手順を整備している。（手動スクラムは、原子炉保護系に自動スクラム信号とは別の信号を与え、スクラム・パイロット弁を無励磁にすることにより、スクラム弁を開くものである。）
- ③今回整備するアクシデント・マネジメント策として、自動スクラムとは別系統の A T W S 信号を用意する。
- ④A T W S 信号による「再循環ポンプトリップ」により、負のボイド反応度を利用して原子炉出力を急低下させる。
- ⑤A T W S 信号による「代替制御棒挿入」により、原子炉を停止させる。（代替制御棒挿入は、スクラム・パイロット弁とは別の弁を開くことにより、スクラム弁にかかっている計装用空気を抜き、スクラム弁を開くものである。）
- ⑥これらのいずれの対応にも失敗した時は、既に整備済みのアクシデント・マネジメント策である「ほう酸注入」により原子炉を停止する。ほう酸注入系は、制御棒挿入とは全く別の原理による原子炉停止設備である。

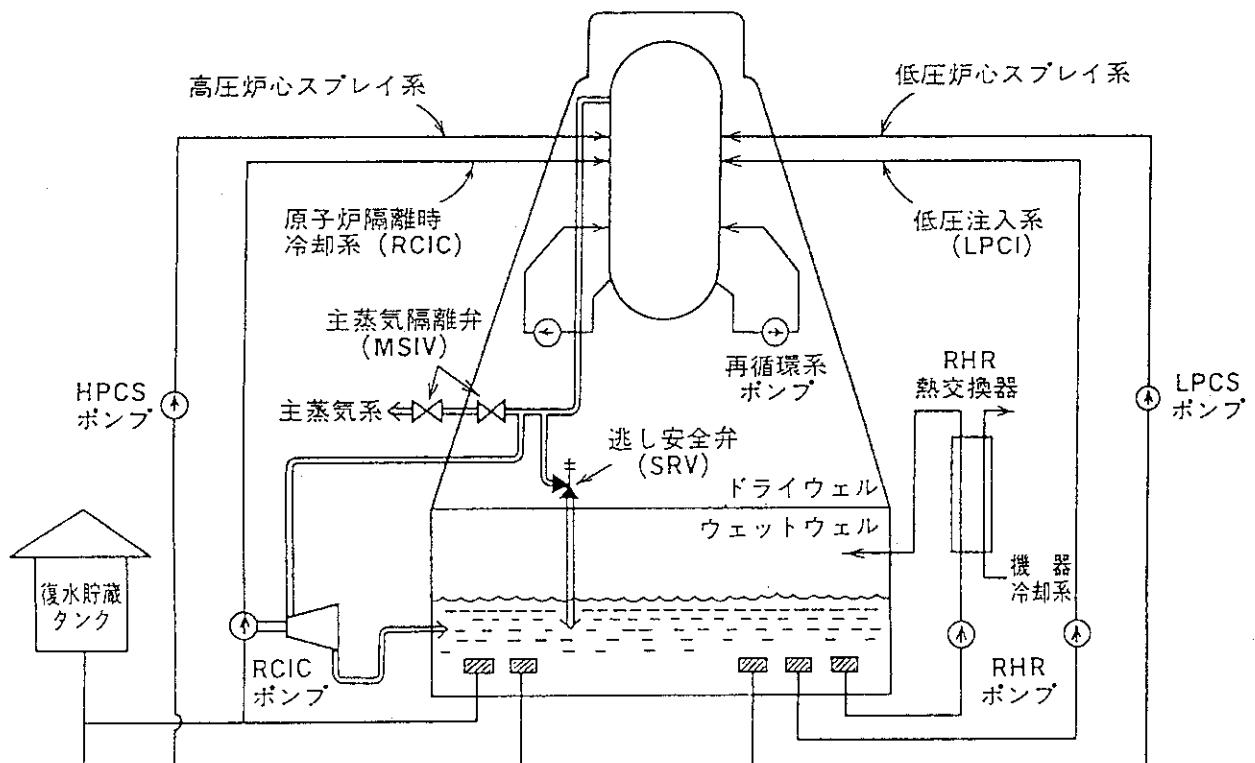
(2) 原子炉冷却機能の強化（原子炉及び格納容器への注水機能の向上）

BWRでは、トラブル発生時の原子炉への冷却材注入のために、様々な設備を有している。第5-4図はBWR-5を例にとって注水設備を示したものである。（実際には複数系列あるものも簡単のために1系列だけ描いている。）過渡事象発生時に原子炉が隔離された時の冷却材供給のためには、原子炉隔離時冷却系（R C I C : Reactor Core Isolation Cooling System）を用意している。また、原子炉冷却系配管破断による冷却材喪失事故（L O C A : Loss-of-Coolant Accident）時に、破断口の大きさに合わせて必要な量の冷却材を注入するために、以下のような非常用炉心冷却系（E C C S : Emergency Core Cooling System）を用意してある^[5-10]。

- ①高圧炉心スプレイ系（H P C S : High Pressure Core Spray System）：想定される事故時のすべての圧力領域に対して、冷却材を炉心に注入する。
- ②低圧炉心スプレイ系（L P C S : Low Pressure Core Spray System）：原子炉圧力が低い時（原子炉格納容器と原子炉圧力容器の差圧が約20kg/cm²以下の時）冷却材を炉心に注入する。
- ③低圧注入系（L P C I : Low Pressure Coolant Injection System）：原子炉圧力が更に低い時（原子炉格納容器と原子炉圧力容器の差圧が約10kg/cm²以下の時）

時) 冷却材を炉心に注入する。

- ④自動減圧系 (A D S : Automatic Depressurization System) : 中小破断 L O C A 時に原子炉内蒸気を圧力抑制プールに逃がすことにより原子炉圧力を低下させ、L P C S や L P C I による注水を可能にする。A D S は、原子炉水位低かつドライウェル圧力高の信号がでると、一定時間経過時に自動的に開く。



第5-4図 BWR-5, Mark IIの注水設備

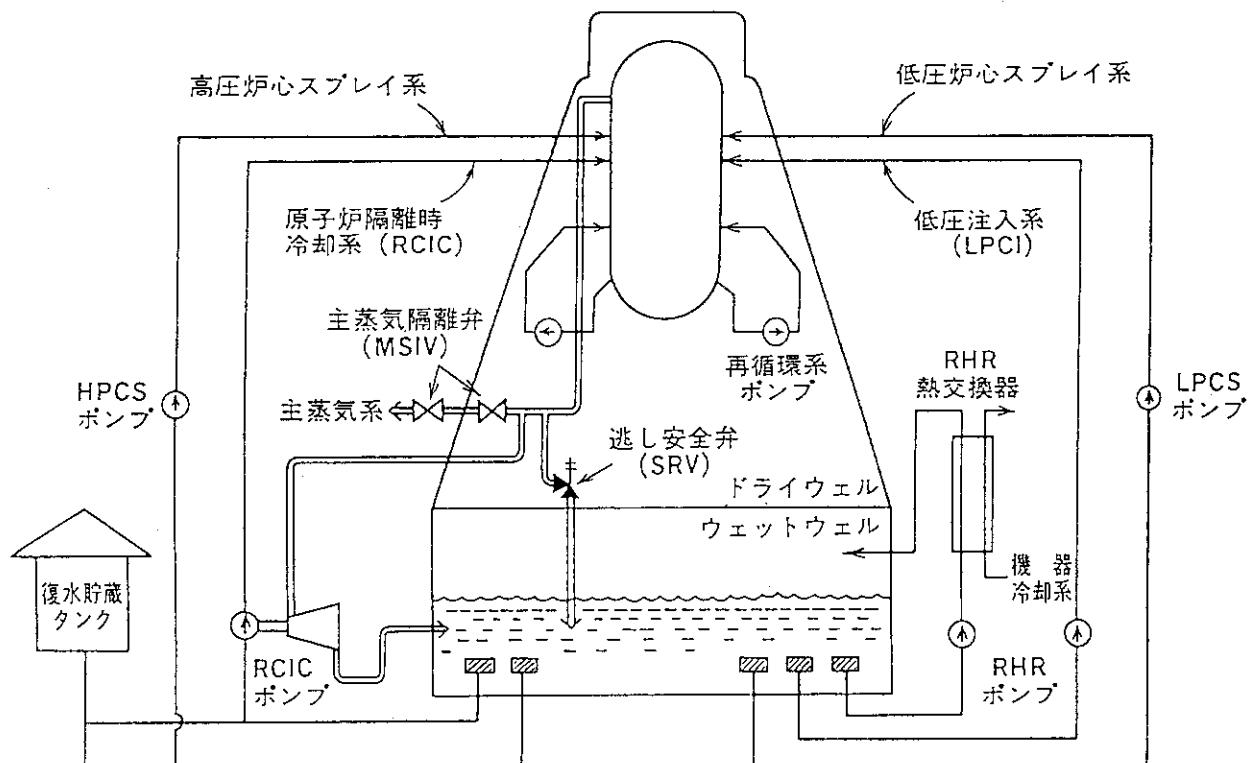
原子炉の冷却機能は、こうした多様な注水系によって十分高い信頼性を有している。しかしながら、原子炉冷却機能は炉心損傷の防止にとって特に重要な安全機能であることから、その一層の信頼性向上のために、既に整備済みのアクシデント・マネジメント策も、今回更に追加されるアクシデント・マネジメント策もある。

原子炉冷却機能に係わるアクシデント・マネジメント策は、主に以下のような考えに基づいたものである。

- i) 原子炉に注水するためのポンプが自動起動に失敗した時に、そのポンプを運転員が手動で起動する。

時) 冷却材を炉心に注入する。

- ④自動減圧系 (A D S : Automatic Depressurization System) : 中小破断 L O C A 時に原子炉内蒸気を圧力抑制プールに逃がすことにより原子炉圧力を低下させ、L P C S や L P C I による注水を可能にする。A D S は、原子炉水位低かつドライウェル圧力高の信号がでると、一定時間経過時に自動的に開く。



第5-4図 BWR-5, Mark IIの注水設備

原子炉の冷却機能は、こうした多様な注水系によって十分高い信頼性を有している。しかしながら、原子炉冷却機能は炉心損傷の防止にとって特に重要な安全機能であることから、その一層の信頼性向上のために、既に整備済みのアクシデント・マネジメント策も、今回更に追加されるアクシデント・マネジメント策もある。

原子炉冷却機能に係わるアクシデント・マネジメント策は、主に以下のような考えに基づいたものである。

- i) 原子炉に注水するためのポンプが自動起動に失敗した時に、そのポンプを運転員が手動で起動する。

- ii) 高圧もしくは低圧での注水手段をより多様化する。即ち、本来の原子炉冷却系に加えて、他の用途のための系統から水を注入する手段を用意する。
- iii) 原子炉圧力が低くなればより多くの注水手段が可能になるので、原子炉圧力を下げる手順や手段を用意する。
- iv) 原子炉圧力を低下させるための A D S が、必要な時に開く信頼性を向上させる。
また、A D S が自動で開かなかった場合に、A D S を運転員が手動で起動する。

原子炉冷却機能の喪失が起きた時に対して、既に整備済みのアクシデント・マネジメント策としては以下がある。

- 「E C C S の手動機能」：E C C S が自動起動しなかった時に、手動で起動させる。
- 「原子炉の手動減圧及び低圧注水」：L O C A 時にA D S が自動で開かなかった時に、A D S を手動で開いて原子炉圧力を下げ、低圧の注入系により原子炉に注水する。
- 「代替注水」：原子炉が高圧の状態でR C I C やH P C S による注水に失敗した時に、給水系や制御棒駆動水系（C R D : Control Rod Drive）を用いて原子炉に注水する。

なお、C R D ポンプによる注水の手順は、元々は、1975年3月22日の米国 Browns Ferry 1号炉（B W R）の火災事故の教訓に基づいている。この事故では、火災による制御電源の喪失で高圧注入が不可能になったが、運転員のその場の判断でC R D ポンプによる注水を行い、何とか炉心損傷をまぬがれた。

