

JAERI-M
9412

原子力産業に要求される高分子材料

1981年3月

栗山 将

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

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

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

原子力産業に要求される高分子材料

日本原子力研究所高崎研究所

栗山 将

(1981年2月20日受理)

原子力発電所等の原子力産業において、有機高分子材料は比較的多く用いられている。電気絶縁材料としては非常にすぐれた性能を持っている。また、加工性、可撓性、あるいは経済性にすぐれていることから、安易に使われるが、その使用限界等を知っておくことは重要である。

第1章では、原子力産業に要求される材料について、その使用限界線量、製品として使用するための型式試験の一般論を解説した。第2章では、型式試験の中で、現在、最も注目されている難燃性試験について解説した。さらに第3章では、原子力産業に対し、大きな衝撃を与えたスリーマイル・アイランド原子力発電所の事故、及びこの事故から得られた教訓等の概要を述べた。また、第4章では、有機材料の難燃化、不燃化に拍車をかけたブラウンズ・フェリー原子力発電所の火災事故について概説した。

JAERI-M 9412

Polymeric Materials for Atomic Power Industry

Isamu KURIYAMA

Takasaki Radiation Chemistry Research Establishment,
JAERI

(Received February 20, 1981)

In the atomic power industry such as nuclear power generating stations, organic polymeric materials are widely used. Those materials have superior properties for electric insulation, for the fabricability and flexibility, so they are conveniently used from the viewpoint of economics too. Here, it is important to recognize the limit of their usage.

The first chapter deals with the introduction of the polymeric materials for atomic power industry, i.e. their limiting usage under irradiation, and type test of the equipments. The second chapter describes the testing of the flamability of wire and cable which is mostly concerned at present. The third chapter introduces the accident at the Three Mile Island Nuclear Power Generating Station, which accident has given strong shock in the world, and the last chapter tells the fire accident at the Browns Ferry Nuclear Power Generating Station, which accident has accelerated the development of the fire resistant polymers.

Keywords; Nuclear Power Stations, Organic Polymeric Materials, Properties for Electric Insulation, Type Tests in Environment, Limiting Usage, Irradiation, Flamability Tests, Fire Resistant Polymer

目 次

第1章 原子力産業に要求される高分子材料	1
1. はじめに	1
2. 原子力施設で使用する高分子有機材料	2
3. 代表的高分子材料の使用限界線量	2
4. 軽水炉用電気機器部品, 及びケーブル類の耐環境試験の現状と問題点	3
5. 耐環境性型式試験と検討課題	4
5.1 電線ケーブルに要求される性能条件	4
5.2 試験方法	4
5.3 耐環境性型式試験の将来課題	4
(1) 通常運転時における線量率と劣化促進	5
(2) 熱, 及び放射線の複合環境下における寿命推定	5
(3) 中性子照射の影響	6
(4) 難燃性試験方法	6
6. おわりに	7
文 献	7
第2章 原子力発電所用ケーブル絶縁材料の難燃性試験	15
1. はじめに	15
2. IEEE std.383.,1974の難燃性試験とその問題点	15
2.1 垂直トレイ燃焼試験 (Vertical Tray Flame Test)	16
2.2 垂直燃焼試験 (Vertical Flame Test)	16
2.3 酸素指数 (Oxygen Index)	16
2.4 問題点	16
3. 実ケーブルの難燃性試験結果	17
4. 原子力発電所用ケーブルの火災事故対策	17
4.1 我が国の難燃性試験の動き	18
4.2 NRCの防火基準に対する動き	19
参考文献	20
第3章 Three Mile Island (TMI) 原子力発電所の事故	28
1. はじめに	28
2. TMI-2号炉の概要	28
3. 事故の状況	29
4. 事故に対する対応	30

5. 我が国の対応	31
6. おわりに	33
第4章 Browns Ferry 原子力発電所の火災事故	35
1. はじめに	35
2. 火災の発生した場所	35
3. 火災の発生と延焼	35
4. 原子炉運転への火災の影響	36
4.1 1号炉について	36
4.2 2号炉について	36
5. 火災事故に対する検討	36
6. 損 害	38
7. おわりに	38

Contents

Chap. 1. Polymeric Materials for Atomic Power Industry	1
1. Introduction	1
2. Polymeric Materials used in the Atomic Power facilities	2
3. Limiting Dose for usage of representative Polymeric Materials ..	2
4. Current Status of the Environmental Test for Electric Equip- ments and Cables used in Light Water Reactor	3
5. Environmental Type Test and Tasks	4
5.1 Requirements for wires and Cables	4
5.2 Test Procedure	4
5.3 Tasks in Future at Environmental Type Test	4
(1) Dose-Rate Effect and Acceleration of Degradation During Normal Operation	5
(2) Life Evaluation under the Combined Environment of Heat and Radiation	5
(3) Effect of Neutron Flux	6
(4) Flame Resistance Test	6
6. Conclusion	7
Reference	7
Chap. 2. Flame Resistance Test of Insulating Materials for Wire and Cable used in Nuclear Power Generating Station.	15
1. Introduction	15
2. Flame Resistance Test in IEEE Std. 383-1974 and Problems	15
2.1 Vertical Tray Flame Test	16
2.2 Vertical Flame Test	16
2.3 Oxygen Index	16
2.4 Tasks	16
3. Flame Resistance Test Results of Practical Test	17
4. Counter-Plane for Fire Accident of Wire and Cable used in Nuclear Power Generating Station	17

4.1 Status of Flame Resistance Test in Japan	18
4.2 Status of NRC for Fire Guard Guide	19
References	20
Chap. 3. Accidents at Three Mile Island (TMI) Nuclear Power	
Station	28
1. Introduction	28
2. TMI-2 Facility	28
3. Sequence of Events	29
4. Response against The Accident	30
5. Response in Japan	31
6. Conclusion	33
Chap. 4. Browns Ferry Nuclear Power Plant Fire	
1. Introduction	35
2. Ignition Area	35
3. Description of the Fire	35
4. Effect of Fire on Reactor Operations	36
4.1 Unit 1	36
4.2 Unit 2	36
5. Assessment of the Fire	36
6. Damage caused by the Fire	38
7. Conclusion	38

第 1 章 原子力産業に要求される高分子材料^{*}

1. はじめに

高分子材料が放射線環境下で使用される環境としては、原子炉、あるいは加速器などの照射施設がある。また、原子力発電所の建設や高速増殖炉、核融合などの開発研究の進展に伴い、耐放射線性高分子材料は、高分子自身の可撓性の大きいこと、電気絶縁性、耐熱性や耐薬品性に優れていること、また加工性や経済性に優れていることからその需要が高まるものと思われる。高分子絶縁材料等の耐放射線性の評価（使用限界線量の決定）は、古く Sisman と Bopp の膨大な研究報告¹⁾があり、最近では NASA²⁾、CERN³⁾などの各研究機関で、高分子有機材料を原子炉用材料として評価し、室温下における耐放射線量を報告している。一方、我々も高分子有機材料は放射線照射によって電氣的性質の低下よりも機械的性質の低下が顕著であることを明らかにするとともに、これらの諸物性の低下を防止するには、老防剤、antirad 剤などの添加が有効であること、すなわち耐放射線性の向上があること、あるいは本質的に耐放射線性を有するポリマー材料の開発研究を行ってきた。

近年のエネルギー情勢の緊迫化から原子力発電の重要性が再認識され、原子力発電所の建設計画の促進と発電炉単基あたりの大容量化や、さらに原子炉の安全確保システム（多重防禦策）を確立するために大量の電線ケーブル類、電気機器部品の使用が見込まれている。原研（東海）において ROSA、NSRR などの大型試験施設による炉の工学的安全性や、燃料体、配管材などの信頼性を確認する試験研究を行っている。これらの研究と同様に、原子炉の格納容器周辺で使用する有機高分子材料や無機材料についても耐放射線性試験を行い、これらの信頼性、健全性を十分確認して、原子炉の安全性を確保する必要がある。

アメリカでは、すでに 1968 年以来、原子炉施設で使用する電気機器部品及び電線ケーブル類の信頼性、安全性を確保する性能を認定する型式試験法の基準化を進め、1974 年から一連の IEEE 規格を制定した。これらは原子炉の緊急停止系、非常炉心冷却系などの安全区分（1E）における電気機器部品、ケーブル類の品質認定法を規定したもので、原子炉の定常運転時のほかに設計基準事故の一つである冷却材喪失事故（LOCA）や、施設内における火災事故を想定した燃焼試験などの型式試験などの型式試験法を示している。さらに最近の TMI 事故^{**}を契機として世界的規模で原子力発電所の安全性の確保に関して再検討を行い、IAEA、OECD でも安全対策面における国際的協力を強化しようとしている。我が国においても原子力安全委員会に事故対策調査特別委員会が設けられ、TMI 事故の実態調査をするるとともに安全確保対策に反映させるべき事項などを検討してきた。したがって、我が国としても原子炉周

*） 高分子学会、高分子可能性講座「エネルギー利用と高分子」（昭和55年5月16日東京）で発表した内容に若干の補筆をしたものである。

**） 詳細については第3章に示す。

辺で使用する電気機器部品、ケーブル類（有機材料を使用している）の安全性、信頼性の向上をはかるため、上述の規格規準と少なくとも同等の規準を定め、型式試験法の確立や耐放射線性材料の開発研究を強力に進める必要がある。電気学会では、これに関する調査専門委員会が昭和53年5月より発足した。

ここでは、原子炉周辺で使用する高分子材料の使用限界線量の評価の現状⁴⁾と耐放射線性試験法の内外の開発状況やその検討課題を明らかにするとともに、高分子材料の照射下における劣化促進因子の明確化などの成果についてふれる。

2. 原子力施設で使用する高分子有機材料

第1表に原子炉あるいは再処理施設で使用する高分子有機材料の用途および種類の幾つかの例⁵⁾を示す。このような材料が放射線に曝されると、電気部品では絶縁抵抗の低下、配管、塗料では機械的性質の劣化による脆化、あるいは剥離、橋かけによる硬化、またオイル類では粘度の上昇や酸化劣化による分解などが起こる。このため交換が不可欠となるが、使用場所によっては交換が不可能であったり、その交換に高い費用や長時間を要する場合がある。耐放射線性のみを考慮すると無機材料の使用が有利であるが、ゴムやプラスチックの各材料はその弾性、可とう性、加工性に優れていることや、再処理施設で特に必要とする耐薬品性が良好なことに加えて、経済性でもその使用は有利である。また、より秀でた誘電特性をもっているので原子力産業で高分子有機材料が使用される機会は、今後ますます増加するであろう。第1表に示した場所以外で使用されている有機材料として制御棒駆動用絶縁体、中性子計測器挿入用潤滑剤、 U_2O_3 、焼結用プラスチック・バインダーなどがある。

高速増殖炉用材料や核融合炉の開発研究の進展とともに超伝導マグネットに付随する有機材料（熱及び電気絶縁材料、クライオスタット用構造材など⁶⁾）が極低温域の放射線場（速中性子線、 γ 線など）で、熱サイクルや電磁力などの組み合わせ応力環境下で使用されることが予想される。ここでは軽水炉よりも1桁以上高い耐放射線性材料が要求される。そこでポリイミド・アミド、エポキシ樹脂やガラス繊維強化樹脂（FRP）などに種々の添加剤を加えて材料物性の立場からその使用の可能性について評価、検討⁶⁾が行われている。さらに最近の核燃料サイクルのダウンストリームに関連する再処理過程や低レベル核廃棄物の減容固化過程で使用される高分子有機材料の研究開発も、ますます重要性が高まるであろう。

3. 代表的な高分子材料の使用限界線量

高分子材料が大量に使用されている絶縁材料の耐放射線性に関しては、電気学会技術報告⁷⁾（基礎編、応用編、および試験法）に述べられているように多くの研究成果が得られてきた。その結果、NASA-CR-1787²⁾、CERN-79-04 & 08³⁾をはじめとして放射線照射による機械的特性、電気的特性などの諸物性の劣化を検討して、多くは伸び残率を指標、又は判断基準にとって、多くの絶縁材料の放射線環境における使用限界がまとめられ、相対的評価も可能になっている。CERN-79³⁾、及びNASA-CR-1787²⁾に報告された代表的なゴム、

プラスチック材料の総合的結果を第1図から第3図に示した。

一般にこれら有機材料の放射線照射による劣化は、ポリマー素材の化学構造、形態及び各種物性の違いによって大きく異なるが、充填剤、添加剤の存在によりさらに複雑に影響される。上述の結果は、室温下で、かつかなり高線量率(1 Mrad/hr)で照射した場合に得られたものであり、後述するように熱または水蒸気と放射線との組み合わせ環境、あるいは実使用状態に近い極端に低い線量率の放射線環境での雰囲気条件などにおける材料の使用限界を評価する場合には、必ずしも適切とはいえない⁸⁾。

4. 軽水炉用電気機器部品、及びケーブル類の耐環境試験の現状と問題点

IEEE(アメリカ電子電気学会)では、原子力発電所施設で使用する電気機器部品及びケーブル類の信頼性の向上と安全性の確保のための性能を認定する型式試験法の規準化を進め、1974年にIEEE std. 323⁹⁾、及び383¹⁰⁾等を暫定的に制定した。これらは原子炉の緊急停止系、非常炉心冷却系など1E級(安全保護系)の機器や部品類の品質認定法を規定し、定常運転時のほかに設計基準事故として格納容器内におけるLOCAと発電所施設内における火災事故を想定した型式試験法を定めたものである。その試験条件は第2表(a),(b)に示すように原子炉の型式(BWR.PWR)によって異なる。一方、定常運転に対する性能認定のための耐熱、耐湿試験では一般の工業規格を満足することを要求している。通常の劣化試験では原子炉の寿命40年に相当する熱劣化を促進した短時間試験法を提示し、LOCA時には熱-放射線-水蒸気-化学(又は水)スプレィ等の複合環境劣化試験を電氣的ストレス下で行う。さらに多条ケーブルの垂直トレイ式燃焼試験(815℃、20分後の自己消火性の確認)を行うなど非常に酷な内容をもつ試験法になっている。これら一連のIEEE std.はANSI(American National Standard Institute)std.として追認されており、1979年以降これらの規格の見直しが行われている。またIEC(International Electrotechnical Commission)の第15B技術委員会では、絶縁材料の照射効果の評価、照射効果におよぼす線質、雰囲気条件等の影響、使用限界線量の評価、及びそれによる材料の分級化に関する試験法の検討を進め、その一部を規準化し公表している¹¹⁾。第45A技術委員会では、IEEE std. 323とほぼ同内容の熱-放射線-水蒸気-電氣的または機械的ストレス下の同時複合劣化環境における機器・部品類の型式試験法の検討を開始した。

我が国でも1975年から3ケ年に渡って、電気学会絶縁材料放射線調査専門委員会を開き、原子力発電所をはじめ各原子力施設で使用する電気機器及び電線ケーブル類の絶縁材料の放射線劣化と耐放射線性試験の現状を調査した。ついで1978年度からは原子力発電所用電線ケーブル調査専門委員会を発足させ、電力会社、機器メーカー関係者、電線ケーブルメーカー関係者および学識経験者などの協力の下に原子力発電所用ケーブル類の信頼性と健全性の試験方法、さらに基準の設定等の検討を開始した。

