

DENKEN REVIEW

電研レビュー

原子力発電—電研の役割の明確化

NO.3 1982.3

電研レビュー 第3号 ● 目次
原子力発電—電研の役割の明確化

巻頭言	2
第1章 展望と要旨	
1-1 ● 総括要旨と今後の展望	7
1-2 ● 各論要旨	10
第2章 プロジェクト研究	
2-1 ● 放射性廃棄物への諸対策	15
2-2 ● 使用済燃料等の輸送・貯蔵	30
2-3 ● 原子炉安全解析・信頼性評価	43
2-4 ● 原子力立地拡大技術	48
2-5 ● 高速増殖炉	61
第3章 基本研究	
3-1 ● 放射線安全	77
3-2 ● コンクリート格納容器の諸特性	86
3-3 ● 原子力発電をめぐる 制度上の諸側面	96

エンリコ・フェルミ炉模型（炉心部分） ▶

昭和41年から同47年まで続いた、当時の世界最大の高速増殖炉、米国エンリコ・フェルミ炉への研究者派遣ならびに米国側の研究開発への参加は、当所が模索と調査の時代から、本格的な原子力研究へと踏み出したことを象徴する出来事であった。この間に得られた貴重な知見は、現在の当研究所の研究のみならず、我が国の高速増殖炉研究開発の中にも脈脈と生きついでいる。



かんとうげん



私は若い頃は研究にあこがれを持っていた。いろいろの事情で研究者の道を選ばなかったが、今でも研究に従事する人には敬愛の念をいただいている。研究には本質をつき詰めるというところがあり、そういう分野に強くひかれた時期があった。人間は誰でも充実した人生を求めているが、研究者の満足、充実感、発明、発見あるいは新しい技術開発の完成によって、自ら知的充実感が得られるであろう。同時に外部から

評価されることも大切であると思う。

電研は電気事業内部の総合研究機関であるから業界のニーズにフィットしたものでなければならない。これはある先輩の言葉であるが、「研究には頂上を極めるものと底辺を引き上げるものがある」という。前者は限界に挑戦してこれを打破する研究開発であり、後者は既存のものを総合し、システム化し、不足の部分を補強して実用面を発展させるための研究開発である。電研はもちろん両面備えてはいるが、後者のウェイトが高いと思うし、電気事業もそれを期待している。

電気事業を運営していくために必要な研究開発について電力各社それぞれが研究所を設けて取組んでいるが、共通のものも多いので、できるものは一つの研究機関でやることにしている。それが電研である。研究資金が安定していて研究者に安心感を与える方が、ハングリーであることより、良い研究ができるのではないかと思うが、そのこと自体が研究者のモラル向上につながるとは限らない。

電気事業の非常に重要な部門を担っているという自覚、研究成果がまとまってこれが関係者によって評価されて確かな反響があること、またその結果、国の内外

の学会等で認められることも重要であろう。最近電力首脳のお伴をして電研の各研究所を訪問したが、研究所の内部も非常に整頓されており、お会いした皆さんもはりきって研究に勤しんでいるという良い印象を受けた。

電研は電気事業固有の技術分野である電力系統技術や土木関連技術を中心に発展してきた。現在のUHV技術はその延長の最大プロジェクトであるが、一方環境問題についても温排水や公害対策技術で電力会社にとってなくてはならない力となっている。電気事業が軽水炉原子力を導入して以来、安全対策の上で応力腐食割れの問題等にとり組み今やこれを克服している。さらに最近では原子力についての情報システム、バックエンド対策、将来技術である高速増殖炉などに積極的に取り組んでいる。

原子力は最先端の巨大技術であり、国全体の研究課題でもある。国としても大量の資金を原子力研究所や動力炉・核燃料開発事業団に投入して新技術に本格的にとり組んでいる。原子力のみならず石炭のガス化や液化にしてもこれからのエネルギーの技術開発には多額の研究開発費を必要とする。電研が原子力を始めとするエネルギー分野でどのように研究分野を拡大していくのが望ましいか。これには研究従事者の能力や育成の問題とともに、資金の問題も含めて、国全体の広い視野からの検討が必要であろう。この場合、国の研究機関、メーカー、電力会社相互の関係についてよく考えなければならないと思う。電研はタスクの遂行は勿論大切だが、未来技術についての夢をもって邁進してほしい。それが研究の本質であり、私があこがれたゆえんでもある。

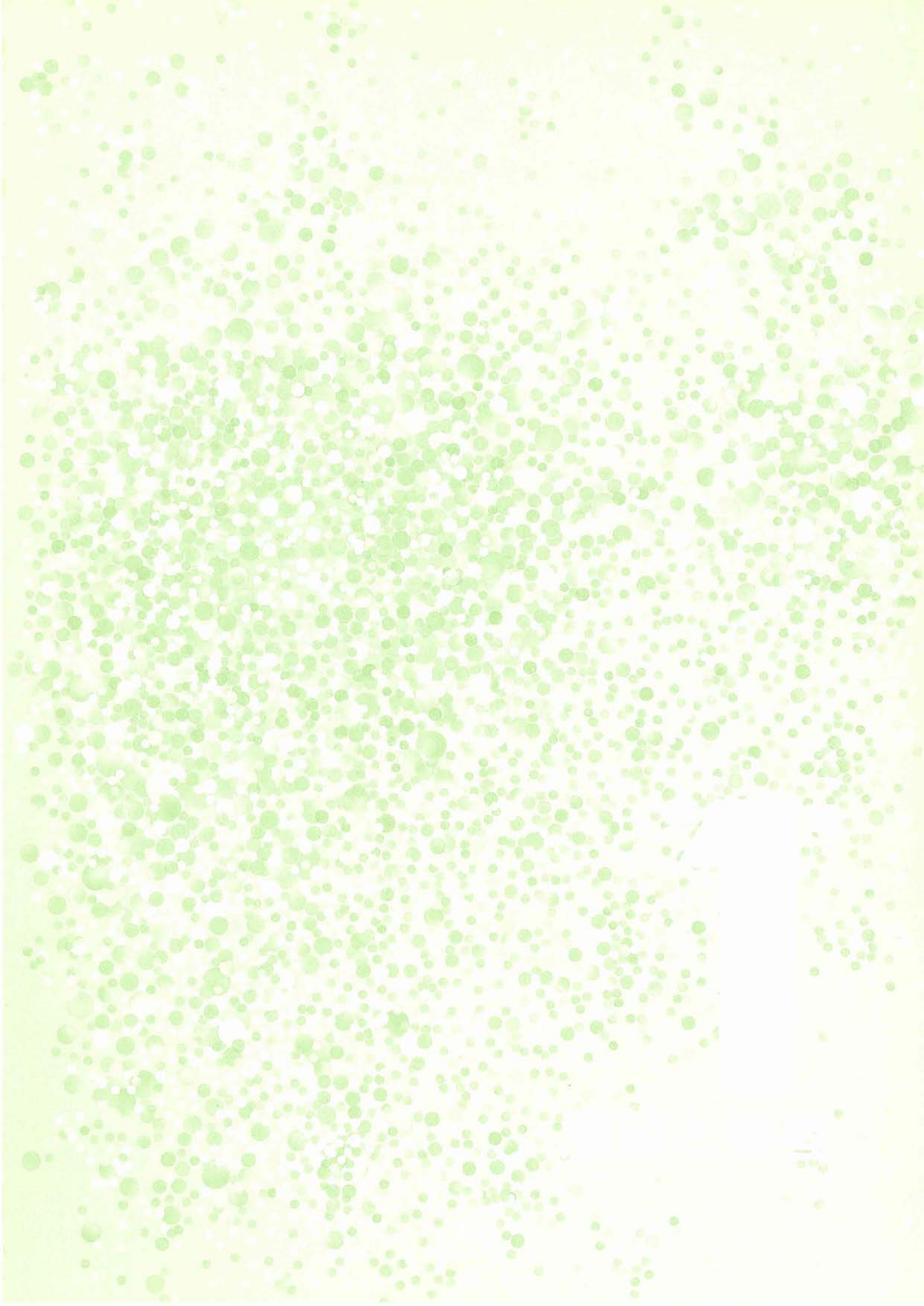
中央電力協議会 専務理事

花形 澄

〔電力中央研究所 参与〕

電研・原子力研究の歩み(昭和30～56年)

昭和 (西暦)	月	電力中央研究所	月	所 外
30 (1955)	—	原子力発電資料調査委員会設置(～31.3)	8 11	第1回原子力平和利用国際会議 (ジュネーブ) 財団法人原子力研究所設立
31 (1956)	10 —	原子力発電体係委員会設置(～34.3) 所内有志によるレイモンドマレー「原子力工学」の輪講(原子力工学事始めの時代)	1 1 1	原子力関係3法施行 原子力委員会発足 原子力局発足
33 (1958)	—	アイソトープ研究室設置	6	日米・日英原子力協定調印
40 (1965)	2 — —	産業計画会議第14次レコメンデーション「原子力政策に提言」 原子力関連法規について研究開始 原子力発電所の耐震設計について研究開始	8	財団法人日本原子力普及センター設立
41 (1966)	7	日本フェルミ炉委員会設置(～50.3)	8	日本原発 東海発電所日本初の原発営業運転開始
42 (1967)	4	原子力発電技術研究室設置(～46.8)	10	動力炉・核燃料事業団設立
43 (1968)	—	低レベル廃棄物の固化処理について研究開始	10	世界初のウラン233による原子炉運転に成功 (米・オークリッジ)
45 (1970)	—	廃棄物の海洋処分・減容について研究開始	3	日本原発 敦賀発電所運開、日本初の軽水炉
46 (1971)	8 — —	原子力部設置(～54.4) 原子炉冷却水の管理について研究開始 燃料挙動と燃焼管理について研究開始	3	東京電力初の原発、福島発電所運開
47 (1972)	— —	原子力プラントの信頼性について研究開始 除染について研究開始	3	米国に電力研究所(EPRI)設立
48 (1973)	— —	個人被曝管理について研究開始 原子力プラントの安全解析について研究開始	12	フェニックス送電開始 (FBR、25万kW、仏)
49 (1974)	8 9 — —	シスラーライブラリー(FBR関係図書館)開館 重点研究3課題(原子力発電、環境保全、UHV送電)設定 補修作業の遠隔操作化について研究開始 環境放射能について研究開始	3	中国電力初の原発、島根発電所運開 (国産第1号炉)
50 (1975)	4 4 4 — —	原子力発電推進会議設置(～55.8) 原子力発電調査総括室設置(～54.4) エネルギー・環境技術研究所設置(原子力化学部設置) コンクリート格納容器について模型を使った研究開始 放射性廃棄物固化パッケージの基準化について研究開始	5	原子力委員会、発電用原子炉施設周辺の被曝線量 目標値を決定
51 (1976)	8 10 —	日本原子力発電株式会社が本財団に加入 放射線総合研究施設(第3実験棟竣工) 使用済燃料および廃棄物パッケージの海上輸送時安全性評価について研究開始	1	科学技術庁に原子力安全局が発足
52 (1977)	—	使用済燃料輸送容器の信頼性実証試験開始(科学技術庁より受託、8ヶ年計画)	9	東海村再処理工場運開
53 (1978)	4 —	高速増殖炉発電特別研究室設置 核燃料物質の陸上輸送時安全性評価について研究開始	11	日本の原発出力1,000万kWを突破
54 (1979)	4 4	原子力発電研究総合本部設置(～55.8) 大型輸送容器特別研究室設置	3	TMI事故発生(米)
55 (1980)	8 12	エネルギー技術開発本部設置(原子力発電技術開発部設置) 米国 EPRI の NSAC(原子力安全解析センター)に加入	10	新エネルギー総合開発機構、新エネルギー財団設立
56 (1981)	1 4	使用済燃料暫定貯蔵日米共同フェージビリティ・スタディ開始 原子力大型プロジェクト研究4件設定	4 10	国産ウラン初出荷 日米再処理交渉合意



1-1 総括要旨と今後の展望

我が国の原子力発電は、昭和41年、東海発電所のガス冷却炉(166MWe)に始まり、その後、BWR、PWRといった軽水炉が建設・運転されてきた。昭和48年および54年に起った第1次および第2次石油ショックを契機に、石油代替エネルギーの主要なものとして、原子力発電が大きくクローズアップしてきた。原子力発電所は昭和56年6月現在、基数23、総発電設備容量1,570万kW、発電容量シェア13%にも達している。昭和65年度にはそのシェアが約22%になるものと想定されており、近い将来に対しては軽水炉発電の推進、遠い将来に対しては新しいタイプの原子力発電技術の開発推進が必要である。(図1-1-1、表1-1-1参照)

このように原子力発電の推進は、エネルギー安定供給のために、電気事業はもちろん、国家的見地からも将来にわたる優先命題である。電気事業においては、この命題に向かって、技術開発や立地促進などに力がそそがれている。

当所では、電気事業の命題に呼応して、主として、

1. 原子力発電の信頼性・安全性の向上
2. 来るべき時代に備える高速増殖炉の開発

を目指して研究開発活動を展開している。

これを敷衍すれば原子力発電に関する主な研究目標は以下のようなになる。すなわち

(i) 軽水炉の稼働率、安全性、信頼性の一層の向上を図る

表1-1-1 世界の原子力発電所設備容量(単位:万kW)

(昭和56年6月末現在)資料:日本原子力産業会議・調査資料による。

国名	運転中		建設中		発注済み		計画中		総計	
	グロス出力	基数	グロス出力	基数	グロス出力	基数	グロス出力	基数	グロス出力	基数
1 アメリカ	5,725.48	74	9,808.4	85	1,818.4	15			17,352.28	174
2 フランス	2,205.8	29	2,617.4	23			3,396	26	8,219.2	78
3 日本	1,567.6	23	1,011	11			555	6	3,134.6	40
4 ソビエト連邦	1,457.5	29	3,232	33			3,900	36	8,589.5	98
5 西ドイツ	900.6	11	1,262.8	11	609.5	5	1,060	8	3,832.9	35
6 イギリス	881	32	662.4	10			249.6	2	1,793	44
7 スウェーデン	675	9	316	3					991	12
8 カナダ	579.2	10	1,028.1	14			137	2	1,744.3	26
9 フィンランド	226.2	4					439.2	4	665.4	8
10 (台湾)	225.7	3	288.7	3			187.2	2	701.6	8
11 スペイン	205	4	865.7	9	840.1	8	1,220	12	3,130.8	33
12 スイス	203.4	4	100	1	216.2	2			519.6	7
13 東ドイツ	184	5	176	4			176	4	536	13
14 ベルギー	174	3	397.1	4					571.1	7
15 イタリア	153.9	4	207	3	190.4	2	924.8	10	1,476.1	19
16 ブルガリア	132	3	144	2			400	4	676	9
17 チェコスロバキア	102.3	3	176	4	220	5	100	1	598.3	13
ほか24カ国計	246.76	9	1,774.3	27	352	5	3,179.8	39	5,552.86	80
世界計	15,845.44	259	24,066.9	247	4,246.6	42	15,925.6	156	60,084.54	704

とともに、負荷追随性、運転保守性の優れた実用プラントとして定着化するための軽水炉技術の確立。

(ii)原子力発電規模拡大のために必要な核燃料サイクルの確立、放射性廃棄物対策、立地拡大技術、環境保全対策等、原子力利用のための基盤整備。

(iii)ウラン資源の有効利用等、長期的視点に立った高速増殖炉の実用化。

これらの目標に対して4つのプロジェクト研究を設定し、関連研究を基本研究として、研究開発の推進をはかっている。

る。また、ナショナル・プロジェクトとして国が行なう基準・指針の策定、安全評価、信頼性実証等へも積極的な協力を行なっている。研究の実施に当たっては、当所内の各部門の特色を生かして電力共通研究の一部を分担するなど、電気事業との緊密な連携を図り、またメーカ、他機関などの共同研究・委託研究による効率的実施を図って基盤的実証的研究および技術評価に努めている。(図1-1-2、1-1-3参照)

図1-1-2 原子力発電関係プロジェクト

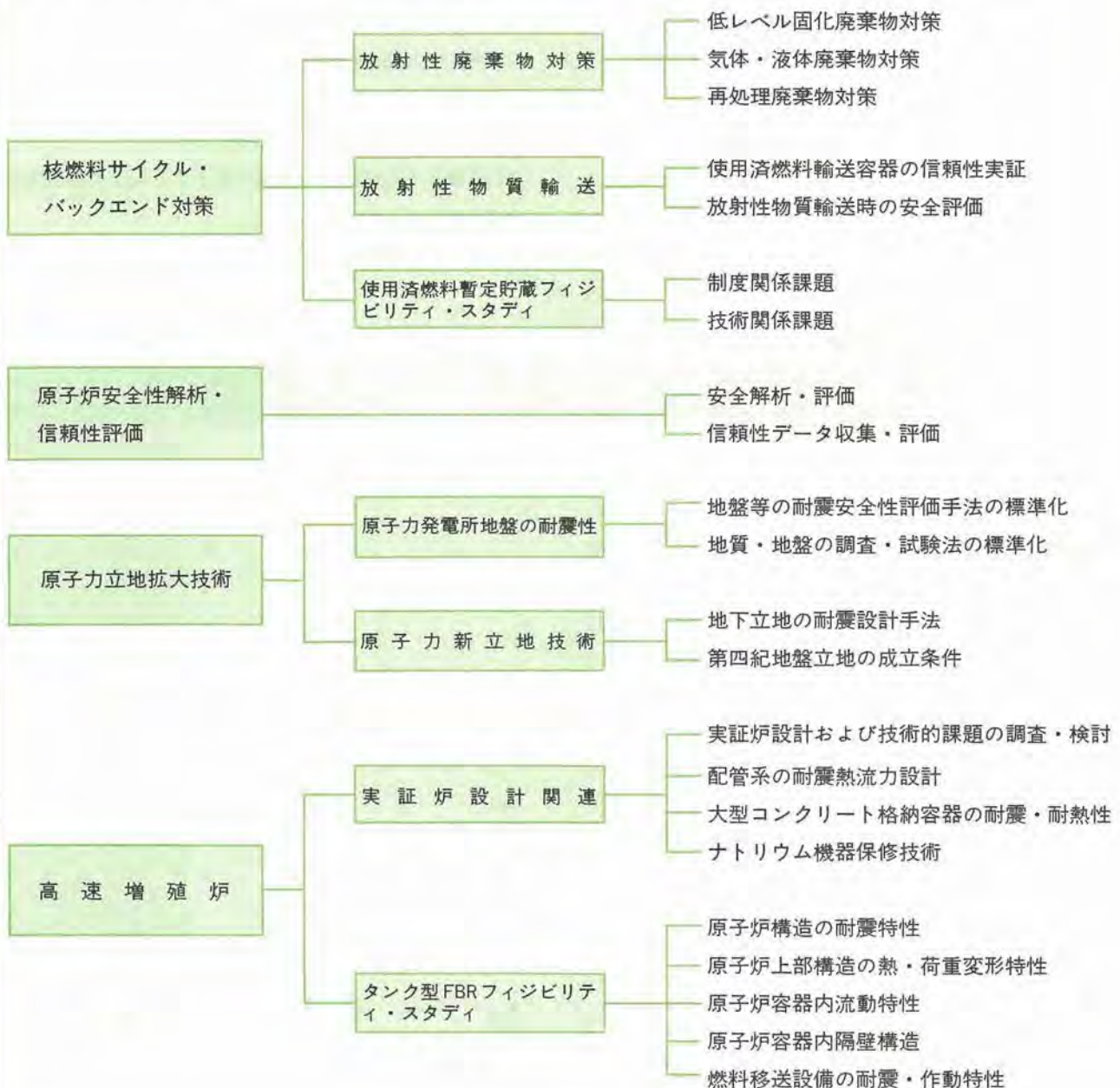


図1-1-1 年度末電源構成比

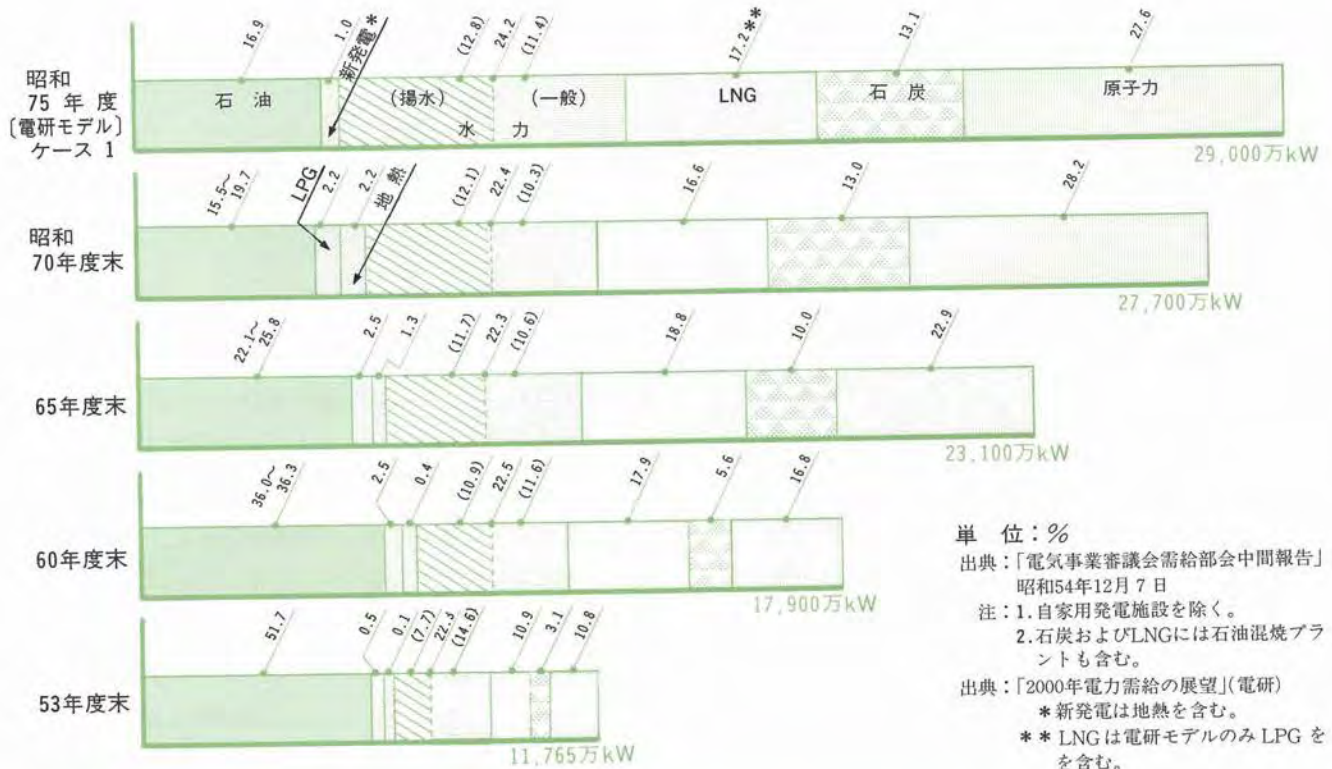
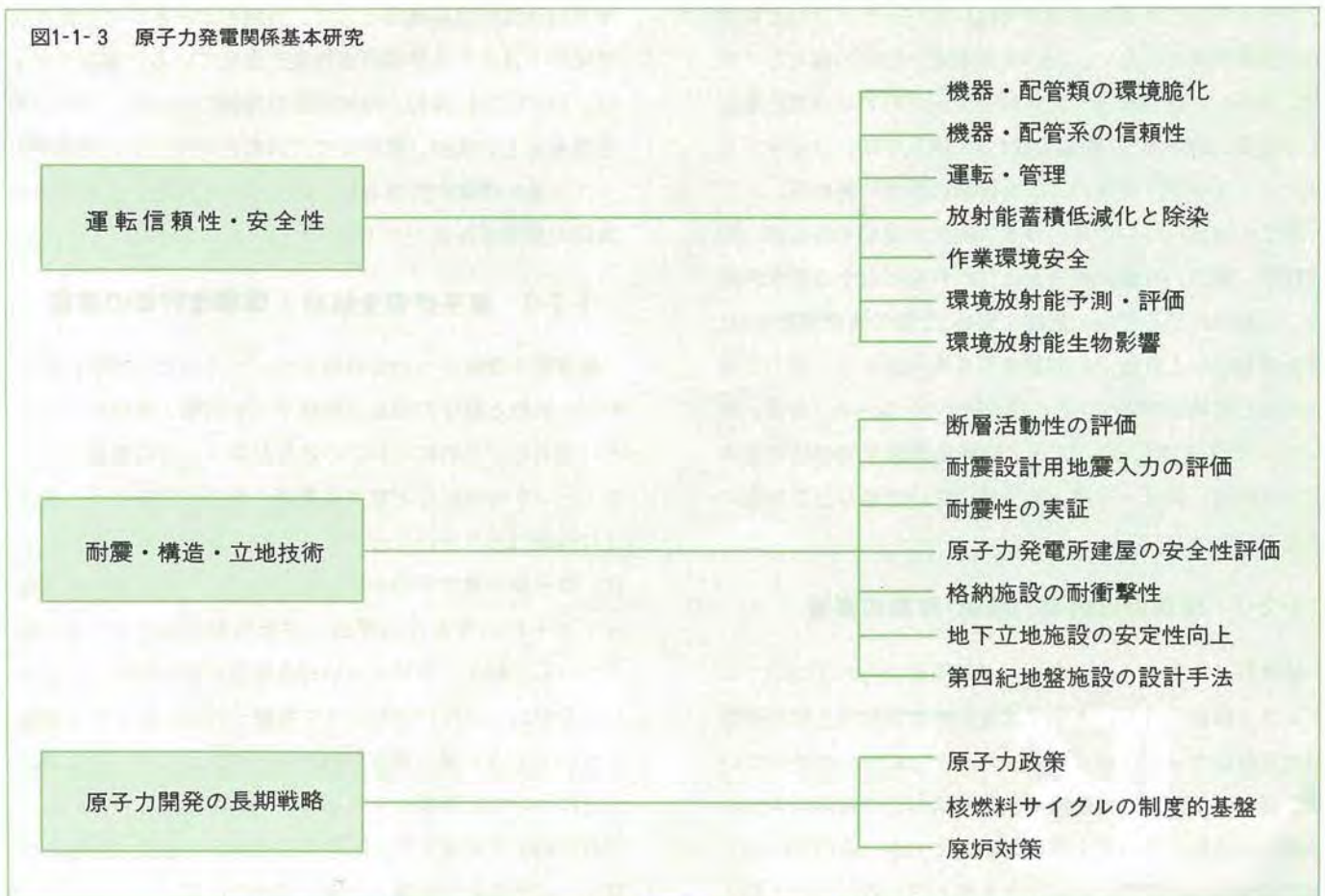