第5-1図に示したB W Rの代表プラントに対するP S Aによれば、多くのプラントで、「L O C A時の注水失敗」、「高圧注水、減圧失敗」、「高圧、低圧注水失敗」なる事故シーケンスが支配的になっている。ここで、「L O C A時の注水失敗」とは、L O C A時に必要な数だけのE C C S が働かず、十分な注水ができない事故シーケンスである。「高圧注水、減圧失敗」とは、トランジェント時にH P C S に失敗し、A D S を開いて減圧を図ろうとしたがそれに失敗して、L P C S 、L P C I という低圧での注水系が使えない事故シーケンスである。「高圧、低圧注水失敗」とは、トランジェント時にH P C S に失敗し、A D S を開いて原子炉圧力を低下させるのには成功するが、L P C S 及びL P C I に失敗して注水できない事故シーケンスである。

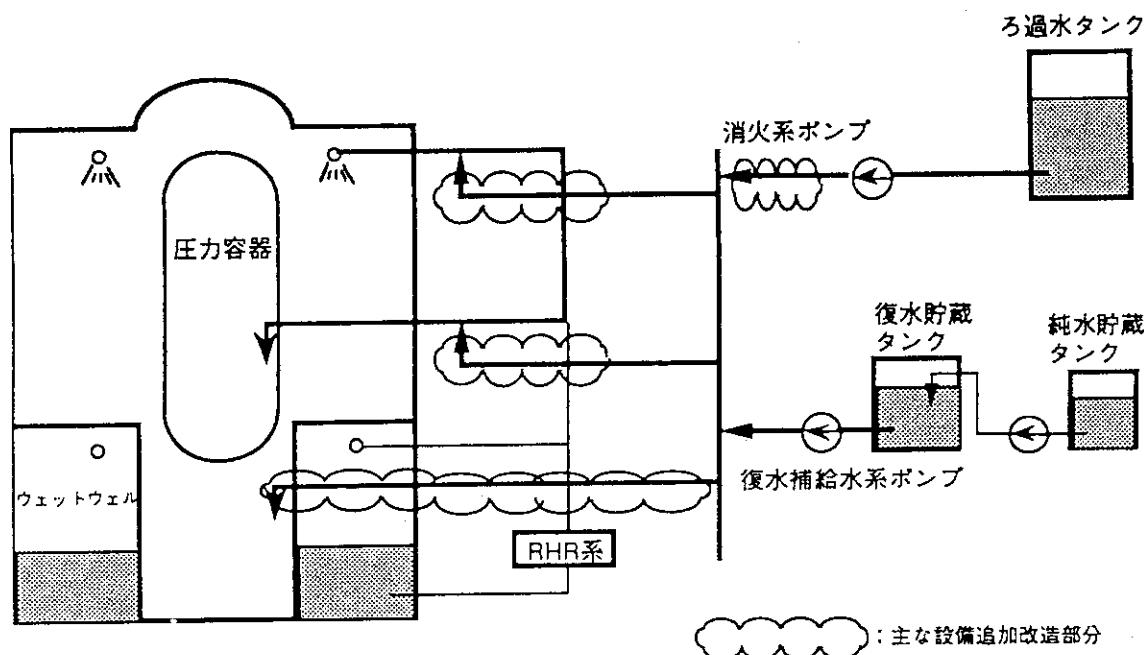
今回整備するアクシデント・マネジメント策は次のとおりである。

- 「代替注水」：現有設備を活用して代替の注水手段を更に用意する。
- 「原子炉減圧の自動化」：低圧での注水をより確実にするため、L O C A以外の時も必要に応じて原子炉を自動減圧する。

「代替注水」の例を第5-5図に示す。プラント固有の設計の違いを反映しつつ、消防系ポンプ、復水補給水系ポンプ等を通じての注水を考え、そのために必要な送水配管をとりつけることとしている。

なお、万一炉心が損傷した後においても、損傷炉心あるいは炉心融体を冷却することが重要である。炉心損傷発生後は、原子炉容器破損の防止のため、あるいは、原子炉容器破損後のペデスタル内融体の冷却のため、ペデスタルエリアへの注水及び格納容器スプレイヘッダからの注水も行うこととしている。

「原子炉減圧の自動化」については、LOCA時には元々、原子炉水位低信号とドライウェル圧力高信号の一一致により、ある時間遅れでADSの自動作動による減圧がなされる設計となっていた。今回のアクシデント・マネジメント策としては、トランジェント時にも必要に応じてADSが自動作動することにしている。即ち、原子炉水位低だけでADS自動開とする（より長い時間遅れは設定する）。これにより、ドライウェル圧力が上昇しないトランジェント時にも、原子炉水位が低下するだけでADSは自動的に開くことになる。なお、BWR2、3では非常用復水器の信頼性が高く、ABWRでは高圧ECCSが3系統あり、いずれも高圧時の炉心冷却機能の信頼性が高いと考えられることから、本アクシデント・マネジメント策を採用しない。



第5-5図 代替注水手段の設備構成の概要

(3) 放射性物質の閉じ込め機能の強化（格納容器からの除熱機能の向上）

原子炉格納容器は、事故時に炉心からのF Pが環境に放出されるのを防止するための設備である。B W R の格納容器は、原子炉圧力容器や冷却材再循環プールを格納するドライウェルと、圧力抑制プールを有する圧力抑制室で構成され、両者はベント管で結びつけられている。格納容器は、大破断L O C A時の圧力を耐えるように設計されているが、設計上大きな安全裕度がとられているので、実際の耐圧は設計耐圧の3倍前後であると推定されている。

格納容器内にはまた、格納容器スプレイ冷却系が用意されている。同系は、その作動によって、格納容器内気体の温度・圧力を低下させると共に、気体中に浮遊する放射性よう素を除去する機能も有している。

第5-1図に示したB W R の代表的なプラントのP S Aでは、特にB W R - 5において、「崩壊熱除去失敗」が重要な事故シーケンスになっている。通常、シビアアクシデントの進展は、まず炉心損傷が起き、それによる格納容器内気体の温度・圧力上昇で格納容器の破損に至るが、崩壊熱除去失敗シーケンス（及び前述の「未臨界確保失敗」シーケンス）はこれと全く違った進展をする。

残留熱除去系（R H R : Residual Heat Removal）は、その運転モードのひとつとして、原子炉停止時に崩壊熱を除去する機能を有する。何らかのトラブルにより原子炉が停止した時に、崩壊熱除去に失敗すれば、例え炉心の冷却には成功したとしても、崩壊熱の捨て場がなく、圧力抑制プールの水温が上昇し続ける。長時間経過後には、圧力抑制プールが沸騰を始め、それによって格納容器内圧が上昇する。格納容器内圧が、現実的な格納容器耐圧（前述のように、設計耐圧の約3倍程）に達すると、格納容器の破損に至る。すると、急激な減圧によって圧力抑制プール中の水は減圧沸騰（フラッシング）する。この時、圧力抑制プールから原子炉への冷却材注入も停止してしまう可能性があり、そうなると、炉心への注水がなくなって、炉心損傷に至る。即ち、崩壊熱除去失敗シーケンスでは、まず格納容器の破損が起き、次いで炉心損傷が起きるという特徴がある。

格納容器は、前述のように、大破断L O C Aを設計基準事象として設計されているが、万一シビアアクシデントが発生した時は、放射性物質の閉じ込めにとって極めて重要な障壁となる。シビアアクシデント対策の観点から格納容器の健全性維持にとって重要な現象とそれへの対応策をまとめると、次のようになる。

- i) シビアアクシデント時には、事故が長時間続いてサプレッション・プールが飽和に達すると、それ以後発生する蒸気は凝縮されないので、格納容器の内圧が上昇する。
- ii) シビアアクシデント時には、燃料被覆管材のジルコニウムが水蒸気と化学反応を起こすことによる水素の発生量が、設計基準事象の時よりもはるかに大きくなると考えられる。
- iii) 原子炉容器が溶融貫通し、ペデスタルに落下した炉心融体がベースマットコン

クリートを熱分解すると、それによって生じる非凝縮性ガスの蓄積も格納容器内圧上昇に寄与する。

- iv) こうした理由から、格納容器の「過圧破損」が起きる可能性がある。
- v) Mark I型格納容器においては、ペデスタルに放出された炉心融体がドライウェル側壁（シェル）に接触し、「シェルアタック」による格納容器破損を起こすおそれがある。
- vi) ペデスタル内の炉心融体からの熱輻射により格納容器内雰囲気の温度が上昇すれば、格納容器の電気貫通部が熱によって「過温破損」する可能性もある。
- vii) こうした様々な格納容器破損モードを防止するためには、炉心融体を冷却するためにペデスタル内に注水することと、それによって更に生じる水蒸気を凝縮するために、格納容器雰囲気を冷却することが必要である。
- ix) 大量の炉心融体が低圧・低温の水の中に落ちると、融体が微細化して融体から水への伝熱により大量の水蒸気が発生する。この反応が極めて短時間内に起きる時は、融体の熱エネルギーが機械的エネルギーに変換され、水塊ミサイルや圧力波を生じる。これを「水蒸気爆発」と言う。水蒸気爆発を防ぐためには、雰囲気を高圧状態にすること、融体の落下先に水をなくすこと、あるいは水の温度を飽和温度近くまで上げることが有効である。
- x) シビアアクシデント時に、原子炉圧力が高いまま原子炉容器の溶融貫通が起きると、原子炉容器外に放出される炉心融体は高い背圧を受けて微細化しつつ格納容器雰囲気中に放出される可能性がある。こうした現象が起きると、融体粒子から周辺の気体への伝熱と、粒子が新たに酸化反応を起こすことによる発熱で、格納容器内気体の温度・圧力の急上昇が起きる。これを、「格納容器直接加熱（D C H : Direct Containment Heating）」と呼んでいる。原子炉容器溶融貫通が避けられない場合に D C H による格納容器破損を防止するためには、原子炉容器溶融貫通に先立って原子炉圧力を低下させることが有効である。BWRでは、ほとんどのシーケンスで、原子炉容器溶融貫通に先立って A D S が作動して原子炉圧力を下げる所以、D C H により格納容器破損が起きる可能性は小さいと考えられる。

この他、前述のように崩壊熱除去失敗シーケンスでは、炉心損傷に先行して格納容器の過圧破損が起きる。その防止のためには、格納容器内気体を放出して格納容器内圧を下げてしまうことが有効である。

放射性物質の閉じ込め機能の強化のために既に整備されているアクシデント・マネジメント策としては以下がある。

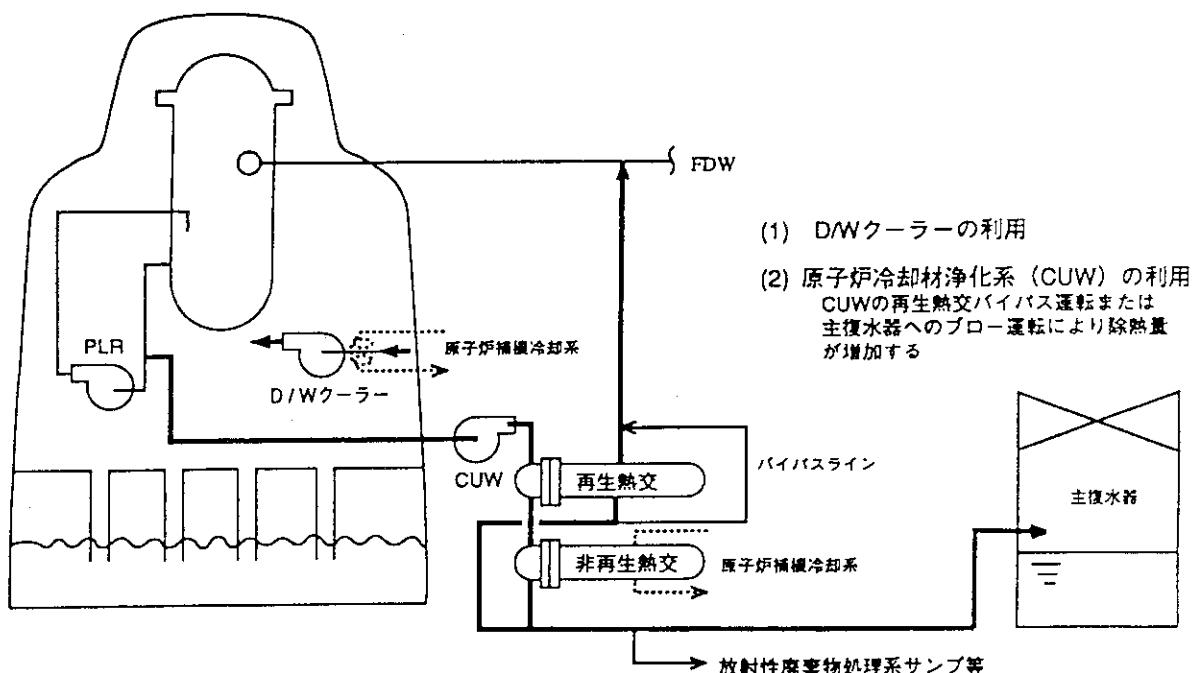
- 「格納容器スプレイ手動起動」：格納容器の圧力が制限値以上に高くなった時に、格納容器スプレイを手動で起動する。
- 「既設ラインによる格納容器ベント」：格納容器圧力上昇時に格納容器スプレイを作動してもなお圧力上昇が続き、圧力が制限値以上になった場合は、炉心損傷