5. 耐環境性型式試験と検討課題

原子炉格納容器（PCV）内の安全保護系統に布設される制御，計装および動力ケーブルが試験の対象となる。ドライウエル内の環境は，原子炉の型式によって異なるが，ここではBWRを中心に説明する。

5.1 電線ケーブルに要求される性能条件

a) 原子炉の布設寿命（40年）に相当する通常運転期間中は，正常にケーブル機能を発揮する必要がある。放射線レベルでは線量率は場所によって異なるが， γ 線が高々50～100 rad/h，中性子線で 1.4×10^5 n/cm²·secとなり，累積線量はそれぞれ 1.8×10^7 rad， 1.8×10^{14} n/cm²となる。雰囲気条件では，酸素濃度が5%以下の窒素ガス，温度60℃，相対湿度40～50%，圧力 0.14 kg/cm²·Gである。

b) 1E級電線ケーブル類は，LOCA時，およびLOCA後の一定期間正常に作動する必要がある。（すなわちLOCA時又はLOCA後でも安全保護系に使用する隔離弁などを動かす必要がある）。BWRでは少なくとも現在100日程度正常に働くことが要求されている。

放射線レベル： γ 線で最大1.3 Mrad/h，累積線量26 Mrad

雰囲気条件：LOCA後10 secで最大スチーム圧4.0 kg/cm²，G

また最高温度171℃が時間の経過とともに段階的に低下させ，室温にまでもどる（事故時の変化を包絡する）

c) PCV内外で使用するケーブル類は難燃性で，かつ燃焼が生じたときでも，金属材料に対する腐食性ガスあるいは多量の煙を発生しないこと。さらに延焼防止対策上から自己消火性のあることが要求される。

5.2 試験方法

現在採用されている型式試験方法は，IEEE std. 323及び383に準拠しており，第4図に原子力発電所PCVで使用する1E級制御用ケーブルに対し行われている型式試験のプログラムを示す。通常運転時における電線ケーブル類の劣化はアレニウス法により劣化温度を高めて促進熱劣化試験を行い，ついで放射線曝露試験を行う。各種電気部品や絶縁材料の劣化を促進するために実使用温度よりかなり高い温度で劣化を行うが，試料の伸び残率と劣化温度の逆数との直線関係からこの劣化試験温度を定めている。ネオプレンでは121℃，168 hrとなり，放射線曝露は少なくとも 1×10^6 rad/hr以下の線量率で行う。

事故時の環境下での劣化試験は，LOCA時におけるPCV内の温度，放射線，水蒸気などの劣化因子を複合した模擬環境プロフィール（第5図）に従って試料を課通電下で劣化して耐久性試験を行う。

5.3 耐環境性型式試験の将来課題

軽水炉（発電所）用電線ケーブル類の健全性試験は，現在のところIEEE std. 323及び383等に準拠した方式が採用されているが，これらの規格はケーブル数の性能認定のため

の型式試験項目や試験法の代表例を示すに過ぎず、細部に渡って確立されたものとは考え難い。ケーブル類が実際に使用されている環境条件を考慮し、適切な評価方法を確立するためには、今後に残されている検討課題が多い。主な問題点をあげると以下のようになる。

(1) 通常運転時における線量率と劣化促進

IEEE std. の促進試験では、線量率を少くとも 1×10^6 rad/h 以下とし、40年曝露と等価の劣化状況を試験可能な短時間で行うことにしているが、通常運転時の線量率は高々 100 rad/h と非常に低く、酸素の存在の影響をうけやすい。第6図に化学架橋ポリエチレンの実用物性⁸⁾、第7図にゲル分率の線量率依存性を示した^{8), 12)} また第8図に化学架橋ポリエチレンフィルムの厚さ5mm試料の空气中照射における線量率の違いによる厚さ方向のゲル分率の変化¹⁶⁾を示す。これはフィルム表面から0.3mm厚さごとに切り出したもののゲル分率を測定したもので、 5×10^5 R/h の線量率における酸化劣化は僅かであるのに比べて、 1×10^4 R/h では、同線量を与えるためには前者の照射時間の約20倍と長期になることも関連して、劣化の進行はかなり深くなる。このような線量率効果は酸素の試料中への拡散速度、溶解度係数と関係することは勿論であるが、チッ素中の化学架橋ポリエチレンに殆んど線量率効果が認められないことから、酸化反応とこの反応以外の活性種の消滅する反応との競合で線量率効果があらわれたと考えられる。1mm厚さのフィルムでも線量率効果が 1×10^5 rad/h 以下で顕著になることは、低線量率下で長時間照射をうけるような使用状況の場合重要な問題⁸⁾となる。

また 1×10^6 R/h の高い線量率で照射した場合でも、酸化切断が主として起きるときがある¹³⁾。すなわち熱キシレン溶液から再結晶化した直鎖ポリエチレンの単結晶粉末を空气中で 1×10^6 R/h の線量率で 1×10^8 Rまで照射してもゲルの生成は全く見られない。GPCを用いて分子量の測定を行ったところ、未照射試料で 1.8×10^4 の分子量が 1×10^8 Rで 3.1×10^3 まで低下することがわかった。直鎖ポリエチレンにおいては、放射線照射により結晶内部に生成したラジカルは結晶表面に移動し、非結晶域で反応すると考えられる。また粉末結晶を用いたことにより非晶域の分子鎖は空气中の酸素と容易に接触し得るため、酸化による切断が容易に起きたと思われる。このことは低周波の粘弾性の温度挙動の測定での γ 分散の消長からも明らかにされている¹³⁾。

ポリエチレンなどの高分子材料の放射線劣化は、酸素の存在によって影響され、試料内に酸素の補給が十分に行われる試料形態であるとき、低線量率の照射の方が少くとも機械的性質の劣化がより大きく進行する。このことは逆に試料内に酸素を強制的に補給することから高分子材料の劣化を促進できる可能性を示すものである。第9図はエチレン・プロピレンゴムの厚さ2mmのフィルムを 2×10^7 rad 照射したとき、ゲル分率の低下が酸素圧の平方根に逆比例し、酸化による切断が増加していることを示している¹⁴⁾。これから試料を酸素下で約2倍に加圧することにより線量率 1×10^6 R/hr においても 3×10^5 R/hr におけるものと同等の劣化(同一線量で)を示すことがわかる。このように酸素加圧法は劣化促進法の一つとして使用できることがわかった。

(2) 熱及び放射線の複合環境下における寿命推定

原子炉のPCV内で使用されるケーブル類は、通常運転時には放射線及び熱の影響を同時に

うけ、さらにLOCA時には放射線曝露と同時に、熱、水蒸気、化学スプレー、機械的ストレス及び電氣的ストレスなどに曝露されるので材料の劣化状況は一層複雑化する。IEEE std. 383-1974では、通常運転時の健全性試験として熱劣化と放射線劣化の各試験を逐次的に行ってもよいとしている。第3表にシース用ゴム材料の放射線、熱の劣化環境の順序を変えて試験した結果¹²⁾を示すが、素材料の種類によって著しく効果が異なる。

Campbell¹⁵⁾も熱-放射線の逐次、及び同時劣化試験を行い、絶縁材料の種類によって平均寿命の延びるものと短くなるものがあることを明らかにしている(第4表)。

また、米国FIRL、あるいは日本の電線メーカーでの模擬LOCA環境試験においては熱劣化、放射線劣化に次いで水蒸気曝露など環境劣化の各々の試験を逐次的に行っている場合が多い。このような逐次試験は、実使用条件に対する等価性からみて疑問がもたれている。放射線を含むマルチ・ストレス下の寿命推定に関しては、IEC, Sandia Lab(アメリカ)、及び高崎研究所でも主要な研究課題としてとりあげられており、各環境因子の単独効果に加えて、各因子の相乗効果を考慮しなければならないことはすでに指摘されている¹⁶⁾。このように熱・放射線等の複合環境下における寿命推定の一般則を見出し逐次、同時の各試験法に対するその適用を検討し、さらに促進劣化試験方法に対する適用方法を確立する必要がある。

最近、この熱・放射線の複合環境下におけるゴム材料の劣化挙動の検討にTobolskyのケモロジーの考えを適用して材料の寿命推定を行う試みが進められている¹⁷⁾。すなわちTobolskyらのイソブチレンの応力緩和実験において $-80.8^{\circ}\text{C} \sim +50^{\circ}\text{C}$ の温度域で時間~温度換算則が成立することを示したWLF式を参考とし、この換算則を橋かけや分子鎖切断を伴う系、すなわち熱、あるいは放射線照射系の化学応力緩和挙動にまで拡張し、時間~線量率換算則が成立する可能性を明らかにした。

(3) 中性子照射の影響

PCV周辺で使用する高分子材料の放射線劣化は、Co-60 γ 線を利用して環境試験を行っているが、格納容器内の線質は、通常運転時には γ 線の外に中性子線がある。

放射線の種類やそのエネルギーが異なると、物質と放射線との相互作用が異なり永久的な化学的变化の程度も変わることが明らかにされている¹⁸⁾。また単に吸収線量のみで評価することにも問題が多い。

中性子照射と γ 線照射、 β 線照射と γ 線照射の等価性についても検討の必要がある。

(4) 難燃性試験方法

IEEE std. 383-1974はトレイに多条布設したグループケーブルの延焼性を試験する方法として垂直トレイ燃焼試験が規定され、原発用のケーブル類を選定するときの基準として利用されている。これはケーブル線心を対象とした垂直燃焼試験よりもはるかに厳しいものであるが、IEEE std. 383はケーブル類の難燃性を判別する決定的な方法とはいえない。

燃焼生成物の評価、すなわち腐食性ガス、発煙量に関しても規制が全くない。また、材料面からみると耐放射線性と難燃性の付与は必ずしも成立せず、難燃性を向上させるために添加剤を加えると、材料の耐放射線性、耐熱性が低下する場合が多い。この面からも新しい材料の開発が望まれる。

6. おわりに

「原子力産業に要求される高分子材料」についてであるが、現在エネルギー安定供給の当面の主角となる軽水炉に使用される電気機器、ケーブル類に関してくわしくのべた。

ここで、まとめとして、品質認定試験プログラムにおける相関を第10図¹⁹⁾に示す。

施設の安全性の確保のために、機器及び部品類の格付けが要求される。このためには照射効果の評価が必要であり、正常環境（通常運転時）と異常環境（事故時）とに分けて考える。いづれの環境においても、複合環境であるため、それぞれの環境の劣化におよぼす相乗効果の研究は重要である。このような研究の成果を基盤として、実使用条件を模擬した条件下（実模擬条件の設定）あるいは、その一つとしての促進劣化条件下での試験を行い、所定の機能を発揮することを確認し、品質認定を行うべきものである。

TMI-2号炉の事故の影響は、世界的な規模のものであった。我が国においても、そこから得られた教訓と課題について十分な検討、評価を行った。報告書も2次に渡って公表され、第2次の中で我が国の安全確保対策に反映させるべき事項を上げている。したがって、この事故の重要性を認識して、付録にその概要をのべた。

有機材料に関連するものとして、機器、特に電気機器の部品があり、これらの通常時、及び事故時における信頼性と健全性を確認するための試験研究、品質認定、及び事故時の材料を評価するための基礎データの蓄積が、緊急に要請されていることが、上述の報告書からもうかがうことができる。

謝 辞

本論文の発表に当って前所長重松友道氏に感謝するとともに研究に協力された技術開発課の方々に厚く感謝します。また、第3章のTMI発電所の事故の資料を整理して頂いた技術開発課員中瀬吉昭氏にも心から感謝します。

文 献

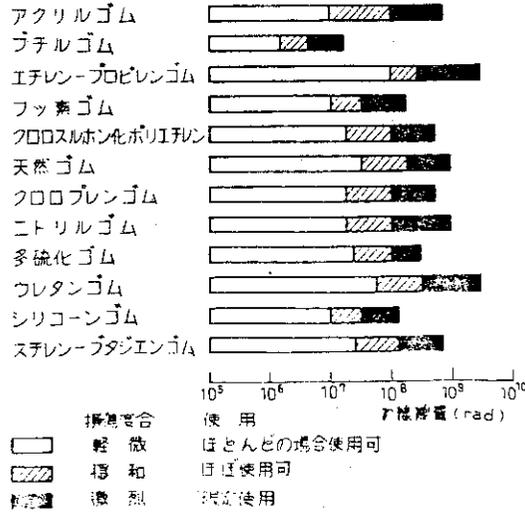
1. a) C. D. Bopp and O. Sisman, "How radiation changes polymer mechanical properties" *Nucleonics*, 13 (1955) 51.
- b) O. Sisman and J. C. Wilson, "Engineering use of damage data" *ibid*, 14 (1956) 58.
2. C. L. Hanks and D. J. Hamman, "Radiation effects design hand book", section 3-Electrical insulating materials and capacitors. NASA CR-1787 (1971)
3. H. Schönbacher and A. Stolarz-lzycka, "Compilation of radiation damage test", part I-Cable insulating materials, CERN 79-04 (1979), Part II-Thermosetting and thermoplastic resins, CERN 79-08 (1979).
4. 栗山, 早川, 中瀬, "高分子絶縁材料の耐放射線性" JAERI-M 6751 (1976)
5. 栗山, "原子力施設における有機材料の耐放射線研究の現状と今後の課題" 原研, №164

(1979-6) p10.