図1-1-3 原子力発電関係基本研究



1-2 各論要旨

1-2-1 放射性廃棄物への諸対策の要旨

核燃料サイクル・バックエンド対策の確立に関しては、当所は4つの課題すなわち低レベル廃棄物対策、再処理(返還)廃棄物対策、放射性物質輸送および使用済燃料暫定貯蔵についてプロジェクト研究を推進している。本節では前2者について述べている。第1の課題については海洋投棄と陸地処分の実現に向けて、固化処理技術の開発および固化パッケージの健全性と安全性の評価に関する研究に力をそそいできている。海洋投棄に関してはこれまでに、セメント固化パッケージ、ビチューメン固化パッケージ、コンクリート内巻き多重構造容器を用いたパッケージなどについて技術開発を行ない、国の基準策定・制定に協力して来た。現在、プラスチック固化パッケージの実証研究を推進中である。陸地処分(貯蔵も含む)に関しては、フィージビリティ・スタディを進め、安全評価の推進に努める。

第2の課題については、ガラス固化が重要であるが、固化仕様、輸送、貯蔵・処分およびこれらに対する安全評価等、広範囲に亘る問題の把握に努め、今後の研究開発項目、安全評価項目と評価上の問題点等を明らかにし、電力共通研究として輸送問題を中心に調査研究を行なった。今後、高レベルガラス固化パッケージや再処理廃棄物輸送容器の健全性評価、輸送・貯蔵・処分時の安全評価などを対象に研究を行なう。

1-2-2 使用済燃料等の輸送・貯蔵の要旨

核燃料サイクル・バックエンド対策の当所の4つのプロジェクト課題のうち、本節では放射性物質輸送と使用済燃料暫定貯蔵フィージビリティ・スタディについてのべている。前者の課題として使用済燃料輸送容器の信頼性実証と放射性物質輸送時の安全評価の研究に力をそそいでいる。使用済燃料輸送容器はキャスクと呼んでいるが、50トン級キ

ャスクについて諸試験を実施し、輸送事故を想定した条件においても健全であることを立証した。今後は実規模である100トン級キャスクの実証試験を進める。放射性物質輸送時の安全評価に関しては、これまでに小規模ではあるが、海上輸送および陸上輸送について、実証的研究を行なった。その成果をもとに通常時ならびに事故時の安全評価の解析手法の開発・体系化を行なうとともに、より現実に則した合理的な手法の確立に努めている。

使用済燃料暫定貯蔵フィージビリティ・スタディに関しては、環太平洋諸国で発生する使用済燃料を太平洋ベースン地域に一定期間貯蔵するという米国の構想にかかわる日米共同研究の実施機関として、当所とボーイング社と共同で56年1月より2年間調査作業を進めている。本スタディは、制度関係10課題、技術関係21課題について、調査活動を推進しているが、現在までに日米共同ワーキング・グループ会議が幾度か開催され、制度関係8課題、技術関係6課題の課題報告書が完了かまたは作成中である。

1-2-3 原子炉安全解析・信頼性評価の要旨

軽水炉の運転についての研究の一つとして、当所は原子炉安全解析と原子力機器信頼性データ収集・評価に力をそそいでおり、それについての各種計算コードの整備、データ・バンクの作成など電気事業者の要望に随時応えうるような体制づくりを行なっている。原子炉安全解析については、原子炉の異常挙動や事故を想定して、挙動解析を行なって原子炉の安全性の評価と安全裕度の確認を行なってきた。現在、冷却水再循環系配管が急に破断したときに原子炉がいったいどのように振舞うのか、原子炉を運転しているときに起る異常な現象はどのように落ち着くか、などについて計算機モデルを用いて解析を行なっている。これらの研究を通して、原子炉安全解析に必要な各種の計算コードの導入・整備・改良に努めている。

原子力機器の信頼性については、機器の故障データをできるだけ多く正確に収集し、統計手法を用いて評価を行なうことを目指している。そのため信頼性調査システムの整備を、電気事業連合会に協力して、推進している。又、事故情報の収集・分析・検索・評価については日本語処理を行なえるよう開発を進めている。なお、海外の信頼性情報は米国 NSAC を通じて得ている。

1-2-4 原子力立地拡大技術の要旨

電気事業が当面する立地難を緩和するためには、在来立地(岩盤立地)方式に対しては地盤等の耐震性評価手法の標準化、および、これに基づいた新立地技術の開発など、技術的基盤の整備・確立が急務といえる。

当所では、原子力立地拡大技術に対する電気事業の要請に応えるため、30余年にわたる地質・地盤の調査・試験に関する知見、構築物の耐震性に関する実証的研究の成果を結集し、立地拡大技術の基盤整備を総合的かつプロジェクト的に進めている。

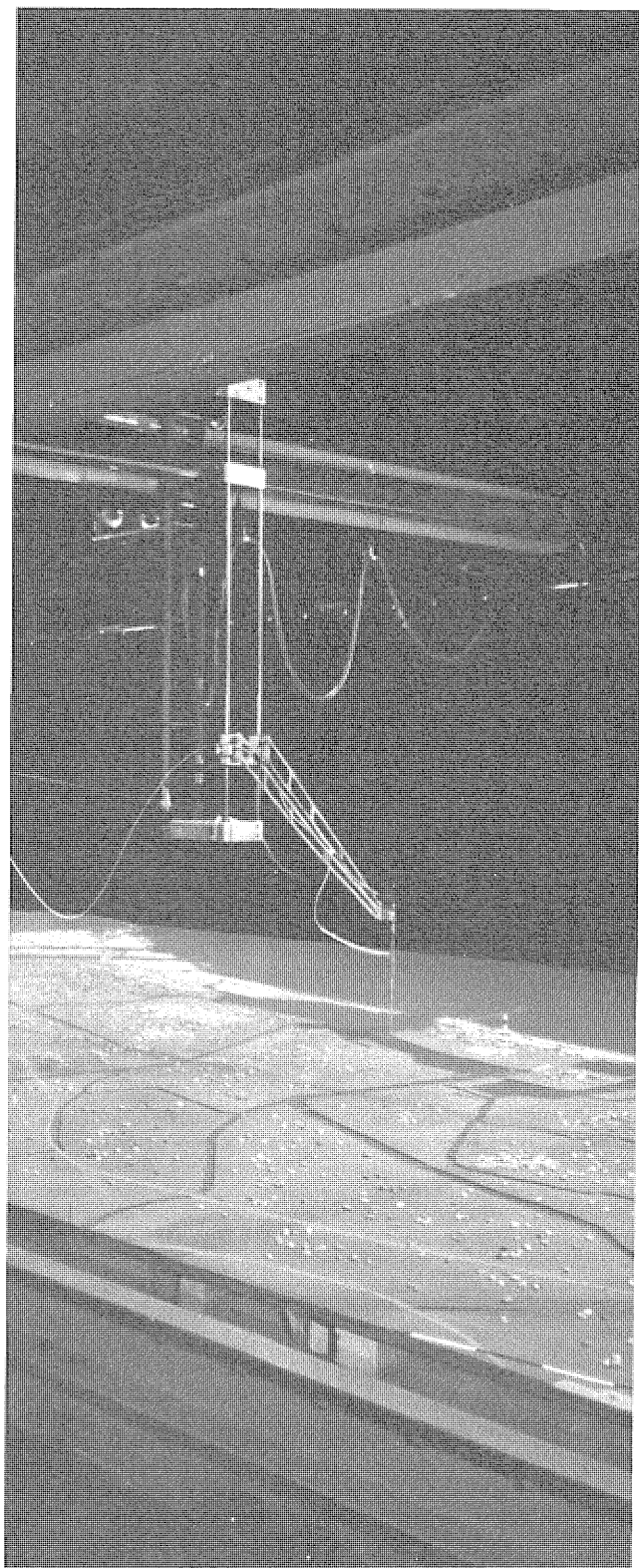
在来立地方式における地盤等の耐震性評価手法の確立については、通産省の要請により土木学会原子力土木委員会で検討を進めており、電気事業も電力共通研究として研究を進めている。当所のプロジェクト研究は、電力共通研究に参画し、これを包含して実施しているものであって、その成果は電力共通研究の場において電力各社に反映されると共に、これを通じて学会活動・行政に反映されている。

原子力新立地技術としては、技術の連続性、実証性の観点、および国・電気事業の動向から、当面耐震性より見た地下立地方式・第四紀地盤立地方式の開発研究を進めており、上記標準化作業を基礎として研究を展開している。これらの研究は、人工島立地を通じ洋上立地へ拡大して行くものである。

1-2-5 高速増殖炉の要旨

高速増殖炉(FBR)にはループ型とタンク型が開発されている。当所は実験炉「常陽」から原型炉「もんじゅ」さらに実証炉とつづくループ型FBRに関しては機器の耐久性、保守補修技術に主眼をおいた実証炉関連研究を行なっている。この結果はもう一つのタイプであるタンク型FBRにも利用できる。

タンク型FBRの研究では、我が国特有の立地条件で建



設可能であるかどうかの見通しを得るために、メーカーと共同で大型研究を行なっている。

我が国における成立性の検討としては、原子炉構造の耐震特性、炉上部構造の熱荷重変形特性、原子炉容器内の流動特性、原子炉容器内隔壁構造の健全性、燃料移送設備の

耐震・作動特性の5つのテーマを設定して研究を行なっているが、現在までに、設計アプローチの異なった2種類の原子炉構造レファレンス・デザインを選定した。

今後は、それぞれのテーマについてこれら2案の詳細解析と部分モデルおよび全体モデル試験を実施する。

1-2-6 放射線安全の要旨

軽水炉の運転に関して、放射線に対する人間の安全性を確保することは重要なことである。この放射線安全問題のうち、当所では、2つのテーマすなわち、原子力発電所サイト内における被曝低減化、原子力発電所周辺地域住民の安全確保に力をそそいでいる。サイト内の作業員の被曝線量は、プラント内の放射能蓄積の低減によって最近いちじるしく改善されているが、当所では一層放射能蓄積低減化と除染の技術開発を指向するとともに作業環境の安全・適正化と遠隔操作化に取り組んでいる。遠隔操作の一例として、超音波によるキャビティ除染装置の開発があげられる。

発電所周辺の問題では低レベルの環境放射能の量を正確に測定する技術の開発ならびに気体放射性核種が事故時に大気中を拡散する様子を予測する手法の開発が必要であり、また低レベル放射能が人間や他の生物に与える影響を明確にしておく必要がある。環境中の極微量のガンマ線核種の測定法をこれまでに確立したが、今後はアルファおよびベータ核種を含む総合的な評価手法の確立をめざす。放射性核種の拡散予測は火力発電の排煙の拡散の研究に大きな貢献をした風洞装置を利用すること、および排煙拡散予測手法を援用することなどで予測手法の確立をはかっていく。生物影響については生態系において放射能を濃縮していくプロセスおよび線量が与える効果について明らかにしていく。

1-2-7 コンクリート格納容器の諸特性の要旨

原子力発電所の単基当りの出力規模の増大に伴ない、我が国における軽水炉の格納容器は、信頼性、経済性および建設工期の点で在来の鋼板構造に比べて有利であるといわれる、コンクリート製格納容器(CCV)へ移行するすう勢にある。

当所は、昭和40年以来、コンクリート材料の高温物性の究明、応力解析法の開発等を通して原子炉用大型コンクリ

ート容器構造物の力学的性質の解明と安全性の実証を行なってきた。さらに、昭和50年以降においては、通商産業省資源エネルギー庁によるCCV技術基準の策定に積極的に協力し、技術基準確証実験の実施と結果の評価に際し、CCVの耐震設計、熱応力設計等に関する基準の合理化を図る上で大きく貢献してきた。

これらの研究活動によって培ったポテンシャルならびに擬似的動的載荷試験装置、衝撃試験装置等の大型設備を有効に活用し、CCVの動的耐震性能の究明、熱応力設計手法の合理化ならびに衝撃応答性の解明について、理論と実験の両面から鋭意研究を推進してゆく方針である。研究の成果は、改良型BWR用CCVの開発研究、原子炉建屋の復元力特性に関する研究等の外部大型プロジェクト研究を補完するものとして、役立ててゆく所存である。

1-2-8 原子力発電をめぐる制度上の諸側面の要旨

原子力開発を推進するためには、原子力発電および核燃料サイクルに関する技術的諸問題の解明とあわせて、経済・社会・法律などを含む広い視野からの長期戦略の確立が不可欠である。このような観点から、当所では、エネルギー全体の需要からみた原子力発電の位置づけ、エネルギーに関する国民的合意形成の一環としての原子力開発、原子力に特有のバックエンドの費用や規制に関する諸問題などについて、マクロな立場から検討を行なっている。本節ではそのうち4つのテーマすなわち、原子力開発や施設立地に関するパブリック・アクセプトランス、核燃料サイクル計画、デコミッションング(廃炉)に関する制度面の諸問題、海外の原子力発電関係の法の行政、について述べている。

これまでに、原子力発電所立地の地域経済におよぼす効果の測定、核燃料サイクルの長期シミュレーション、軽水炉へのプルトニウム利用の経済性評価などについて、いくつかの定量的な成果を得た。一方、文献調査を通じて原子力に関する内外の諸制度を分析した結果から、我が国の政策・事業運営にとって示唆に富む各国の経験を引き出すことができた。今後は、既に開発した諸モデルの改良拡充に努めるとともに、国際核燃料サイクル事業の組織と資金、国内原子力諸施設に係る情報システム、バックエンド費用を含めた原子力発電コストの総合評価など諸問題について調査研究を進めていく。

第 5 章

プロジェクト研究

プロジェクト研究

第2章 プロジェクト研究 ● 目次

2-1 放射性廃棄物への諸対策	15
2-1-1 諸論と結論	
2-1-2 発電所廃棄物対策	
2-1-3 再処理(返環)廃棄物対策	
2-2 使用済燃料等の輸送・貯蔵	30
2-2-1 諸論と結論	
2-2-2 使用済燃料輸送容器信頼性実証試験	
2-2-3 放射性物質輸送時の安全評価研究	
2-2-4 使用済燃料暫定貯蔵構想 フィージビリティ・スタディ	
2-3 原子炉安全解析・信頼性評価	43
2-3-1 諸論と結論	
2-3-2 原子炉安全解析	
2-3-3 機器信頼性データの収集・評価	
2-4 原子力立地拡大技術	48
2-4-1 諸論と結論	
2-4-2 当所における原子力発電所の 耐震研究の概要	
2-4-3 原子力立地拡大技術	
2-4-4 将来への展望	
2-5 高速増殖炉	61
2-5-1 諸論と結論	
2-5-2 我が国の高速増殖炉(FBR)開発 とその意義	
2-5-3 ループ型炉とタンク型炉	
2-5-4 タンク型炉フィージビリティ・スタ ディの必要性和意義	
2-5-5 当所のFBR研究の経緯と 選定した5課題	
2-5-6 5課題の研究計画と現状	

執筆者紹介：()内は担当箇所、順不同

永倉 正：エネルギー技術開発本部 副本部長(2-1, 2-2編集担当, 2-1-1, 2-2-1)
満木 泰郎：土木技術研究所 構造部 原子力環境研究室 室長(2-1-2, 2-2-3)
福田佐登志：エネルギー技術開発部 原子力発電技術開発部 廃棄物担当(次長)(2-1-3)
阿部 博俊：土木技術研究所 大型輸送容器 特別研究室 室長(2-2-2)
根本 和泰：エネルギー技術開発本部 原子力発電技術開発部(2-2-4)
宮岡 貞隆：エネルギー・環境技術研究所 発電プラント部 部長(2-3編集担当, 2-3-1, 2-3-3)
堀江 康夫：エネルギー技術開発本部 原子力発電技術開発部(2-3-2)
福本 弘：エネルギー・環境技術研究所 発電プラント部 制御研究室 室長(2-3-3)
松村 哲夫：エネルギー・環境技術研究所 発電プラント部 原子炉特性研究室(2-3-3)
西山 琢也：エネルギー・環境技術研究所 発電プラント部 制御研究室(2-3-3)
桜井 彰雄：土木技術研究所 地盤耐震部 部長(2-4編集担当, 2-4-1, 2-4-2, 2-4-3, 2-4-4)
服部 禎男：エネルギー技術開発本部 原子力発電技術開発部 部長(2-5編集担当, 2-5-2)
原崎 堯：エネルギー技術開発本部 原子力発電技術開発部 高速増殖炉担当(2-5-1, 2-5-5, 2-5-6)
池本 一郎：エネルギー・環境技術研究所 高速増殖炉発電特別研究室(2-5-3)
秋本 徳三：エネルギー技術開発本部 コーディネーター(2-5-4)

2-1 放射性廃棄物への諸対策

担当●エネルギー技術開発本部 副本部長 永倉 正

2-1-1 縮論と結論

核燃料サイクル・バックエンド対策の確立は原子力発電における最重要課題の一つであり、当所は電気事業および国からの強い要請に応じて、これを次の4課題に分け、全所的な実施体制の下にプロジェクトを設置して研究を強力に推進中である。

- | | |
|-------------------|--------------------|
| 核燃料
サイクル
対策 | — I. 低レベル廃棄物対策 |
| | — II. 再処理(返還)廃棄物対策 |
| | — III. 放射性物質輸送 |
| | — IV. 使用済燃料暫定貯蔵 |

本章においては、放射性廃棄物対策としてI. 低レベル廃棄物対策、およびII. 再処理(返還)廃棄物対策について、当所におけるこれまでの成果、研究の現状と今後の方向、等についてレビューする。

I. 低レベル廃棄物対策

原子力発電所より発生する低レベル放射性廃棄物としては、発生量の最も多い濃縮廃液をはじめ、使用済のイオン交換樹脂やフィルターエイド、可燃性あるいは不燃性の雑固体など多くの種類がある。これらの廃棄物は、濃縮、脱水、焼却などの前処理を行なった後、濃縮廃液などはセメント、ビチューメン(アスファルト)等により固形化し、また物によってはタンクまたは容器内に充填して発電所サイト内に貯蔵されている。

これらの低レベル廃棄物の処分については、早くから海洋投棄を予定して研究開発が進められ、また陸地処分についても昭和50年代後半に実施目標を以て研究開発を進める方針が国によって策定されている。このため、固化処理技術及び固化パッケ-

ジの健全性と安全評価に関する研究が関係機関で実施されてきているが、当所も極めて重要な役割りを果たしてきた。

すなわち、固化処理及び固化パッケージの健全性の実証・評価に関しては、昭和43年より研究に着手し、各原子力発電所のセメント固化パッケージの作製、健全性検証に協力すると共に、昭和50年度からはパッケージの処分に対する基準化のための研究委託を国から受けて各種の実験的研究を行ってきた。これらの実証的成果は、現行の海洋投棄のためのセメント固化基準制定の基礎となっている。

その後、ビチューメン固化パッケージおよびドラム缶容器以外にコンクリートで内巻きする多重構造容器を用いたパッケージについて実証研究を推進し、昭和56年3月には技術基準のためのドラフトを国に提案した。引続き、プラスチック固化パッケージの実証研究を推進中であり、これら各種パッケージ基準化の促進への寄与を図っている。

さらに、国および電気事業からの要請をふまえ、とくに陸地処分(貯蔵を含む)に重点を以て、フイージビリティ・スタディを進め、安全評価の推進に努めている。

II. 再処理(返還)廃棄物対策

電気事業においては、これまでに引続き、今後も使用済燃料の再処理を英・仏へ委託する予定であるが、再処理によって発生する高レベル廃棄物はもちろん、低・中レベルを含むすべての再処理廃棄物が日本に返還される予定になっている。

このため、これら放射性廃棄物のガラス固化をはじめとする固化仕様、輸送、貯蔵・

処分およびこれらに対する安全評価等、広範囲に亘る諸問題について、早急な解決をわが国の電気事業は迫られている。

当所は昭和54年度に、再処理(返還)廃棄物対策の重要性を認識して、内外の研究開発状況、今後の研究開発項目、安全評価項目と評価上の問題点等を明らかにし、また昭和55年度には電力共通研究の輸送問題を中心とした調査研究を担当し、問題点を明らかにし、今後の研究の方向を明示した。

これらの調査検討結果に基づき、また低レベル廃棄物、使用済燃料輸送容器、放射性物質輸送時安全評価、等の当所の研究実績を基に、次の諸研究に重点を置き、バックエンド対策の重要プロジェクトとして研究を推進している。本研究は同時に民間の第2再処理施設の開発にも適用できるものである。