のないことを確認した上で換気系を用いて格納容器内気体を放出（ベント）する。

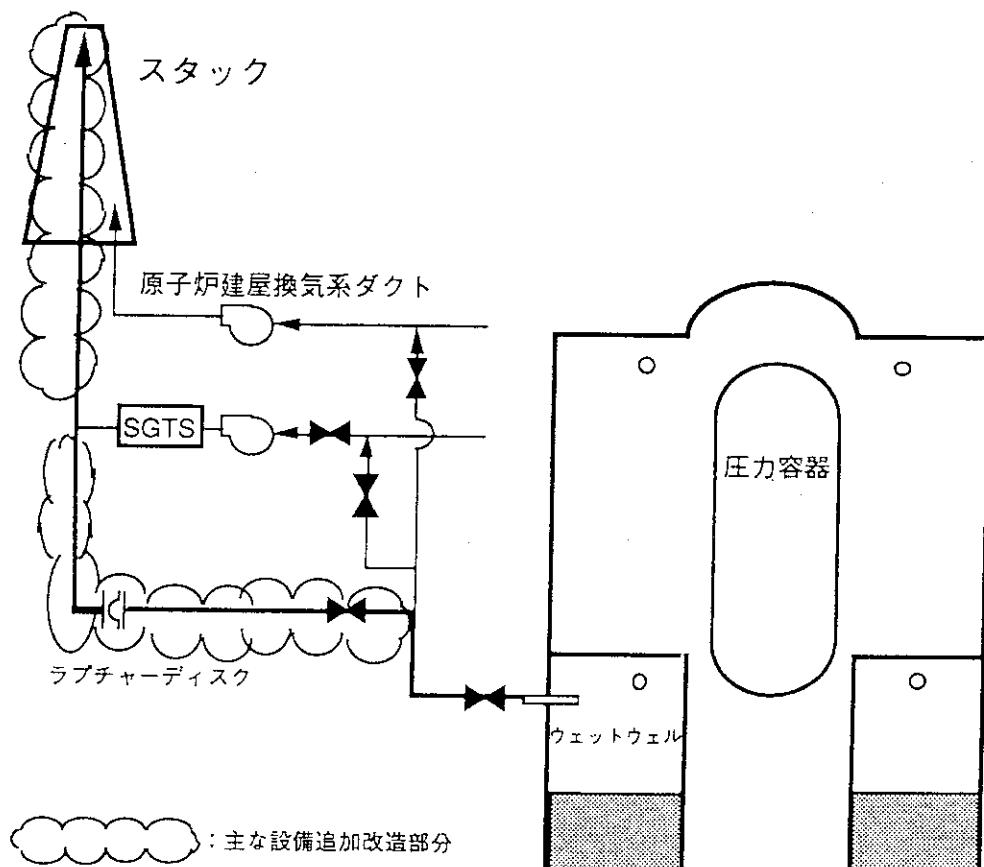
格納容器からの除熱機能の向上を目的として今回整備するアクシデント・マネジメント策は以下のとおりである。今回のアクシデント・マネジメント策はシビアアクシデント時の諸現象への対策を含んだものになっている。

- 「格納容器代替除熱」：ドライウェル雰囲気の温度が制限値以上になった時は、第5-6図に示すように、ドライウェルクーラー等を利用して、格納容器内気体の温度・圧力の上昇をできる限り抑制する。
- 「耐圧強化ベント」：「崩壊熱除去失敗」シーケンスにおいて、格納容器圧力が過大（設計圧により高く、実際の耐圧よりは低い圧力）となった時、第5-7図に示すように、圧力抑制室に設けてある弁を開くことにより、格納容器内気体を放出（ベント）し、格納容器の圧力を低下させる。格納容器が設計圧以上の高圧となってからベントできるようにするため、耐圧性の高いベント管を取りつける。

なお、「耐圧強化ベント」に関しては、ベント時にはまだ炉心損傷が起きていないので、原子炉冷却系の気体中には僅かの放射性物質しか存在しない。その上、その気体もいったん圧力抑制プールの水の中を通してから放出するので、水によって気体中の放射性物質が除去されてしまう（「プール・スクラビング」と言う）。このため、ベントにより環境中に放出される放射性物質の量は十分小さくなる。



第5-6図 常用熱交換器利用による代替除熱の設備構成の概要



第5-7図 耐圧強化ベントの設備構成の概要

(4) 安全機能のサポート機能の強化

BWR各プラントには、非常用ディーゼル発電機（EDG：Emergency Diesel Generator）が2～3台設けられている。送電系統等の故障により外部電源が喪失した場合は、これらが自動起動し安全設備の作動に必要な電源を供給する。

第5-1図に示したように、BWRの代表的プラントのPSAの結果、「電源喪失」なる事故シーケンスが、各型式毎の炉心損傷頻度に対して、支配的、あるいは有意な寄与を示している。この事故シーケンスは、外部電源の喪失を伴うトランジエント時にすべてのEDGが電源供給に失敗するというものであり、別名を発電所停電事故（Station Blackout）とも言う。BWRでは、このような事故が起きても、炉心で発生する蒸気の流れを駆動源とする原子炉隔離時冷却系（RCIC）があるので、数時間の間は炉心に冷却材を注入できる。しかしながら、交流電源の停電状態が続くと、それからバッテリーへの充電がなくなることから、ついにはバッテリーが消耗し、直流電源も喪失する。そうなると、RCICの制御ができなくなって炉心への注水が停止し、炉心損傷に至る。

こうしたことを防止するために、個別プラントの特徴を生かしながら、様々な非常用

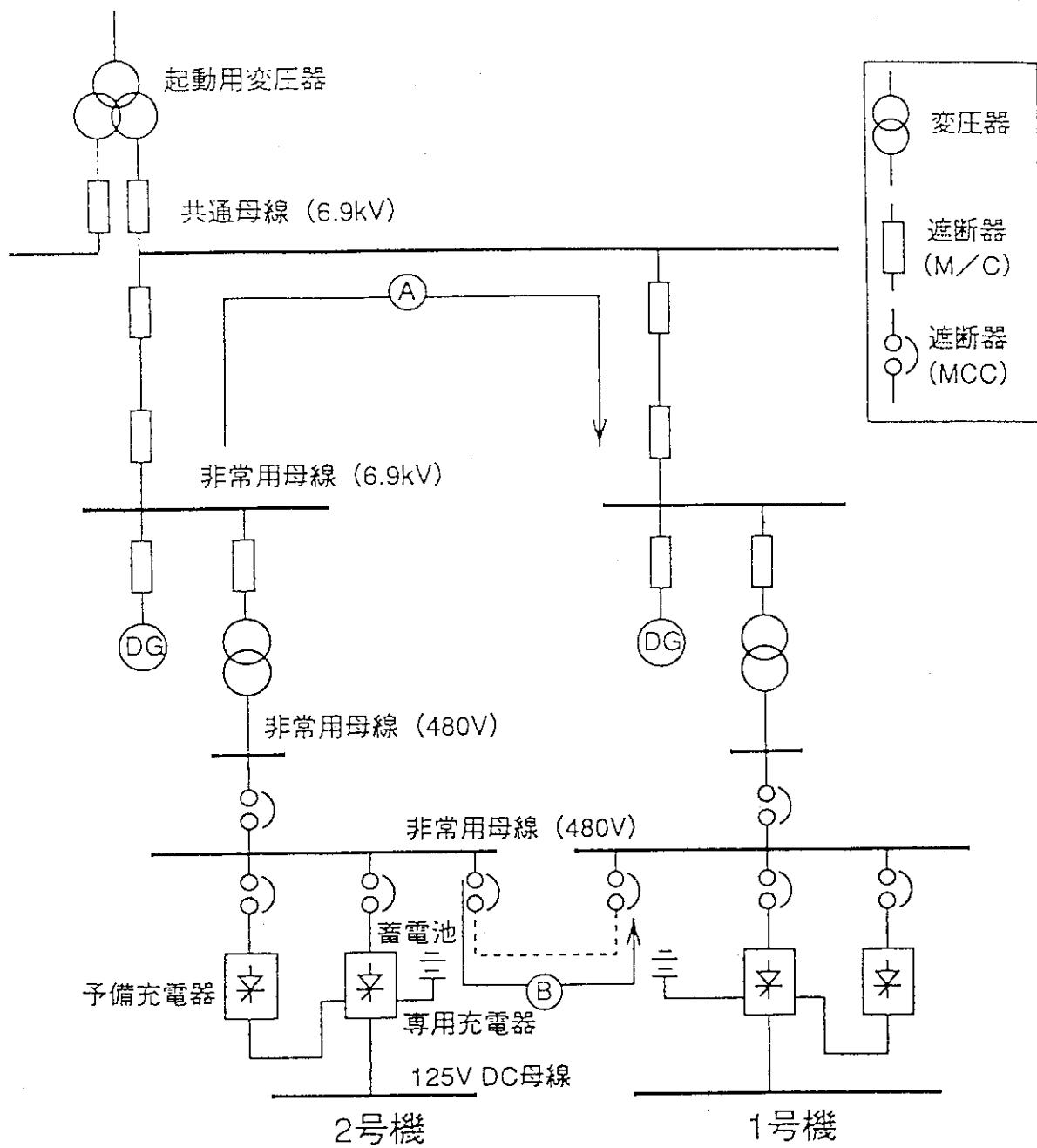
交流電源強化策が提案されている。既に整備済みのアクシデント・マネジメント策としては以下がある。

- 「非常用ディーゼル発電機の手動起動」：外部電源喪失時に E D G が自動起動に失敗した場合は、手動で E D G を起動する。
- 「電源喪失長時間継続時操作」：全交流電源喪失時に、バッテリーの消耗を遅らせるために、不要な直流電源負荷を切り離す。
- 「高圧母線についての隣接プラントからの電源融通」：全交流電源喪失時に外部電源や E D G の復旧が遅れた場合に、高圧母線 (6.9kV) について隣接プラントから電源融通する。

今回整備するアクシデント・マネジメント策としては以下がある。

- 「低圧母線についての隣接プラントからの電源融通」：480V 母線について隣接プラントから電源融通する。
- 「発電所内での電源融通」：高圧炉心スプレイ (H P C S) 用ディーゼル発電機からの電源を融通利用等する。

第 5 - 8 図は、隣接プラントから高圧及び低圧の交流電源を融通する概念を示したものである。



- (A) ルート：6.9kVのAC電源を融通する。
(DC電源が使用できる場合のみM/C操作可)
- (B) ルート：480VのAC電源を融通する。
(MCCを手動操作)

第5-8図 電源の融通（概念図）

5.4 PWRについてのアクシデント・マネジメント策の内容

PWRの代表プラントについて今後整備する予定のアクシデント・マネジメント策の概要是第5-4表に示した^[5-3]。本節では、安全機能毎に、これらのアクシデント・マネジメント策の主なものについて、その内容を記述する^[5-11]。記述する項目は5.3節のBWRの場合と同様である。

(1) 原子炉停止機能の強化 (ATWS対策)