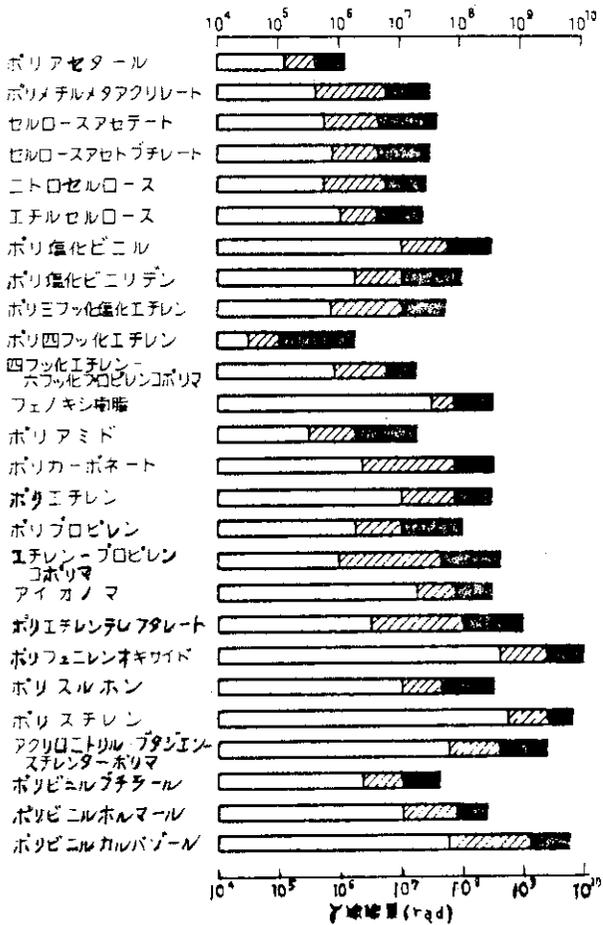
6. a) R.H.Kernohan, R.R.Cottman, C.J.Long, "Radiation effects on insulators for superconducting magnets" ORNL/TM 6193(1978).
7. 電気学会技術報告"基礎編(I部)第74号(1966), 応用編(I部)第79号(1967)"絶縁材料の放射線劣化と耐放射線性試験の現状"(II部)第86号(1979)
8. I.Kuriyama, N.Hayakawa, Y.Nakase, J.Ogura, H.Yagyū, and K.Kasai, "Effect of Dose Rate on Degradation Behavior of Insulating Materials" IEEE Trans. Elect. Insul. EI-14(1979) 272
9. IEEE Standard 323-1974 "IEEE Standard for Qualifying Class 1E Equipment for Nuclear Power Generating Stations" IEEE Inc., New York.
10. IEEE Standard 383-1974 "IEEE Standard for Type Test of Class 1E Electric Cables, Field Splices and Connections for Nuclear Power Generating Stations" IEEE Inc., New York.
11. IEC Pub. 544-1(1977), -2, -3(1979) "Guide for Determining the Effects of Ionizing Radiation on Insulating Materials" Part I : Radiation Interaction, Part II : Procedures for Irradiation, Part III : Test Procedures for Permanent Effects. IEC.Geneve.
12. a) 栗山 "原子力発電所用ケーブル開発の現状" 日本原子力学会誌, 20(1978) 21
b) 早川, "放射線による高分子材料の劣化" 放射線化学 13(1978) 3
13. 早川, 武居, 栗山, "ポリエチレンの分子運動性と照射効果" 電気学会絶縁材料研究会資料 EIM-76-35(1976)
14. 瀬口, 荒川, 依田, 早川, 栗山, "酸素加圧下における絶縁材料高分子の放射線劣化" 電気学会絶縁材料研究会資料 EIM-77-58(1977)
15. F.J.Campbell, "Combined Environments versus Consecutive Exposure for Insulation Life Studies" IEEE Trans. Nucl., NS-11(1964) 123
16. a) K.T.Gillen and R.L.Clough "Occurrence and Implications of Radiation : Dose Rate Effects for Material Aging Studies" submitted at the Third Inter. Meeting on Radn. Proces.(1980 東京)
b) R.L.Clough and K.T.Gillen "Radiation - Thermal Degradation of PE and PVC : Mechanism of Synergism and Dose Rate Effects" submitted at the Third Inter. Meeting on Radn. Proces.(1980 東京)
17. M.Ito, S.Okada, and I.Kuriyama, "Chemical Stress Relaxation of Ethylene-Propylene Copolymer Rubber by Heat and Radiation" Radiation Phys. Chem., 16(1980) 481.
18. A.Charlesby ; 団野皓文等訳「放射線と高分子」 朝倉書店 1960
19. J.A.Naber & N.A.Lurie, "Radiation Qualification of Nuclear Reactor Components", Nuclear Tech. 36(1977) 40.

第1表 原子炉等で使用されている有機材料

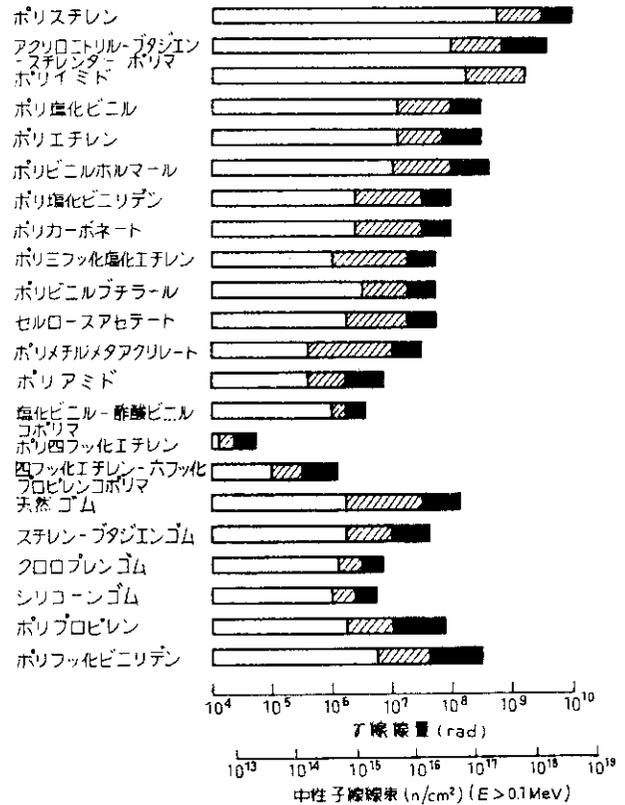
用 途	種 類	使用場所
ケ ー ブ ル	橋かけポリエチレン エチレン-プロピレンゴム シリコンゴム クロロブレンゴム	原 子 炉
コ イ ル 巻 線 (モーターなど)	エポキシ ポリエステル ポリアミドイミド } 系ワニス	原 子 炉 再処理施設
リレー, スイッチ類 コネクター類	フェノール系樹脂 テフロン ポリスチレン	原 子 炉 再処理施設
バルブ, パッキング, 配管など	シリコンゴム ポリエチレン エチレン-プロピレンゴム テフロン ポリビニリデンクロライド	原 子 炉 再処理施設
オイル, グリース(モ ーター, 防振器など)	タービンオイル シリコンオイル	原 子 炉 再処理施設
イオン交換樹脂	ポリエチレン系 ポリスチレン系	原 子 炉 再処理施設
塗 料	エポキシ系	原 子 炉



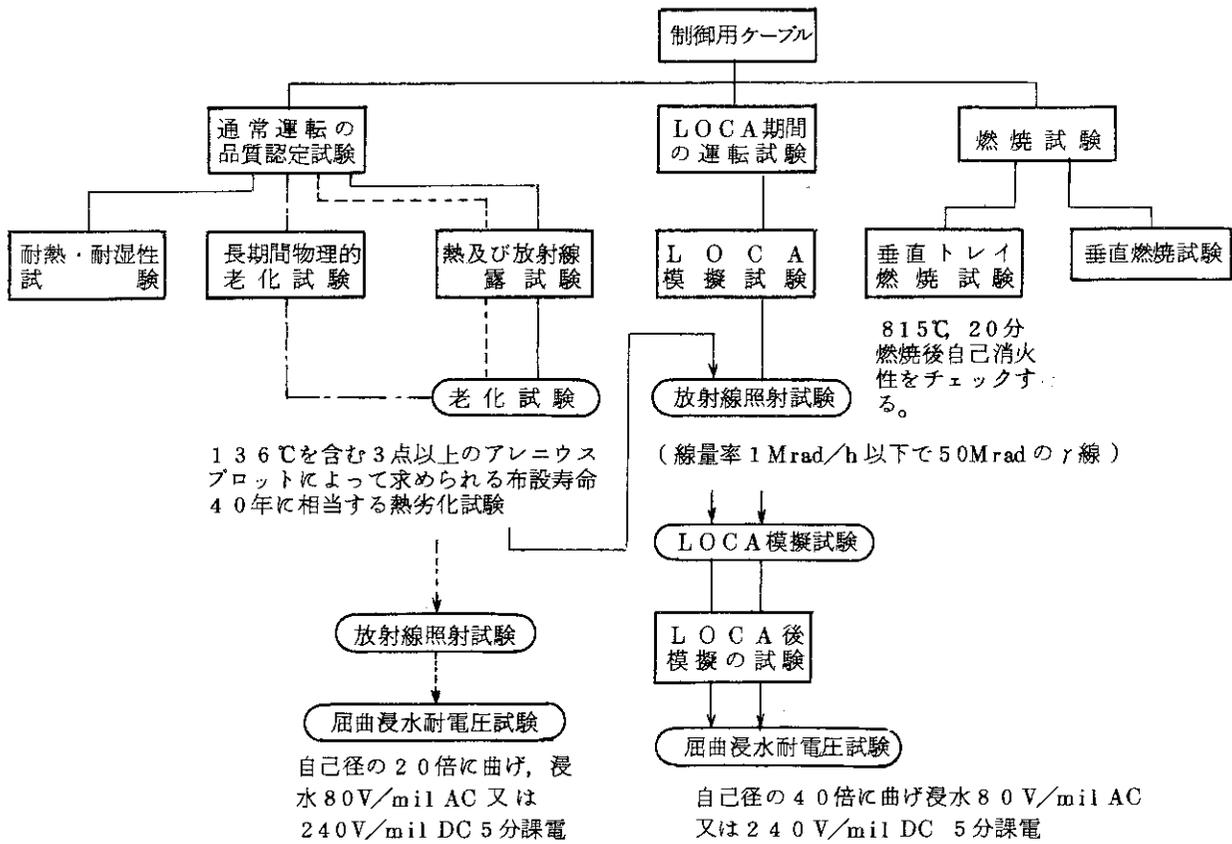
第1図 ゴム材の耐放射線性



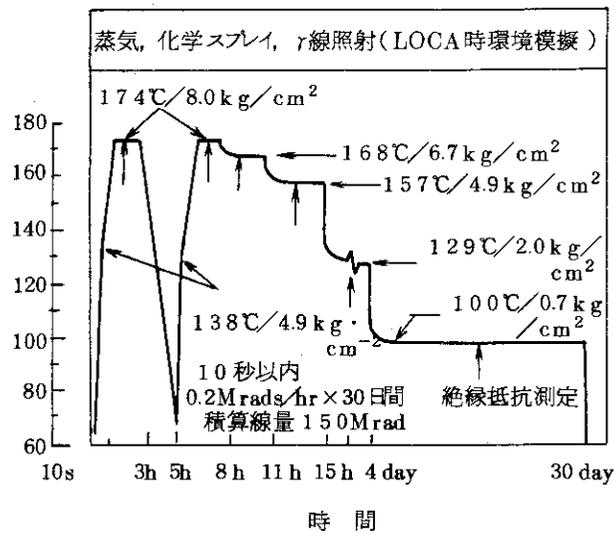
第2図 プラスチックの耐放射線性



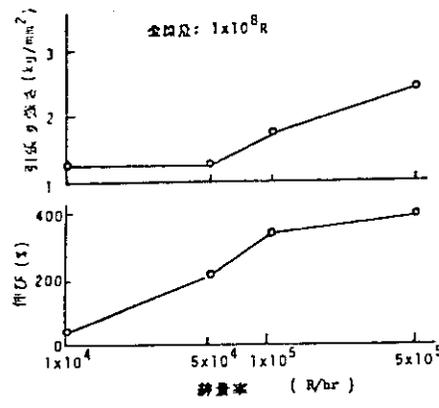
第3図 有機絶縁材料の物理的特性にもとづく耐放射線性



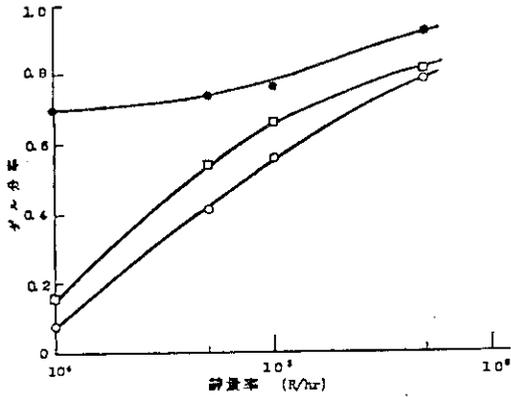
第4図 IEEE std. 323 & 383-1974による制御用ケーブルの耐環境性型式試験プログラム



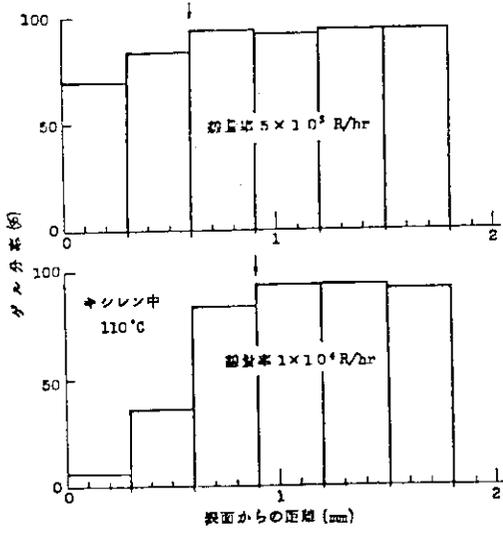
第5図 原子炉用電線ケーブル試験条件の1例



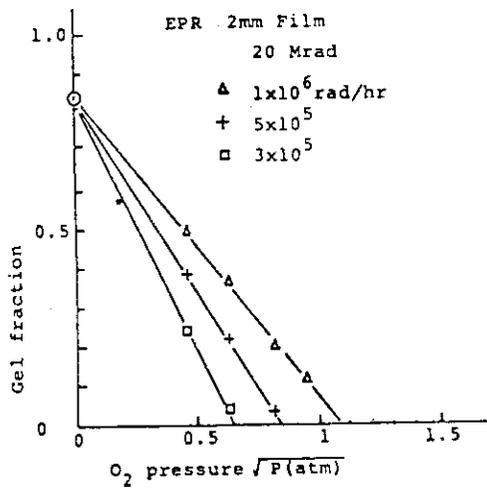
第6図 化学架橋ポリエチレンの実用物性の線量率依存性



○: 1mm, □: 1mm(additive), ●: 5mm
第7図 化学架橋PEのゲル分率に対する線量率および厚さ効果(空气中照射)



第8図 化学架橋ポリエチレン5mm厚試料照射時における厚さ方向のゲル分率の変化 (照射全線量: 1x10⁸R)



第9図 ゲル分率の酸素圧による変化

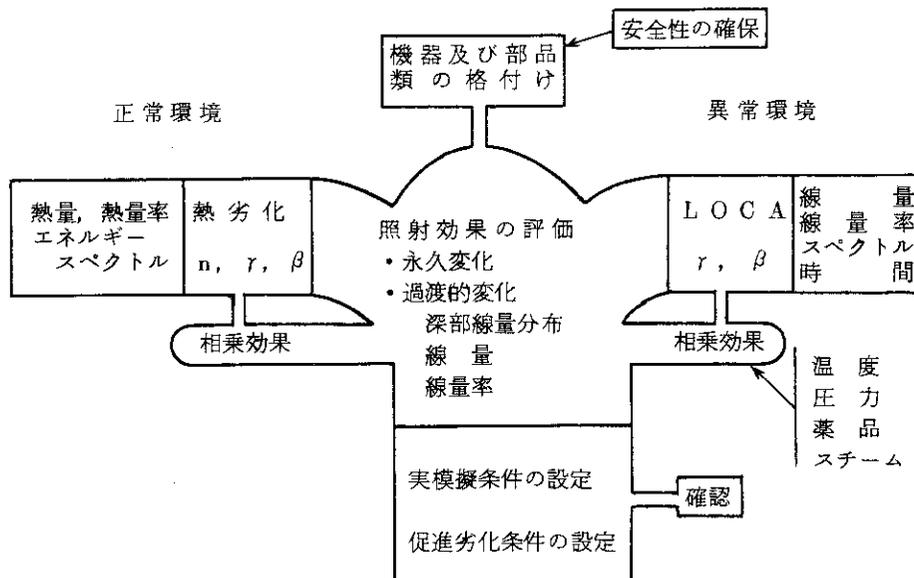
第3表 熱，放射線，水蒸気の複合劣化による実用物性の変化
 (線量： 5×10^7 R, 熱老化：クロロブレンゴム 130℃,
 他の2つは 150℃, 水蒸気：160℃, 10hr)