1. 高レベルガラス固化パッケージの物性・健全性評価
2. 再処理廃棄物(高・中・低レベル)輸送容器の健全性評価
3. 高レベルガラス固化体の地層処分時の浸出性の評価——スウェーデン・スイスとの共同研究——
4. 輸送・貯蔵・処分時の安全評価のための要因調査と安全評価 (永倉 正)

2-1-2 発電所廃棄物対策

原子力発電所より発生する放射性廃棄物の種類や量は、炉型や出力により異なるが、主たるものは、

1. イオン交換樹脂再生廃液などの濃縮物(濃縮廃液)
2. 使用済の粉末あるいは粒状のイオン交換樹脂(粉末樹脂および粒状樹脂)

図2-1-1 ホウ酸濃度が12g、20g、25g、30g/水100gの場合のカ性ソーダ、ホウ酸比と圧縮強度との関係

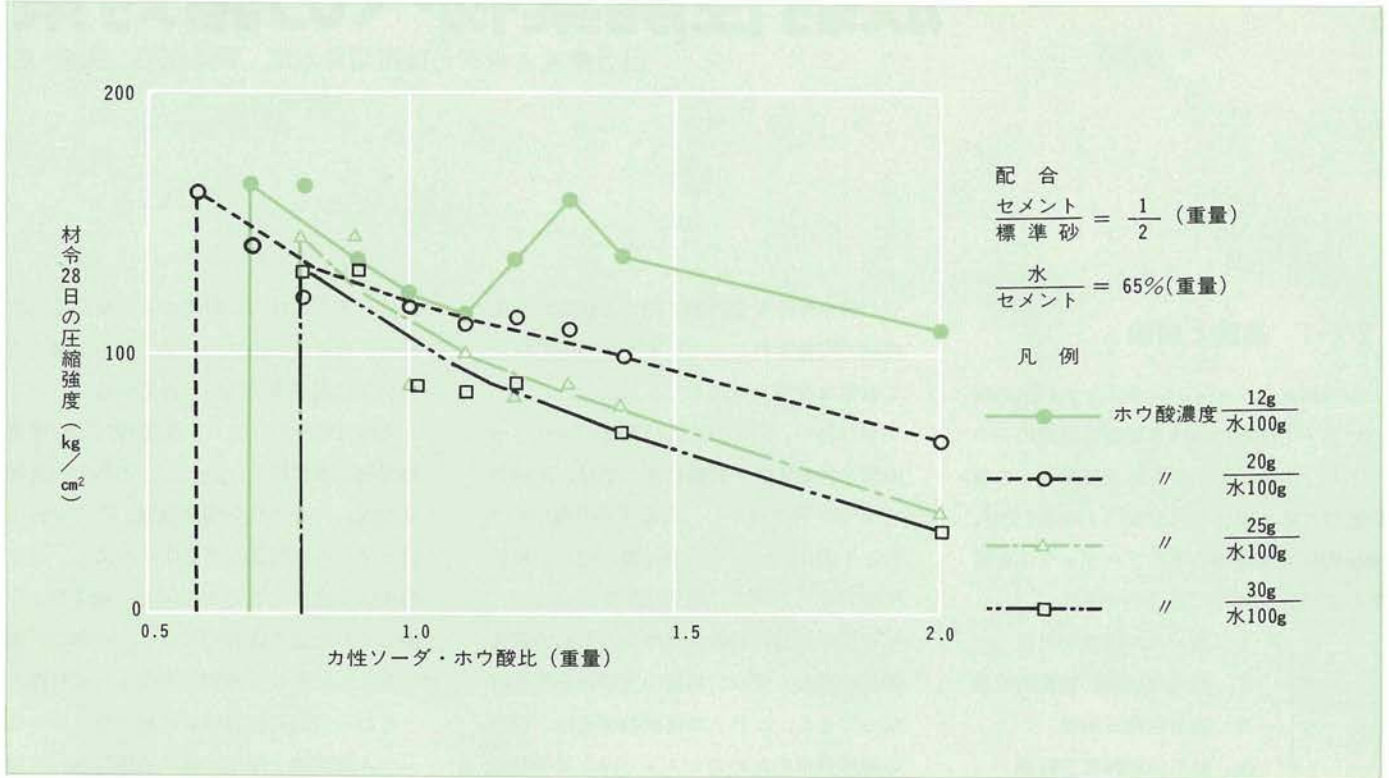
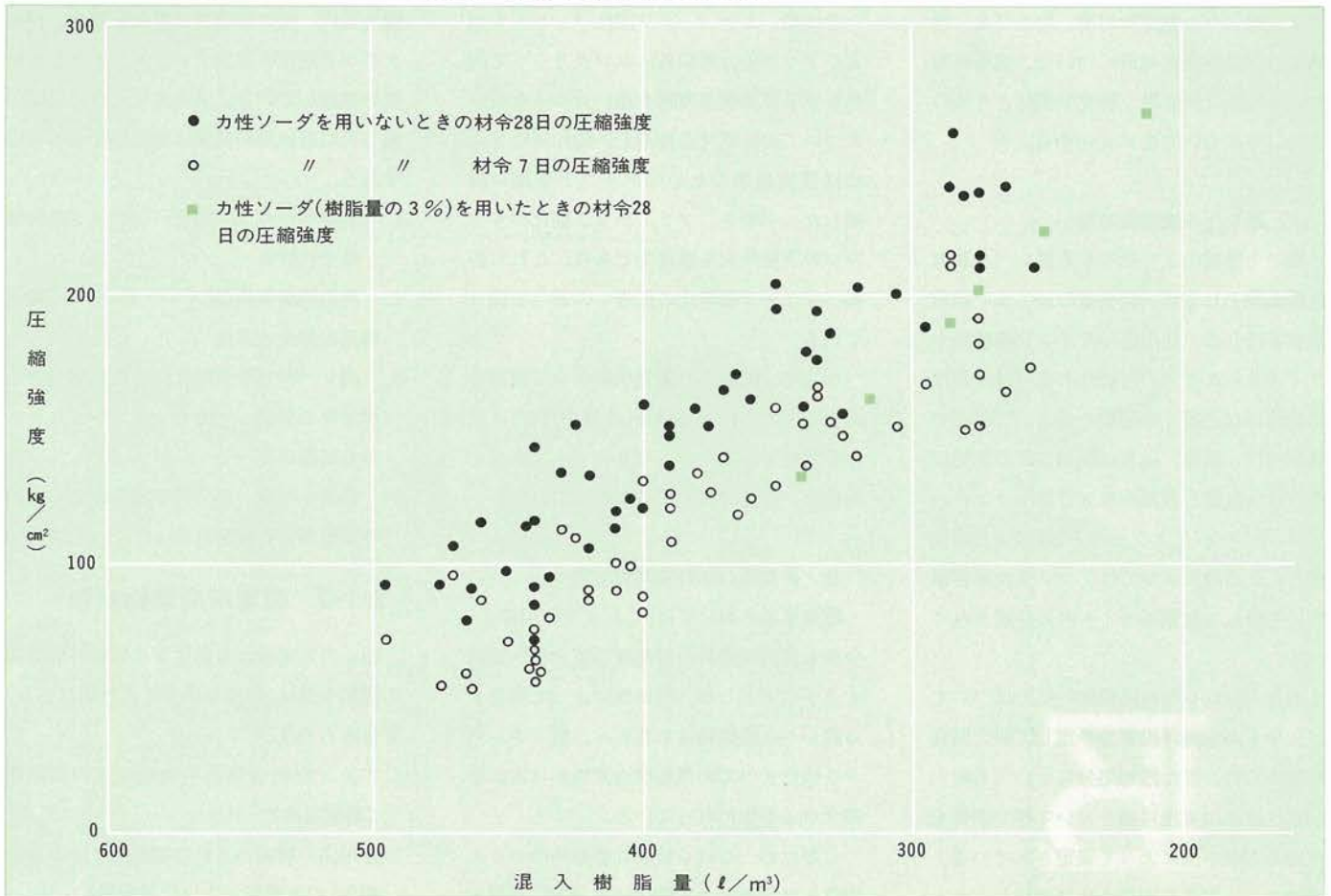


図2-1-2 イオン交換樹脂を用いたセメント固化体の樹脂量と圧縮強度との関係



3. 使用済のフィルターエイド(フィルター
スラッジ)、
である。

またこのほか可燃性および不燃性の雑
固体、洗たく廃液などがある。これらの廃
棄物は、濃縮、脱水、焼却などの処理を行
なった後、セメント、ピチューメン、プラ
スチックなどにより固化されるか、ある
いは多重構造容器内に封入され、あるいは
物によってはタンク内に貯蔵されている。
本節においては、当所が中心になって実施
してきたセメント、ピチューメンパッケ
ージ、プラスチック各固化パッケージ、なら
びに多重構造パッケージなどについて、こ
れまでの研究の成果を中心に以下に示す。

I. セメントパッケージ

1. セメント固化手法と固化体の 力学的性質

各種廃棄物に関して安定した固化体を造
るためのセメントおよび混和材料の選定、
適切な配合および練りませ条件、比重、強
度、弾性係数などの諸性質などに関する実
験的研究を実施し次の成果を得た。

(i) BWR 型原子力発電所から発生する
濃縮廃液は主成分が硫酸ナトリウムである
ため、普通ポルトランドセメントを用いた
固化体では水中でセメントパチルスの生成
により膨張破壊を呈するが、高炉セメント
と人工軽量骨材などの混和材の使用により
安定した固化体を造りうる。

また、PWR 型原子力発電所から発生す
る濃縮廃液は主成分がほう酸であるためそ
のままでは固化できないが、あらかじめ水
酸化ナトリウムを添加し、ほう酸ナトリウ
ムの型に変換することによって固化できる
ことを明らかにした(図2-1-1 参照)。

これら濃縮廃液セメント固化体の圧縮強
度は、セメント・廃液比と高い相関にあり、
セメント・廃液比が増加するにつれて増大
する。ミキサでの練りませ性が良好であり、
海洋処分に適合した固化体を造ることがで
きる適正な配合の場合の処理量は、固化体

1 m³当り 500 ℓ 程度である。

(ii) 使用済イオン交換樹脂の固化に関し
ては、樹脂自身が球状であり、練りませ性
は良好である。しかし、使用済イオン交換
樹脂のセメント固化体は、水中および空中
において樹脂の膨潤による破壊現象をおこ
すものがあるが、あらかじめ樹脂重量の3
~5%の水酸化ナトリウムを加え、セメン
トとしてC種高炉セメントを使用すること
によって安定な固化体を造ることができる
ことを明らかにした。

また、セメント固化体の圧縮強度は、樹
脂混入量の増加にともない減少し、混入量
が220kg/m³では260kg/cm²、350kg/m³では、
165kg/cm²程度であった(図2-1-2 参照)。

(iii) フィルタースラッジは化学的に安定
した材料であるのでそのセメント固化体の
安定性は問題はない。しかし、粘性および
保水性の大きい材料であるため、処理量
が増加するにともなって練りませ性が低下
し、均一な固化体の製造ができなかったり、
強度が発現しないことがある。

したがって、海洋処分に適した固化体を
得るためには、処理量を150kg/m³(含水率
50%)程度にとどめる必要がある。

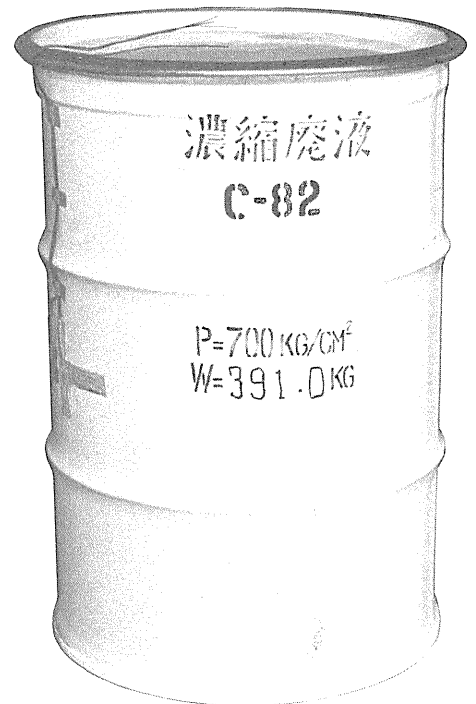
2. セメントパッケージの高水圧下 の力学的特性

放射性廃棄物の海洋処分は、水深約6,000
mの海域で実施することとなっているが、
この場合、約600kg/cm²におよぶ高水圧下
のセメント固化パッケージの力学的挙動を明
らかにし、健全性を確かめることは海洋処
分の安全評価を進める上にきわめて重要で
ある。

このような見地から、各種廃棄物のセメ
ントパッケージについて海中落下速度(約
0.3kg/cm²/sec)を模擬した高水圧シミュレ
ーション実験を行なった。実験は、最大水
圧500kg/cm²までの基本実験と700kg/cm²ま
での実証実験にわけて実施し、次の成果を
得た。

(i) 水の浸透を防止した密閉構造のパッ
ケージは、最大水圧500kg/cm²の一様な3軸

図2-1-3 700kg/cm²高水圧
実験後のパッケージ



圧縮荷重に対し、セメント固化体の1軸圧
縮強度(σ)が載荷水圧(σ_p)の1/4以上すな
わち $\sigma_p/\sigma \leq 4$ であれば固化体は破壊する
ことなく、また、強度、弾性係数の低下も
きわめて小さい。

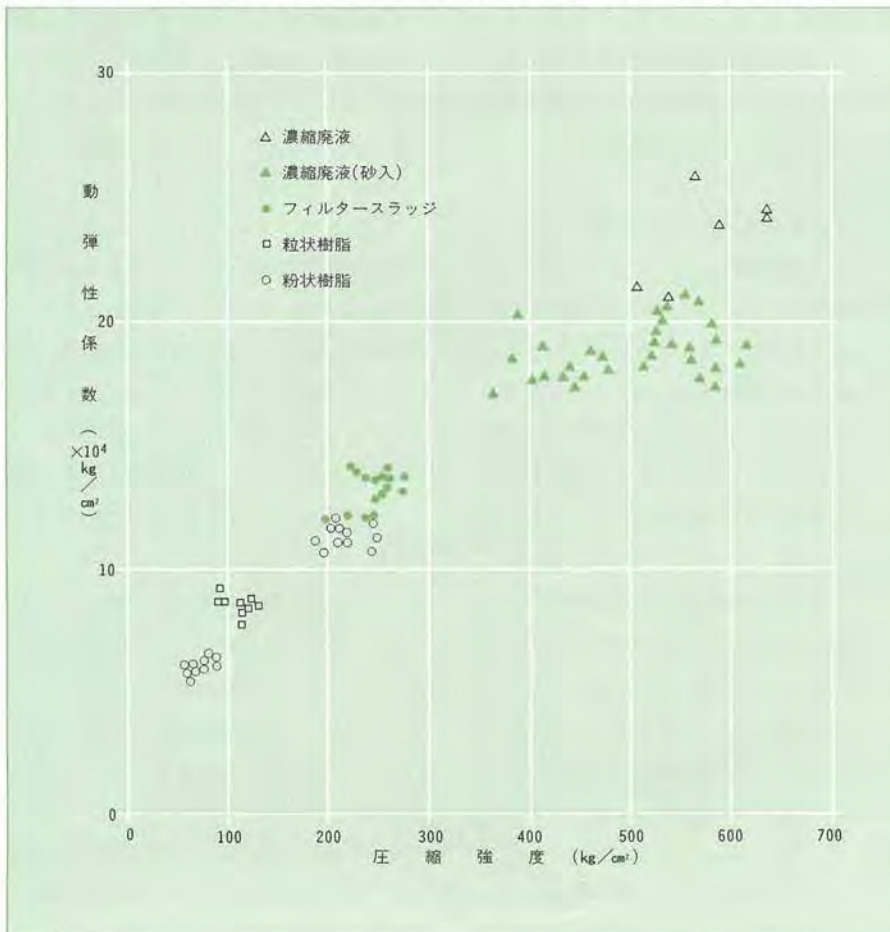
(ii) インドラムミキシング方式によって
ドラム缶内で混合固化し、ドラム缶上部の
空隙を5cm以内としたパッケージについて
高水圧実験をした結果、固化体強度150~200
kg/cm²を確保すればパッケージ内への浸水
が防止できるのみならず、容器の破損や異
常な変形およびセメント固化体自体のひび
われ発生などの異常もみられなかった(図
2-1-3)。

(iii) 上蓋に均圧弁をとりつけた均圧構造
のセメントパッケージでは均圧弁を通して
水がパッケージ内に流入しパッケージ内外
の圧力が均衡するので容器の破損・変形は
全く認められない。しかし、セメント固化
体自体の変形量が密封構造のパッケージに
比して著しく小さいので固化体内部への浸
水による固化体組織の変化も想定され、長
期性状について検討する必要がある。

図2-1-4 試作した超音波伝播速度によるセメントパッケージの強度測定装置



図2-1-5 セメント固化体の超音波伝播速度より求めた動弾性係数と圧縮強度との関係



3. セメントパッケージの落下衝撃性

セメントパッケージについて、海洋処分の際の海底への着底衝撃および船から投棄して海表面に落下したときの衝撃、あるいは陸上での取扱い時の衝撃に対する健全性を評価するため、空中での落下衝撃実験を行ない次の成果を得ている。

(i) 処分海域の底質がファインサンドの場合、これを想定した砂マットにパッケージを落下させた時の衝撃力は、コンクリート版における値の $\frac{1}{3}$ 程度でかなり小さく、落下高さが4mの場合においても、セメント固化体には異常は認められない。これに対しコンクリート版においては、落下高さ1~2mで固化体表面にひびわれの発生が認められ、落下高さ2m以上では固化体を貫通するひびわれが生ずる。

(ii) 海面上、5m、10mおよび15mの高さから海水面への落下実験を行なった結果、セメントパッケージには変形あるいは損傷は全く認められない。

(iii) 以上のことから、セメントパッケージは船から投棄して海水面に衝突したときの衝撃に対して十分健全である。

また、パッケージが海底に衝突するときの衝撃力を陸上における落下試験で与えるための換算落下高さは10~13cm程度であるので、着底時の衝撃に対してセメントパッケージは十分健全であると評価できる。

4. セメントパッケージの

非破壊による品質検査

セメントパッケージの海洋処分にあたり、所要の性質、特に一軸圧縮強度が150 kg/cm²を満足していることを確かめなければならない。このためには、非破壊による品質検査法の開発が重要な課題の一つである。

この検査方法として従来コンクリート構造物の品質判定に用いられている超音波伝播速度測定法が適用できることを明らかにし、パッケージ用の測定装置の試作を行なった(図2-1-4参照)。この測定方法はセメント

固化体中を伝播する超音波伝播速度から動弾性係数を算定し、これより固化体の圧縮強度を推定するものであり、使用する相関曲線の一例を図2-1-5に示す。

5. セメントパッケージ製造時の インドラムミキサによる練りませ

BWR型原子力発電所のインドラムミキサと同一寸法・性能のミキサを試作し、練りませ性ならびに改良の実験を実施し以下の成果を得た。

(i)インドラムミキサの回転速度は100 rpm ~ 350 rpm であり、ミキサの回転速度と材料の投入順序とを適切に選定すれば均一な固化体の製造が可能である。

(ii)インドラムミキサによるセメントパッケージの製造時ミキサの翼の形状や材料投入位置によっては、ミキサの翼あるいはシャフトにセメントが固着し、練りませに支障をきたすことがある。これらを改良するためには図2-1-6に示す試作翼を用いセメントをシャフトと容器の中心に投入するのが適切であることが判明した。また、本方式による練りませにおいても均一性は在来翼と同等であり十分実用的であると判断した。

II. ビチューメンパッケージ

1. 固化体の物性

濃縮廃液、使用済イオン交換樹脂およびフィルタースラッジに関し、混合比を各種変えたビチューメン固化体を製造し、比重、膨潤性などの諸性質に関し実験的研究を行ない次の成果を得た。

(i) 比重

ビチューメン固化体の比重は廃液物とビチューメンとの混合比に依存し混合比の増大と共に増加する。図2-1-7は濃縮廃液の混合比と固化体比重との関係を示したものであり、廃液混合比が25%~30%以上では海洋処分のための所要比重1.2の確保が可能である。しかし、比重の小さい樹脂、ス

図2-1-6 インドラムミキサによる練りませ方法とセメントの固着状況

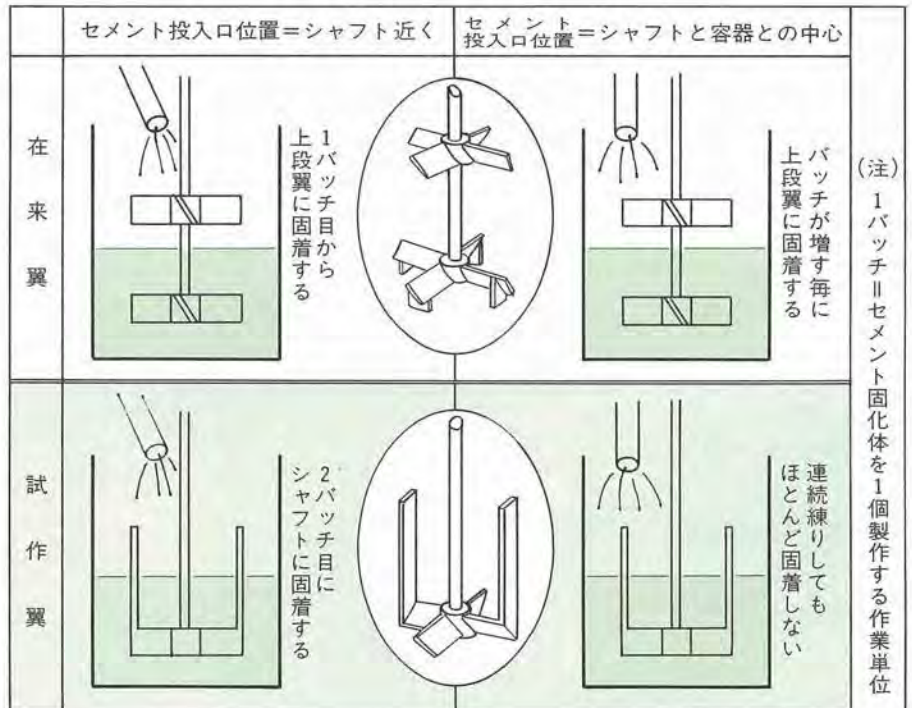
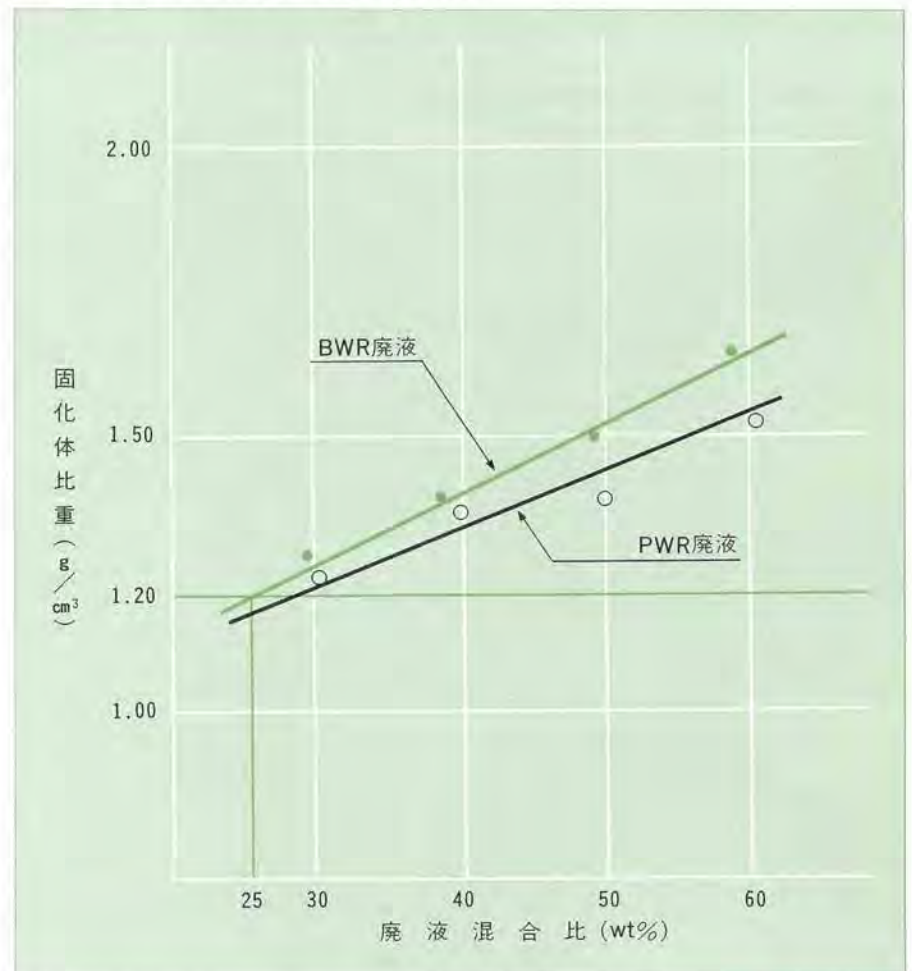