PWRにおける原子炉の反応度制御は、制御棒の操作と1次冷却材中のほう素濃度調整という、原理の異なる2つの方法によってなされる。制御棒は、起動、停止、負荷変化等に伴う、比較的急速な反応度変化を制御するのに用いる。ほう素濃度調整は、燃料の燃焼に伴う反応度変化や常温から運転温度までの温度変化に伴う反応度変化等の、緩慢な反応度変化を制御するのに用いる。制御棒は、原子炉容器上蓋に取付けた磁気ジャック式制御棒駆動装置により駆動される。ほう素濃度は、化学体積制御系によって調整される^[5-10]。

通常運転中は、制御棒駆動装置は励磁されており、それによって制御棒クラスタは適切な高さに保持されている。プラントに異常が発生した時は、原子炉保護系が原子炉トリップ信号を出す。原子炉トリップ信号が出ると、制御棒駆動装置への電源が遮断され、制御棒クラスタは自重で炉心に落下し、原子炉は停止する。

過渡事象発生時に原子炉の自動停止に失敗する事故（原子炉停止機能喪失事故）を、ATWS (Anticipated Transient Without Scram) と言う。ATWS時には、原子炉出力が高いまま保たれる可能性があり、蒸気発生器による冷却が必要である。

ATWS時に、例えば主蒸気圧力低等によって、工学的安全施設作動信号 (S I信号) が出ると、S I信号により主給水は隔離されるが、補助給水ポンプが自動起動して蒸気発生器に給水し、1次冷却系を冷却する。

ATWS時に2次系による発生熱の除去が不十分な場合には、1次系が過圧され、1次系圧力バウンダリが過圧破損し、シビアアクシデントに至る可能性がある。ATWSに対しては、既に以下のアクシデント・マネジメント策が整備されている。

- 「手動原子炉トリップ」：原子炉の自動停止に失敗した時、手動で原子炉を停止するとともにタービンを停止して、負の反応度を投入する。
- 「緊急2次系冷却」：補助給水ポンプが自動起動しない時、手動で起動して蒸気発生器に給水し、それによって1次冷却水を冷却する。
- 「緊急ほう酸注入」：ほう酸タンクまたはほう酸注入タンクから高濃度のほう酸水を原子炉に緊急注入する。

第5-2図に示したように、PWRの代表的プラントに対してPSAを実施した結果では、ATWSはどのプラントにおいても決して大きな寄与度を示していない。しかしながら、ATWS対策として、以下のアクシデント・マネジメント策を実施する。

- 「緊急 2 次系冷却の多様化」：S I 信号が発信して主給水系が自動停止されるような異常事象時に、補助給水系の自動及び手動での起動による 2 次系の冷却に失敗した場合に、主給水ポンプを手動で起動させて、主給水系による 2 次系からの除熱を行う。

本アクシデント・マネジメント策は、常用電源の運用変更により、S I 信号発信時にも主給水ポンプを稼働させることができるようになったことを利用したものである。A T W S 時の蒸気発生器への給水機能の喪失に対しては、既に整備したアクシデント・マネジメント策として「緊急 2 次系冷却」があるが、本アクシデント・マネジメント策はこれを多様化するものである。

(2) 原子炉冷却機能の強化

P W R でトラブルが発生した時の原子炉冷却のためには、以下のような手段を講じる必要がある。

- ① 冷却材喪失事故（L O C A）により、1 次冷却系内の水が格納容器内に放出される場合は、まず非常用炉心冷却系（E C C S）により原子炉に注水する。水源が涸渇した後では、格納容器にたまつた水を冷却してから原子炉に戻す再循環冷却を行う。
- ② 蒸気発生器伝熱管破断事故（S G T R : Steam Generator Tube Rupture）のように、1 次冷却水の格納容器外への漏洩がある場合は、原子炉への注水を行うと共に、再循環水の不足を招かないように漏洩箇所を隔離する。
- ③ トランジェントや 2 次系の破断等、1 次冷却水の 1 次系外への放出を伴わない事象においては、原則として、蒸気発生器を介して 2 次冷却系で 1 次冷却水を冷却する。

以下、L O C A 時の E C C S の注入及び再循環、S G T R 等の 1 次冷却水漏洩事故時の漏洩箇所の隔離、トランジェント時の 2 次系からの除熱に分けて、安全設備の概要、既に整備済みのアクシデント・マネジメント策、今回整備するアクシデント・マネジメント策について説明する。

L O C A 時の E C C S の注入及び再循環

P W R での L O C A 時の炉心冷却の方法は次のとおりである。

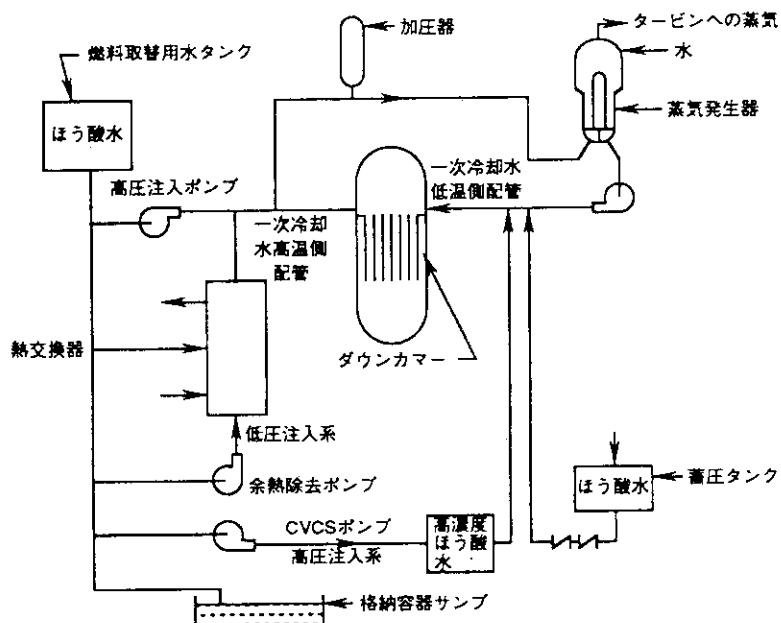
- ① 事故開始直後は、あらかじめほう酸注入タンクや燃料取替用水タンク（R W S T : Refueling Water Storage Tank）に保有しているほう酸水を、E C C S の「注入モード」で原子炉に注水する。
- ② これらのタンクの保有水を注入し尽くした後では、破断口から流出して格納容器底部の再循環サンプルにたまつた冷却水を、E C C S の「再循環モード」で原子炉

に注水する。

- ③再循環時には、余熱除去冷却器により再循環水の熱を格納容器外へ放出し、再循環水の沸騰を防止する。

LOCA時の1次冷却水の圧力及びインペントリ（保有水量）の変化は、破断口の大きさによって著しく異なる。小破断LOCAでは、1次冷却水のインペントリの減少は小さいが、1次系圧力は高いままに推移する。大破断LOCAでは、1次冷却水のインペントリの減少は大きいが、1次系圧力はすぐに低くなる。ECCSは、どのようなLOCAにも対応できるように、高圧で注水流量の小さいものや、低圧で注入流量の大きいものを組み合わせておく必要がある。4ループのPWRでは、ECCSは、第5-9図に示すように、以下の構成になっている。

- ①高圧注入系（HPI：High Pressure Injection）：1次系圧力が高圧状態（プラントによるが、例えば約 105kg/cm^2 以下）で作動可能な安全注入系である。最初は、ほう酸注入タンクの高濃度ほう酸水と、RWSTのほう酸水を「注入モード」で原子炉に注水する。RWSTの水位が低下すると、格納容器再循環サンプルにたまつたほう酸水を「再循環モード」で原子炉に注水する。
- ②蓄圧器：蓄圧器はほう酸水を貯蔵するタンクであり、窒素ガスによりある圧力（例えば約 47kg/cm^2 ）に加圧されている。1次系圧力が蓄圧器圧力より低下すると、弁が自動的に開いてほう酸水を原子炉に注水する。
- ③低圧注入系（LPI：Low Pressure Injection）：1次系圧力が低圧状態（例えば約 10kg/cm^2 以下）で作動可能な安全注入系である。最初はRWSTを水源とする「注入モード」で原子炉にはほう酸水を注入し、RWSTの水位が低下すると、格納容器再循環サンプル中のほう酸水を「再循環モード」で原子炉に注水する。



第5-9図 PWRの非常用炉心冷却系

そして、どのようなLOCAにおいても、これらのECCSのどの1系統が喪失しても炉心の冷却を達成できるよう、十分な多重性が確保されている。

再循環モードでは、格納容器再循環サンプにたまつた1次冷却水を余熱除去冷却器に送って、原子炉補機冷却水で冷却する。冷却した水は、1次系が低圧ならLPIポンプで原子炉に注水する。1次系が高圧ならHPIポンプで原子炉に注水する。

原子炉冷却機能は、炉心損傷にとって極めて重要な安全機能であることから、十分性能及び信頼性の高い安全設備を用意した上に、既に幾つかのアクシデント・マネジメント策を整備しており、また、今回更に幾つかのアクシデント・マネジメント策が加えられる。これらのアクシデント・マネジメント策は、主に以下のような考えに基づいたものである。

- i) あるポンプが自動起動に失敗した時に、そのポンプを運転員が手動で起動させる。
- ii) 再循環モードの1次冷却水の注入に失敗した場合は、注入モードに戻して注入を継続すると共に、水源に水を補給する。
- iii) PWRのECCSは、1次系圧力が下ればより多くの系統を使用できる。高圧でのECCSが作動しない場合に、2次系を冷却して1次系を冷却・減圧することにより、使い得るECCSを増やす。
- iv) 再循環モードでの再循環水の冷却に失敗した場合は、蒸気発生器や常用の格納容器冷却系等を利用して、再循環水の熱を格納容器外に放出する。

LOCA時にECCSが注入モードでの炉心への注水に失敗した場合に対して、既に整備済みのアクシデント・マネジメント策としては以下のがある。

- 「代替注入」：ECCSの自動作動による注入モードでの炉心への注水に失敗した場合に、運転員が手動でECCSや化学体積制御系ポンプを起動して原子炉へ注水する。
- 「2次系強制冷却による低圧注入」：原子炉が高圧状態でHPIによる注水に失敗した場合に、主蒸気逃し弁を開いて2次系を減圧・冷却し、それによって1次系を冷却・減圧して、蓄圧器及びLPIにより原子炉へ注水する。

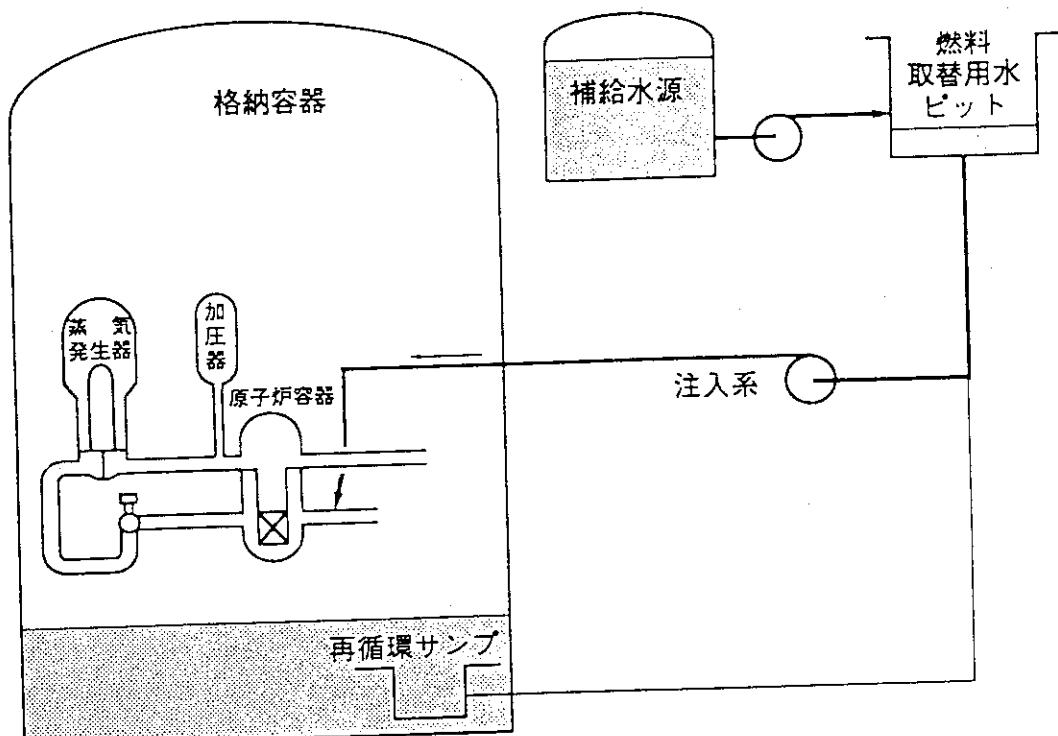
また、再循環モードでの格納容器再循環サンプから炉心への注水に失敗した場合に対しては、以下のアクシデント・マネジメント策を整備済みである。