ゴムの種類			クロロブレンゴム		ケロロスルホン化ポリエチレン			塩素化ポリエチレン			
			A	B	A	B	C	A	B	C	
初期値			引張り強さ(kg/mm ²)	1.99	1.69	1.44	0.84	1.77	1.94	2.16	2.09
			伸び(%)	340	250	350	490	130	470	430	320
シリートズ	熱(3日)→放射線	水蒸気	引張り強さ(kg/mm ²)	—	—	2.19	1.88	—	1.82	1.95	1.80
			伸び(%)	50>	50>	100	70	50>	90	120	100
	放射線→熱(3日)		引張り強さ(kg/mm ²)	—	—	1.36	0.91	—	1.14	1.26	1.37
			伸び(%)	50>	50>	60	50	50>	50	70	80
同時	放射線・熱(100hr)	引張り強さ(kg/mm ²)	—	—	1.20	1.21	—	1.43	1.24	1.56	
		伸び(%)	50>	50>	80	70	50>	70	70	90	

第4表 絶縁材料の熱寿命に及ぼすγ線照射効果

絶縁材料		劣化条件								
		(A) 加熱劣化(未照射)			(B) 放射線照射後の加熱劣化+			(C) 加熱と放射線同時照射++		
エナメル	ワニス	劣化温度(℃)	平均寿命(hr)	線量率(MR/hr)	全線量(MR)	平均寿命(hr)	熱寿命比(%)	全線量(MR)	平均寿命(hr)	熱寿命比(%)
ポリビニルホルマール	なし	180	280	0.5	210	244	87	281	562	200
ポリエステル	油変性フェノール	200	3,163	0.02	125	2,640	84	25	1,263	40
シリコーン	シリコーン	240	353	0.5	125	315	89	236	571	162
ポリテトラフロロエチレン	シリコン	270	10,000	0.02	25	0	0	1.2	60	0.6

+加熱温度は(A)と同じ, ++加熱温度および線量率はそれぞれ(A), (B)と同じ。寿命は室温 1,000V 1sec間耐電圧に合格する時間



第10図 品質認定試験プログラム

第2章 原子力発電所用ケーブル絶縁材料の難燃性試験*

1. はじめに

最近の厳しいエネルギー情勢のもとで原子力発電エネルギーの見直しが行われた結果、原子力発電所建設の促進化と発電炉単基あたりの出力の大容量化が提案された。それにともない原子炉の安全確保システムの一層の拡充が要請され、現在 ECCS, NSRR などの大型試験施設による軽水炉の安全性確認の研究が行われている。このような施設では金属材料のほかにセラミック材も用いられているが、有機高分子材あるいはそれらの複合材料がその可撓性や加工性かつ経済性に優れていることから多量に用いられるようになってきた。とくに工学的安全施設の機能を発揮させるための血管あるいは神経系統である電線ケーブル類の使用量が飛躍的に増大している。

原子力発電用電気機器電線ケーブル類の耐放射線性試験及び難燃性に関しては、1974年4月に IEEE std. 323, 344, 383 等が制定された。すなわち軽水炉の設計基準事故 (DBA) の一つである冷却材喪失事故 (LOCA) が起っても、その影響が限定された範囲 (PCV) 内にとどまるように、一部の電線ケーブル機器類は LOCA 後も正常に機能を発揮することが要求される。また火災が起きても延焼しないことなどの電線ケーブル類機器の性能認定を行うための型式試験法の基準化も行っている。本講では IEEE std. 383.1974 の難燃性試験に関する型式試験についての簡単な内容と問題点や実ケーブルの燃焼試験にふれ、米国で起きた Browns Ferry 原子力発電所のケーブル火災事故を契機とした我が国における燃焼試験の動きやアメリカ NRC の燃焼試験の規制指針の変遷 (最近の Sandia Lab. などにおける研究成果を含めて) について述べる。

2. IEEE std. 383-1974 の難燃性試験とその問題点

この規格は、IEEE std. 323 「原子力発電所用 1E 級ケーブルの現場接続および終端接続の型式試験に関する規格」を補足したものであり、原子力発電所用 1E 級ケーブル類の信頼性の向上と安全性の確保のための性能認定に関する型式試験法を基準化し、とくに多条ケーブル燃焼試験を導入した点で注目に値する。1E 級機器電線ケーブル類が原子炉の通常運転の寿命 (40 年) 末期に格納容器内 DBA-LOCA が起っても十分に当初の要求機能を発揮できること、また火災にあっても延焼しないことなどを確認する型式試験法を規定したものである。格納容器内で使用する 1E 級制御ケーブルを例にとった型式試験のフローチャートを第 1 図に示す¹⁾。燃焼試験は垂直燃焼試験 (単一試料) と垂直トレイ燃焼試験 (多条試料) とから成る。

* 電気学会全国大会 (昭和 53 年 4 月 4 日東京) の“絶縁材料の難燃性と防災”シンポジウムで発表した内容に若干の補筆をしたものである。

ケーブルの燃焼性を評価する試験では、実際の火災時に起きる現象との相関性が問題となるが、規格では従来の単一ケーブル試料による垂直燃焼試験からのみでは多条布設したケーブルの延焼性を推定することは困難であるという考えから多条布設ケーブルの延焼性を評価する垂直トレイ燃焼試験を併用している。

さらに最近では延焼防止のためケーブルトレイ間の分離距離も具体的に定められている。

2.1 垂直トレイ燃焼試験 (Vertical Tray Flame Test)

この試験では周囲の風や温度などの外的要因の影響を排除するため専用の試験室が設置され、ケーブル試料は第2図に示すような金属製ラダートレイ(巾300mm, 深さ76~100mm, 高さ2400mm)にケーブル外径の1.5倍のピッチで取りつけ、トレイの巾の少なくとも半分以上を埋めるように並べる。火源にはリボンタイプのガスバーナを用い、燃料にはプロパンガスを使用する。またガスと空気との混合比はミキサーの入口側圧力(水柱)を夫々 26 ± 3 mm, 43 ± 5 mm とする。このときの炎の温度は約815℃, 熱量は約20,000 kcal/h(約80,000 BTU/h)で、火源は場合によってはOil Soaked Burn lap(油浸麻布)を用いることも認められている。試験中20分間連続してバーナで熱し続け、炎の温度と炎のバーナ位置からの高さを夫々記録する。ケーブル線心と大地間にAC・480Vを課電し、ケーブル試料が絶縁破壊に至るまでの時間を記録する。バーナによる燃焼停止後トレイの全長まで延焼しないで自己消火するケーブルを合格とし、絶縁体およびシースの焼損距離も記録する。一方燃焼中炎がトレイの上端に達したときには、そのケーブルは不合格となる。

2.2 垂直燃焼試験 (Vertical Flame Test)

第3図に示すように絶縁電線を垂直に保持した状態で、20°の角度からブンゼンバーナを近づけ、15秒間燃焼、15秒間休止を5回繰り返えし、その間にクラフト標示旗の25%以上が燃え残り、かつ残炎時間が60秒以内であれば合格とする。

2.3 酸素指数 (Oxygen Index)

ケーブルの完成品のみならず、ケーブル素材の燃焼度を評価する目安として酸素指数法がASTM-D-2863, JIS-K-7201で規格化されている。空気は酸素指数(OI)が21の気体に相当するので、OIが21以下の材料は空气中で燃焼する。例えばポリエチレンのOIは18であり非常に燃え易い。しかし上述の垂直燃焼試験結果とOIとの関連は現状では明白でないが、一般にはOI 23以上のケーブルは垂直燃焼試験に合格するという実験報告はある²⁾。

2.4 問題点

IEEE std. 383では、DBAの一つである火災事故に対し1E級ケーブルが「布設状態で火災を伝播しないこと」とし、型式試験例ではケーブル試料の試験であることを示し計装及び多心ケーブルから取り出した電線(線心)は別の規格による燃焼試験を行うことを規定している。これらの試験法は、ケーブルの難燃性を判別する決定的方法ではなく、種々の問題を含みながらも型式試験に採用されている。プラント内の火災事故例から試験法の改善が今後進め

られるであろう。電気学会絶縁材料放射線試験調査専門委員会（委員長，矢作吉之助）で検討した問題点の要点を次に示す。

- a) 多条ケーブルの垂直トレイ燃焼試験について
 - i) 試料サイズ効果及び試料の配列効果
 - ii) 火源及びそのカロリー量の影響
 - iii) 燃焼試験室の換気等
 - b) 計装ケーブル及び多心ケーブルより取り出した電線（線心）の垂直燃焼試験におけるサイズ効果の検討
 - c) ケーブル燃焼時の煙量と副成するガスの有毒性及び腐食性の検討
- などが項目としてあげられている。

3. 実ケーブルの難燃性試験結果

上述の IEEE std. 383 の燃焼試験に合格するには、例えば制御及び低電圧ケーブルについては、ケーブル用素材自身が難燃性であることとケーブル構造から難燃化を考慮することが問題解決の一手段とみられる。前者では、絶縁体、介在物、テープ類及びレースの難燃化が、後者では、絶縁体を複合化して難燃化、抑え巻きに金属または難燃化布テープを用いるとか、あるいはシース内部を炎から守る薬剤を入れるなど種々の工夫が考えられる。電線ケーブル素材を難燃化するため難燃性ポリマー材料と難燃剤（Alumina-trihydrate, Halogen/Antimony, Phosphate Ester など）との相互関係を物理化学的に検討した結果が S. K. Braunman らにより報告³⁾されているが、これらケーブル類の放射線場での使用に関しては全くふれていない。格納容器内で使用する 1 E 級ケーブルに対しては、安全性及び信頼性を確保する点から LOCA 環境模擬試験においても十分な特性を保持することが要求される。Schönbacher や Van de Voorde らの研究⁴⁾によれば、 5×10^8 rad まで γ 線照射した絶縁素材の 0 I が若干増加する（第 4 図）。一般的には耐放射線性と難燃性の付与は必ずしも両立せず、難燃性の向上を狙って難燃剤を加えると耐放射線性（実用物性の評価から）が低下する場合が多い（第 1 表）⁵⁾。また難燃剤に塩素系化合物を用いる場合、放射線場で使用するときには放射線照射で脱離する塩素ガスを捕獲するための添加剤を加えるが、これは LOCA 環境にさらすと加水分解反応を起こし、ケーブルは膨潤破壊などのクラックを生ずる⁶⁾。このような難点を克服して開発された製品（一例）の燃焼試験の結果を第 2 表に示す¹⁾。従来品に比べ十分余裕をもつ燃焼成績が得られている。また短絡発生時間も従来品の 1～3 分が 5～9 分に延長できている。燃焼状況の一例は図 5 に示すように、炎の高さでもその差は明確である。また着火後 20 分後の燃焼状況は写真 1 に示すように従来品は自己消火性ではないことがわかる。

4. 原子力発電所用ケーブルの火災事故対策

1974.3.22 の米国 Browns Ferry 原子力発電所（公称 220 万 kW, BWR）における電線ケーブルを介しての火災延焼による原子炉運転の一時休止（1976.9 まで、18 ヶ月後

再開)の状況から、NRCはRegulatory Guide 1.120(1976.6)を示し、原子力発電所の火災防止に対し次のような方針を出した。

- a) 発電所内における可燃材料の質と量に制限を設ける。
 - b) 必要場所で使用するケーブル材には、延焼防止のため難燃化塗料を塗る。
 - c) ウェルダ等々の着火源など十分な管理を行う。
- 36項目の改善措置を勧告し、ケーブル類の信頼性と安全性の確保につとめてきた。

4.1 我が国の難燃性試験の動き

通産省令第122号の電気事業法第48条第12項の規定にもとづき、「発電所用原子力設備に関する技術基準を定める省令」の第4条2(火災による損傷防止)第4項に「ケーブル、原子炉制御室、その他原子力炉の付属設備で火災の発生、延焼等の影響をうけるおそれのあるものについては、必要に応じて不燃材料又は耐熱材料を使用しなければならない。」と改めた(50, 12, 23官報告示)*。また原子力委員会は52.6に「発電用軽水炉原子炉施設に関する安全設計指針Ⅳ 原子炉施設全般の指針6火災に対する設計上の考慮」で、「安全上重要な構築物、系統及び機器は、適切な配置、防火壁の設置をする等、火災に対する防護上の配慮がなされるとともに、これらは実用上可能な限り不燃性又は難燃性材料を使用する設計であること。また、これらの構築物、系統及び機器に対して適切な火災検出装置及び消火装置を設置し、これらの装置の破損又は不測の作動があっても、構築物、系統及び機器はそれらの安全機能を失うことのない設計であること」と述べている。しかし既設の原子力発電所内のケーブル類を全面的に不燃又は耐熱材料等のケーブルに取替えることは困難であることから、ケーブルの延焼を起こし易い立上りの垂直部分などを難燃塗料で塗布し火災による延焼を防止することが便宜的に行われている。

東電、関電をはじめとする各原子力発電所では、ケーブル等の難燃性試験はJIS-C-3005の垂直燃焼試験に合格することは勿論、ケーブル素材の0I測定から難燃性を確かめ、かつ燃焼時に発生する煙量を材料1g当り100mg以下にすることを規定するなど厳しい内容に変化しており、電力、制御、計装及び特殊の各ケーブルの用途に応じて、また普通、高温、放射線、ドライウェルなどの各領域の使用域に対応して、シース・絶縁体の材質、ケーブル構造などを定めている。さらにBrowns Ferry発電所のケーブル火災を契機とし、火災事故対策面からケーブル仕様の見直しを行い、規格規準のあり方の検討、IEEE規格、NRC Regulatory Guide、またこれを補足するRegulatory Guide Reviewの内容の再チェックを実施するとともに、

- a) 消火設備の完備(可燃物のカロリー解析を行い、それに応じてスプリンクラー、消火器の配置等を検討する)。
- b) 機器配置の見直し
- c) シース・絶縁体及び貫通部分のつめ物などを含めてケーブル材料の見直しなどの検討を行っている。

* 運用では、難燃材料の使用を除くものではないとしている(通産省解説51.3.17)

4.2 NRCの防火基準に対する動き

米国NRCはBrowns Ferry原子力発電所のケーブル火災事故の教訓にもとづき、原子力施設の防火基準に対する技術的データに裏づけられた改善勧告を行うための作業委員会を組織した。そこでは先づNUREG-0050“Recommendations Related to Browns Ferry Fire”を、ついでAppendix A, 10 CFR Part 50で原子力発電所の設計基準としての火災予防指針を発表し、機器の配置、材料の選択、火災の検知及び消火系統の拡充及び見直しを勧告した。さらに防火対策からBranch Technical Position APCS B 9.5-1, Appendix A to BTP 9.5-1及びRegulatory Guide 1.120の三つの保護基準を公表した。前二者は建設中または既設の原子力施設の防火基準を、後者は将来建設予定の原子力施設に関する防火指針を示している。またNUREG-0050の勧告にもとづいて軽水炉型原子力発電所の火災予防と管理に関する設計規格と規制指針の適合性を確認する技術的検討データを提供するため、NRCのMr. R. Feit (プロジェクトマネジャー)のもとで、ケーブル材のLOCA環境模擬試験に関する放射線、熱及び水蒸気などの環境因子の相乗効果の影響や加速劣化試験法の開発(数学的モデルによる表現など)などの研究計画を作成した。これと平行して、ケーブル火災対策として従来施行してきた一連の規格や規制指針の妥当性を確認することも検討し始めた。すなわち、

- a) ケーブルトレイ間の延焼防止を目的としたケーブルトレイの分離基準の妥当性を確認するため、過電流着火法で実規模ケーブルで燃焼試験を行う。
- b) 同様にケーブルをバーナー着火法による燃焼の小規模実験を行う。
- c) 解析モデルによる実測データの分析を行う。