図2-1-7 濃縮廃液固化体の混合比と比重の関係



ラッジでは、それのみにより比重1.2の確保は困難であり、増重剤の添加が必要である。表2-1-1は増重剤として濃縮廃液を用いた場合の実験結果である。

(ii) 膨潤性

海洋処分を前提とした場合、ピチューメン固化体は長期にわたり水中で安定である

ことが必要である。一般にアスファルトは水密性および水中での安定性の高い材料であるが、他の材料の混入により水密性が著しく低下するなどの性質を持つことが知られている。各種廃棄物のピチューメン固化体の膨潤性について実験を実施し次の成果を得た。

(a) BWR 廃液ピチューメン固化体の膨潤は、 Na_2SO_4 (硫酸ナトリウム) が結晶水を取りこむ際に生ずる膨張力によるものと考えられ、 Na_2SO_4 混入比の増加と共に膨潤性が増加し、浸漬温度条件等にもよるが、 Na_2SO_4 の混合比が40%をこえると膨潤量が大きくなる。

(b) PWR 廃液ピチューメン固化体の膨潤は、 Na_2SO_4 固化体の場合に比し膨潤の程度、速度とも小さいが、混合比が過大となると膨潤性を示すので、混合比は50%程度に制限するのがよい。

(c) 使用済イオン交換樹脂ピチューメン固化体では、ピチューメン固化時に乾燥した樹脂が吸水・膨潤をおこすので混合比が過大となると膨潤性を示す。

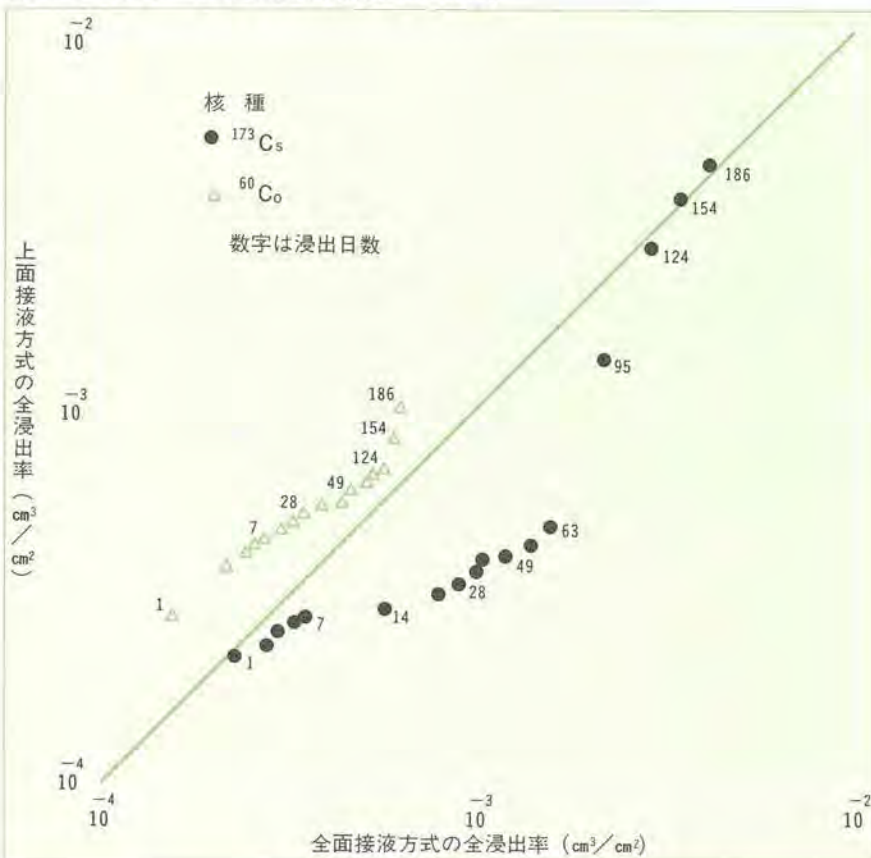
(d) フィルタースラッジ・ピチューメン固化体では、膨潤性は全く認められない。

(e) 廃棄物のピチューメン固化体を廃棄物を含まない新鮮なアスファルトで被ふくするポストフィリングを実施し、水とピチューメン固化体の間を遮断すると膨潤性は防止できる。

表2-1-1 ピチューメン固化体の配合と比重

	配 合 (wt%)			比 重 (t/m^3)
	ピチューメン	濃縮廃液	樹脂または エイド	
粒状樹脂+PWR廃液	50	40	10	1.21
	50	30	20	1.26
粒状樹脂+BWR廃液	50	40	10	1.31
	50	30	20	1.25
粉末樹脂+BWR廃液	50	40	10	1.39
	50	30	20	1.32
フィルターエイド+PWR廃液	60	30	10	1.21
	60	20	20	1.27
フィルターエイド+BWR廃液	60	30	10	1.29
	60	20	20	1.23

図2-1-8 ^{60}Co 、 ^{137}Cs 全浸出率(形状による比較)



(iii) 浸出性

ピチューメン固化体からの浸出性を評価するためほう酸ナトリウムを主体とするPWR濃縮廃液ピチューメン固化体からの ^{60}Co および ^{137}Cs の浸出性実験を行ない次の成果を得た。

(a) IAEAにより1968年に提案された全面浸液方式と1971年に提案された上面浸液方式による浸出試験方法の比較を行なった結果、いずれの方式を用いてもほぼ同等に浸出性を評価できることがわかった(図2-1-8参照)。

(b) 混入比が40%のピチューメン固化体は膨潤性も示さず浸出率は極めて小さかった。この固化体は、セメント固化体より浸出性が小さく、特に海洋投棄後全期間で浸出する ^{137}Cs は3%にすぎず、これはセメント固化体の場合の1/20程度である。

(c) ピチューメン固化体からの浸出性は、 ^{60}Co より ^{137}Cs の方が浸出率が高い傾向にあり、ピチューメン固化体が膨潤すると増加

する傾向にある。しかし、ポストフィリングを行なうと膨潤性は全く示さずまた浸出性も無視できることがわかった。

(iv)物性

ビチューメン固化体の諸物性を試験し、表2-1-2に示すものを得た。

2. ビチューメンパッケージの落下衝撃

および高水圧下の挙動

セメントパッケージの場合と同様に、輸送・取扱い、あるいは処分時に予想される各種の衝撃荷重を想定し、最大落下高さ9 mまでの種々の高さからの落下衝撃実験を実施した。実験ではパッケージの落下姿勢を各種に変えて行なった。この実験から、落下衝撃によるパッケージの変形状況は、接地部の変形のみであり内容物の漏えいを生じさせるようなものでないことがわかった(図2-1-9参照)。

ビチューメンパッケージの高水圧下の健全性は、廃棄物の種類および充填量に依存する。すなわち、適切な混合比のビチューメン固化体を用いビチューメンパッケージの上部の空間を5 cm以下となるように製造したパッケージでは、700 kg/cm²の水圧をうけた後でも外観上の変形やふたのかんぼつ等は見られず(図2-1-10参照)高水圧下でも健全であるが、上部空間が5cmを越えるビチューメンパッケージでは加圧後数kg/cm²の水圧においてドラム缶が変形し、多量の水がパッケージ内に浸入する(図2-1-11参照)。また、フィルタースラッジを主成分とするパッケージでは、固化体内に空気をまきこみ局所的な変形を生じることもあったが、700kg/cm²の水圧に対しパッケージが破壊するものはなかった。

3. 海洋処分用ビチューメンパッケージのための技術的要求の提案

以上の研究をもととして表2-1-3に示す海洋処分用ビチューメンパッケージのための技術的要求を作成し提案した。

表2-1-2 一般物性に関する試験結果

廃棄物の種類	混合比 (wt%)	試験項目			
		比重 (g/cm ³)	針入度 (1/10mm)	軟化点 (°C)	含水率 (%)
BWR濃縮廃液	29.5	1.27	25.0	57.0	0.1%以下
	38.5	1.37	21.5	59.0	0.1%以下
	48.9	1.48	18.5	62.0	0.1%以下
	58.7	1.63	16.0	68.0	0.1%以下
PWR濃縮廃液	30	1.23	26.2	54.5	0.1%以下
	40	1.34	22.5	56.5	0.1%以下
	50	1.36	20.2	59.0	0.1%以下
	60	1.50	16.1	65.0	0.1%以下

図2-1-9 9 m 落下衝撃実験後のパッケージの変形状況(斜線が変形部分)



図2-1-10 700kg/cm²の水圧荷重を行なった後のパッケージ(ほとんど変形がない：上部空間5 cm以下)

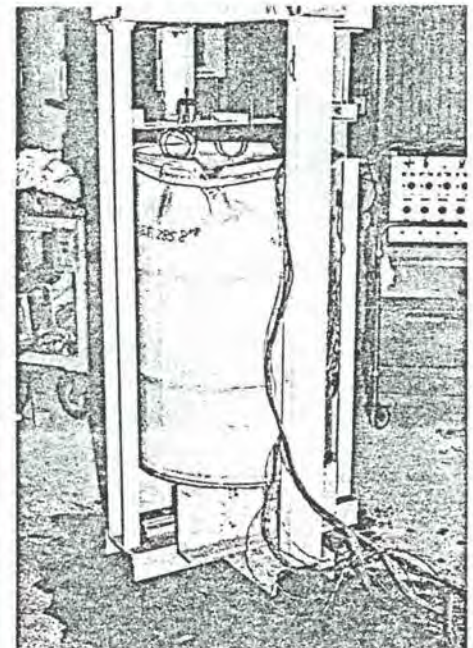


図2-1-11 700kg/cm²の水圧荷重を行なった後のパッケージ(蓋の陥没をとまう変形がある。：上部空間5 cmを超過)

Ⅲ. 多重構造パッケージ

コンクリート製容器およびドラム缶内巻
コンクリート製容器に廃棄物を固化して
製造した多重構造パッケージについて、

1. 製造方法、

2. 高水圧下の挙動、

3. 落下衝撃下の挙動、

などについて実験を実施し、海洋処分用
の多重構造パッケージの技術的要求に関し、

表2-1-4 に示すものを得た。

Ⅳ. 放射性固体廃棄物の焼却減容

フィルタスラッジおよび使用済イオン交
換樹脂の焼却では、そのネックとなる集塵
器の負担を軽減した。すなわち、すすやタ
ールなど、ばいじんの発生を抑えた焼却方
式が望ましく、その開発を行なった。

開発した方式は図2-1-12に示すように、
まず廃棄物を脱水・乾燥し、これを乾溜し
て分解ガスと炭化物とを別々に焼却する。
分解ガスは、冷却されると一部ガスが凝縮
してタールとなるので、冷却させないで熱
ガスのまま予混合燃焼させてすすの発生を
防ぐ。また、炭化物は灰が飛散しないよう
な方法で燃焼させ、ばいじんの発生を抑える。

これらに関することを実験によって確認
した結果発生ばいじん量は $0.05\text{mg}/\text{Nm}^3$ と
非常に小さな値となった。また、すすやタ
ールの生成条件を調べ、その結果から乾溜
および焼却条件を表2-1-5 に示すように明
らかにした。

さらに、この条件で処理する時の除染係
数を放射性核種を用いて求めたところ、表
2-1-6 に示すように $10^4 \sim 10^5$ となった。こ
の値は現在雑固体焼却に採用されている焼
却装置の炉出口の値 $4 \sim 170$ を大きく上廻
っており、従来の焼却法よりも有利な焼却
方式であることをたしかめた。

(満木 泰郎)

表2-1-3 ビチューメンパッケージの検討項目

項 目	内 容
ド ラ ム 缶	JISZ1600に適合するドラム缶またはこれと同等のもの
配 合 比	硫酸ナトリウム 廃液/ビチューメン=30/70~40/60 ほう酸ナトリウム 廃液/ビチューメン=30/70~50/50 粒状樹脂・硫酸ナトリウム 樹脂/廃液/ビチューメン=10/40/50~20/30/50 フィルターエイド・硫酸ナトリウム エイド/廃液/ビチューメン=10/30/60~20/20/60
製 造	配 合 比 機器の性能に応じ上記より選定 充 填 量 上部空間4~5cm 充填方法 内部に有害な空間のないこと
品 質 管 理 そ の 他	製造に先立って機器の性能試験を行ない製造工程、管理マニ ュアルを作成する。

表2-1-4 多重構造パッケージの検討項目

項 目	内 容
容 器	コンクリート製容器又はドラム缶にコンクリートを内巻き したもの
内 容 物	1. 粉末、液体は固化する 2. 大型の雑固体はパッケージが破壊しても容易に飛散しない ように固定する。
圧力平衡弁	1. パッケージが外水圧により破損するおそれがある場合には とりつける 2. 圧力平衡装置には、弁、パイプ、ディスク等があるが逆止 弁が望ましい 3. 弁の直径は15~20mmが適切
製 造	1. 使用するコンクリートの材令28日圧縮強度はドラム缶内巻 容器では $200\text{kg}/\text{cm}^2$ 以上、コンクリート容器では $300\text{kg}/\text{cm}^2$ 以 上を望ましい 2. 製造にあたってはコンクリートに有害なひびわれ等が入ら ないようにする 3. 容器コンクリートは鉄筋補強を行ない、特に胴体部と鉄筋 と蓋の鉄筋は機械的に結合し容易にふたがはずれないよう にする 4. ドラム缶はJISZ1600に適合するものであること

2-1-3 再処理(返還)廃棄物対策

1. 背 景

電気事業においては、今後も使用済燃料
の再処理を英・仏へ委託する予定であるが、
当面の契約においては、3,200トンの使用
済燃料の委託再処理によって発生する高レ
ベル廃棄物はもちろん、低・中レベルを含
むすべての再処理廃棄物が日本に返還され
る予定である。この英・仏より返還される
再処理廃棄物への諸対策は、電気事業自ら
が対処しなければならない重要かつ早急な
解決が迫られている課題である。

当所、エネルギー技術開発本部では、上
述の発電所廃棄物に関する研究実績をはじ
め使用済燃料輸送容器、輸送時の安全評価

等に関する研究実績を基に、この再処理廃棄物問題に重点を指向して研究を進めている。

本研究の実施は、上記海外再処理委託にともなう返還廃棄物対策の確立に寄与するばかりでなく、同時に現在準備活動が進められている民間の第2再処理施設の開発にも貢献するものである。

II. 当所における調査研究

本問題で解決すべき点は、極めて広範囲にわたり、また、研究開発段階にある項目も多数あるため、当所は、昭和54年に、我が国の放射性廃棄物対策、電気事業における状況、内外の研究開発状況、安全評価、安全規制等の調査の上、当所が指向すべき、調査研究課題の抽出を行なった。

その結果、下記4課題について研究を実施することとして、現在鋭意実施にあたっている。

課題1. 高レベルガラス固化体の物性、健全性評価

課題2. 高・中・低レベル廃棄物輸送容器の健全性評価

課題3. 輸送・貯蔵・処分時の安全評価のための要因調査

課題4. 輸送・貯蔵・処分時の安全評価

図2-1-13に、海外再処理に係るバックエンドフロー図と当所の従来の研究成果ならびに、研究課題の関係を示す。

以下に、各課題についての現在まで得られた成果および今後の計画を述べる。

III. 高レベルガラス固化体の物性、健全性評価

本課題は、返還廃棄物の実規模固化体を用いる試験研究(電力共通研究)および、返還廃棄物の各種物性を部分的により模擬した実験室規模の試料を用いる試験研究(所内研究)よりなる。

電力共通研究は、動力炉・核燃料開発事業団と当所との共同研究の下に推進するものであり、昭和56年度より3ヶ年計画で実施中である。その研究内容は、キャニスタ

図2-1-12 焼却方式のフロー図



表2-1-5 乾溜および焼却条件

			フィルタ・スラッジ	廃イオン交換樹脂
乾	溜	温度	400~600°C	400~600°C
焼 却 条 件	分解ガス	維持温度	350~450°C	350~450°C
		焼却法	予混合燃焼	予混合燃焼
	炭化物	焼却温度	400~550°C	450~550°C
		焼却法	表面燃焼	表面燃焼

表2-1-6 新焼却方式の除染係数

核種	フィルタ・スラッジ処理(N=5)		廃イオン交換樹脂処理(N=4)	
	乾溜処理	乾溜・焼却処理	乾溜処理	乾溜・焼却処理
¹³⁷ Cs	1.72×10 ⁵	8.62×10 ³	1.40×10 ⁵	0.90×10 ⁵
⁵⁴ Mn	1.23×10 ⁵	3.89×10 ⁴	4.26×10 ⁴	2.72×10 ⁴
⁶⁰ Co	1.16×10 ⁵	2.45×10 ⁴	1.89×10 ⁵	0.81×10 ⁵

ーを含む高レベルガラス固化体(コールド)を試作し、その温度、冷却物性試験、キャニスターの残留応力等の測定を行なう各種特性評価試験を実施するとともに、高レベルガラス固化パッケージの約9m高さまでの落下衝撃試験ならびに応力・歪などの力学的挙動を調べ、健全性を評価するものである。

現在まで得られた成果として、

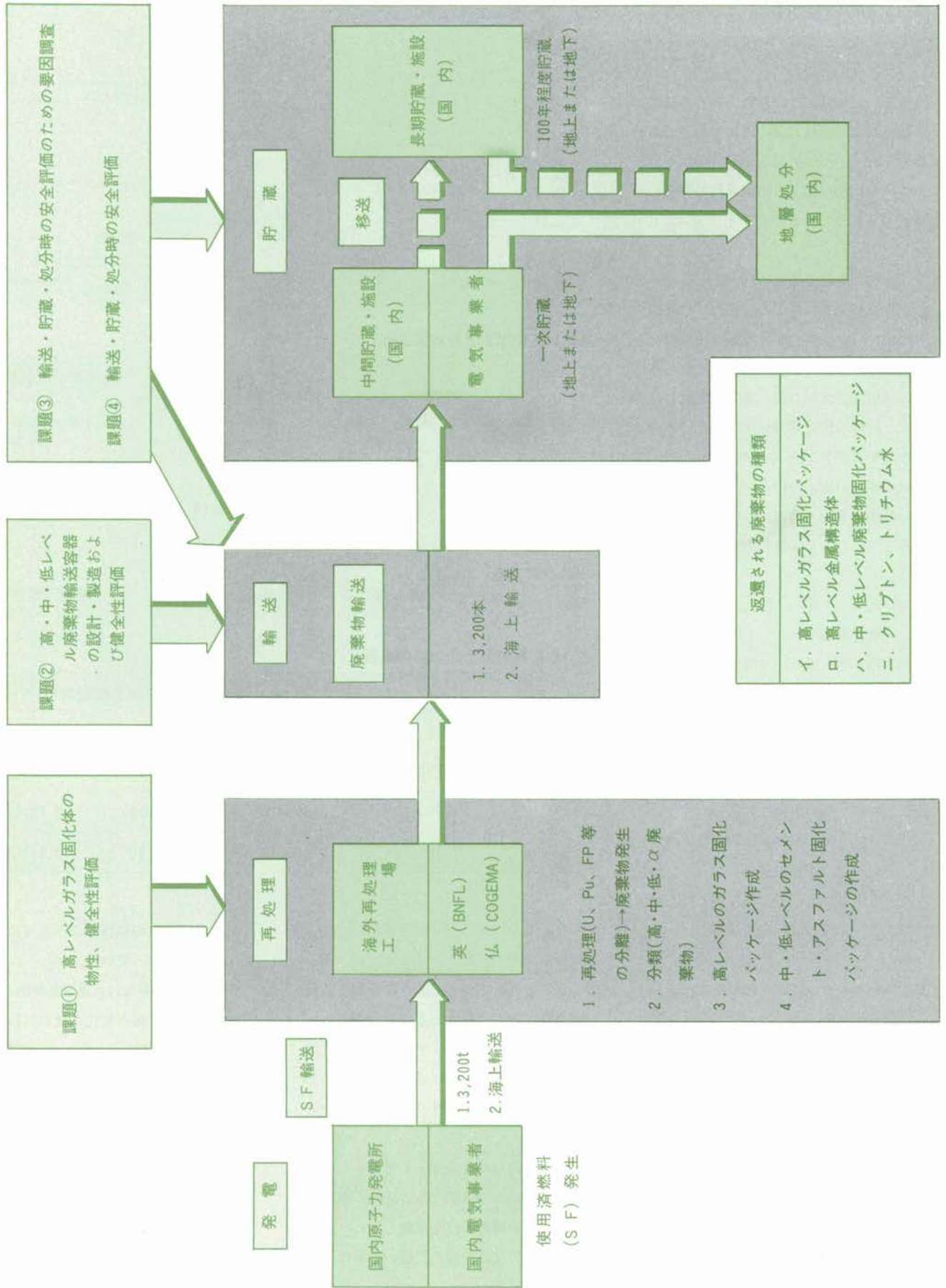
1. 高レベルガラス固化体の仕様、基本的な実験方法・解析方法を決定し、
2. ガラス固化体の製造設備の整備に着手し、

近く、固化体の試作および各種試験を開始することになっている。

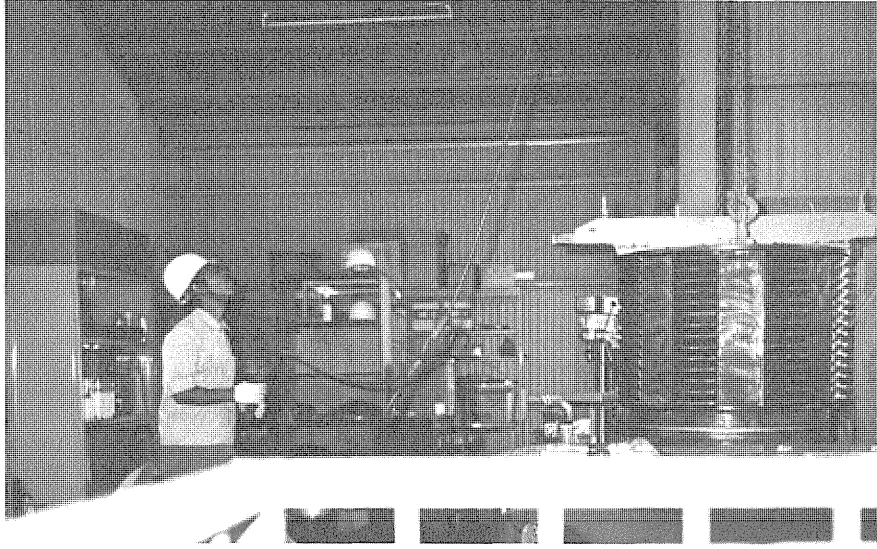
所内研究については、返還廃棄物の組成、ガラス組成等を種々変化させた実験室規模の各種試料を調整し、これらの化学的特性、浸出性等の基礎的な物性を試験研究するものである。現在まで得られた成果として、