- 「2次系強制冷却による低圧再循環」：原子炉が高圧状態でHPIの再循環に失敗した場合に、主蒸気逃し弁を開いて2次系を減圧・冷却し、それによって1次系を冷却・減圧して、LPIの再循環により原子炉へ注水する。
- 「2次系強制冷却によるサンプ水冷却」：原子炉が高圧状態で非常用格納容器冷

却系（格納容器スプレイ）が機能喪失すると、1次系から格納容器に流出する冷却水の冷却ができなくなるため、格納容器再循環サンプの水が飽和水となって再循環が困難になる。こうした場合に、2次系強制冷却により1次冷却水の温度を下げ、それによって格納容器に流出する水の温度を下げる、サンプにおける沸騰を防止する。

- 「水源補給による注入継続」：ECCSの注入モードから再循環モードへの切替に失敗した場合に、注入水源であるRWTへほう酸水を補給し、ECCS注入機能により原子炉へ注水して、ECCS再循環機能の復旧までの時間余裕を確保する。
- 「代替格納容器気相冷却」：LOCA時の再循環モードによる注水時に、余熱除去冷却器（再循環クーラー）の機能が喪失し、更に非常用格納容器冷却系も作動失敗すると、再循環水の冷却ができなくなる。こうした場合に、常用格納容器冷却系（ファン）を起動して除熱し、非常用格納容器冷却系の復旧のための時間余裕を確保する。

このうち「水源補給による注入継続」なるアクシデント・マネジメント策は、RWTの水がなくなりて注入モードによる原子炉への注水が終ってしまう前に、使用済燃料ピットや1次用水タンク等他の水源からRWTへ送水することにより、原子炉に注水できる冷却水の量を増し、再循環ラインの回復までの時間余裕を長くすることを図ったものである。その概念図を第5-10図に示す。



第5-10図 水源補給による注水継続手段（概念図）

第5-2図に示したPWRの代表プラントに対するPSAによれば、炉心損傷頻度に対し、ほとんどのプラントで、「ECCS注入機能喪失」、「ECCS再循環機能喪失」が支配的な寄与度を有している。従って、LOCA時のECCSの注入及び再循環による原子炉冷却は、PWRのアクシデント・マネジメントの整備で特に重視すべき安全機能である。

今回整備するアクシデント・マネジメント案も、主に前述のi) ~ iv) の考え方に基づいて、ECCS注入失敗及び再循環失敗への対策を、多重化や多様化により一層強化することを図ったものである。以下、その内容を記述する。

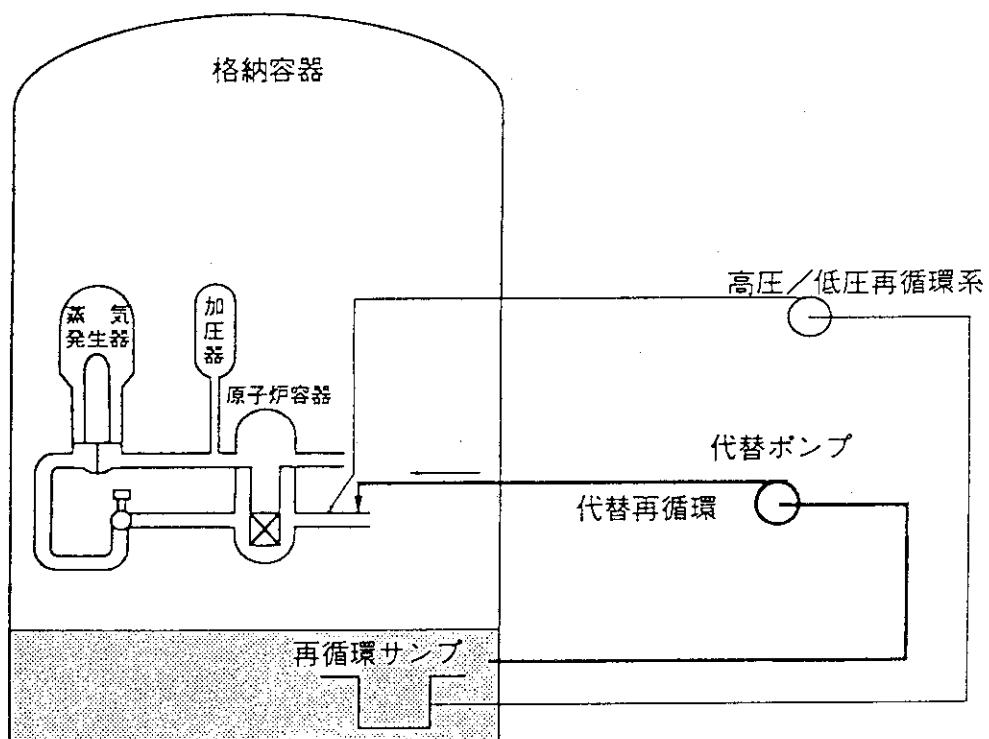
- 「タービンバイパス系の活用」：中小破断LOCA時にHPIによる高圧注入もしくは高圧再循環に失敗し、更に「主蒸気逃し弁による2次系の強制冷却」にも失敗した時に、タービンバイパス弁を手動で開いて蒸気を放出して、2次系を強制的に減圧・冷却する。
- 「水源補給による注入継続及び代替再循環」：ECCSの再循環モードによる炉心への注水に失敗する場合に対し、再循環ラインを多重化して再循環機能を強化する。
- 「格納容器内自然対流冷却」：ECCSの再循環時に再循環水の冷却機能を喪失した場合に、常用格納容器冷却系または融雪装置を用いて再循環水を冷却する。
- 「代替補機冷却」：ECCSの注入・再循環に係わるポンプ等の冷却に失敗した時に、他の冷却設備によって冷却する。

LOCA時の高圧注入・高圧再循環の失敗に対しては、既に整備済みのアクシデント・マネジメント策である「2次系の強制冷却」として、主蒸気逃し弁を手動で開いて2次系の強制的な減圧と冷却を行い、それによって1次冷却水を冷却する。LOCA時に非常用格納容器冷却系の機能が喪失した場合も、「2次系の強制冷却」により、1次冷却水を冷却して再循環サンプ水の沸騰を防止し、ECCS再循環機能を向上させる。今回整備する「タービンバイパス系の活用」は、常用電源の運用変更に伴いSI信号が発信しても復水器が使えることを利用したものであり、主蒸気逃し弁の手動開放に失敗した時に備えて更なるアクシデント・マネジメント策を用意するものである。

ECCSの再循環失敗に対しては、既に整備済みのアクシデント・マネジメント策として、「水源補給による注入継続」がある。今回整備する「水源補給による注水継続及び代替再循環」は、設備強化により再循環機能を一層強化するものである。その概念図を第5-11図に示す。このアクシデント・マネジメント策は、再循環モードで格納容器再循環サンプから原子炉に注水するのに、従来はHPIポンプもしくはLPIポンプを経由するラインだけだったのを、その他のポンプ（格納容器スプレイポンプや常用の補助系ポンプ等）を経由しても原子炉に注水できるように、必要な送水ラインを追加するものである。

なお、「格納容器内自然対流冷却」の内容は、(3)の「放射性物質閉じ込め機能の強化」のところで記述する。「代替補機冷却」の内容は、(4)の「安全機能をサポートす

る機能の強化」のところで記述する。



第5-11図 代替再循環手段（概念図）

一連のアクシデント・マネジメント策の採用により、再循環モードによる原子炉への注水には次の手段を用い得る。

- ① L O C A 時に R W S T の注水が低下すると、注水モードから再循環モードへの自動切換えにより、H P I もしくは L P I による再循環が達成される。この再循環水は、原子炉圧力が低い時は余熱除去冷却器により、原子炉圧力が高い時は非常用格納容器冷却系により冷却される。
- ② 再循環ラインへの切替に失敗した場合は、「水源補給による注入継続」により、E C C S は注入モードのまま、R W S T に冷却水を補給して、原子炉への注水を継続する。
- ③ 原子炉が高圧状態で H P I 系による再循環に失敗した場合は、既に整備済みの「主蒸気逃し弁手動開による 2 次系強制冷却」により、L P I 系による再循環を可能にする。
- ④ 主蒸気逃し弁開に失敗した場合は、今回整備する「タービンバイパス系の活用による 2 次系強制冷却」により、L P I 系による再循環を可能にする。
- ⑤ これにも失敗した場合は、今回整備する「代替再循環」ラインを通じて再循環を可能にする。

- ⑥原子炉が高圧状態で非常用格納容器冷却系が機能喪失した場合は、既に整備済みの「主蒸気逃し弁手動開による2次系強制冷却」により、2次系からの除熱で再循環水を冷却する。
- ⑦再循環モードによる注水時に、余熱除去冷却器も非常用格納容器冷却系も機能喪失した場合は、既に整備済みの「代替格納容器気相冷却」により、常用格納容器冷却系で再循環水を冷却する。
- ⑧主蒸気逃し弁開に失敗した時は、今回整備する「格納容器内自然対流冷却」により、再循環水を冷却する。

こうした一連のアクシデント・マネジメント策により、PWRの炉心損傷頻度にとって最も重要なECCSの再循環機能を強化している。

漏洩箇所の隔離

漏洩箇所の隔離機能は、SGTRのように1次冷却水の格納容器外への放出が起きた時に、系統を隔離する弁を閉止することにより、あるいは、漏洩箇所と外部の圧力を同じにすることにより、漏洩を防止して1次冷却水のインベントリを確保することである。漏洩箇所の隔離に失敗した場合の対応としては、既に次のアクシデント・マネジメント策が整備されている。

- 「1次系の注水・減圧」：SGTR時の破断側SGの隔離失敗時等に、ECCS等により原子炉へほう酸水を補給しながら、主蒸気逃し弁を開いて1次冷却水を冷却すると共に加圧器逃し弁を開いて1次系を減圧して漏洩を抑制し、余熱除去系（RHR：Residual Heat Removal System）を接続して長期的に炉心を冷却する。

第5-2図に示したPWRの代表プラントに対するPSAの結果では、炉心損傷頻度にとって、どの炉型においても、漏洩箇所の隔離機能喪失が、ECCSの注入もしくは再循環機能の喪失に次いで大きな寄与度を有している。1次冷却水が格納容器外に直接漏洩するような事象が発生すると、RWT水が流出し、再循環モードによる炉心の長期冷却ができなくなる可能性がある。これに対して今回用意されたアクシデント・マネジメント策は次のとおりである。

- 「クールダウン&リサーチュレーション」：漏洩箇所の隔離に失敗した時に、上述の「1次系の注水・減圧」による主蒸気逃し弁開による2次系の強制冷却や加圧器逃し弁開による1次系の強制減圧にも失敗した場合に、常用電源の運用変更により使用可能となった「タービンバイパス系の活用」や「フィード・アンド・ブリード」等の手段を組み合わせて、1次冷却系を減圧し、RHRによる崩壊熱除去に速やかに移行する。

トランジエント時の2次系からの除熱

2次系からの除熱は、蒸気発生器への2次冷却水の給水によって水蒸気を発生させ、それを主蒸気安全弁から放出することによりなされる。通常運転時は主給水ポンプで給水されるが、S I 信号作動等により原子炉が隔離され主給水ポンプが使えなくなった場合は、補助給水ポンプで給水される。主給水ポンプは、常用電源を用いる電動機駆動のものと蒸気タービン駆動のものがあり、補助給水ポンプは、非常用電源を用いる電動機駆動のものと蒸気タービン駆動のものがある。蒸気タービン駆動の給水ポンプは、発電所内のすべての交流電源がなくなっても給水が可能である。