などの総合研究計画を作成し、Sandia Lab.やUnder-writers Lab.などに依頼して、1975年以来試験が進められてきた。その成果の一部が今年のNRC第5回軽水炉安全情報会議(メリランド州 Gaithersburg 1978.11.7~11)で発表された。

以下にSandia Lab.のL. J. Klamerusの発表⁷⁾した原子力施設の一般区域におけるケーブルの分離基準を実証するための実規模試験の大きな結果を紹介する。

この燃焼試験は、第6図及び写真2に示すようにラダートレイを配置し、火源として電氣的着火(過電流による)とバーナーによる着火の二種類を用いて実施し、トレイは多重系安全設備に供給するケーブル布設を模擬して二系列に区分している。第一系列は、点火トレイを含む14ケのトレイを垂直方向25cm、水平方向20cmの距離をおいて7段2列に配置し、他の系列は第一系列の上部に垂直方向152cm 1トレイ、水平方向91cm 1トレイを夫々分離配置した。ここで使用したケーブルはすべてIEEE-std. 383の認定品である。

電氣的着火では過電流を流し、点火トレイ全域が燃焼するようにする。またバーナー着火方式でも同様に点火トレイ全域が燃焼するように二ケのバーナーを用い、点火トレイの炎の温度が815℃を保つが、炎の高さが最長に、また燃焼時間が最大となるようにバーナーの発熱量、点火時間、布設ケーブルの種類及びその間隙を設定した。電氣的着火での燃焼試験では、点火トレイを含む1段7列(1N~7N)に対して他の1段7列(1S~7S)及び他の系列の8N, 8S, 9Sトレイには全く異常がみられなかった。一方、バーナー着火では、トレイ9Sの損傷はなく、トレイ1~3Sの機能を失わなかったが、4S~8S, 8Nは燃焼した。火災の拡大

してゆく様相を各ケーブルトレイが最大温度に到達した時間で示すと、次のようになる。

ケーブルトレイ 1 N :	バーナ消化後	5 min
" 2 N :	"	14 min
" 3 N :	"	13 min
" 4 N :	"	23 min
" 5 N :	"	35 ~ 45 min
" 6 N :	"	38 min
" 7 N :	"	75 min
" 8 N :	"	35 min
天井		32 min

8 Nと8 Sはバーナ消火35分後にアルミニウム製のトレイ・サポートの熔融により落下している。しかしそれ以前に室の天井温度がケーブル絶縁物の着火温度(850~900℃)を超えていることから8 Nと8 Sトレイ内のケーブルが燃焼したのは落下以前であったと推定できる。(写真3)。またトレイの下部にコンジット配線を模擬して第6図のように配線したが、下から三段目以上のコンジット内のケーブルは全て短絡していた。

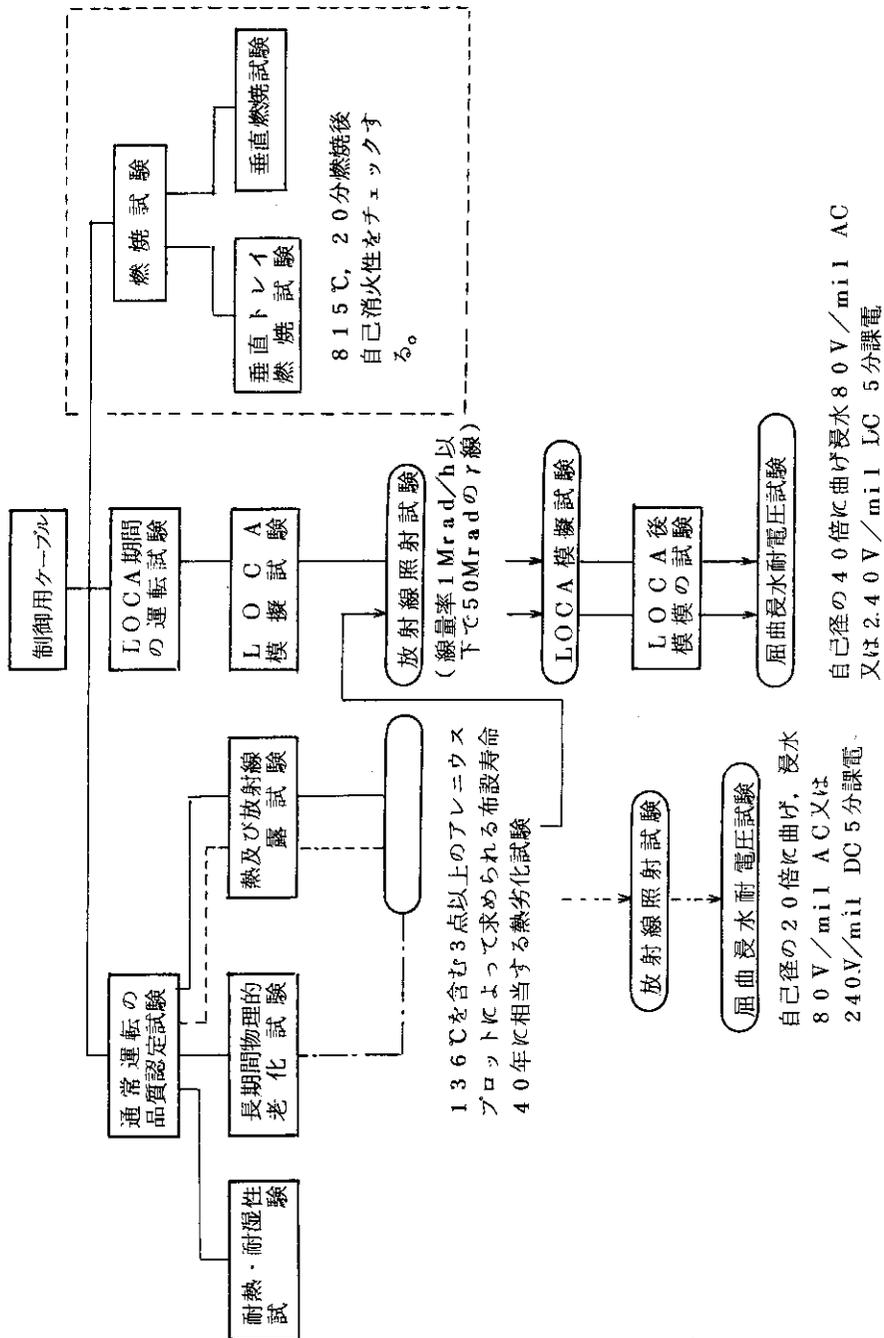
このようにバーナ着火の方が、火源(点火トレイ)の炎の大きさが大きくかつ炎の持続時間が長いことに起因して電気着火に比較してケーブルの燃焼状況がひどくなる。バーナ着火による熱流束を電気着火と同等であると火災伝播は、しきい値に近い点で発生したものと考えられる。一方の電気着火では、このしきい値をわずかに低い点で起こり火災の伝播がなかったともいえる。

このようなトレイ配置でかつ火源を厳しくした場合には、IEEE std. 383 認定のケーブルを使用して、かつIEEE std. 384(及びR.G. 1.75)の分離距離を満足していても、ケーブルトレイ間に火災が伝播する可能性があることを示したもので、今後の原子力施設的设计及びケーブルトレイ配置に関して貴重な示唆を与えたことは確かである。

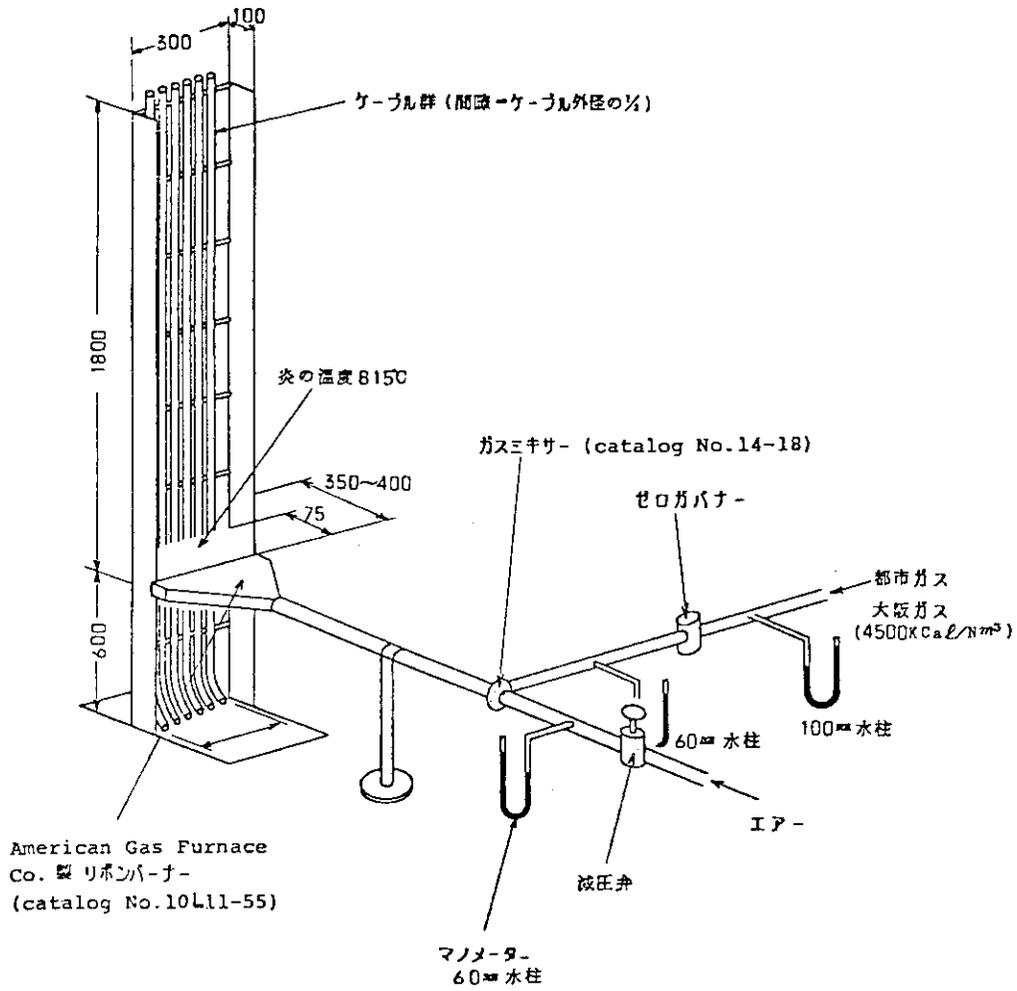
参 考 文 献

1. 栗山, 長谷川, 小椋, 大西, 木村, 「原子力発電所用ケーブルの開発」日立評論, 58 (1976) 76
2. 小田, 林, 長田, 宮崎, 「ケーブル実線路模擬燃焼試験について」古河電工時報 62 (1977) 45
3. S.K. Brauman 「Phosphorus Fire Retardance in Polymers, I. General Mode of Action」, J. Fire Retard. Chem, 4 (1977) 18
4. H. Schönbacher and M.H. Van de Voorde 「Radiation and Fire Resistance of Cable - Insulating Materials Used in Accelerator Engineering」 CERN 75-3 (1975)
6. 小田, 内田, 藤村, 大屋, 高木, 「原子力発電所用ケーブルの耐環境性試験, FAPIG 84 (1977) 24

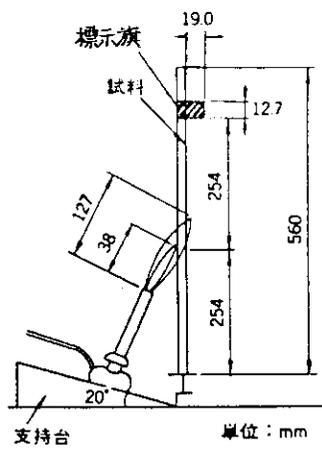
6. 栗山, 「原子力発電所用ケーブル開発の現状」日本原子力学会誌 20(1978) 21
7. L. J. Klamerus, 「Cable Tray Fire Test」 SAND 77-1125 e(1977),
of SAND 77-1424(1977)