1. 廃棄物の化学的組成を変化させた種々の組成ガラスを試作し、
2. これらの溶解条件、熱処理条件をしらべるとともに、
3. 結晶化、相分離等の組織研究、
4. 各種化学組成液に対するガラスの浸出

図2-1-13 海外再処理に係わるバックエンドのフロー図と主要な研究成果および研究課題の関係



中低レベル固化体の水圧試験



試験ならびに、

5. 金属粉末粒子の混入の影響、などの試験を実施した。

今後はこれらの予備試験結果をもとに、さらに、詳細に試験方法を検討し、ガラス固化体の基礎的物性評価に必要な各種課題の解明につとめることにしている。

IV. 高・中・低レベル

廃棄物輸送容器の健全性評価

本課題は、当所における使用済燃料輸送容器に関する研究実績を基に、電力共通研究を包含して実施するものである。高レベルガラス固化パッケージ輸送容器に関しては、昨年度実施した調査研究より、使用済燃料用容器を兼用するよりは専用容器を用いるほうが経済的であるとの結論をもとに専用容器について設計・解析を行ない、輸送時健全性を検証するための縮尺模型実験を昭和56年度よりの3ヶ年計画で実施することになっている。

その研究の内容は、第1段階で、各種材料を用いた複数の専用容器の概念設計を安全性・経済性を考慮して実施し、最適化評価を行なう。第2段階で、実規模最適化キャスク(約100ト)の詳細設計ならびに、実規模キャスクの解析方法を確認するための縮尺模型の設計製作を行なう。第3段階では、縮尺模型キャスクの9m落下等構造試験、

800℃火災時の熱試験を実施し、解析方法の確認をはかり、実機キャスクの技術上基準の適合性を評価する。

現在まで、得られた成果として、現在は上記第1段階の研究を行なっており、鍛造、鑄造方法等の複数キャスクの概念設計を3種について実施中であり上記最適評価方法の検討を行なっている。今後は、上記計画にしたがい、試験研究の実施を推進していく。

また、中・低レベルの廃棄物容器については、従来当所で、発電所廃棄物用セメント・アスファルト等のパッケージの種々の研究結果、および再処理中・低レベル廃棄物輸送容器の予備設計結果を基に引きつづき専用の輸送容器の必要性の検討およびその設計を実施し、最適化評価を行なった上、試作およびその健全性検証の諸試験等を行なう予定である。

V. 輸送・貯蔵・処分時の

安全評価のための要因調査

返還廃棄物対策において、輸送・貯蔵・処分に関する技術的、実証的検討とともに極めて重要な課題は、それらの通常時・事故時に対する安全評価である。当所は、現在までの関連する諸研究を基に、この安全評価に必要な諸要因ならびに評価手法について調査検討を進めている。

本所において取り上げている本課題は、

高レベルガラス固化体の地層処分時浸出性評価に関する研究(電力共研)、および、放射性核種の地中移行挙動の研究(所内研究)よりなる。

1. 電力共研は、スウェーデン(SKBF・核燃料供給公社)、スイス(NAGRA スイス連邦廃棄物貯蔵国家共同組合)および、日本(当所)の共同研究であり、昭和56年度(56年12月)より、3ヶ年計画で着手した。その内容は、フランスの実廃液(ホット)を用いてガラス固化体を製造し、これをスウェーデン・Studsvick のホット・ラボにて処分時の地層と想定される各種花崗岩に対するガラス固化体からの放射性核種の浸出性の実験を行なうもので、高レベルガラス固化体地層処分時の最も重要な基礎データを入手することができる。

現在まで、得られた成果として、当所から運営委員会、技術顧問会等に日本側代表委員を派遣し、上記3機関に加え、西独、米国、仏国の専門家とともに、研究計画の検討を重ねた結果、具体的研究計画等の成果が得られ、研究が開始され、現在、ホットのガラス固化体の調整が進められている。

また、我が国電気事業に必要な各種条件、要件を反映しつつ国内での評価を綿密に行なうため、ガラス固化体浸出評価国際共同研究検討委員会(当所専門委員会)を設置し、研究の評価を行なっている。

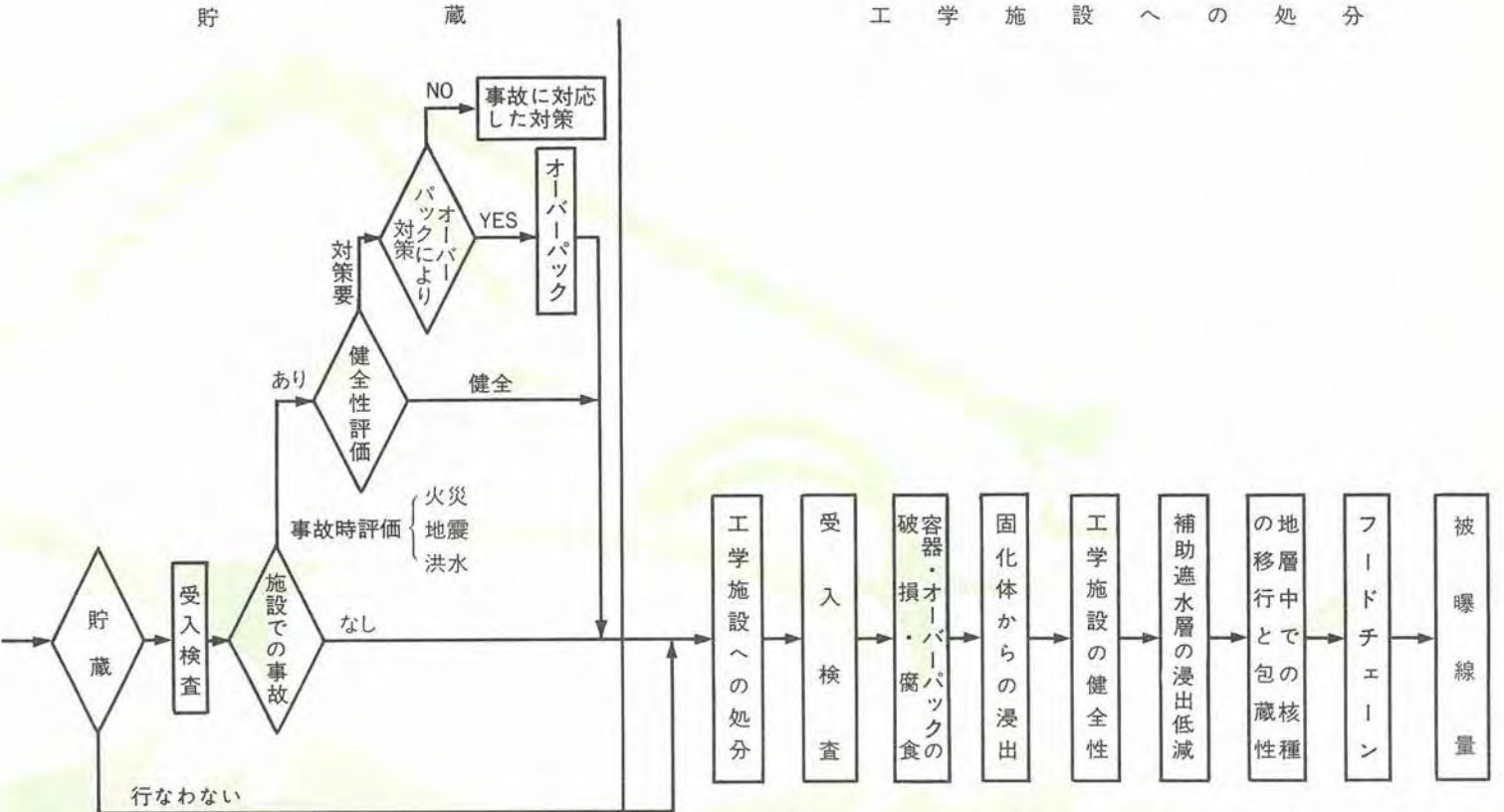
今後は、合意された研究計画にしたがい、研究を推進する予定である。

2. 所内研究は、放射性核種の地中移行挙動に関するものであり、その内容は、地中での核種移動の起動力となる地下水の流動特性指標を深層地下水の採取を行ない検討を進める一方、核種移動の遅延効果をもたらす核種の岩、土壌への吸着特性について実験室規模のホット試験およびフォールアウト核種を用いてのフィールドでの実測および核種地中移動解析のための核種移動モデルならびにシミュレーション・コードの開発を行なうことである。

貯

蔵

工 学 施 設 へ の 処 分



施 設

安 全 評 価

容 器 ・ オ ー バ ー バ ッ ク

固 化 体 (セメント・アスファルト)

工 学 施 設

補 助 遮 水 層

地 質 ・ 地 盤

フ ー ド チ ェ ー ン

安 全 評 価

- ① ○ 施設概念設計
- ② ○ 耐火性
- ③ ● 耐震性
- ④ ○ 洪水に対する安全性

- ① ● 安全評価手法の確立
- ② ● 安全評価

左記へ輸送

- ① □ 浸出性
- ② ■ 機械的性質

- ① ○ 施設概念設計
- ② ○ 耐火性
- ③ ● 耐震性
- ④ ○ 洪水に対する安全性
- ⑤ ● 耐久性

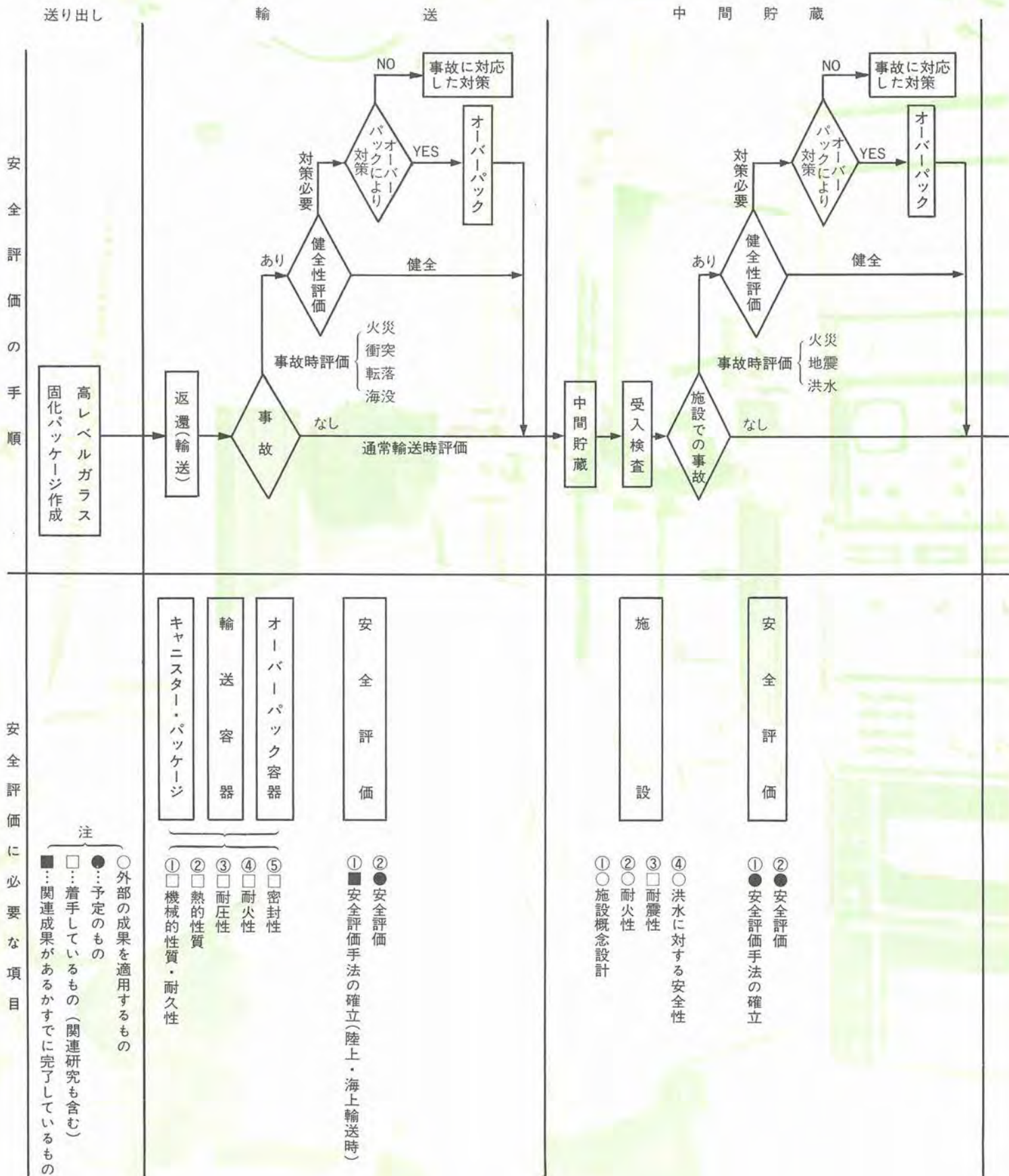
- ① ● 補助遮水材中の挙動
- ② ● 補助遮水層の効果

- ① □ 地質・地盤の特性
- ② □ 地下水の流況
- ③ □ 岩石、土壌の核種吸着特性

- ① ● 生物圏への核種移行
- ② ○ 人間への摂取経路

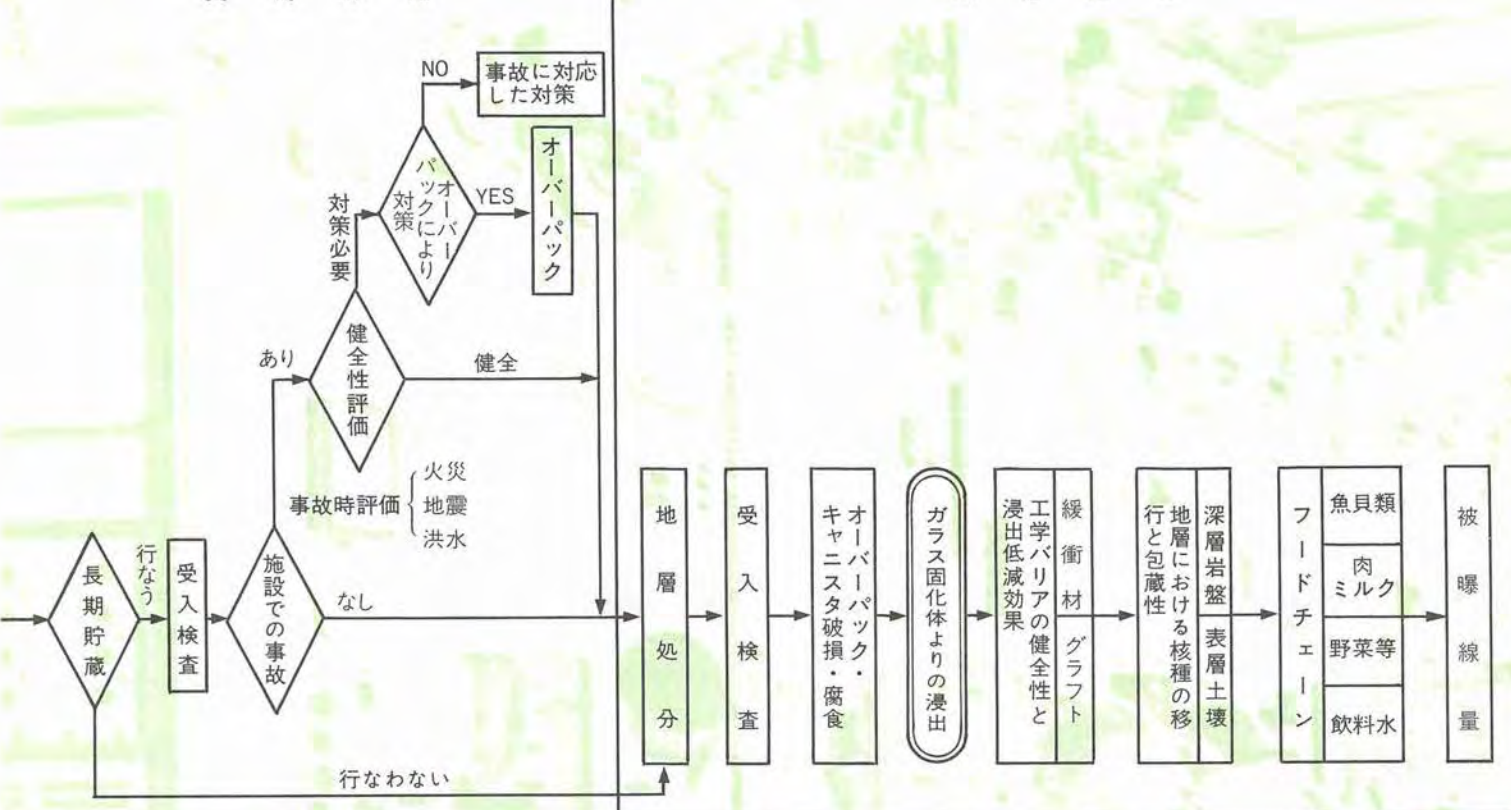
- ① □ 地盤でのシミュレーション手法の確立
- ② ● 安全評価(個人の集団線量)

図2-1-15 輸送・貯蔵・処分時の安全評価の手順および項目(高レベルガラス固化体)



長期貯蔵

地層処分



施設

安全評価

キャニスター
オーバーパック容器

ガラス固化体

工学バリア

地層

フードチェーン

安全評価

- ① ○ 施設概念設計
- ② ● 耐火性
- ③ ● 耐震性
- ④ ● 洪水に対する安全性
- ⑤ ● 耐久性

- ① ● 安全評価手法の確立
- ② ● 安全評価

左記へ輸送

- ① □ 浸出性（SKBFとの共研）
- ② □ 機械的性質（動燃との共研）

- ① ● 緩衝材中の挙動・効果
- ② ● グラウト中の挙動・効果

- ① □ 岩盤・土壌の地質学的性質
- ② □ 深地層・浅層での地下水の流況
- ③ ● 岩石の透水性
- ④ □ 岩石・土壌の核種吸着特性

- ① ● 生物圏への核種移行
- ② ○ 人間への摂取経路

- ① □ 表層（土壌・岩盤）でのシミュレーション
- ② ● 深層でのシミュレーション手法の確立
- ③ ● 安全評価（個人・集団線量）

2-2 使用済燃料等の輸送・貯蔵

担当●エネルギー技術開発本部 副本部長 永倉 正

2-2-1 緒論と結論

核燃料サイクル・バックエンド対策に関する研究のうち、本章においては、使用済燃料輸送容器の信頼性実証ならびに核燃料物質などの輸送時の安全評価を内容とするⅠ.放射性物質輸送、およびⅡ.使用済燃料暫定貯蔵フィジビリティ・スタディに関し、現在までの成果、研究の現状と今後の方向等についてレビューする。

Ⅰ. 放射性物質輸送

核燃料物質をはじめとする放射性物質の輸送に係る安全性の確保は、核燃料サイクル・バックエンド対策の確立にとって不可欠な重要な課題である。その一つは、使用済燃料輸送容器の信頼性実証である。これは実規模容器(100ト)級を用いて実証試験を実施し、安全性を確認して安全解析手法の妥当性を検証するとともに、輸送に対するパブリックアクセプタンスに資する目的のプロジェクト研究である。本実証試験は、昭和52年度に国から受託し、8ヶ年の期間と総額80億円を予定して実施中のものであり、現在までに輸送規則に示される試験装置全てが完成し、100ト級輸送容器に先立って50ト級容器について諸試験を実施し、輸送事故を想定した条件においても健全である結果を得ている。引続き100ト級容器の設計をほぼ完了し、この製造を進めて実証試験を実施する予定である。

当所が推進する輸送に関する第二の課題は、放射性物質輸送時の安全評価である。これまで、国および電気事業の委託をうけ、昭和51～52年度には使用済燃料の「日の浦丸」による海上輸送、53年度には放射性低

レベルパッケージの海上輸送、また昭和53～54年度には核燃料物質の陸上輸送について、それぞれ通常時ならびに事故時の安全評価を実施し、解析手法の開発・体系化を行ない、環境影響を評価した。

昭和55年度以降は核燃料物質を対象として、現実にもつた、より合理的評価手法の確立を図るよう、事故時を想定した実験を国の委託により実施中である。またIAEA(国際原子力機関)が進めている輸送時安全評価の国際的な手法確立の作業に当所が参加し、上述の成果が反映されている。

今後は、一層評価手法の改良、解析条件の合理化を図ってゆくとともに、前章で述べた返還廃棄物の輸送に対する適用、評価を進めるものとする。

Ⅱ. 使用済燃料暫定貯蔵

フィジビリティ・スタディ

米国は、環太平洋諸国で発生する使用済燃料を太平洋ベース地域に一定期間貯蔵する構想を日本に提案し、これに対し、日米共同で昭和56年1月より2ヶ年(24ヶ月)の計画でフィジビリティ・スタディを行なうことが政府間において決定された。当所は通産省、科学技術庁および電気事業からの要請により本調査を受託し、米国側の実施機関であるボーイング社と共同で調査作業を進めている。

本スタディは、事業の目的と範囲、立地規制、組織と資金などの制度関係10課題、ならびに立地・貯蔵、施設、輸送・貯蔵に亘る技術関係の21課題について調査活動を、全所的規模のプロジェクトとして推進している。現在までに日米合同ワーキンググループ会議が開催され、制度関係8課題、技

術関係6課題の課題報告書が完了または作成中である。(永倉 正)

2-2-2 使用済燃料輸送容器 信頼性実証試験

Ⅰ. 実証試験の目的

高い放射能をもつ使用済燃料の輸送に使用される容器(キャスク)は、陸上輸送・海上輸送のいずれの輸送においても輸送時に予想されるあらゆる事故に対して健全でなくてはならず、また放射能の漏洩があってはならない。

このため、当然ながら厳しい設計条件が課せられ国際原子力機関(IAEA)の「放射性物質安全輸送規則: Regulations for the Safe Transport of Radioactive Materials」を受けて我が国においても、昭和50年に原子力委員会において「放射性物質の輸送に関する安全基準」をとりまとめ、これに基づいて総理府令、運輸省令および科学技術庁告示等関連基準が定められ厳格な安全審査を行なって使用を許可している。

原子力発電所から生ずる使用済燃料には各種の核分裂生成物が含まれているが、ウランやプルトニウムのように再処理して再利用可能な資源も含まれており、このキャスクの信頼性を実証し、輸送形態を確立することは、核燃料サイクルの確立にとって重要かつ不可欠の課題である。

この使用済燃料は、これまで、イギリス、フランスに送られているが、東海再処理工場の完成により国内間の輸送も開始されている。使用されているキャスクは、国外輸送を主とするイギリス製のキャスク(EXCELLOXタイプ)、フランス製のキャスク