トランジエント時に2次系からの除熱に失敗した場合に対しては、既に以下のアクシデント・マネジメント策が整備されている。

- 「代替給水」：補助給水系が故障した場合に、主給水系を手動起動する。
- 「2次系水源補給」：補助給水系の水源へ水を補給する。
- 「フィード・アンド・ブリード」：2次系からの除熱に失敗した時は、加圧器逃し弁から排水する一方で原子炉へのH P Iによる注水を行い、炉心崩壊熱を除去する。

第5-2図のPWR代表プラントについてのP S A結果に示されるように、炉心損傷頻度にとって、2次系からの除熱機能喪失は決して大きな寄与度を占めるものではない。このため、今回のアクシデント・マネジメント整備では、蒸気放出経路を確保する、以下のアクシデント・マネジメント策が考えられている。

- 「代替蒸気放出」：複数ある主蒸気安全弁等の一部が故障して蒸気放出経路が十分に確保できない場合に、タービンバイパス弁を手動で開いて蒸気を放出する。

(3) 放射性物質の閉じ込め機能の強化

PWRの格納容器には、大容量を有する大型ドライ格納容器と、内部に大量の水を貯蔵しておき、それによって事故時に1次冷却系から放出される蒸気を凝縮するアイスコンデンサ型格納容器とがある。大型ドライ格納容器は、2、3ループのPWRでは鋼製であるが、4ループのPWRではプレストレスト・コンクリート製である。

事故時に放射性物質の閉じ込めが必要になった時は、格納容器を隔離すると共に、格納容器の破損を防ぐために格納容器内雰囲気を冷却・減圧して格納容器内圧を抑制する。

格納容器の隔離のためには、格納容器貫通部の配管等に格納容器隔離弁が設置されている。格納容器の隔離が必要となるような異常状態が検知されると、安全保護系の信号により、隔離弁は自動的に閉止される。また、前述のように、SGTR等が発生した時は、1次系保有水を確保するために漏洩箇所を隔離する機能も必要である。

格納容器内雰囲気の冷却・減圧のための非常用格納容器冷却系としては、格納容器スプレイ系が用意されている。同系は、事故時に格納容器内に放出される放射性無機よう素を除去する機能も有している。格納容器スプレイ系は、安全保護系の信号によって自動的に起動する。最初は「注入モード」として、R W S Tのほう酸水を格納容器上部に

配置したスプレイ・リングからスプレイする。「再循環モード」では、格納容器サンプルの中のほう酸水を熱交換器で冷却してスプレイする。

格納容器は、元々、大破断 L O C A を設計基準事象として設計されているが、万一大爆発事故が発生した時は、放射性物質の閉じ込めにとって極めて重要な障壁となる。シビアアクシデント対策の観点から格納容器の健全性維持のために必要な機能をまとめると、次のようになる。

- i) 格納容器隔離機能、漏洩箇所隔離機能は、当然必要である。
- ii) シビアアクシデント時には、格納容器内に注入された水が崩壊熱によって蒸発することにより、格納容器の「過圧破損」が起きる可能性がある。また、原子炉キャビティに落下した炉心融体がベースマットコンクリートを熱分解すると、それによって生じる非凝縮性ガスの蓄積も「過圧破損」に寄与するし、「ベースマットの溶融貫通」によって格納容器の気密性が失われる可能性もある。崩壊熱が格納容器内雰囲気の温度を上げれば、格納容器の電気貫通部が熱によって「過温破損」する可能性もある。こうした様々な格納容器破損モードを防止するためには、炉心融体に冷却水をかけて冷却することと、それによって生じる水蒸気を凝縮するために格納容器雰囲気を冷却することが必要である。
- iii) シビアアクシデント時には、燃料被覆管材のジルコニウムが水蒸気と化学反応を起こすことによる水素の発生量が、設計基準事象の時よりもはるかに大きくなると考えられる。また、コンクリートの熱分解で生成される水蒸気及び二酸化炭素は、コンクリート上の融体を通り抜ける時に還元されて、水素や一酸化炭素に変り得る。「可燃性ガスの高濃度での燃焼」が起きると、その時の圧力上昇で格納容器が破損する可能性がある。これを防止するためには、可燃性ガスの濃度を一定量以下に抑制することが必要である。
- iv) 大量の炉心融体が低圧・低温の水の中に落ちると、融体が微細化して融体から水への伝熱により大量の水蒸気が発生する。この反応が極めて短時間内に起きる時は、融体の熱エネルギーが機械的エネルギーに変換され、水塊ミサイルや圧力波を生じる。これを「水蒸気爆発」と言う。水蒸気爆発を防ぐためには、雰囲気を高圧状態にすること、融体の落下先に水をなくすこと、あるいは水の温度を飽和温度近くまで上げることが有効である。
- v) シビアアクシデント時に、1次系圧力が高いまま原子炉容器の溶融貫通が起きると、原子炉容器外に放出される炉心融体は高い背圧を受けて微細化しつつ格納容器雰囲気中に放出される可能性がある。こうした現象が起きると、融体粒子から周辺の気体への伝熱と、粒子が新たに酸化反応を起こすことによる発熱で、格納容器内気体の温度・圧力の急上昇が起きる。これを、「格納容器直接加熱 (D C H : Direct Containment Heating)」と呼んでいる。原子炉容器溶融貫通が避けられない場合に D C H による格納容器破損を防止するためには、原子炉容器溶融貫通に先立って1次系圧力を低下させることが有効である。
- vi) シビアアクシデント時に、格納容器の床上に炉心融体が放出され、それが高温

のまま保たれると、「格納容器への直接接触」により、格納容器側壁が侵食され破損に至る可能性がある。これを防ぐためには、融体に水をかけて冷却することが有効である。

PWRの代表的プラントに対するレベル2 PSAの結果によれば、格納容器破損頻度に対する各破損モードの寄与度は、格納容器形状により異なっている。大型ドライ格納容器の場合は、格納容器の除熱機能喪失による過圧破損と、漏洩箇所の隔離機能喪失の2つが支配的破損モードになっている。これに対して、アイスコンデンサ型格納容器の場合は、この2つの破損モードと共に、可燃性ガスの高濃度での燃焼が重要な破損モードのひとつになっている。

今回、放射製物質の閉じ込め機能の強化を目的として整備する予定のアクシデント・マネジメント策も、こうした格納容器型式の特徴を反映したものとなっており、アイスコンデンサ型格納容器では、大型ドライ格納容器で採用されるアクシデント・マネジメント策に加えて、可燃性ガスの高濃度燃焼対策としてのアクシデント・マネジメント策が入っている。また、既に整備済みのアクシデント・マネジメント策が、シビアアクシデントの防止を目的としたものであったのに対し、今回のアクシデント・マネジメント策は、シビアアクシデント時の諸現象への対策を含んだものになっている。

以下、格納容器隔離機能、格納容器内雰囲気の冷却、原子炉キャビティ内の炉心融体の冷却、格納容器直接加熱の防止、水素濃度の制御に分けて、既に整備済みのアクシデント・マネジメント策と今回整備するアクシデント・マネジメント策を説明する。

格納容器隔離機能

格納容器隔離機能喪失に対して既に整備されているアクシデント・マネジメント策は以下がある。

- 「格納容器手動隔離」：格納容器隔離弁が自動閉止に失敗した時に、運転員が手動で隔離弁を閉止する。

格納容器内雰囲気の冷却

LOCA時の格納容器内雰囲気の冷却は、格納容器スプレイを作動させることと、ECCS再循環モードでスプレイ水として使用するサンプ水を冷却することによって確保される。この非常用格納容器冷却系が喪失した場合に対しては、既に整備したアクシデント・マネジメント策として以下がある。

- 「代替格納容器気相冷却」：非常用の格納容器冷却系が作動に失敗した場合に、常用の格納容器冷却系のファンを手動起動して水蒸気を凝縮し、非常用冷却系が復旧するまでの時間余裕を確保する。

格納容器内雰囲気を冷却する機能の強化のために今回整備するアクシデント・マネジメント策は次のとおりである。

- 「格納容器内自然対流冷却」：美浜1、2号においては、非常用格納容器冷却系が作動に失敗した場合に、融雪装置を起動して鋼製格納容器表面にスプレイし、格納容器を外部から冷却する。
- 「格納容器内自然対流冷却」：美浜1、2号以外のPWRプラントにおいては、常用格納容器冷却系のファンが起動しない場合に、同系の空調冷却器に通水することにより格納容器内に自然対流を発生させ、水蒸気を凝縮させる。
- 「格納容器内注水」：原水タンク等の水を格納容器内にスプレイして格納容器内圧の上昇を抑制し、非常用格納容器冷却系又は格納容器内自然対流冷却の復旧のための時間余裕を確保する。

原子炉キャビティ内の炉心融体の冷却（コンクリート熱分解の抑制）

原子炉容器の溶融貫通後に原子炉キャビティ内の炉心融体の冷却ができないと、ベースマット・コンクリートが熱分解する。それによる非凝縮性ガスの発生は、格納容器の過圧破損の一因になるし、また、気体温度の上昇による格納容器電気貫通部の過温破損や、ベースマット溶融貫通のような、格納容器破損モードも生じ得る。このため、上述の「格納容器内注水」により原子炉キャビティに注水して炉心融体を冷却する。なお、そうすると融体からの伝熱による水蒸気が発生する。これは格納容器内雰囲気を冷却することにより再凝縮させる必要がある。

格納容器直接加熱（DCH）の防止

1次系圧力が高い状態で原子炉容器の溶融貫通が起きると、DCHによる格納容器内気体の温度・圧力の急上昇が起きる可能性がある。この防止のために、以下のアクシデント・マネジメント策を整備する。

- 「1次系強制減圧」：原子炉が高圧状態で炉心損傷に至った時に、加圧器逃し弁を開放して1次系圧力を低下させ、DCHを防止する。

水素濃度の制御

アイスコンデンサ型格納容器を有するプラントでは、可燃性ガスが発生してもそれが高濃度になることがないように次のアクシデント・マネジメント策を整備する。

- 「水素の計画燃焼」：格納容器内にイグナイタ（水素燃焼装置）を設置し、事故時に水素が発生した場合、その濃度がまだ低いうちに計画的に燃焼させる。

(4) 安全機能のサポート機能の強化

安全機能をサポートする安全系としては、非常用所内電源系、直流電源系、補機冷却水系、海水系、制御用空気系等がある。以下、電源系、補機冷却系、制御用空気系につ

いて、既に整備したアクシデント・マネジメント策と今回整備するアクシデント・マネジメント策を説明する。

電源系

動力用の交流電源に関しては、外部電源は独立した2回線の回線から受電し、さらに非常用としてもう1系統の受電線からも受電できる。また、外部電源が喪失した場合でも、多重性を有する非常用ディーゼル発電機（EDG：Emergency Diesel Generator）が起動して安全系機器に電源を供給する。

なお、これらの動力用の交流電源がすべて喪失した場合（「全交流電源喪失」という）でも、原子炉冷却機能はタービン動補助給水ポンプ等による2次系からの除熱によって維持される。ただし、全交流電源喪失状態が長時間続くと、交流電源系から変換された直流電源により充電されている蓄電池が涸渇してしまう。そうすると直流電源の喪失となり、タービン動補助給水ポンプ等の制御ができなくなってしまうので、それより前に交流電源が回復する必要がある。

交流電源が喪失した場合に対しては、既に以下のアクシデント・マネジメント策が整備されている。

- 「電源復旧」：全交流電源喪失時に電源系の回復を図る。
- 「直流電源確保」：全交流電源喪失時に、不要な直流電源を切り離して蓄電池を効果的に利用する。

今回更に整備するアクシデント・マネジメント策は次のとおりである。

- 「号機間電源融通」：全交流電源喪失時に電源系の復旧が遅れた場合に、隣接するプラントから動力用交流電源の融通を受ける。

補機冷却系

安全機能を有するポンプ等は、補機冷却水系から軸受等を冷却する冷却水が供給されている。補機冷却に失敗した場合に対しては、既に以下のアクシデント・マネジメント策が整備されている。