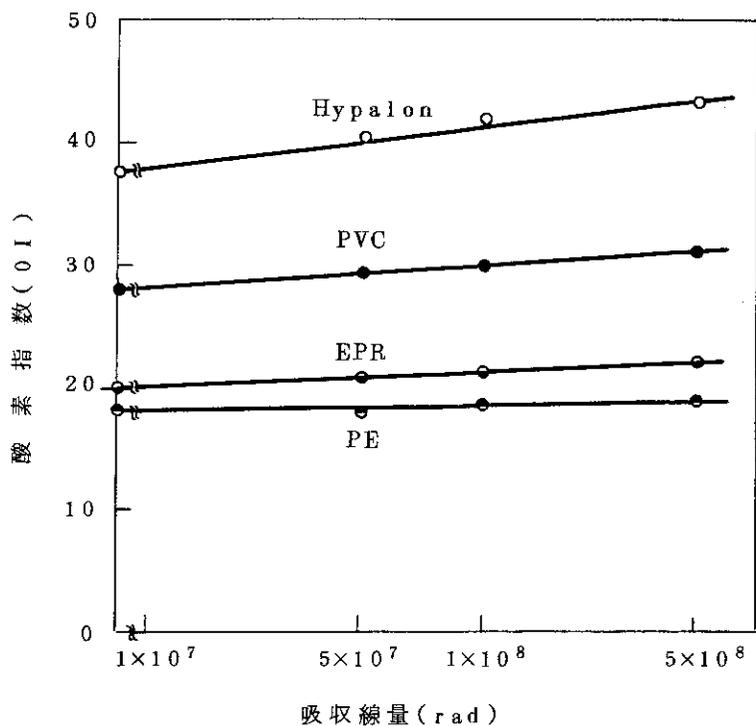
第1図 IEEE std. 383-1974による型式試験フローチャート



第2図 IEEE std. 383-1974による垂直トレイ燃焼装置



第3図 垂直燃焼装置



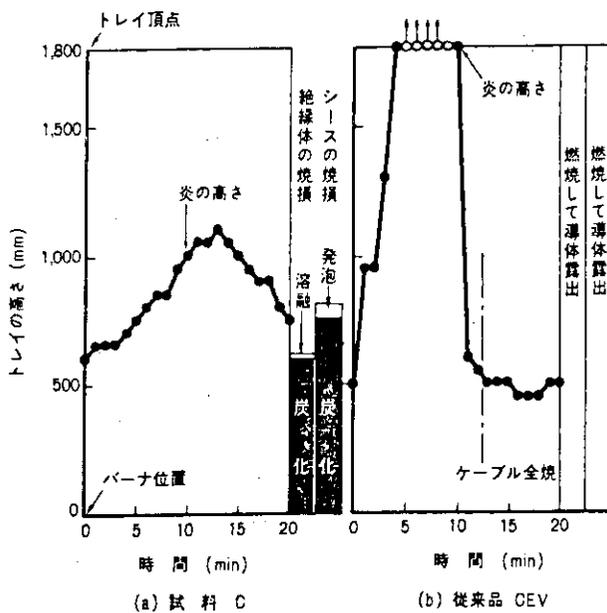
第4図 照射にともなう酸素指数の変化

第1表 EPRに対する難燃剤添加効果

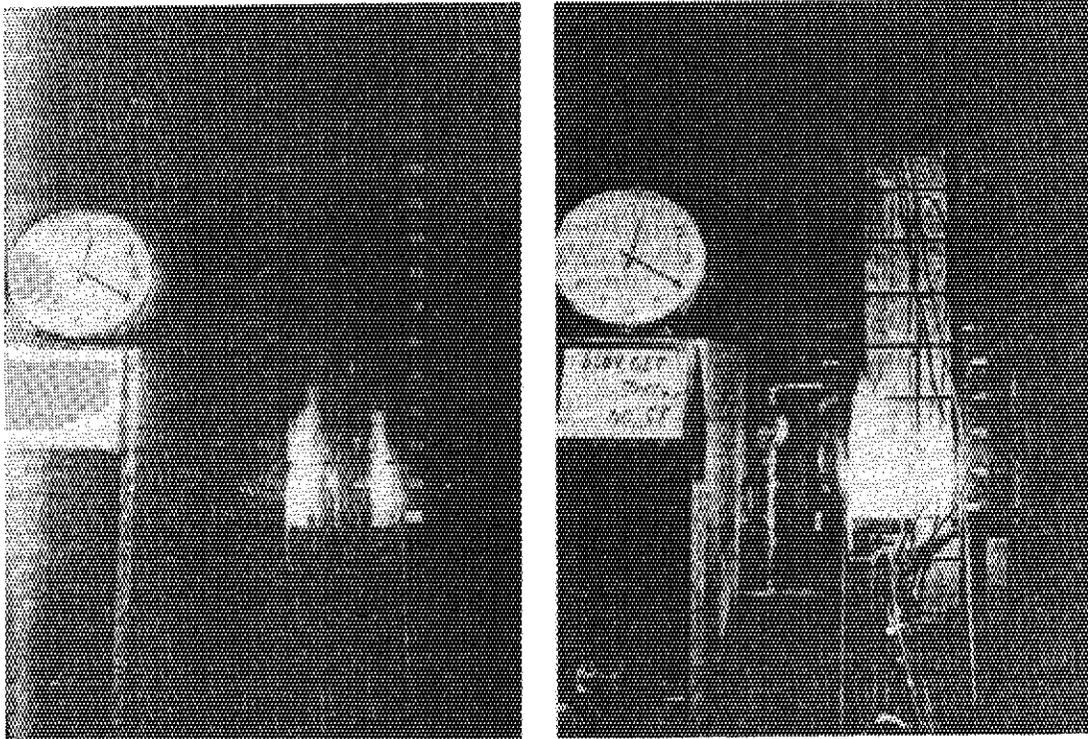
難燃剤	照射線量 (Mrad)	引張り強さ (kg/cm ²)	伸び (%)	体積固有抵抗 (Ω-cm)
無 0 I : 19	0	1.06	760	3.8 × 10 ¹⁵
	10	1.00	672	6.4 × "
	50	0.60	574	6.1 × "
	100	0.47	460	5.8 × "
	500	0.55	40	1.4 × "
有 0 I : 28	0	0.87	730	8.1 × 10 ¹⁴
	10	0.84	590	9.6 × "
	50	0.66	515	9.5 × "
	100	0.37	350	8.8 × "
	500	0.35	30	5.8 × "

第2表 ケーブルの燃焼試験結果，供試試料：架橋型難燃性ポリオレフィン
シース：架橋型ハロゲン化ポリマー（A，B，C）

ケーブル試料			垂直トレイ燃焼試験				垂直燃焼試験	
分類	品名	サイズ	起燃発生時間 (min, s)	焼損距離(mm)		燃焼継続時間 (min, s)	判定	判定
				絶縁体	シース			
供試試料	A	7×3.5mm ²	5'36"~6'20"	610	680	0'00"	合格	合格
	B	"	7'10"~9'19"	550	620	"	"	"
	C	"	7'01"~7'42"	620	810	"	"	"
従来品	CEV	"	2'04"~2'12"	全長(1,800)	全長(1,800)	—	不合格	不合格
	CVV	3×2mm ²	1'51"~2'26"	"	"	—	"	合格
	GEE	"	1'45"~1'57"	"	"	—	"	不合格
	CCV	"	2'33"~3'33"	"	"	—	"	"



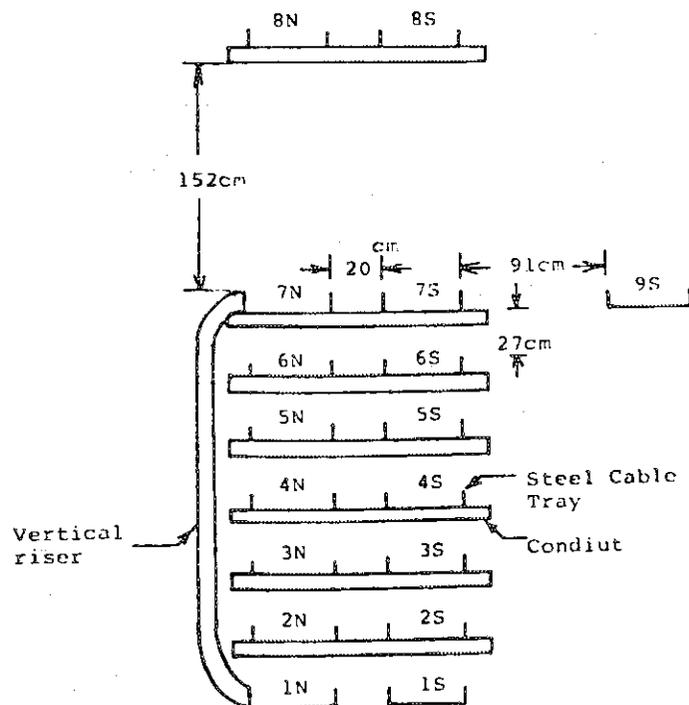
第5図 燃焼状況の比較 1，炎の高さ等



(a) 試料 C

(b) 従来品CEV

写真1 燃焼状況の比較 2, 燃焼終了(20分後)の外観



第6図 試験用ケーブルトレイの配置図

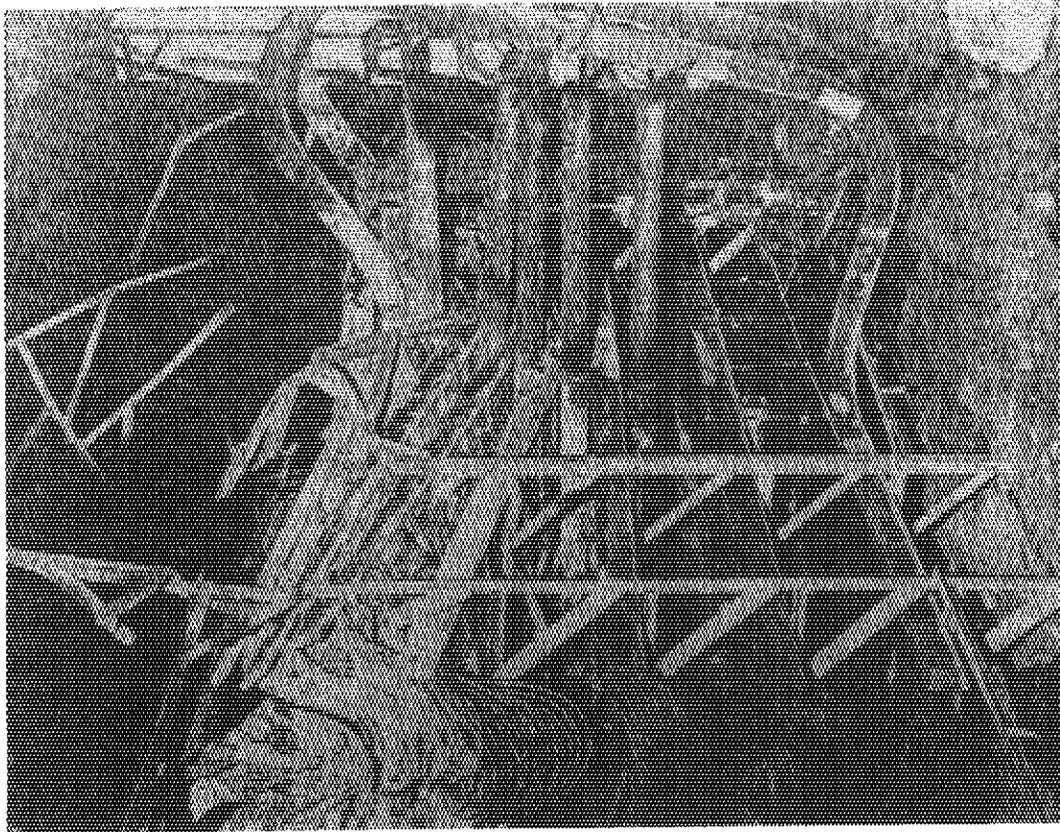


写真3 燃焼試験後のケーブルトレイの状況

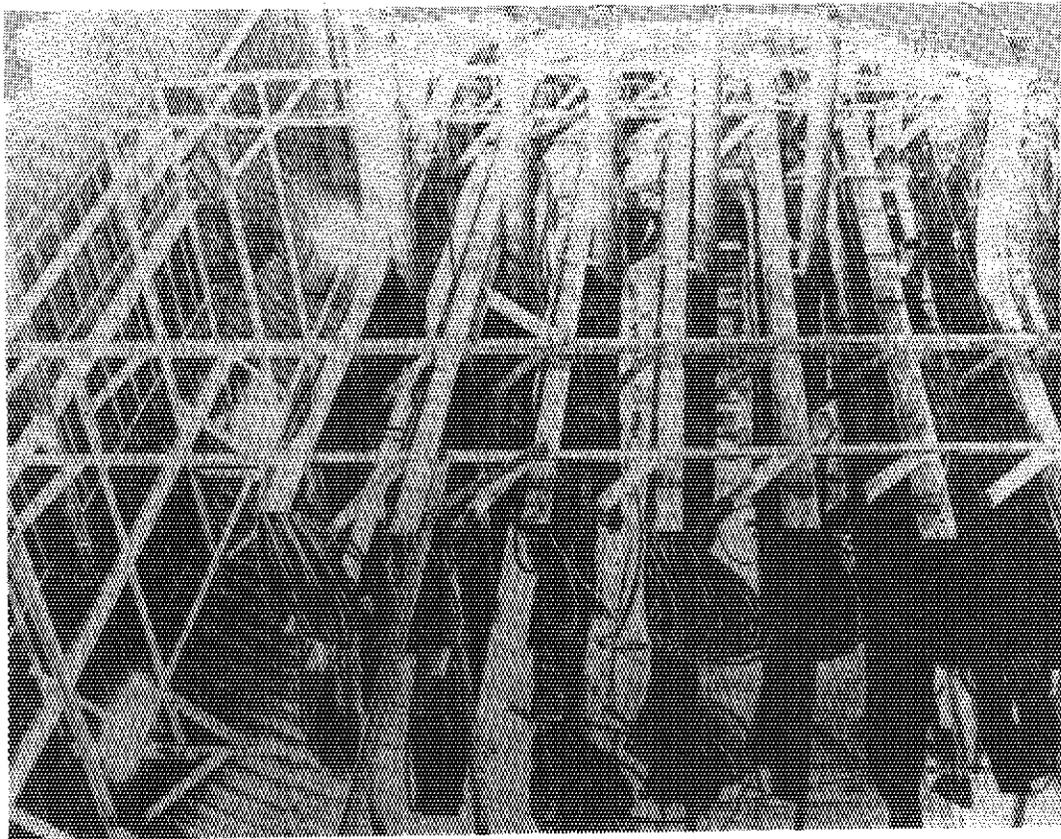


写真2 ケーブルトレイ及びびケーブルの配置状況（試験前）

第3章 Three Miles Island 原子力発電所の事故

1. はじめに

Three Miles Island 原子力発電所において、蒸気発生器への主給水ポンプが停止した。ここで補助給水ポンプが起動したが、系路の弁が閉じていたため、実際には給水されず、蒸気発生器はドライアウトするに至った(1979年3月28日)。同発電所は、2基の原子炉(1,2号炉ともPWRであり、95.9万kWの容量である)が稼動していた。問題を起した2号炉は97%出力の運転中であり、1978年3月末に臨界に達したものである。

蒸気発生器で熱除去ができなため、原子炉の圧力が上昇し、加圧器の逃し弁が開くとともに、原子炉は緊急停止した。炉停止とともに圧力は減少したが、加圧器逃し弁が閉じないため、一次冷却材は加圧器ドレンタンクをあふれ、格納容器内に流出するにいたり、small LOCAの様子を示すに至った。高圧注水系(HPI)が起動して注水を開始したが、加圧器の水位の急上昇のため注水を止めた。そこで、炉内の冷却材は不十分となり、炉心の一部が水面上に露出し、LOCAの性格を強く帯びることとなった。燃料棒の被覆材が過熱により破損し放射性物質の放出が起ったり、ジルニウム-水反応による水素の発生を生じたと推定される。その後、一次冷却材の注入によって炉心の除熱に成功し、炉内の水素、不活性ガスを取除く作業も開始された。

現在は、炉内、及び格納容器内の温度、圧力、放射能等の監視を続け、修復作業に取りかかるべく待機している状態である。

今まで、LOCAは仮想事故として、起り得ないものとみなされていたが、今回の事故の教訓として、主蒸気配管のギロチン破断は起り得ないと考えられるものの、冷却材の喪失により、燃料棒の破損にまで至ることが現実に起ったのである。

格納容器内の環境は、仮想事故LOCAほど厳しいものではないため、現状のLOCA模擬環境試験に影響を与えるものではないが、計測制御、運転員の訓練等に対し改善、勧告等が出された。我が国においては、原子力安全委員会は「我が国の安全確保対策に反映させるべき事項」を検討した。また、これらは安全規制、安全審査に取り入れられることになった。

ここでは、これらの背景である事故について簡単に紹介する。

2. TMI-2号炉の概要

TMI-2号炉は貫流型蒸気発生器の採用や総合制御系を採用して、タービンに過熱蒸気を供給し、負荷追従性が良い。また、蒸気発生器の位置が他のPWRに比べて低くなっている。概略を第1図に示す。

本体炉心の下部から上方に流れて加熱された一次冷却材は一次冷却系配管(ホットレグ)を通して、蒸気発生器に上方から入り、内部の細管を下方に流れる間に胴側の二次冷却材を加勢

する。一次冷却材は蒸気発生器を出た後、一次冷却材ポンプにより再び一次冷却系配管（コールドレグ）を通して炉心の下部に入り循環する。蒸気発生器内で加熱された二次冷却材は加熱蒸気となって、タービンに至る。タービンを回転させて仕事を終った二次冷却材は復水器で水にもどされ、復水ポンプ、脱塩系配管、給水加熱器、及び主給水ポンプを通して蒸気発生器の下部に入る。

炉内の圧力制御は、ホットレグから分岐した配管とつながれた加圧器によって行われる。加圧器には逃し弁と安全弁がついて、炉内圧力が所定の設定値を超えた場合に開いて蒸気を加圧器ドレンタンクに放出して圧力を低下させる。

一方、プラントの制御は、総合制御系方式によって行われ、運転中は二次冷却材圧力や、一次冷却材平均温度は一定に保たれるようになっている。総合制御とは、負荷変動に応じて出力制御を行うとともに、タービントリップや給水の喪失等二次冷却材側で予想される過渡変化に際して、あらかじめプログラムしておき、原子炉のスクラムをすることなく、短期間の過渡変化を乗り切って運転が続行できるように設計したものである。