(TNタイプ)の他に、国内輸送には主として国産のHZタイプが使用されている。

我が国においては、これまで各機関において輸送キャスクについて研究開発が進められてきたが、縮尺モデルあるいは部分モデルによる試験が主体であった。したがって、この信頼性実証試験は輸送規則に示されている一般の試験条件、特別の試験条件の各種試験のほか、現在はまだ試験条件に規定されていないが、キャスクの海上輸送時の安全性確認の観点から水深3,000mに相当する水圧300kg/cm²までの耐圧試験を実施した上で、キャスクが所要の性能を満たしていることを確認するための密封試験、遮へい試験を行なうものである。

これらの試験に供するキャスクは、現在、使用されているキャスクの実規模キャスクで、50トン級、100トン級の2種類である。このような規模のキャスクを用いて輸送規則に定められている試験項目のすべてを集中的に行なう大型プロジェクト研究は世界にも例がなく、IAEAをはじめ、米国、イギリス、

フランス、西ドイツ等の各国もその成果に大きな期待をよせている。

本実証試験は、当所が科学技術庁の要請により昭和52年度より8ヶ年計画、約80億円の予算規模で実施中のものである。図2-2-1に実施スケジュールを示す。このような内容で実施する試験の目的は、つぎの3点に集約することができる。

1. 各種試験条件下におけるキャスクの挙動を把握し、健全性を確認する。
2. 構造解析、熱解析、遮へい解析などの理論解析結果と試験結果との照合をはかり設計の妥当性を確認し、輸送規則を満足していることを実証する。
3. キャスク輸送に対するパブリック・アクセプトランスに資する。

II. 実証試験の内容

実際に行なわれる各種の試験の内容は次のようなものである。

1. 一般の試験条件下の試験

(i)散水試験—降雨量50mm毎時に相当する水を1時間キャスクに吹きつける。

(ii)落下衝撃試験—キャスクを30cmの高さから最大破損を受けるような姿勢でコンクリートマット上に敷いた鋼板上に落下させる。

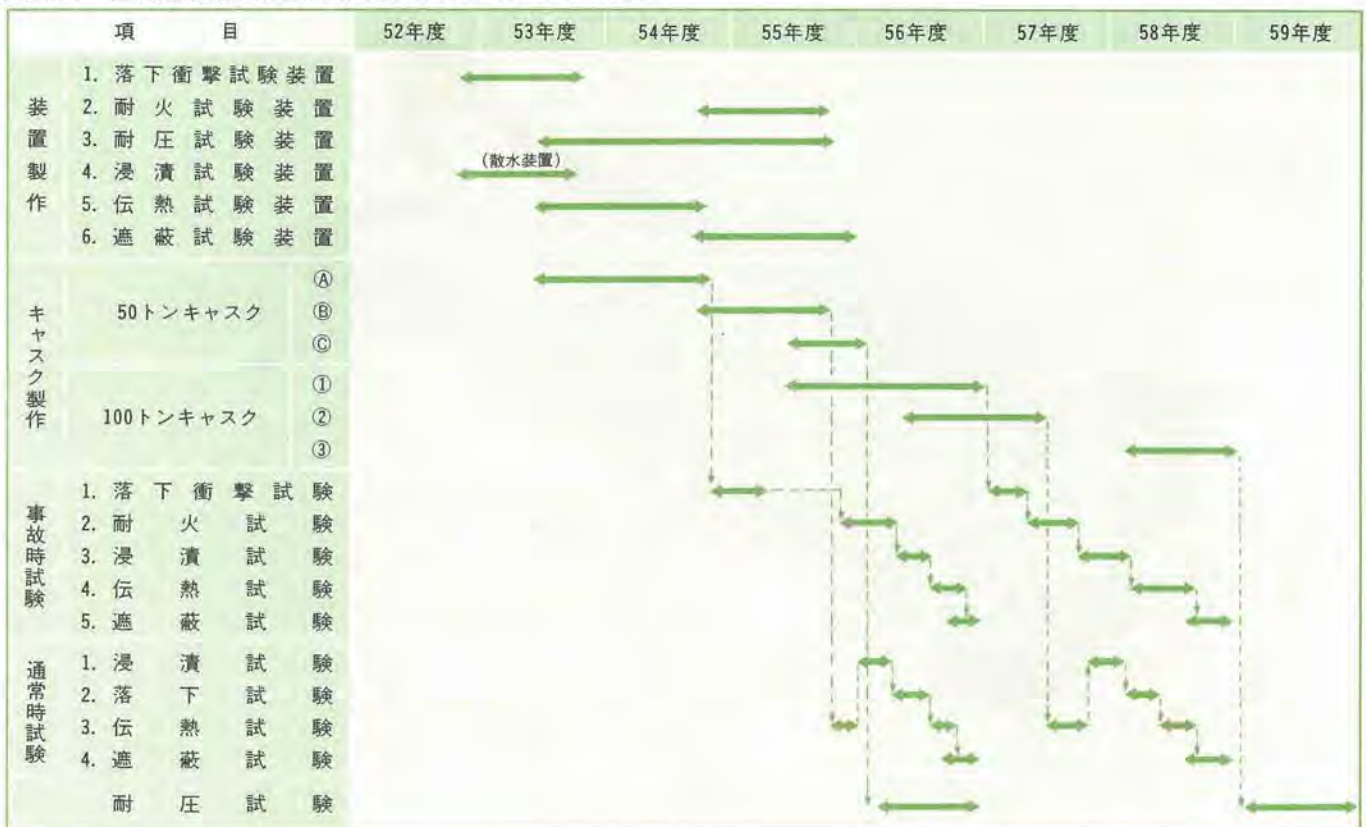
(iii)貫通試験—重量6kg、直径3.2cm、先端が半球球の容易に破損しない棒を1mの高さからキャスクの最も弱い部分に落下させる。

(iv)伝熱試験—使用済燃料の崩壊熱に相当する熱源を収納したキャスクを38℃の環境に一週間放置し、キャスク内外の温度、温度上昇による内圧の変化などを測定評価する。なお、一般の試験条件下の伝熱試験においては、表面温度が82℃以下であることが要求される。

2. 特別の試験条件下の試験

(i)落下衝撃試験(a)—キャスクを9mの高さから最大破損を受けるような姿勢でコンクリートマット上に敷いた鋼板上へ落下させる。

図2-2-1 使用済燃料輸送容器信頼性実証試験実施スケジュール(案)



(ii)落下衝撃試験(b)——キャスクを1 mの高さから最大破損を受けるような姿勢で垂直に固定した直径15cm、長さ20cm以上の軟鋼丸棒上に落下させる。

(iii)耐火試験——輸送中のキャスク火災事故を想定して800°Cの熱放射雰囲気キャスクを30分さらず試験を加熱炉を用いて行なう。

(iv)浸漬試験——キャスクを水深15m以深に相当する水圧の水槽に8時間以上浸漬し、密封性などを試験する。

(v)伝熱試験——使用済燃料の崩壊熱に相当する熱源を収納したキャスクを38°Cの環境に1週間放置し、キャスク内外の温度、温度上昇による内圧変化などを測定・評価する。

3. 耐圧試験

キャスク海上輸送時における運搬船の沈没事故などを想定して、高圧水槽内にキャスクを収納した上で300kg/cm²(水深3,000m

に相当)に加圧し、高水圧下におけるキャスクの変形挙動、水密性を試験する。

4. 性能確認試験

(i)密封試験——各種試験前後のキャスクの密封性能を判定・評価するため、真空・加圧放置およびヘリウムリーク法により漏洩率を測定・評価する。

(ii)遮へい試験——各種試験前後のキャスクの遮へい性能を判定・評価するため、ガンマ線源および中性子線源をキャスク内に挿入してキャスク外部の放射線量率を判定・評価する。

Ⅲ. 試験用キャスクおよび試験装置

1. 試験用キャスク

実証試験に用いるキャスクは、本実証試験を実施された当時、関係官庁の認可を受けていたEXCELLOX型、HZ型の特徴を活かし、その双方の実証ができる新しいキャスクを設計・製作し実験に供している。

基本的設計条件は、つぎのとおりである。
 (i)主構造は鋼、ガンマ線遮へいは鉛および鋼、ウェットタイプとする。
 (ii)50^{トン}級、100^{トン}級のいずれも同様の設計思想により設計する。
 (iii)収納する使用済燃料の仕様は、使用済燃料輸送の現状をもとに決定する。
 (冷却日数 50^{トン}の場合180日、100^{トン}の場合360日)

キャスクの設計に当っては、国が行なっている実際のキャスクの認可に関する設計審査と同レベルの保証を与えるよう各種解析コードの検討をはじめ、各種試験条件に対する健全性の事前評価、各種構成材料の材料特性の評価などを行なった。

さらに製作に際しても各作業工程における検査を、実用キャスクと同程度の判断基準に基づいて実施した(図2-2-2、2-2-3参照)。

図2-2-2 実証試験用50トン級キャスク鳥瞰図

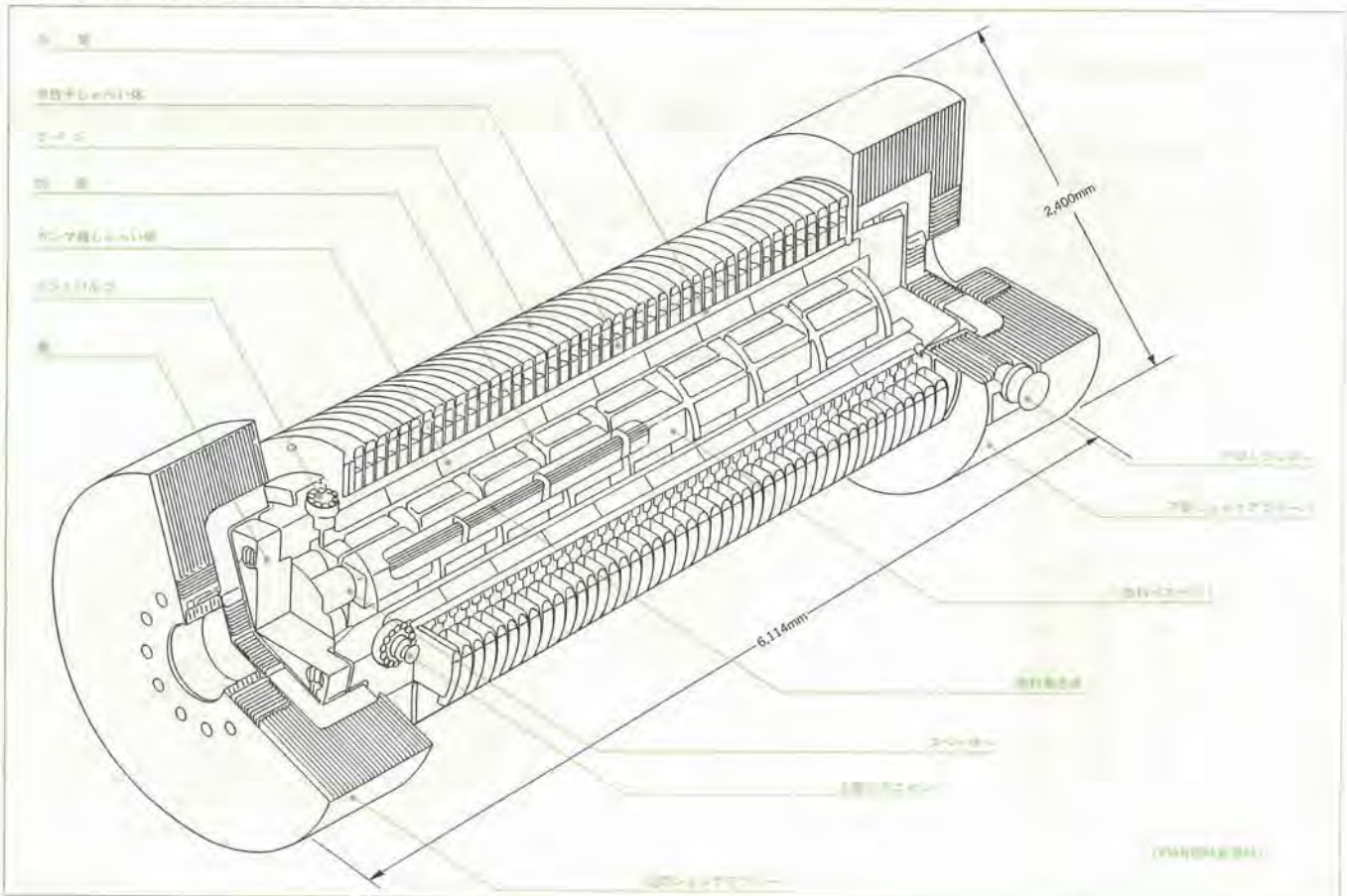
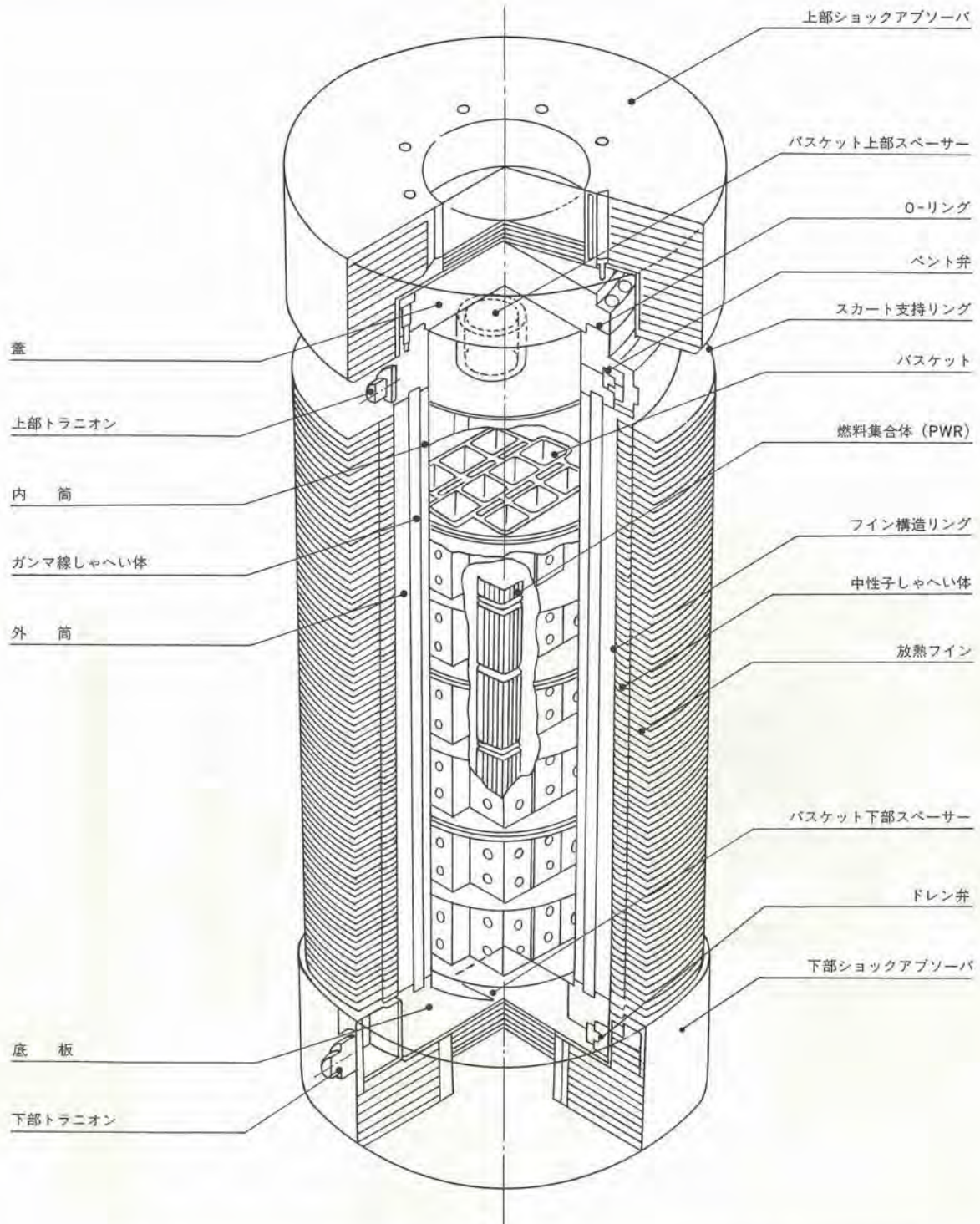


図2-2-3 実証試験用100トン級キャスク鳥瞰図



主 要 目

全長・全巾・全高：6.18m×3.00m×2.55m
 本体長×直径：5.19m×2.50mφ
 キャビティ長×内径：4.57m×1.24mφ
 鋼・鉛・鋼三層構造
 水冷却 放熱フィン：銅フィン86枚

ガンマしゃへい：鋼・鉛・鋼
 中性子しゃへい：樹脂またはシリコンゴム
 燃料集合体：PWR10 BWR27
 重量（最大）：105トン

2. 試験装置

試験装置は、武山試験・研究センター敷地内に建設し、その主な設備はつぎのとおりである。(図2-2-4、2-2-5 および表2-2-1 参照)

- 落下衝撃試験装置、同計測装置
- 耐火試験装置、同計測装置
- 遮へい試験装置、同計測装置
- 耐圧試験装置、同計測装置
- 散水試験装置
- 3次元座標測定装置
- 伝熱試験装置、同計測装置

図2-2-4 キャスク武山実験場鳥瞰図

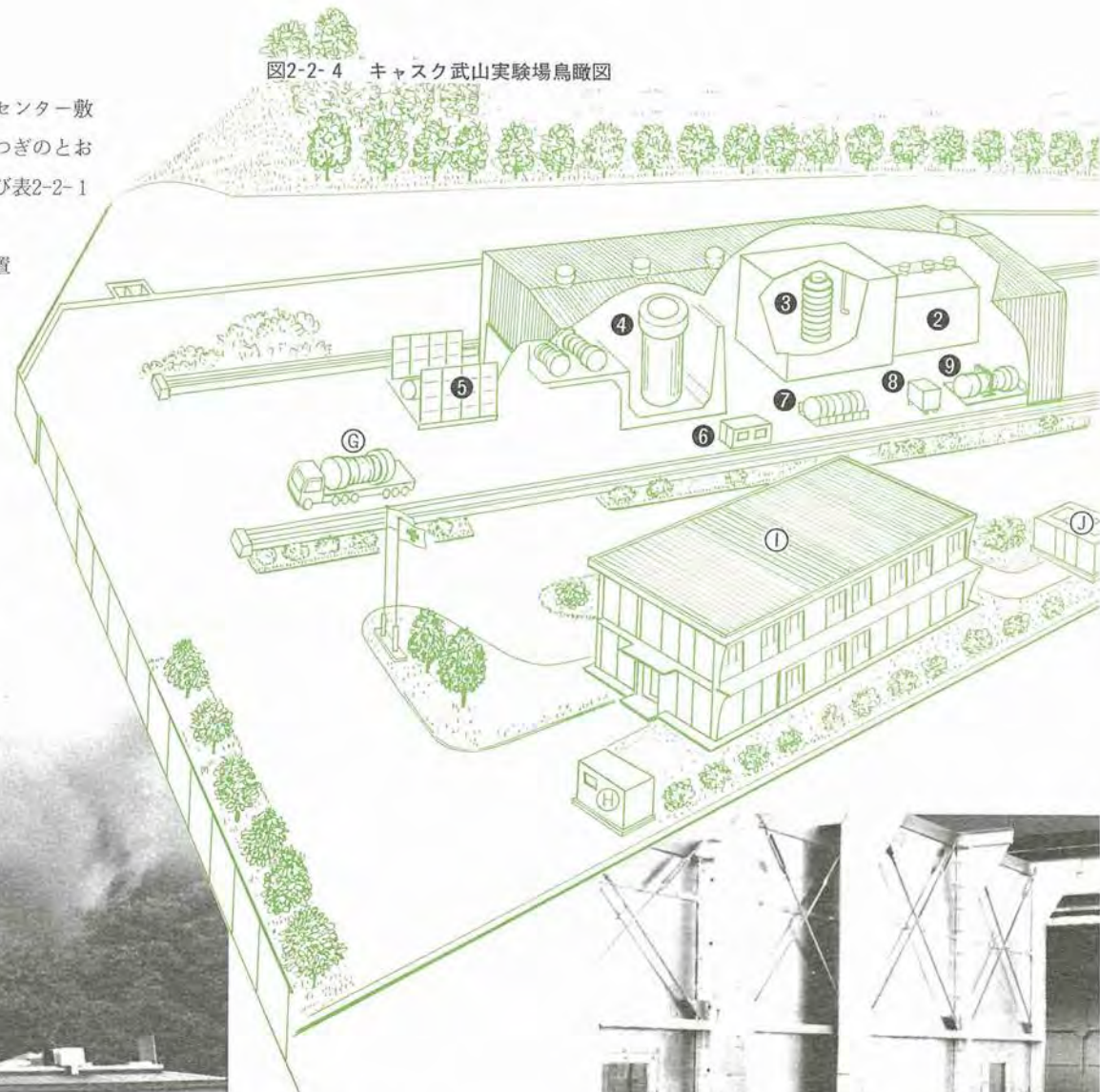
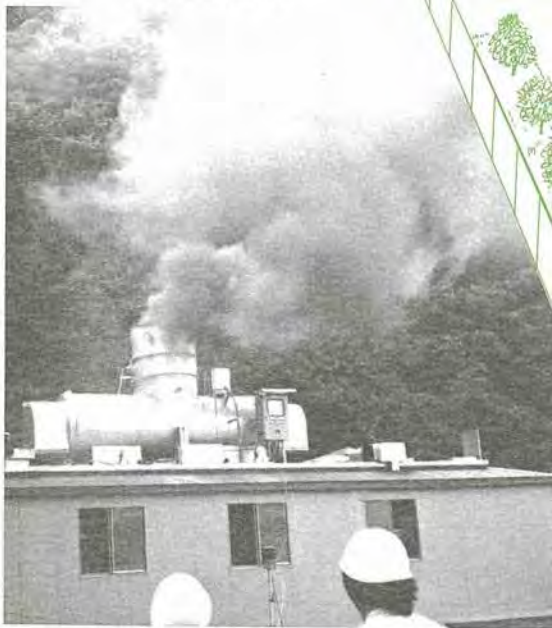
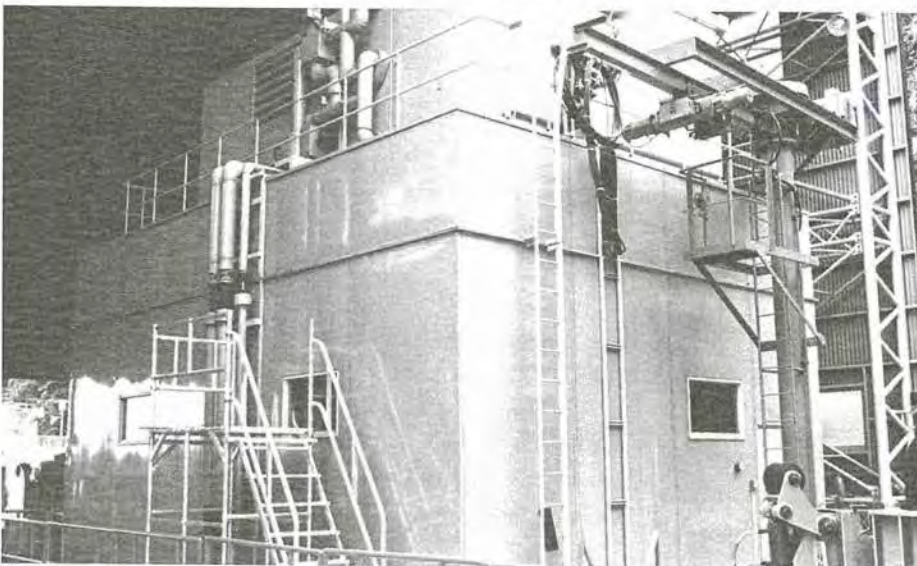
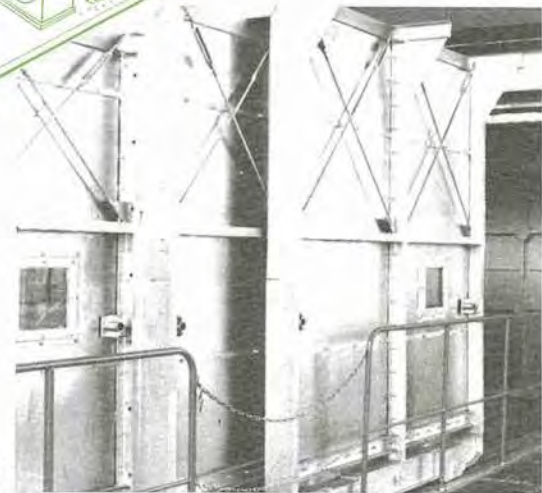