- 「補機冷却水系回復」：補機冷却水系に異常が発生した場合に、補機冷却系の回復を図ると共に、必要な機器への冷却水を確保する。

今回更に整備するアクシデント・マネジメント策は次のとおりである。

- 「代替補機冷却」：補機冷却水喪失時にその回復にも失敗した場合に、現有設備の中で安全系機器を冷却できる能力を持つものを接続して、補機冷却機能を確保する。

制御用空気系

安全機能を有する計測系や空気作動弁等は、制御用空気系から駆動用空気が供給されている。制御用空気系から空気供給ができない場合に対しては、既に以下のアクシデント・マネジメント策が整備されている。

- 「代替制御用空気供給」：制御用空気系喪失時に雑用空気系または隣接プラントから制御用空気供給を受ける。

5章参考文献

- [5-1] 平野光将, 「解説：確率論的安全評価の原子力プラントへの適用事例」,
システム／制御／情報, Vol. 36 No. 3, 1992年
- [5-2] 原子力安全委員会, 「発電用軽水型原子炉施設におけるシビアアクシデント対策
としてのアクシデントマネージメントについて」, 1992年(平成4年)5月28日
- [5-3] 通産省資源エネルギー庁, 「アクシデントマネジメント検討報告書の受理につい
て」, 1994年(平成6年)3月31日
- [5-4] 原子炉安全基準専門部会共通問題懇談会, 「原子炉安全基準専門部会共通問題懇
談会中間報告書」, 1990年(平成2年)2月19日
- [5-5] 原子炉安全基準専門部会共通問題懇談会, 「シビアアクシデント対策としてのア
クシデントマネージメントに関する検討報告書－格納容器対策を中心として－」,
1992年(平成4年)3月5日
- [5-6] 通商産業省資源エネルギー庁, 「アクシデントマネジメントの今後の進め方につ
いて」, 1992年(平成4年)7月
- [5-7] (財)原子力安全研究協会／P S A実施手順調査検討専門委員会, 「確率論的安全
評価(P S A)実施手順に関する調査検討－レベル1 P S A、内的事象」,
1992年(平成4年)7月
- [5-8] (財)原子力安全研究協会／P S A実施手順調査検討専門委員会, 「確率論的安全
評価(P S A)実施手順に関する調査検討－レベル2 P S A、内的事象」,
1993年(平成5年)10月
- [5-9] 東京電力㈱, 「原子力発電所内におけるアクシデントマネジメントの整備に係る
検討結果について」, 1994年(平成6年)3月31日
- [5-10](財)原子力安全研究協会／実務テキスト(プラント・システム)編集委員会,
「軽水力発電所のあらまし」, 1984年(昭和59年)10月
- [5-11] 関西電力㈱, 「原子力発電所におけるアクシデント・マネジメント検討報告書の
提出について」, 1994年(平成6年)3月31日

6. おわりに

原子力発電所が世の中の人に安心して受け容れられるためには、安全性そのものが十分高いことが必要なのは当然として、同時に、それが十分安全であることをできるだけ多くの人に理解されることも必要である。原子力発電所が公衆に及ぼすリスクは十分小さなものではあるが、リスクの大部分は「シビアアクシデント」によるものであり、それへの対処法も計画されている。このため本報では、シビアアクシデント、確率論的リスク、アクシデント・マネジメントについて説明した。

第3章は過去に起きたシビアアクシデントの例として、スリーマイル島2号機と切尔ノブイル4号機の事故を紹介すると共に、これらの事故を教訓として採られた安全向上策について説明した。また、付録では、シビアアクシデント時の諸現象に関する用語の解説をしている。

第4章はリスクを定量化する確率論的安全評価（P S A）手法の説明と、リスクの受容性についての説明である。技術は本来「ゼロリスク」を目指すものであるが、実際には我々の世の中には「ゼロリスク」の技術は存在しない。そして、柏崎刈羽訴訟判決が言うように、「そもそも、人の生命、身体の安全は最大限の尊重を必要とする重大な法益であることはいうまでもないが、人の生命、身体に対する害や、その危険性が絶対的に零でなければ社会においてその存在が認められないとするならば、放射線のみならず、現代社会において現に存在が受容されているおびただしい科学技術を利用した各種の機械、装置、施設等も、何らかの程度の事故発生等の危険性を伴っている以上、その存在を許されないことになる」ことになってしまう。本報では、原子力発電所のシビアアクシデントが公衆にもたらすリスクは、我々の周りに既に存在する様々なリスクに比べてどれ程の大きさかを比較すると共に、技術に伴うリスクとその受容性について説明した。

第5章はアクシデント・マネジメントについての説明である。原子力発電所のリスクは既に十分小さくなっているが、この小さなリスクを更に小さくすることを目指して、あるいは、「安全から安心へ」を目指して、電力会社の自主努力の一環としてアクシデント・マネジメント計画が作られている。その考え方や、具体的アクシデント・マネジメント策について説明した。

シビアアクシデントもP S Aもアクシデント・マネジメントも、原子力の現場にいる技術者にとってさえ理解の難しいものである。本報も、決して分かり易い解説書にはなっていないと思うが、こうした事項について興味を持っている人達に少しでも役立てば有難いと思っている。

付録A. シビアアクシデント時に起き得る諸現象（用語集）

シビアアクシデントとは設計基準を大幅に超えて炉心の重大な損傷に至る事故である。従って、その過程では設計基準事故とは著しく異なる様々な現象が起き得る。以下、シビアアクシデント時に起きる可能性がある諸現象について解説する。

なお、シビアアクシデントに至るには数多くの事故シーケンスが想定でき、また、シビアアクシデントの進展は、想定する事故シーケンスによって著しく異なることも知られている。従って、シビアアクシデントの進展の過程で起き得る諸現象も事故シーケンスによって異なる。例えば、原子炉圧力が高い事故シーケンスでは、原子炉容器内の「水蒸気爆発」は起きにくいが、原子炉容器破損時の「格納容器直接加熱」は起き易いことが知られている。即ち、シビアアクシデントとは、以下に示すような数多くの現象のうち幾つかが起きる事故である。どのような現象がどのような順序で起きるかは事故シーケンスによって定められるが、中には実際に起きる可能性は極めて小さい現象もある。

冷却材喪失事故（L O C A : Loss of Coolant Accident）

原子炉冷却系に破断もしくは漏洩が生じ、そこから1次冷却水が流出して炉心の冷却能が低下する事象。非常用炉心冷却系（E C C S : Emergency Core Cooling System）が作動して1次冷却水を補充すればシビアアクシデントに至るのを防止できる。しかし、E C C S が必要台数作動しないような場合には、破断口・漏洩口からの冷却水の流出により炉心が冷却水の水位上に露出し（即ち空だき状態となり）、崩壊熱によって炉心温度が上昇して遂にはシビアアクシデントに至り得る。

トランジェント（Transient）

外部電源喪失やターピントリップ等、L O C A や反応度投入事故を除くトラブルの総称。原子炉冷却系に破断もしくは漏洩はないから、1次冷却水が直接流出することはないが、通常運転からの逸脱により通常時の給・復水による炉心冷却ができないものも含まれる。一般に補助給水やE C C S 等様々な炉心冷却手段があるが、これらに失敗すると、崩壊熱により1次冷却水が沸騰してなくなり、やはり炉心が露出してシビアアクシデントに至り得る。

原子炉容器内の水素発生（In-vessel Hydrogen Generation）

炉心が冷却水上に露出して高温になると、燃料被覆管材であるジルコニウムは水蒸気と反応して酸化ジルコニウムに変わると共に水素を発生する。この反応は、①発熱反応であるため炉心の昇温を更に加速する、②生成した水素は格納容器中で燃焼する可能性がある、③水素は非凝縮性気体なので格納容器スプレイによる格納容器の減圧効果が小さくなる、という問題がある。

一般に化学反応の速度は温度の上昇に指數関数的に比例する。このため、設計基準内事象（被覆管温度は1,200°C以下に保たれねばならない）では、反応熱も水素発生量も重大な問題を引き起こすことではない。しかしながら、シビアアクシデントでは、反応熱

が大きくなつて炉心の溶融を加速したり、大量の水素が発生して格納容器内で水素燃焼が起きたりする可能性が生じる。

炉心溶融の進展 (Core Melt Progression)

冷却不全により炉心の温度上昇が続くと、遂には炉心の一部は溶融し始め、健全性を失って炉心下方へ滑り落ち始める。溶融落下のしかたは炉心の構成材による融点の違いを反映して、最初に被覆管材料の金属ジルコニウムや制御棒材料の銀・インジウム・カドミウム合金（PWRの場合）、あるいは、高温で UO_2 と金属ジルコニウムが反応してできる共晶体が溶融落下し始める。 UO_2 や酸化ジルコニウムは融点が高いので、急冷等による衝撃が加わらなければしばらくの間燃料棒の形状を保ったまま立ち続ける可能性が強い。

炉心の溶融が更に続くと、炉心のどこかに溶融物がひとかたまりとなり、周辺部は固化したクラスト状になり、中央部は溶けたままプール状になると考えられている。

炉心の部分的な溶融の開始時点から、一部の溶融物は炉心支持板や原子炉容器底部鏡板の上に落下すると考えられる。多量の溶融物が落下してこれらの構造材を加熱すれば、遂には炉心支持板の破損による炉心崩壊や、原子炉容器の溶融貫通による溶融物の格納容器内への放出が起きる。

原子炉容器内の水蒸気爆発 (In-vessel Steam Explosion)

高温の炉心融体が冷却水と接触すると、ある種のトリガーが生じた場合、融体が微小な粒子にまで分解され、融体から冷却材への伝熱で急激な蒸気発生が起き、極端な場合は衝撃力を生じる。これを水蒸気爆発と言う。

炉心が溶融し、あるまとまった量の融体が原子炉容器下部に落下した時、そこに十分な量の冷却水があると、条件によっては水蒸気爆発が起きる可能性がある。原子炉容器内で水蒸気爆発が生じると、その衝撃力で炉内構造物が損傷したり原子炉容器の上蓋が飛んだりする可能性もある。しかしながら、水蒸気爆発は低圧でかつ冷却水温度が低い時に起き易いので、原子炉容器での発生確率は小さいと考えられている。

原子炉容器の溶融貫通 (Reactor Vessel Melt-through)

多量の炉心融体が原子炉容器の底部鏡板上に落下すると、融体からの伝熱で鏡板材の一部が溶融したり、あるいは、昇温により原子炉容器鋼板の強度が低下して鏡板の大きな部分が原子炉容器にかかる内圧で引きちぎられたりする。その結果、原子炉容器内の炉心融体や残っている蒸気等が格納容器内に放出される。

原子炉容器溶融貫通後は、様々な現象が起こり得る。例えば、原子炉キャビティに水がある時にそこに炉心融体が落ちはれば、水蒸気爆発が起きる可能性がある。

原子炉圧力が高い状態で原子炉容器の溶融貫通が起きれば、更に複雑な現象が起き得る。蒸気が高速で格納容器に吹き出すのに乗って、炉心融体が格納容器雰囲気中に吹き飛ばされ、格納容器直接加熱を引き起こす可能性がある。原子炉冷却系のどこか（例えば、PWRの蓄圧器やBWRのダウンカマー底部）に冷却材が残っていたりすれば、その水が沸騰して原子炉キャビティに放出される。それが炉心融体と接触すれば融体の冷

却に役立ったり、新たな金属-水反応に寄与したりする。激しい蒸気放出流は、原子炉冷却系内の配管壁に付着していたF Pを引きはがす可能性もある。

格納容器直接加熱 (D C H : Direct Containment Heating)

原子炉圧力が高い状態で原子炉容器の溶融貫通が起きると、原子炉容器底部にあった炉心融体は高い背圧を受けて格納容器中に放出される。放出された融体がどのような挙動をするかは原子炉キャビティの形状やキャビティ内に水が存在するか否かで異なるが、融体は微粒子化して格納容器雰囲気中に吹き飛ばされる可能性がある。融体の全表面積が著しく大きくなり、粒子からの直接伝熱（これを「D C H：格納容器直接加熱」と言う）によって、格納容器内気体の温度・圧力の急上昇が起き得る。また、粒子中のジルコニウム等の金属が、気体中の酸素や水蒸気によって酸化され、その時生じる化学反応熱もこの温度上昇に寄与する。条件によっては、D C Hによる圧力上昇で格納容器が破損する可能性もある。

D C Hを防止するためには、原子炉容器の溶融貫通に先立って原子炉圧力を下げてしまうのが最も効果的であると考えられている。

格納容器内での水蒸気爆発 (Ex-vessel Steam Explosion)