3. 事故の状況

原子炉出力97%で、総合制御系（ICS）で自動運転中であつた。タービン建屋で復水脱塩装置での使用済樹脂を再生系へ純水により移送していたが、このとき配管の詰まりが起つた。このため移送水圧が所内空気圧より高くなり、空気系に水が流入し、各種の弁を通して復水脱塩装置隔離弁の制御系に入り、これらの弁を閉じてしまった。すなわち、復水脱塩系配管関係の出入口弁が閉になった。復水ポンプのトリップが起り、その1秒後（3月28日4:00:37 am）に主給水ポンプトリップが起つた。ほとんど同時に主タービントリップが起つた。ここで、蒸気発生器への二次冷却材の供給が停止された（事故発生）。

この事故が発生する前より、加圧器逃し弁又は安全弁(4)から蒸気が漏れていたこと（ $1.4 \text{ m}^3/\text{h}$ ）が後で判明した。この場合、加圧器逃し弁出口配管温度が設定値（ 54°C ）以上になっていた（ 82°C ）にもかかわらず、その対策（元弁をしめるなど）をしていなかったことが事故を大きくした遠因と考えられる。

補助給水系が稼動したにもかかわらず、配管系の弁が閉であったため蒸気発生器への注水は行われなかったため、蒸気発生器はドライアウトした。この場合でも原子炉は運転中であつたが、一次冷却材の除熱が行われなかったため、炉内の圧力が設定値（ $158 \text{ kg/cm}^2 \text{ G}$ ）に達したため、加圧器逃し弁が開になった。しかし、さらに炉内圧力が設定値（ $165 \text{ kg/cm}^2 \text{ G}$ ）より高くなった（ $172 \text{ kg/cm}^2 \text{ G}$ ）ため、原子炉トリップが起つた（4:00:45 am - 事故発生後8秒後）。

炉停止とともに、炉圧力は低下して加圧器逃し弁が閉じる圧力（ $155 \text{ kg/cm}^2 \text{ G}$ ）に達したが弁は閉じなかった。したがって、一次冷却水の流出が続き一次冷却系の圧力は低下した。この圧力低下（ $112 \text{ kg/cm}^2 \text{ G}$ ）により高圧注入系が作動した（2分後）。しかし、加圧器水位が上昇して満水状態になっていることを計装が示した（6分後）ため、ポンプの運転は手動で間欠的に行つた。この間にも、圧力逃し弁からもれた一次冷却水は加圧器逃しタンク（クエ

ンチタンク)に流入し、破れていたラプチャデスクを通して、格納容器内に流れ出た(2時間20分後まで)。

炉内では、一次冷却水が不足し、蒸気泡が生じ冷却材ポンプが振動したため運転を停止したため運転を停止した。この結果、炉心上部が蒸気中に露出し、温度が上昇して燃料棒の損傷が起った。燃料棒中の放射性物質、及びジルコニウム-水反応により生成した水素が、炉内にたまるとともに、一次冷却材中に放出され、さらに格納容器内に出て来た。これは冷却材喪失事故(LOCA)である。

一次冷却材ポンプを再運転することができ、炉心の冷却が順調になった(16時間後)。

この間に、排気モニターの指示値の上昇(18分ごろ)、炉内熱電対指示のスケールオーバー(32分ごろ)、原子炉冷却系の放射能増加(1時間30分ごろ)-燃料棒の破損を意味する-などがあった。

放射線に関しては、抽出系サンプルラインで600 R/h(3時間ごろ)、格納容器ドームモニターで300 R/h(3時間ごろ)、使用済燃料プール浄化用樹脂区域で約1,000 R/h(3.5時間)、ドームモニター1,000 R/h、冷却材サンプルは、ピンから15 cmのところまで200 R/hを示し、その中にヨウ素、キセノン、ルビジウム、クリプトンが含まれていた(5時間)。ドームモニター6,000 R/h(5時間)、原子炉補助建屋設備ハッチ内側20~25 cmのところまで1,000 R/hであった(8時間)。また、レットダウン系充填フィルター内室で1,000 R/h以上(29時間、3月28日8:30~11:30)、冷却材サンプルのピンの表面で1,000 R/h以上、30 cm はなれて400 R/hを測定した(3月29日16:15)、この後、2時間45分後には表面線量率が4 R/hになっていた。このサンプルにはヨウ素131が最も多く $1.3 \times 10^4 \mu\text{Ci}/\text{cc}$ を示した(3月30日9:00~13:00)。

4. 事故に対する対応

事故後、原子炉は安全に冷却されているが、長時間にわたるため、臨界防止、自然循環による冷却の確立とその代替策が検討された。燃料棒の破損があると考えられることから、冷却材中のボロン濃度を増大する措置がとられた。自然循環冷却方式の確認、代替となる冷却方式に必要な設備の改造を行った。

炉心損傷については、予備的な情報、安全解析の報告書から、燃料温度は、露出部で2,000℃以上に達した部分があること、ジルコニウム-水反応による水素が、約3,800 Ncm³発生したこと、炉心露出が2~3回起りジルカロイの約40%が酸格したことが推定されている。

その他、事故を拡大させた主要因の一つに運転員の判断、操作上の問題点があったことから、運転及び運転員の訓練等に関する考察を行い、運転訓練プログラムの改善の提案、人間工学的配慮の上に立った計装の開発、採用が示唆された。放射性物質を放出したことについて、作業従事者の被曝、周辺環境への影響等を評価し、前者については、最高の被曝は、一次冷却水サンプル採取作業者の4.115 mrem(3月29日、16:15)であるが、許容限度を越えるものではないことを示した。また、環境モニタリング、環境試料の測定等から、公衆の健康への影

響が無視できる程度であることなどが示された。

さらに緊急時の措置として、事故解析に基づくNRCの判断とペンシルバニア州への示唆に基づき、州知事が住民の退避勧告を行った。結果的には、被曝線量が許容値を越えるものではなかったため、退避の必要がなかったが、住民の退避自体は大きな混乱もなく行われた。

米国NRCは、事故対応センターを設置し、情報の入手、処理、広報活動などに役立てるとともに、技術的支援を行うため技術職員又は専門家を動員した。この事故に関連して、他の軽水炉に対して即座にとるべき措置を通達命令として指示し、実施させている。また、事故から教訓を抽出する検討グループは、事故の経過の詳細や、原因の全般的考察を公表し、一方では、長期的対策に関する勧告項目の検討を進めている。これらのことを通してNRCの機能も更に向上されるものと思われる。

4月9日に避難勧告を解除し、翌日より学校を再開した。

5. 我が国の対応

原子力安全委員会は、米国原子力発電所事故調査特別委員会を結成し、米国に2回にわたり調査団を派遣し、今回の事故の経過等を詳細に検討した。第1次報告書（昭和54年5月）及び第2次報告書（同年9月）を公表するとともに、わが国のPWRを主とした安全管理体制の再点検、ECCS機能の解析等を行った。この事故の経験、及びその教訓を安全性の向上に反映させていくために、基準審査関係、設計関係、運転管理関係、防災関係、安全研究関係に区分して、今後のわが国の安全確保対策に反映させるべき事項を抽出した。

基準関係では、安全設計審査指針、及び関連技術基準に関して、①安全上重要な系統及び機器の役割を検討し重要度に応じて、より明確に区分する必要があること、②異常時においても原子炉計測制御及びプロセス計測制御系の信頼性が総合的に確保し得ることの確認の必要性、③事故時に必要とされる系統及び機器（特に、長期冷却システム）の運転が困難とならないように必要な措置を検討しておく必要性、④緊急時に、敷地内の制御室以外に中央司令所を設置し得ること、⑤水素濃度制御方策のあり方について検討する必要性、⑥事故時に制御室に出入りする必要があるが、各種機能の維持等の確認が必要であること、を指摘した。

安全評価審査指針に関して、(イ)安全評価上ヒューマン・クレジット(Human Credit)の考え方、単一故障を想定すればよいか、又は故障の重畳について想定すべきか等を検討すること、(ロ)運転時の異常事象を過渡変化及び事故の解析条件に加えるべきか否かを検討する。ECCS安全評価指針に関しては、評価モデルの検討の際、小破断事象についても留意することが述べられている。

審査関係では、安全上重要な系統及び機器が確実に自動作動する設計かどうか、手動操作を必要とするものでは、ヒューマン・クレジットを考慮して慎重に審査すること、技術的能力及び運転管理体制を十分に確認すること、制御室への接近の可能性及び居住性(遮蔽、換気)について審査すること、事故時に必要とする機器等のあり方について審査を行うことを述べている。

設計関係については、(1)冷却材圧境界の小破断事故時の安全性を詳細に確認するとともに、

加圧器気相部からの冷却材喪失現象に対処する上で安全性をより向上させるための措置を検討すること、(2)一次冷却材の状態を運転員が常時監視できる装置を検討すること、(3)発生ガスの把握、及びガスの除去する方法について検討すること、(4)制御壁等の配置に関して人間工学的観点からも検討すること、(5)事故時における放射線及び放射性物質の測定方式を検討すること、(6)弁の材料の品質、機能の信頼性の向上について検討すること、(7)運転員の誤操作防止対策に関し、設計上の考え方、手段、方式等について検討すること、の必要性をのべている。

運転管理関係については、次の10点について検討する必要があることをのべている。

- (1) 格納容器を事故時に隔離する方式について、弁の開閉運用の改善について検討する。
- (2) ECCS作動時にも一次冷却材ポンプが作動できるような条件について検討する。
- (3) ECCSの自動停止等、停止操作及び切換操作の信頼性を高めるための検討を行う。
- (4) 保守時における点検の頻度に対する考え方の見直しを行う。
- (5) 手動弁の管理方式(保守中の表示等)について改善を加えるべき要素があるかどうか検討する。
- (6) 運転員の養成について、長期的観点から検討を行う。
- (7) 運転員の誤操作防止のための教育、訓練の方法等についての検討、運転操作要領等の充実を行う。
- (8) 施設の運転管理体制の中で、特に緊急時の原子炉主任技術差等の位置づけ、権限と責任に関して検討する。
- (9) 報告すべき異常事象の具体的内容、様式等を整備し、これらの情報を運転管理面に反映できるように検討する。
- (10) 緊急時に必要な各種放射線測定器及び被曝防護具類を点検、整備する。

防災関係については、次の2点を検討する必要がある。

- (1) 防災対策に関する専門的事項の調査審査について、防作計画の立案地域の範囲の検討、防災活動に必要な対策指標(指標線量、濃度)を明らかにすること、緊急時の環境モニタリングの事故、方法及び機器等に関する指針の整備、さらに緊急時における環境放射能を予測するシステムの開発、の必要性を上げている。
- (2) 防災業務計画の円滑な遂行について、緊急時に対処できる組織を整備するとともに、必要な設備を充実すること、緊急時にも対処しうるよう環境モニタリング・システムのあり方、移動、携帯測定器等を整備すること、一般公衆の緊急時における被曝線量を総合的に評価する体制を検討すること、緊急時の主要な機関への連絡方法、一般公衆に通報する方法について検討すること、防災上必要な人員及び機械の運転や一般公衆の輸送手段を確保するための検討、上述の業務に当る者に対し、防災上必要な教育訓練を十分に行うこと、などを述べている。

安全研究関係については、以下の研究テーマの実施が必要と考えられている。

- (1) 事故に関連する事象の解析と対応技術の確立をするために、中小破断時の二相流の実験及び解析の研究、自然循環による炉心の冷却に関する研究、流量停滞時における炉心冷却機能に関する研究、モーター、ケーブル、端子盤等格納容器内の機器の高温、高放射線等の環下での信頼性の研究、特に破断のある場合を想定して圧力容器ノズル部のサーマルショックに対する信頼性の研究、を行う。

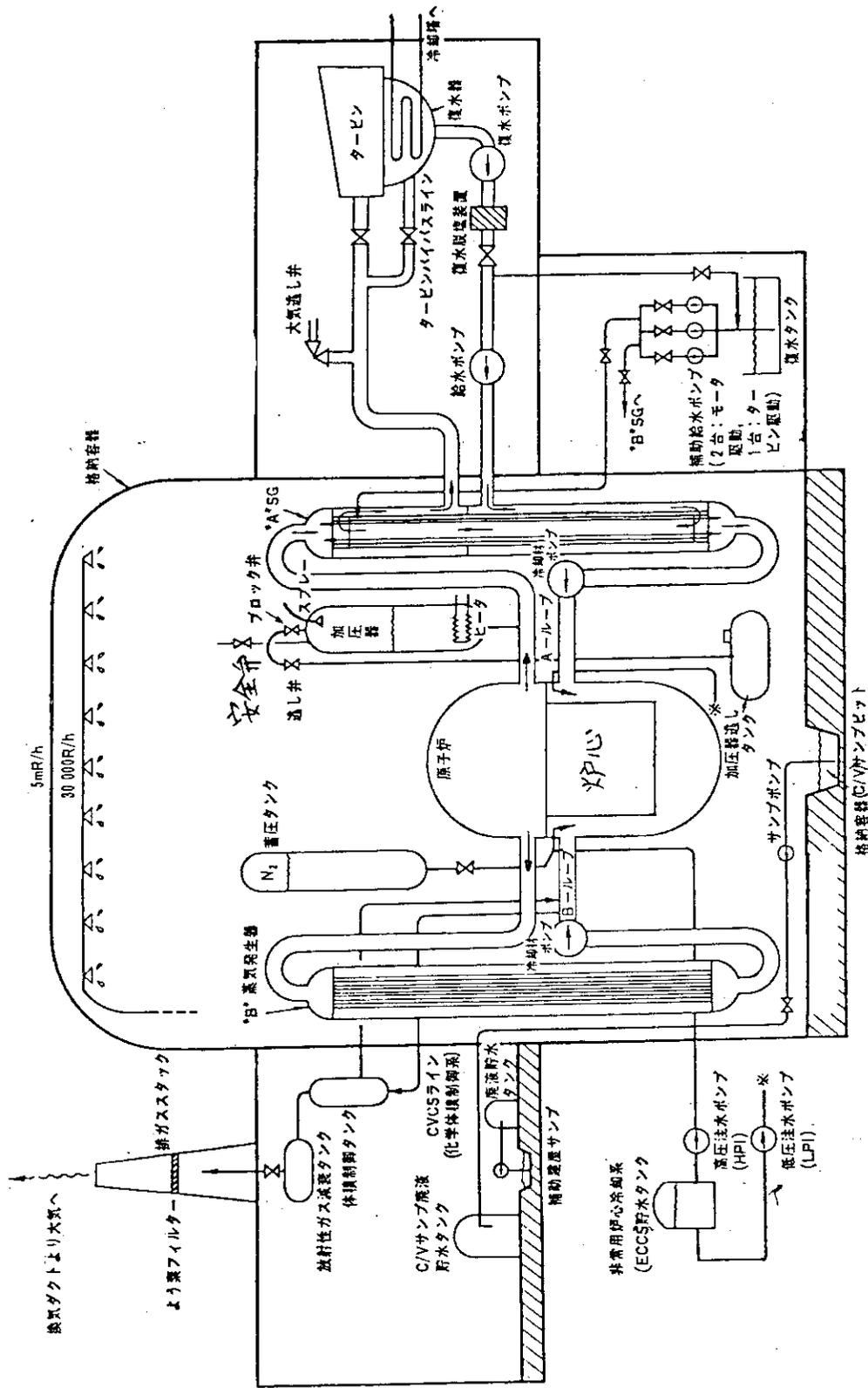
(2) 人為的な誤操作による事故の発生を防ぐために、施設の状態の把握に必要な研究，を行う。