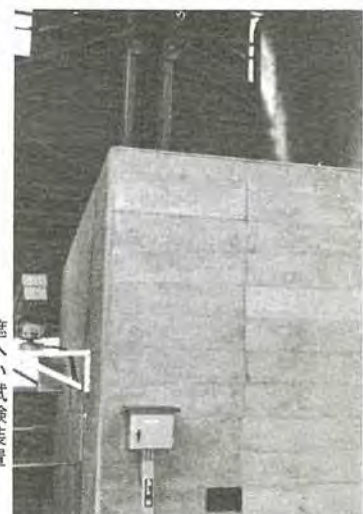
図2-2-5 キャスク試験装置



耐火試験装置（外観）

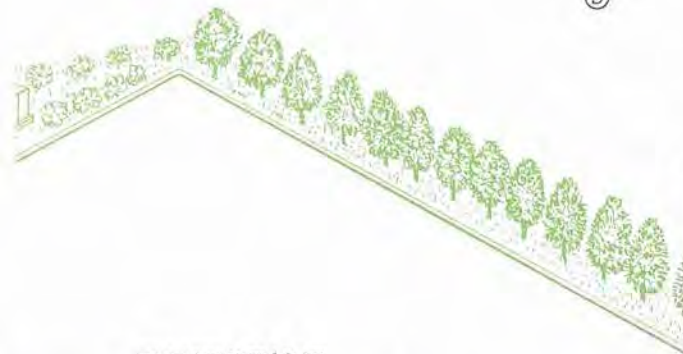
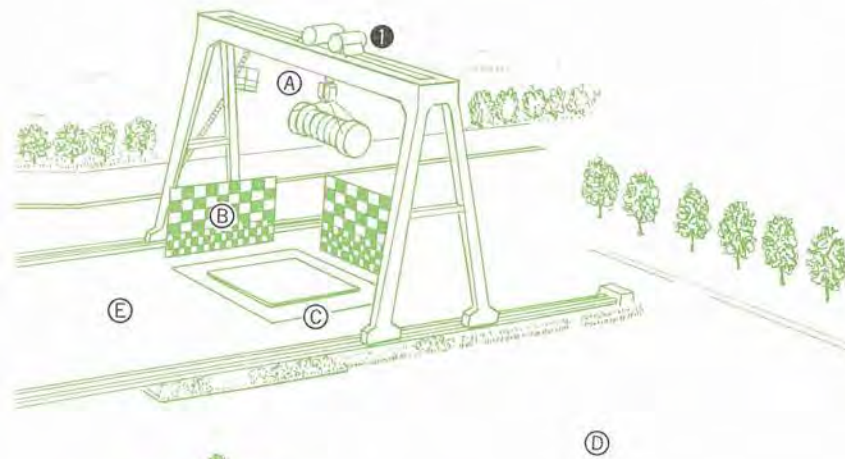


伝熱試験装置

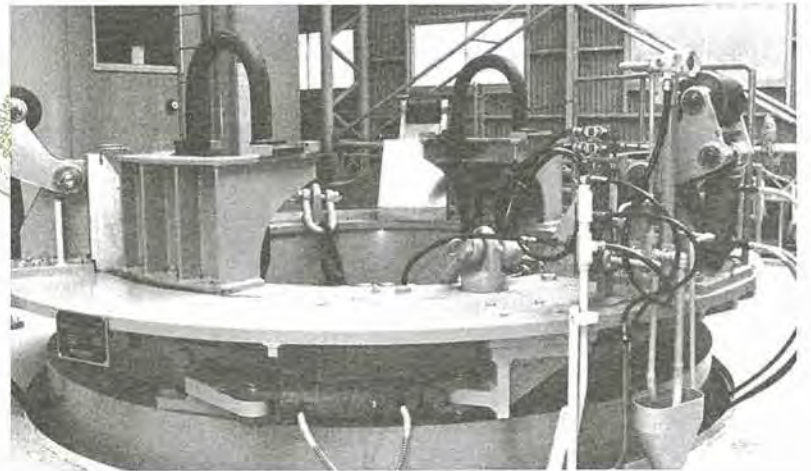


遮へい試験装置

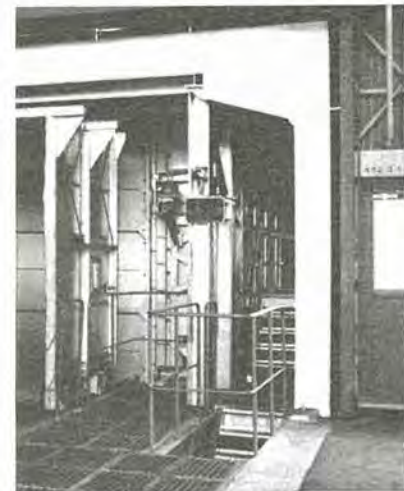
- ① 落下衝撃装置
- ② 耐火試験装置
- ③ 遮へい試験装置
- ④ 耐圧試験装置
- ⑤ 散水試験装置
- ⑥ 動歪・加速度測定装置
- ⑦ 伝熱試験装置
- ⑧ 漏洩測定装置
- ⑨ 三次元座標測定装置
- ⑩ 試験済キャスク置場
- ⑪ 試験準備作業スペース
- ⑫ 移動式保護上屋
- ⑬ 重量物受入スペース
- ⑭ ボイラー室
- ⑮ 実験棟
- ⑯ 受変電所



耐圧試験装置の上部



耐火試験装置(内部)



落下衝撃試験装置



表2-2-1 実証試験装置の仕様概要

試験名	試験装置
	試験ヤード ①規模：巾23m×長さ120m ②移動式保護上屋：巾20m×長さ20m×2棟 ③実験棟 ④付帯設備
1. 落下試験(I)	落下衝撃試験装置 ①移動式橋形クレーン：吊上荷重120t ②落下試験台：12m×12m×厚さ4.5m、1,500t コンクリート、7m×7m×厚さ10cm 鋼板 ③鋼丸棒：φ15cm×長さ20cm
2. 落下試験(II)	
3. 耐火試験	耐火試験装置 ①加熱炉：台車式直火型、内寸法5m×5m×8.5m ②加熱方式：LPG、加熱温度600~1,200℃、加熱速度835℃/35分 ③制御方式：プログラム制御および手動
4. 耐圧試験	耐圧試験装置・浸漬試験装置 ①高圧水槽：内径3cm、内高6m、最大水圧500kg/cm ² ②加圧制御装置：昇圧速度0.3~2.7kg/cm
5. 浸漬試験	
6. 散水試験	散水試験装置 ①スプレーノズル ②散水ポンプ ③水タンク
7. 伝熱試験	伝熱試験装置 ①試験用フード：内寸法8.5m×5.5m×高4m ②空調装置：フード内温度38±5℃、風速0.5m/秒以下、冷却器・加熱器各2台、循環プロア2台
8. 遮蔽試験	遮蔽試験装置 ①測定装置：内寸法8m×8m×高3.8m/キャスク回転台 ②計測制御装置：プログラム制御および手動、線源駆動装置、ガンマ線・中性子線用検出器 ③線源： ⁶⁰ Coおよび ²⁵² Cf

IV. 試験結果

これまで50t級キャスク1号機による特別の試験条件下の試験、2号機による一般の試験条件下の試験を実施した。

キャスク法令で定められている性能は、一般の試験条件下の試験、特別の試験条件下の試験のいずれの場合も、一連の試験を終了したのち遮へい性能、漏洩率について、所定の値以下になっているかどうかを確かめ、健全性を評価することとしている。しかし、50t級キャスクの試験では原則として各試験の前にも密封試験を実施し、試験の後との変動の度合を確かめるとともに、容器本体の試験時における安全解析値と実測値(実験解析値)との対比から、各試験条件下の容器の健全性を評価することとした(表2-2-2参照)。

現在、耐圧試験結果の集約をまって、50

t級キャスクの健全性の総合評価、現用キャスクの設計余裕度等について検討を進めているが、これまでの結果を集約するとつぎのとおりである。

1. 一般の試験条件下の試験

54年度事業で製作した50t級輸送容器について、法令で定められている一般の試験条件下の試験を実施し、下表の結果を得た。

表2-2-3

法令で定められた試験(順序)	結果	判定
散水試験(水ふきつけ試験)	外観・密封性のいずれも変化なし	本体の製作時の機能に変化は生じない
落下試験 30cm 鋼棒落下	本体には何らの変化もみられず、密封性も変化なし	
環境試験	最高温度62.9℃(平均気温26℃) 密封性変化なし	
遮蔽試験	試験前後に有意な差は認められない	

表2-2-2 実証試験と基準との関係

区 適用基準	分 条件	試験方法			本実証試験における実 施の有無	項 目	試験 後満 足す べき 基準	本実証試験における実施方法
		試験名	方 法	方 法				
B	一般の試験条件〔通常時・告示・別記第三〕	イ. 浸漬試験	50ミリ/時の雨量に相当する水を1時間吹付ける	実施する	①放射性物質の漏洩率〔規則、第六条二項〕	$A_2 \times 10^{-6} \text{ (Ci) / h}$ 以下 * 告示別表第一	実使用済燃料を使用しないので「密封試験」においても、体積漏洩率を実測し、より最も妥当な換算により放射性物質漏洩率を判定する	
		ロ. 落下試験	容器(輸送物)の重量に応じ、次の高さから最大の破損を与えるように落下させる 5 ton 以下 : 1.2m, 5 ~ 10ton : 0.9 m 10 ~ 15ton : 0.6m, 15ton 以上 : 0.3m	実施する	②放射線量率〔規則、第六条一項〕	表面で 200mrem/h 以下 表面から 1 m はなれて 10mrem/h 以下	適切な R I 線源を用いる「しゃへい試験」を実施して放射線量率を判定する	
		ハ. 圧縮試験	自重の5倍相当の荷重〔鉛鉛直投影面積 (cm ²) × 0.13 (kg/cm ²)〕の荷重のいずれか大きい荷重	解析によって十分解明できるので実施せず(解析は行う)	③表面温度〔規則、第六条第二項〕	82℃以下	熱源を容器に装填し表面温度も「伝熱試験」により実測する	
		ニ. 落下試験	先端が半球形の直径 3.2cm、重さ 6 kg の容易に破損しない棒を 1 m の高さから落下させる	実施する	④表面の汚染密度	$\alpha : 10^{-6} \mu\text{Ci/cm}^2$ 以下 $\beta\gamma : 10^{-3} \mu\text{Ci/cm}^2$ 以下	キャスクの運用上の基準であるので実施しない	
		ホ. 伝熱試験	野外の温度が 38℃ の環境に 1 週間放置する	実施する	⑤放射線物質の漏えい率〔規則、第六条三項〕	$A_2 * \text{ (Ci) / week}$ 以下 * 告示別表第一	上記④と同様に実施する	
M 型	特別の試験条件〔事故時・告示・別記第四〕	順 序	イ〜ホの試験はその順序で行なう	その順序で実施する	②放射線量率	表面から 1 m はなれて 1,000 mrem/h 以下	上記⑤と同様に実施する	
		1. 落下試験 I)	9 m の高さから最大の破損を受けるように落下させる	実施する	④未臨界性	原子力委員会燃安審 報告書による	高圧水槽中で実施する	
		2. 落下試験 II)	1 m の高さから垂直に固定した 15cm φ 長さ 20 cm 以上の軟鋼丸棒の上面の滑かな水平面に、最大の破損を受けるように落下させる	実施する	⑤放射線漏洩	—	—	
		3. 耐火試験	800℃ の環境に 30 分間さらす	実施する	—	—	—	
		4. 浸漬試験	深さ 15 m の水中に 8 時間浸漬する	実施する	—	—	—	
核分裂性 行政運用	あらゆる場合規則第 8 条 海上輸送	5. 伝熱試験	野外の温度が 38℃ の環境に 1 週間放置する	実施する	—	—	—	
		順 序	1 ~ 5 の試験はその順序で行なう	その順序で実施する	—	—	—	

表2-2-4

法令で定められた試験(順序)	結 果	判 定
落下試験 I		
加 速 度	84 G	
応 力	-7.4kg/cm ² (軸)	
応 力	23.5kg/cm ² (周)	
密 封 性	×10 ⁻⁴ atmcc/s オーダー	安全性解析値判定基準値以下
落下試験 II		
加 速 度	19 G	
密 封 性	×10 ⁻⁴ atmcc/s オーダー	
耐 火 試 験		
鉛	最高275℃	
キャビティ圧力	最高24.5kg/cm ²	安全解析値判定基準値以下
密 封 性	×10 ⁻⁴ atmcc/s オーダー	
浸 漬 試 験		
環 境 試 験	密封性に变化なし	密封機能を十分保持、規準値以下である
遮 蔽 試 験	製作時に比べ×10	実燃料装荷時も規準値以下(予測)

2. 特別の試験条件下の試験

53年事業で設計・製作した50トン級輸送容器を用いて法令で定められている特別の試験条件下の試験を実施し、上表の結果を得、健全性を確認した。(阿部 博俊)

2-2-3 放射性物質輸送時の安全評価研究

1. まえがき

原子力発電規模の増大にともない核燃料物質等の放射性物質の輸送は益々拡大する。日本における核燃料物質等の輸送は原子炉等規制法等に基づき安全に行なわれているが、現状の輸送の安全度の把握や、より効果のある安全対策の検討のためには輸送にともなう環境影響を評価し、輸送時の安全評価に必要な資料を得ることは重要である。

このため核燃料物質等の海上および陸上輸送時の環境影響評価手法を開発し、輸送の現状を評価した。

開発した評価手法は将来予定されている使用済燃料の海外再処理により発生する廃棄物の我が国までの輸送に対して適用・評価する予定である。また、IAEA が実施している国際的な輸送時安全評価にも反映している。以下に開発した手法を紹介する。

II. 海上輸送事故時の環境影響評価

海上輸送時の環境影響評価では通常時は被曝対象が荷扱人や船の乗組員に限られ一般公衆が対象となることはないで、一般公衆が被曝の対象となる事故時、特に輸送物の沈没をともなう事故を対象としてその手法を開発した。

1. 海難事故発生確率

海難事故発生確率は図2-2-6 に示す手法によって求める。すなわち、海上輸送の航路を設定し、航路周辺の船舶交通量、海難事故などを調査する。次に、輸送に使用する船舶の寸法、構造を調査し航路上で遭遇

する危険船(輸送船の加害となる船舶)を同定し、(i)輸送船の沈没事故発生確率、(ii)海没に至らないが船倉に破口が生じ輸送物の種類によっては喪失がおこる確率等を求める。

2. 輸送物沈没事故時の放射性核種の放出

沈没した輸送物からの放出量と速度は、輸送容器の海中における挙動、輸送物中の放射性物質の性状と核種構成等をもととして求める。たとえば、使用済燃料輸送の場合には、使用するキャスクの構造解析によりキャスクの破壊水深を求め、沈没水深が破壊水深より浅い場合には腐食により、深い場合には破壊によりキャスクに開口が生じるものとする。

次に、使用済燃料についても被覆管が腐食あるいは水圧による破壊により開口が生ずるものとし、これらの開口を通して、燃料ペレット内に存在する核種がリーチングにより漏出するものとした。

3. 環境影響評価

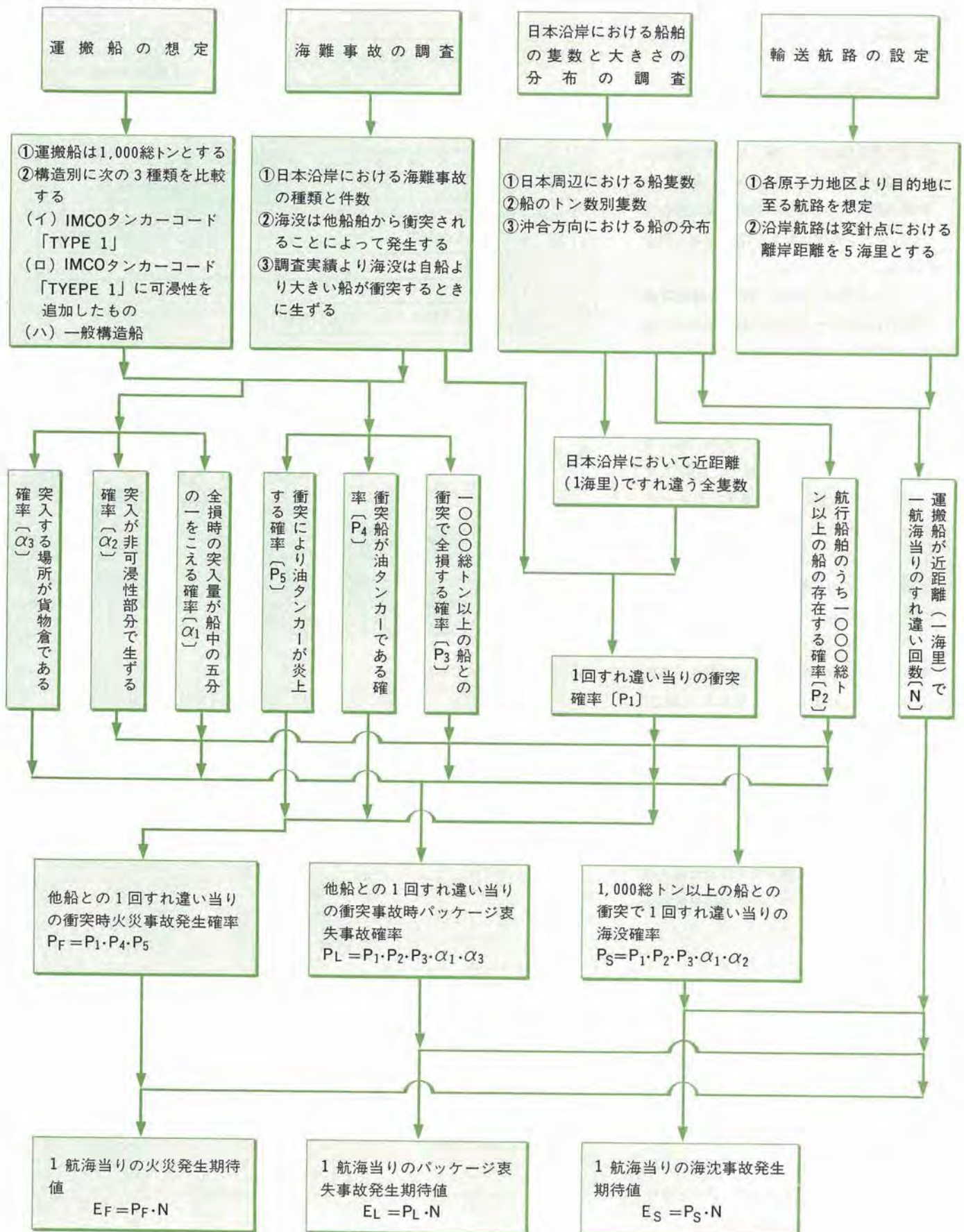
評価ではまず海水中の放射性核種濃度を求める。想定した輸送航路の代表的海域に対して海洋モデルを設定し、沈没時に漏出する核種と量から海水中の放射能濃度を拡散解析により求める(図2-2-7 参照)。

次に、公衆のうける年間被曝量(体内被曝については50年間の線量預託)は、個人および集団について求める。公衆個人については事故発生海域で漁獲される海産物の摂取による体内被曝と事故発生海域での漁業作業ならびに事故発生域近傍の海浜の汚染を想定し、海浜上での作業等にともなう体外被曝を求め、集団については我が国が年間に漁獲する海産物を全て摂取した場合の我が国の国民全体の集団被曝線量を推定した。

4. 結果

開発した手法を使用済燃料の原子力発電所から動燃再処理工場までの日本近海での海上輸送ならびに将来予測される放射性廃

図2-2-6 海難事故発生確率



棄物の海上輸送に適用した結果は以下の通りである。

(i) 使用済燃料の場合

使用済核燃料を専用船により原子力発電所より再処理工場まで海上輸送する場合の輸送船の沈没確率は、ほぼ 10^{-7} であり、事故時の個人および集団の被曝線量は各々 $10 \sim 10^{-2}$ ミリレム/年および 10^4 マンレム以下である。

これらの値は、ICRP (国際放射線防護委員会)で勧告する公衆の線量限度や自然放射線に対する国民線量に比べはるかに小さい。

(ii) 放射性廃棄物の場合

海難事故の発生期待値は、航路、使用運搬船の構造などにより異なり、IMCO(政府間海事協議機関)危険物タンカコード「Type I」相当船では、一般構造船に比し1~2桁小さい。また、船路では航行距離が長くなったり船舶密度の高い東海沖を航行する場合が比較的大きい。

事故にともなう公衆個人および集団の被曝線量は、事故想定海域、放出条件、事故のモードなどによっても異なるが、100 Ciの放射性核種を含む事故ではICRPで勧告する公衆の線量限度や自然放射線に対する国民線量の1/1,000以下である。

III. 陸上輸送時の環境影響評価

陸上輸送の環境影響評価では通常輸送時および事故時に公衆が受ける被曝線量の推定を行なう。

1. 通常輸送時

通常輸送時の環境影響評価の対象となる公衆は、輸送車が走行している場合には、輸送路周辺に居住する人(周辺公衆)、輸送路上の並進車および対向車に乗車している人(路上公衆)および輸送従事者とし、輸送車が休息あるいは点検により停車中は、停車地点の周辺の居住者および道路上を通行する車両に乗車している人とする。