原子炉容器内での水蒸気爆発と同様、格納容器内においても、炉心融体が低圧雰囲気で低温の冷却水と接触すると水蒸気爆発を起こす可能性がある。こうした現象が発生し得る状況としては、原子炉容器が溶融貫通して炉心融体が原子炉キャビティ中に落下した時にキャビティ中に水がたまっていた場合や、Mark II型格納容器を有するB W Rでベースマット・コンクリートが溶融貫通して炉心融体がウェットウェルの水中に落ちた場合等がある。

ベースマット・コンクリートの熱分解 (Basemat Concrete Disintegration)

原子炉容器が溶融貫通した時、炉心融体は（格納容器中に吹き飛ばされてD C Hを起こすような場合を除き）原子炉キャビティ内に落下する。キャビティ内に水があれば、融体の熱はまず水を蒸発させるのに用いられる。キャビティ内に元々水がなかった場合や、キャビティ内の水が全量蒸発してしまった後、あるいは、融体の表面に極めて熱伝達の悪いクラスト（かさぶた）が形成された後では、融体の熱はその下方のベースマット・コンクリートに伝えられる。コンクリートは熱によって分解し、カルシウム化合物等の固体物が融体の一部となると共に、また、水蒸気や二酸化炭素を発生する。

水蒸気や二酸化炭素は、それが融体中を通過する時に融体中の金属により還元されて、水素や一酸化炭素に変る可能性がある。

ベースマット・コンクリートが熱分解によって貫通すると、格納容器は密閉性を失うことになる。

格納容器内での水素発生 (Ex-vessel Hydrogen Generation)

原子炉容器の溶融貫通後に溶融炉心がベースマット・コンクリートを熱分解する時は、コンクリート中に含まれていた水分が水蒸気となって出てくる。これがベースマット・

コンクリート上の融体を通過する時、融体中にジルコニウム等の金属が残っていると、金属の酸化反応を引き起こし、水蒸気は還元されて水素に変る。

この他、水中に放射性物質が溶け込むと、長期的には水の放射線分解による水素発生も生じ得る。

水素の燃焼 (Hydrogen Burning)

原子炉容器内でジルコニウムの酸化反応により発生した水素や、原子炉キャビティ内で融体中の金属の酸化反応により発生した水素は、格納容器内で燃焼する可能性がある。水素の燃焼が起きると、格納容器の温度・圧力の急上昇が起きる。また、水素濃度が極めて高い時は、爆轟が起きて圧力波を生じる可能性もある。

BWRの場合は、格納容器が不活性化されている（窒素ガスで置換されている）ので、水素燃焼の可能性は考える必要がない。PWRの大型ドライ格納容器の場合は、格納容器体積が大きいことから水素濃度が著しく高くなる可能性はほとんどなく、水素の燃焼による圧力急上昇が起きてても、それによって格納容器破損に至る可能性は小さい。PWRのアイスコンデンサ型格納容器の場合は、水素濃度が高くなる可能性があるので、アクシデント・マネジメント策として格納容器内にイグナイタ（点火器）をとりつけ、水素を低濃度のうちに計画的に燃焼させてしまうことが考えられている。

可燃性ガスの燃焼 (Combustible Gas Burning)

格納容器内では、前述のように水素の燃焼が起き得る。水素以外の可燃性ガスとしては、ベースマット・コンクリートの熱分解で放出される二酸化炭素が融体中の金属によって還元されて生じる一酸化炭素がある。水素及び一酸化炭素の燃焼を総称して、可燃性ガスの燃焼と呼ぶ。

格納容器の加圧 (Containment Pressurization)

シビアアクシデント時には、以下のような様々な原因で格納容器内圧が上昇する。①原子炉冷却系内の冷却水が破断口から放出される時の蒸気生成、②炉心融体が原子炉容器内あるいは格納容器内の水と接触することによる蒸気生成、③水素、二酸化炭素、一酸化炭素等の非凝縮性気体の生成、④DCH時の炉心融体から格納容器内気体への直接伝熱による気体温度上昇、⑤格納容器床あるいは原子炉キャビティ内の炉心融体からの輻射伝熱による格納容器内気体の温度上昇、⑥可燃性ガスの燃焼による格納容器内気体の温度上昇。こうした原因による格納容器内圧の上昇が過大であると、格納容器の過圧破損が生じ得る。

格納容器過圧破損の防止のためには、格納容器スプレイ等による格納容器内雰囲気の温度低下が有効である。また、BWRの特定の事故シーケンスに対するアクシデント・マネジメント策としては、炉心溶融前に格納容器内気体を格納容器外に放出する（ベンチする）ことも考えられている。

格納容器の破損 (Containment Failure)

シビアアクシデント時には、炉心から放出される核分裂生成物の環境中への放出を防

止する上で、格納容器の健全性が特に期待される。一方で、シビアアクシデント時に生じる様々な荷重は、格納容器の健全性を脅かす。

格納容器の破損をもたらす原因としては以下のようなものがある。①「格納容器の加圧」の項で述べた様々な原因での格納容器内圧の上昇、②水蒸気爆発や水素爆発に伴う圧力波や、その時生じ得る飛来物（構造物等が吹き飛ぶこと）の格納容器壁への衝突、③格納容器内雰囲気温度が過度に上昇することによる格納容器電気貫通部の過温、④炉心融体が格納容器壁と直接接触することによる格納容器壁の損傷、⑤炉心融体によるベースマット・コンクリートの熱分解、なお、この他、事故時に格納容器貫通部を隔離するのに失敗することや、PWRの蒸気発生器伝熱管破損（SGTR：Steam Generator Tube Rupture）のような1次系から格納容器外への直接流出が生じた時の隔離失敗がある。

原子炉容器内の核分裂生成物の放出（In-vessel Fission Product Release）

原子炉運転時に生じる核分裂生成物は、燃料棒（燃料ペレットとそれを取り囲む燃料被覆管）の内側に封じ込められており、外部に流出しないようになっている。シビアアクシデント時には、燃料棒の健全性が損なわれ、核分裂生成物の封じ込めができなくなる可能性がある。その場合、核分裂生成物は、いくつかの段階を経て、原子炉容器内に放出される。

炉心の冷却が何らかの理由で困難になると、燃料棒の温度が上昇して内圧が高くなり被覆管が破裂する。このとき燃料ペレットと被覆管との間の隙間（ギャップ）に溜まっていた核分裂生成物の一部が原子炉容器内に放出される（ギャップ放出）。被覆管が破裂した後、燃料温度が上昇すると燃料内に閉じ込められていた核分裂生成物が燃料外に放出されるようになる（拡散放出）。この放出は、燃料ペレット表面が水蒸気に曝されて燃料ペレットの亀裂が拡大すると特に著しくなる。さらに温度上昇が続いて燃料の溶融に至ると、燃料ペレット内に封じ込められていた核分裂生成物のうち、希ガス、ヨウ素、セシウム等蒸発しやすいものは、原子炉容器内に放出される（溶融放出）。

核分裂生成物が、どの程度放出されるかは、水蒸気や水素あるいは反応性の物質の有無や燃料の温度に強く依存する。なお、テルルの様に蒸発しやすい核分裂生成物であっても、被覆管材料等と化学的に反応して蒸発しにくくなり、放出が抑制される場合がある。また、蒸発しにくいストロンチウムなどは、大部分が炉心融体の中に取り込まれたままである。

原子炉冷却系内の核分裂生成物の沈着（In-vessel Fission Product Deposition）

燃料から放出された核分裂生成物は、水蒸気の流れに乗って原子炉炉心から原子炉容器上部プレナムや原子炉冷却系配管部に運ばれる。この途上で、核分裂生成物の一部は、構造物の表面で凝縮や化学反応によって沈着する。

燃料が溶融するような苛酷な状況下では、燃料や炉心構造材を成分とする多量の微小粒子が発生する。これをエアロゾルと言う。（エアロゾルの例としてはタバコの煙がある。）このようなエアロゾルは、重力沈降や熱泳動によって構造物表面に沈着する。

（熱泳動の例としては、暖房をしている部屋の窓ガラスの内側に沢山の塵が付着することが挙げられる。）さらに、原子炉冷却系の配管の曲がり部では、エアロゾルが吹き溜

まりになって沈着する。

構造物表面に一旦沈着した核分裂生成物が、再び雰囲気中に舞い戻る場合もある。例えば、原子炉容器の溶融貫通等が起きた時に構造物表面でのガスの流れが突然速くなると、沈着していた核分裂生成物が剥がれてガスの流れの中に取り込まれる可能性がある。また、核分裂生成物はそれ自身が発熱するので、その熱により、沈着した核分裂生成物が再び蒸発する場合もある。

格納容器内の核分裂生成物の放出 (Ex-vessel Fission Product Release)

原子炉容器の溶融貫通が起きると、核分裂生成物を含んだ炉心融体が、原子炉キャビティに落下する。ベースマット・コンクリートの熱分解が起き、分解によって生じる水蒸気や二酸化炭素等のガスは炉心融体を通過して格納容器雰囲気中へ出していく。ヨウ素、セシウム等の蒸発しやすい核分裂生成物は既に大部分が放出されており、融体中には蒸発しにくいストロンチウムやランタン等が残っている。

水蒸気や二酸化炭素は、融体を通過するときに水素や一酸化炭素に変化する。このうち水素は、核分裂生成物を含む一部の化合物と反応して、融体中に取り込まれているランタン等の核分裂生成物を蒸発しやすい酸化物に変える。また、融体中に混在しているZr等の一部の金属も、水素と同じ様な作用がある。このようにして蒸発しやすい酸化物に変化した核分裂生成物は、融体を通過するガスの流れに乗って格納容器雰囲気中に放出される。こうして放出された核分裂生成物の多くは、格納容器の雰囲気中でエアロゾル化して雲のように漂うと考えられている。

炉心融体中の核分裂生成物がどの程度放出されるかは、融体の温度やコンクリートの分解の仕方に強く依存しており、事故のシナリオに著しく影響される。

格納容器内の核分裂生成物の沈着 (Ex-vessel Fission Product Deposition)

シビアアクシデント時の格納容器雰囲気には、原子炉冷却系から流出した核分裂生成物や融体・コンクリート反応によって発生するエアロゾルが浮遊する。雰囲気温度が原子炉冷却系の温度と比べて低いので、核分裂生成物の多くはエアロゾル化すると考えられる。雰囲気中の高濃度のエアロゾルは、互いに衝突合体して大きな粒子に成長し、重力により沈降する。また、エアロゾル中に水に溶けやすい物質があると、雰囲気中の水蒸気がエアロゾルの成長を促し、エアロゾルの沈着を加速する。重力以外の沈着メカニズムとしては、拡散や拡散泳動等がある。（拡散泳動とは、水蒸気の凝縮に伴ってエアロゾルが構造物表面に運ばれるメカニズムのことであり、例としては、冬の窓ガラスに塵を含む多量の水膜ができることが挙げられる。）拡散泳動が生じる場合には、普通、雰囲気温度よりも構造物の表面温度の方が低いので、熱泳動による沈着も同時に起こる。

格納容器には、万一の事故に備えて、格納容器雰囲気中の核分裂生成物を強制的に除去するための圧力抑制プールや格納容器スプレイ等が設置されている。希ガスを除く核分裂生成物やエアロゾルは水に溶け込みやすいので、これらの安全設備は格納容器雰囲気中の核分裂生成物を低減するのに有効である。

ソースターム (Source Terms)

ソースタームは放射性物質の環境への放出の特徴を表わす一般的なことばで、用途によって様々な定義がある。確率論的安全評価（P S A）では、1975年に米国の「原子炉安全性研究（Reactor Safety Study）、WASH-1400」で使用された表現がよく用いられている。WASH-1400では、ソースタームを、環境に放出される核分裂生成物の種類、環境への放出量、格納容器からの放出開始時刻、放出継続時間、警告時間、放出口の高さ、格納容器から放出されるエネルギー及びそのような事象に至る発生頻度で表わしている。これは、公衆への影響評価を定量的に行うことを念頭にした表現になっている。

環境に放出される核分裂生成物の種類、環境への放出量とその他必要に応じて幾つかの要素を組み合わせてソースタームを表わすことが多い。