(3) 軽水炉施設の信頼度解析研究等では、わが国の原子炉の実態に合致した研究を進め、故障データバンクの設置について検討し、施設構成機器の故障率、故障平均時間等に関するデータの蓄積に基づいて、それらの信頼性の研究、軽水炉施設の信頼度を解析する手法についての研究、立地条件等を考慮して、リスクを定量的に評価する手法についての研究，を行う。

(4) 事故時の各種対策に関する研究においては、事故時における施設状態の解析に必要な設計に関するデータ、放射能のバックグラウンド等のデータ、周辺地域の交通事情等の事故時対策用データバンクシステムに関する研究、施設の設計等に関するデータ、及び施設の計測データから事故時の状態を的確に把握し、その後の事故の推移を予想し、放射性物質放出量解析システムに関する研究、環境放射能予測する手法及びシステムに関する研究，を行う。

6. おわりに

本章は、主として原子力安全委員会月報資料第1次報告書(抜粋)(昭和54年5月)、及び第2報(概要)(昭和54年9月)を参考にして作成した。その他、原子力産業新聞(55年5月、6月)、OHM(54年6月)、安全工学(55年2月)等をも参考とした。これらの資料のしゅう集には東海研、炉計測研究室角田主査に協力いただいたことを記すとともに、感謝の意を表わします。



補機建家 原子炉建家 タービン建家

第1図 スリーマイルアイランド(TMI)原子力発電所2号炉概略図

第4章 Browns Ferry 原子力発電所の火災事故

1. はじめに

TVA Browns Ferry 原子力発電所において、ケーブル室から火災が起った(1975年3月22日)。同発電所には2基の原子炉(1, 2号炉ともBWRであり、各106.5万kWの容量である)が稼動しており、3号炉(96.5万kW)は当時建設中であり、1976年8月に完成したものである。当時、ケーブル室から1号炉建家への電線ケーブルペネトレーションの漏れテストをロウソクの炎を用いて行っていたところ、この炎がすき間の充填物として用いられていた発泡ポリウレタンに着火し、ケーブルに延焼し、7時間にわたって火災が起ったのである。このため、稼動中の2基の原子炉が運転不能になった。ケーブル等の火災により、電気系統、制御系統の回路が動かなくなり、非常炉心冷却系(ECCS)等が作動せず、原子炉の安全運転に対し重大な結果に到ることがわかった。この結果、原子炉の設計、消火設備、ケーブルペネトレーションのシール材、及びケーブル絶縁材料の難燃化等について再検討が行われ、安全設計基準についても見直しが行われた。

ここで、本火災事故が有機高分子材料に直接関連したものであり、かつ、原子炉の安全運転に重大な影響を及ぼしたことにかんがみ、やや詳しく紹介することにする。

2. 火災の発生した場所

第1図に原子炉建家、制御室、及びケーブル室断面図を示す。斜線部は火災の影響が直接あった所であり、ケーブル室、その真上の制御室、及び原子炉建家の一部の3ヶ所である。第2図は、ケーブル火災により損傷の起った部分を示すが、火災の発生場所は、ケーブル室のケーブルペネトレーション部で下から2段目のトレイであったが、損傷した領域はその上下のケーブルに広がるとともに、かなりの距離にのびている。第3図は、ケーブルペネトレーション部の詳細を示すが、コンクリート壁にケーブルの貫通部があり、トレイの上のせて布設してある。炉側の室は他より低圧に保ち、格納容器内の空気が漏れ出ないようにしている。この部分の気密性を保つため、発泡ポリウレタンが充填物として用いられ、その上に耐火コンパウンドが、3~6mmの厚さでぬられているのが普通である。

3. 火災の発生と延焼

第1回目のテストで、このペネトレーション部にかなりの漏れのあることが見出されたので、手持の発泡ポリウレタンで埋めたままになっていた。この追加工事の部分には、耐火コンパウンドはぬられておらず、材料が露出していた。次に、さらに詳しく漏れの状態を調べるために、ロウソクの炎をペネトレーション部に近づけたところ、まだ漏れがあり、その炎が炉室側にな

びくとともに、露出していた発泡ポリウレタンに着火したものである。

ここで用いられている電線ケーブルは主として制御用であり、約19 mm φ、7心のものである。絶縁体は0.75 mmのポリエチレンで、そのまわりに0.1 mm厚のナイロンフィルム、さらに1.25 mm厚のポリ塩化ビニール（シース材）が巻かれている。このケーブルは特に難燃化は考慮されておらず、燃焼の際には有害ガスをも発生するものである。

ポリウレタンに着火したとき、ただちにそれを引き出し消火につとめたが、すでにケーブルに延焼し、ケーブル室と原子炉建家との差圧のために炎は格納容器内（炉室）に向かって進んでいた。炭酸ガス消火器、化学薬品消火器を用いて消火につとめたが、不十分であった。炉室側に入った火災は2方向に発展し、火の勢が強くなったために炭酸ガス消火系が働いたが、鎮火にはいたらなかった。一方、散水による消火は、電気系統の短絡を起し、本体原子炉の停止及び冷却が困難になることも起り得るので行われなかった。

ケーブル室は、炭酸ガス消火等で火災発生後4時間後に鎮火した。しかし、炉室での鎮火には手間取り、換気系は火災発生30分後に作動しなくなり、煙、悪臭等が室に充満した。また、1時間後には電灯も消えた。4時間後に換気系の作動が回復し、視界が開けたので、炭酸ガス消火器等で消火に3時間つとめたが不完全であった。火災発生後7時間後に原子炉の停止を確認して始めて散水を開始した。この散水によりただちに消火に成功した。

4. 原子炉運転への火災の影響

1号炉と2号炉とは、原子炉制御室を共用しており、運転員は、同室で両方の監視ができるようになっている。

4.1 1号炉について

運転員は火災発生（1975年3月22日、12:30 pm）後約20分を経ってから炉心緊急冷却系用の制御計装系の作動が異常であることに気付いたので、手動で原子炉を停止した。炉の停止後でも2～3時間は定格出力の2～3%、24時間後でも約1%の残留崩壊熱があるため、それを除去する必要がある。しかし、不幸なことに、炉の停止後約4分間を経て、冷却系駆動用電源系統が作動不能になり、30分後（1:00 pm）には、主蒸気隔離弁が自動的に閉じた。ここで、崩壊熱によって生じた蒸気は炉内に充満し復水器に行かなくなって崩壊熱の除去が出来なくなった。それと同時に、給水ポンプを駆動する電源が失われ、炉心への高圧冷却水供給の手段がなくなってしまった。火災によって、電源設備と計装系の作動が不能になってしまったので、炉心への通常の手段による冷却水の注入はもちろん不可能であった。

このような状況下で、凝縮系ポンプは400 ℓ/minで給水を続行していた。しかし、炉内の水は崩壊熱によって沸とうを開始し、燃料体の真上にまであった水位が下り始めた。これともなって炉内の圧力は7.4 MPa（1 Pa = 6.9 × 10³ psi）に上昇したので、減圧弁を手動で開け、蒸気を圧力抑制系プールに導いて、20分後には1.8 MPaにまで下げた。これと同時に復水器昇圧ポンプを作動させて炉内の水位を所定の位置に保持した。このような炉心の冷却状態は同日6:00 pmまで続いたが、その直後、手動式の減圧弁の11基のうち4基

が作動不能になって閉じてしまった。そこで、炉内の圧力は再び上昇を始め、2.4 MPa に達したとき、復水器昇圧ポンプによる注水は不能になった。しかし、凝縮系ポンプでかろうじて給水しているうちに同日9:50 pm になって、減圧弁の作動が回復し、炉内の圧力は再び低下し、さらに復水器昇圧ポンプも再び作動を開始して炉内への給水を開始した。

一方、7:45 pm に散水による消火で、火災解除の通告が出され、除煙作業、通常の炉停止後の除熱措置がとられた。すなわち、正常な弁の開閉の設定が行われ、3月23日4:10 am には正常な炉停止後の冷却状態が達成された。

4.2 2号炉について

2号炉への火災の影響は明白ではない。すなわち、1号炉の停止後数分を経て、炉出力の低下、各種警報の発生、指示計電源の喪失などが発生した。運転員は3月22日1:00 pm に炉を停止した。また、3分後には主蒸気系隔離弁が自動的に閉じ、高圧冷却系が作動を開始して、炉内の圧力を下げ、さらに低圧ポンプが作動して炉心を冷却した。同日6:30 pm には正常な冷却状態が設定され、10:45 pm には炉心冷却措置も達成された。

5. 火災事故に対する検討

NRCのOffice of Inspection and Enforcement (NRC-OIE)のアトランタ地方事務所にて、火災に関する正式な通知が入った(3月22日4:00 pm)。ただちに調査活動を開始し、7月28日にはNRCの規定に対する違反に警告をするとともに、違反事項の詳細なリストをそえて、その調査活動の報告書を公表した。NRCの措置は、違反に対する警告であり懲罰よりむしろ矯正指導を目的としたものであった。すなわち、建設的な方向で、NRCの見解を示したものである。これに対し、TVAは9月2日に各項目ごとの弁明書を作って回答をした。

NRCの調査報告では、違反事項を指摘した他に、貫通部における防火物の取付け方法、及び貫通部の位置等が当初の設計条件を満していないことを指摘した。設計通りの位置に取付けられていたならば、作業が容易に行われて火災の可能性はもっと小さかったこと、さらに、火災になったときの消火に対する最初の措置で作業員が火災にもっと接近できて、効果的に消火できたはずであると指摘した。

この火災事故直後、NRC-OIEは全ての原子炉設置許可申請者に通告を出し、火災防止措置に関する情報、及び今回の火災事故の経験から得られた安全性問題に関する情報の提出を求めた。また、NRCの検査官は、ケーブルの貫通部における防火対策、及びシールに関する部分を規定通り行っているかどうか確認するために、他の51基の原子力発電炉に対して特別検査を実施した。この特別検査班も詳細な報告書を公表した。この中で、消火に散水が非常に有効であったことから、水の使用時期に対する検討、炉心緊急冷却系(ECCS)の電源喪失の場合に対する対策について、特に大きく取り上げている。

一方、NELPIA(Nuclear Energy Liability and Property Insurance Association)も防火上の措置の改善に関して36項目の勧告をした。

6. 損 害

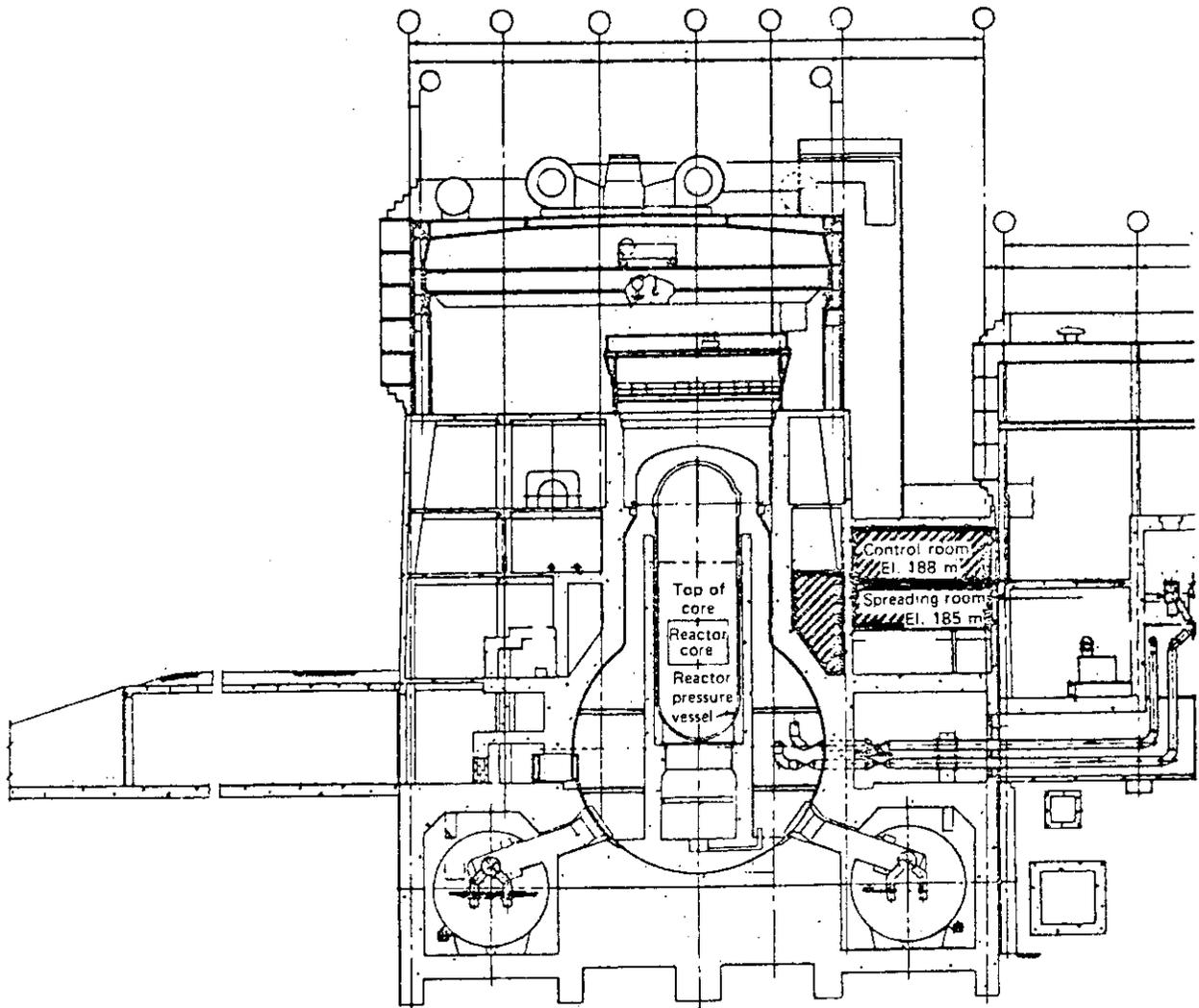
117本のケーブルコンジット、26個のケーブルトレイ、及び1611本の電線ケーブルが損傷した。制御系、計装系の異常は、火災による損傷等で絶縁不良を起したために、各系統の回路が短絡したことによるものである。人体被爆、あるいは人身にかかわる被害はなかった。

1号炉、2号炉の修復に対し、約1,000万ドルが必要であり、発電を停止したことによる損害は、18,000万ドルに達する見込みである。

同発電所は火災発生後18ヶ月ぶり(1976年9月)に運転を再開することができた。

7. おわりに

本記事は、文献(W.R.Castro, Nuclear Safety, 17(5)592~611, 1976)を参考にしたものであり、昭和54年度(1979年)概算要求時に、「軽水炉用電線材料の耐放射線性試験に関する技術の開発」の説明用資料の付録として採用したものである。本記事の制作に当って、当時の企画室長石原健彦氏(現原子力環境整備センター理事)の御努力があったことを記すとともに、感謝の意を表します。



第1図 原子炉建家，制御室及びケーブル室断面図