また、輸送車へ、または輸送車からの荷

図2-2-7 パッケージから放出される核種の濃度予測手順

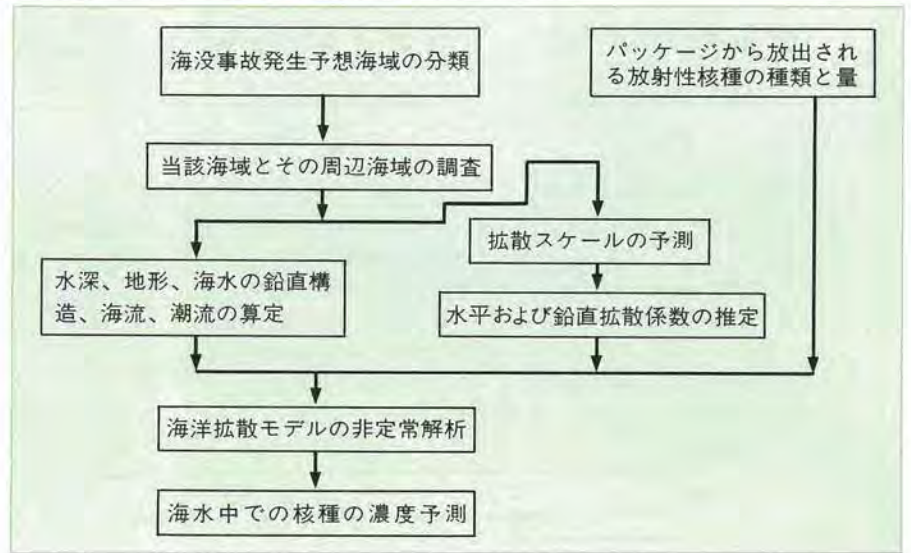
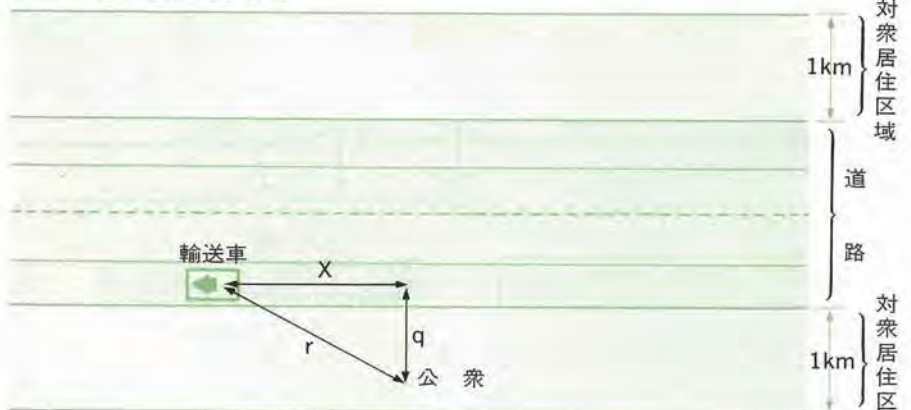


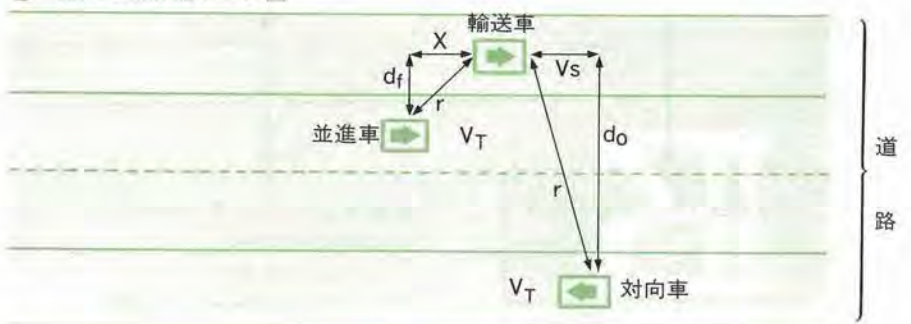
図2-2-8 通常輸送時における環境影響評価



① 評価対象

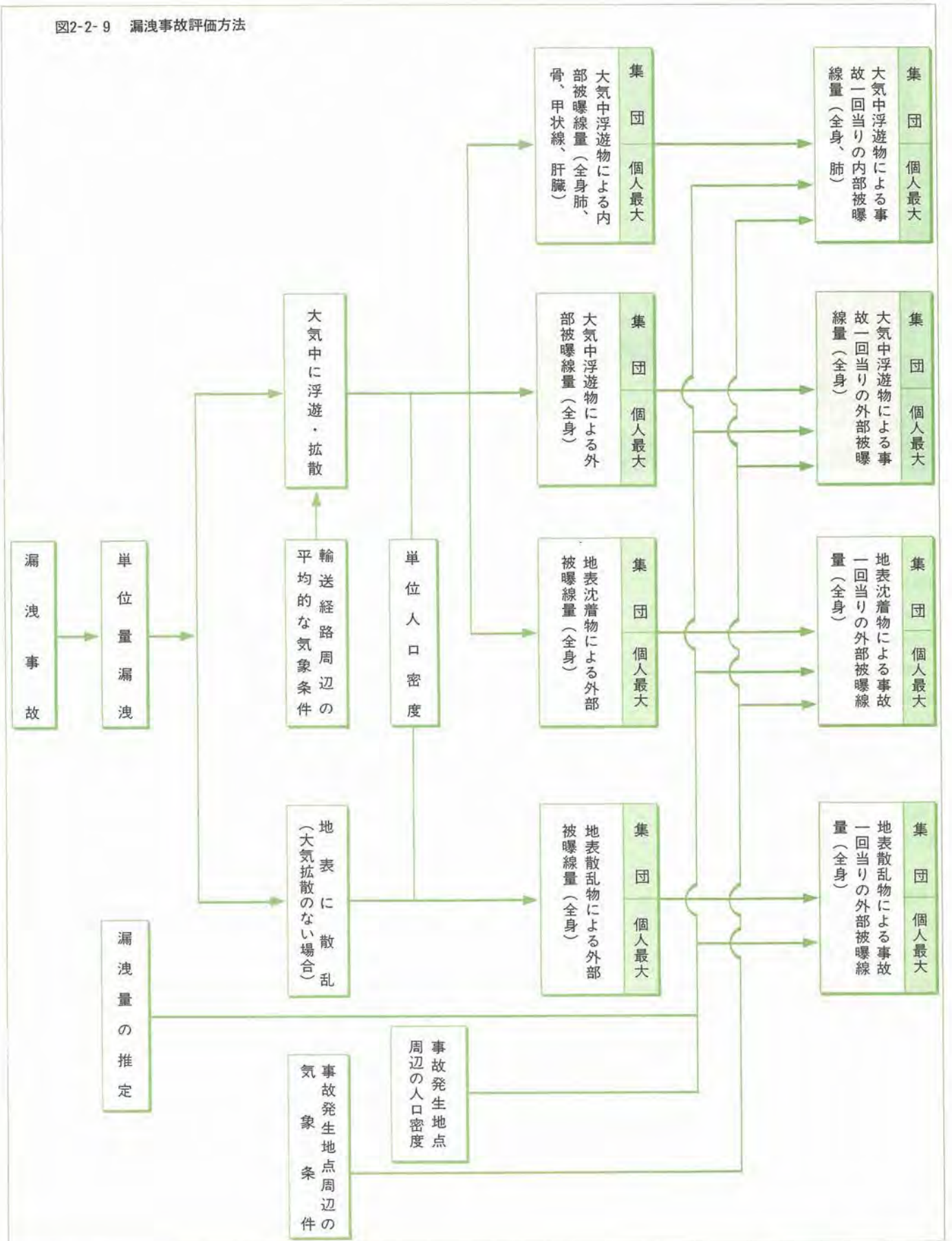


② 周辺公衆評価モデル図

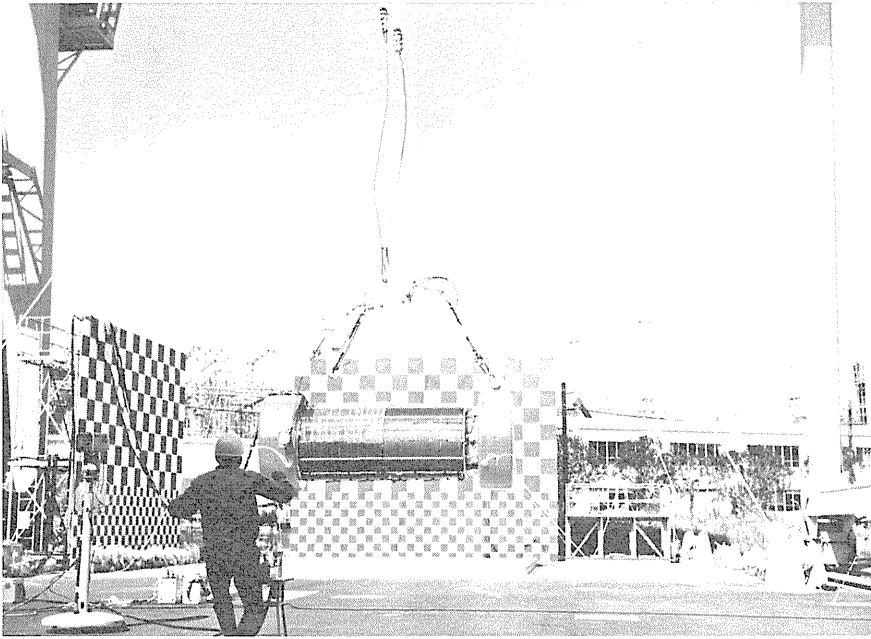


③ 路上公衆評価モデル図

図2-2-9 漏洩事故評価方法



キャスクの実証試験



積み・荷卸し作業者は職業人であるので一般公衆からは除外する(図2-2-8参照)。これらに用いる人口密度分布および路上の車輛数は、国際地学協会の「新日本分県地図」および建設省、日本道路公団などの交通調査結果をもととする。

被曝線量は輸送物からの r 線による外部被曝線量とし、計算にあたっては輸送物の表面線量実測値をもとにして求める。

2. 事故時

輸送事故時の環境影響評価は、輸送事故発生率と公衆への被曝評価にわけて行なう。

(i) 輸送事故

核燃料物質等の輸送は、輸送物積載車輛(主として大型トラック)とその前後を走る先導車および後衛車が隊列を形成して行なわれている。また、通行にあたっては交通ルールを完全に守って行なわれている。したがって交通事故に遭遇する可能性はほとんどおこらないと想定されるが、我が国の自動車保有台数・走行実態、事故の種類と発生件数などの交通関係資料をもとにして輸送事故確率を求める。また、交通事故には各種あるので、輸送物に影響をおよぼすであろう衝撃、転落および火災をその対象とする。

次に事故時の輸送物からの放出量については、輸送容器、輸送経路、輸送方法を考慮して算定する。たとえば使用済燃料では完全なる通行規制のもとにある約10kmの平坦な道路を約10km/時の速度で輸送され、使用する容器がB(M)型のものであるので放出はおこらないものとした。

(ii) 環境影響評価

事故時の環境影響評価の対象となる公衆は、事故地点周辺に居住する一般公衆とし、我が国の人口密度を考慮して市街地では 10^4 人/km²、非市街地では 10^2 人/km²とする。

被曝の経路は事故による放射性核種の放出の形態および放出後の挙動により異なるものとし、地表に散乱した場合は散乱した放射性核種による r 線の外部被曝を受ける。大気中に浮遊し拡散する場合は浮遊した放射性核種の呼吸取り込みによる体内被曝、浮遊し、およびあるいは浮遊後、地上に再沈着した放射性核種からの r 線外部被曝とする。大気中での放射性核種の拡散は、濃度分布が正規分布のブルームの式に乾燥沈着、洗浄沈着を考慮して求める。拡散中は大気安定度を想定してパスカルチャートを用いて求める。

被曝線量の算定では、個人および集団とし、対象臓器は、外部被曝では全身、体内

被曝では全身および肺で50年間の預託線量とする。

3. 結果

核燃料物質等の輸送1回あたりの集団被曝線量を求めて、輸送回数を考慮して年間の集団線量を推定した。結果は、通常輸送時の集団被曝線量は、前述の国民線量に比して 10^{-5} 程度小さかった。また、事故時についても通常時に比しさらに 10^2 程度小さい結果を得ている。(満木 泰郎)

2-2-4 使用済燃料暫定貯蔵構想 フィージビリティ・スタディ

本構想は、太平洋ベースン諸国の原子力発電所から排出される使用済燃料について、将来、その大量累積が予測されるので、それを太平洋ベースンというブロックにおいて、多国間の国際共同事業として、暫定的に集中貯蔵する施設を建設しようというものである。

本構想のフィージビリティに関しては、米国が既に予備的研究を行い、昭和54年末にその取りまとめを行なっている。昭和55年2月、当所は、通商産業省の委託により、これら米国が取りまとめた報告書を中心に、事前の調査、検討を行なった。これら日米両国、双方の予備調査の結果、昭和56年1月より2ヶ年間の予定で、本格的に本構想の技術的、制度的なフィージビリティ・スタディを日米双方の研究機関(日本側は当所、米国側はボーイング社)が双方の政府(日本側は通商産業省および科学技術庁、米国側はエネルギー省および国務省)よりの委託研究として共同で実施することとなった。

本スタディの特徴は、技術的フィージビリティのみならず、制度的なフィージビリティをも調査することにある。従って研究課題は、貯蔵方法と立地、施設設計とコスト、輸送分析と除染および閉鎖などの技術的課題(21課題)のほか、事業の目的と範囲、立地規制、組織と資金などの制度的課題(10課題)が設けられている。

(根本 和泰)●

2-3 原子炉安全解析・信頼性評価

担当●エネルギー・環境技術研究所 発電プラント部 部長 宮岡 貞隆

2-3-1 緒論と結論

原子力発電所の安全性・信頼性をより一層向上させるために当所は、原子炉安全解析に関する各種コードの整備導入とその適用上の問題点の把握に努め、電気事業者の利用に供し得る体制を整えるとともに、原子力機器の信頼性の実態を調査、検討し評価するシステムの開発を進めている。

まず安全性を確認するための解析内容は、原子炉運転中の異常な過渡変化をはじめ、各種事故時、さらに実際には起こりそうもない事故を想定した仮想事故時などの原子炉の過渡変化について解析し、これらの過渡変化を通じて原子炉の圧力が設計圧力に比べて十分低いこと、炉心燃料に損傷を及ぼす可能性がないことなど原子炉の安全性の評価と安全裕度の確認を目的としている。

当所では現在、発電用に用いられている加圧水型原子炉、沸騰水型原子炉の双方について、このような解析が可能な計算コードの導入整備、改良に重点を置くとともに、我が国の安全審査に用いられている安全解

析コードについては、修正の都度、これに追従して修正版の入手と整備、検討を進めている。

現在、当所が行なっている原子炉の安全解析は、原子炉冷却系配管の破断に伴う原子炉冷却材喪失事故解析、原子炉運転時の異常な過渡変化の解析などがある。

次に原子力機器の信頼性に関しては、機器の故障データの収集と評価のためのシステムの開発を進めている。一般に我が国の原子力発電所のこれまでに報道された事故、故障は、原子力発電所の安全性の観点からは特に問題となるものはなく、各々の事故、故障はその原因がその都度徹底的に解明され、十分な対策が講じられている。しかし、これまでの事故・故障を統計確率的に分析・処理することにより、その傾向を把握し、原子力発電所の信頼性、安全性を一層向上させることが肝要である。

また54年3月の米国 TMI 事故の原因究明活動の結果の一つとして、内外で一層組織的な情報収集分析を図る必要のあることが示されている。

我が国電力界ではこの問題に対応するものとして、電気事業連合会が中心となって信頼性調査システムの開発を進めており、当所が基本的計画、計算機用コード化、計算機プログラムの開発などの任に当たっている。また当所は、通商産業省の委託により事故情報の日本語による収集・処理システムの開発を進めており、さらに海外の信頼性情報については、広く実データを収集、分析、評価するため、米国 Nuclear Safety Analysis Center(NSAC—エヌ・ザックと呼称)を通じて、海外データの入手に務めている。

これら内外の信頼性評価に関するデータは、対象機器も多いため、それらの組織的な収集、分析、検索、評価には日本語処理も含めた総合的な計算機プログラムの開発、有効適切なデータベースの作成などが必要であり、その開発を進めている。

(宮岡 貞隆)

2-3-2 原子炉安全解析

1. 冷却材喪失事故解析

原子炉安全解析の内、冷却材喪失事故解析に関しては、主として沸騰水型原子炉の原子炉冷却水再循環配管の瞬時両端破断に伴う過渡変化について解析を行なってきた。解析用計算コードは米国の原子炉規制当局の委託で開発された WREM(Water Reactor Evaluation Model)コードを用いている。WREM コードの主体をなす RELAP4(Reactor Excursion Loop Analysis Code Package)コードは、原子炉冷却材の熱水力学的な挙動の解析を目的とした計算機コードであり、図2-3-1に示すように原子炉を多分割し、各領域の熱



原子炉安全解析に使用する大型コンピュータ

水力学的なバランスの時間変化を計算する。基本的な物理モデルは平衡・均質モデルが採用されており、主冷却系配管の瞬時両端破断などを仮定した大破断に伴う冷却材喪失事故時のように、急速で激しい過渡変化の解析には適している。例えば炉心入口流量の変化を図2-3-2に示すが、約2～30秒以内に図に示す特徴的な変化が経たす。

これに対し、破断口径が小さい中小破断時の冷却材喪失事故時の過渡変化は、大破断時に比べて緩慢であるため、原子炉の冷却水は蒸気相と液相に分離するため、このような状態の過渡変化の解析には、均質モデルより非均質モデルの適用が望ましい。このような点を考慮し、米国では更に詳細な物理モデルに基づく解析コードの開発が進められており、当所ではこれらの改良された解析コードを逐次、導入整備し、解析コードの性能について検討、評価している。

また、これらの冷却材喪失事故解析コードの入力データは、原子炉の幾何学的形状をはじめ、冷却材の初期の熱水力学的状態量など多種多様であり、入力データの作成には多大の労力と高度な技術的判断が必要とされる。そこで、労力を軽減化し、精度の高い入力データを作るための計算機プログラムを開発した。(堀江 康夫)

II. 原子炉過渡解析

冷却材喪失事故解析では主として燃料棒表面温度の変化に着目するのに対し、原子炉運転中の異常な過渡変化では、最低限界熱流束比など炉心の冷却能力の裕度の変化に着目するが、過渡変化時の原子炉冷却水の熱水力学的な挙動解析が基礎となっている点では共通している。

当初では、米国電力研究所(EPRI)のもとで開発された RETRAN コードを導入、整備し原子炉運転中の異常な過渡変化、各種事故の解析に用いている。RETRAN コードは、図2-3-3に示すように、冷却材喪失事故解析コード RELAP4 コードをベースとして過渡解析コードに改良、開発され

図2-3-1 沸騰水型原子炉の解析用分割例

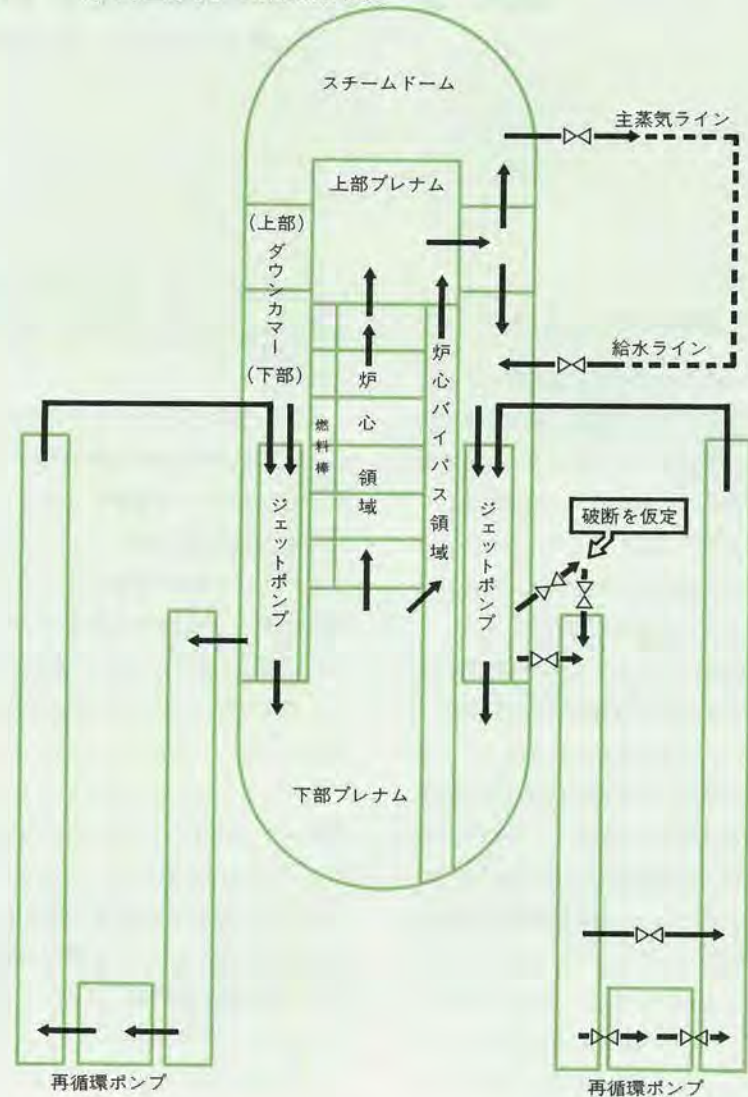
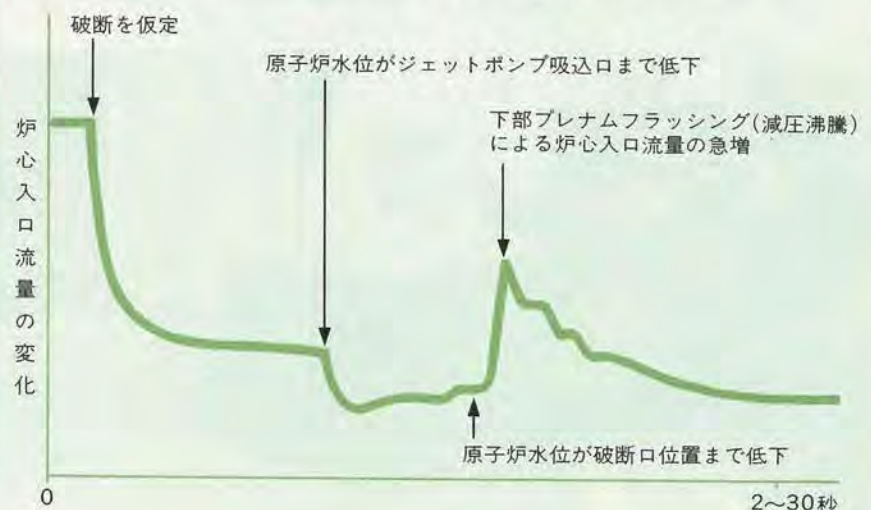


図2-3-2 BWR の大口径配管破断を仮定した場合の炉心入口流量の変化



たコードである。特に、過渡解析では原子炉の各種制御系の模擬が必要であり、この点の開発が行なわれている。

当初では、加圧水型原子炉および沸騰水型原子炉を対象とした過渡解析を実施し、解析コードの性能について検討するとともに、適切な解析手法の開発を図っている。

(堀江 康夫)

2-3-3 機器信頼性データの収集・評価

1. 信頼性調査システム

電気事業連合会の依頼により開発している原子力機器信頼性調査システムは、主要な原子力機器の稼動状況および故障情報をもとに、機器が運転不具合となる頻度を確率的に求めようとするものである。

この確率的な不具合の発生頻度の検討を行なうためには、そのベースとなる統計の母集団の確立が重要であり、この母集団作成のために、まず、海外における機器の信頼性の実態調査をはじめ、故障発生頻度の高い機器を把握し、これらの内から統計的な検討が必要で且つ母集団作成の可能な14機種を選択した。次にこれらの各機種について収集すべき技術データの内容を検討し、統計的に有意な結果を得るための項目を表2-3-1のように決定している。またこの他、データを収集する機器の所属する範囲、例えば一次系か二次系かなどを、各機器がプラントの安全性、信頼性に与える影響の面より検討し、機器の所属分野を細かく定義している。

さらに各ユニットより提出された技術データはユニット間で相互比較のうえ修正し、技術データの整合性を十分に確認のうえ計算機のデータベースに登録している。この結果ユニット毎に同一の基準で同一の機器が登録され、他に類を見ないほどユニット間で粗密のない母集団が作成され、各ユニット同一レベルでの機器の信頼性評価が可能となっている。また、同一仕様で同一目的の機器に対しては、各ユニット共通の認識番号を付してデータベースに登録し、

図2-3-3 RETRANコードのルーツ

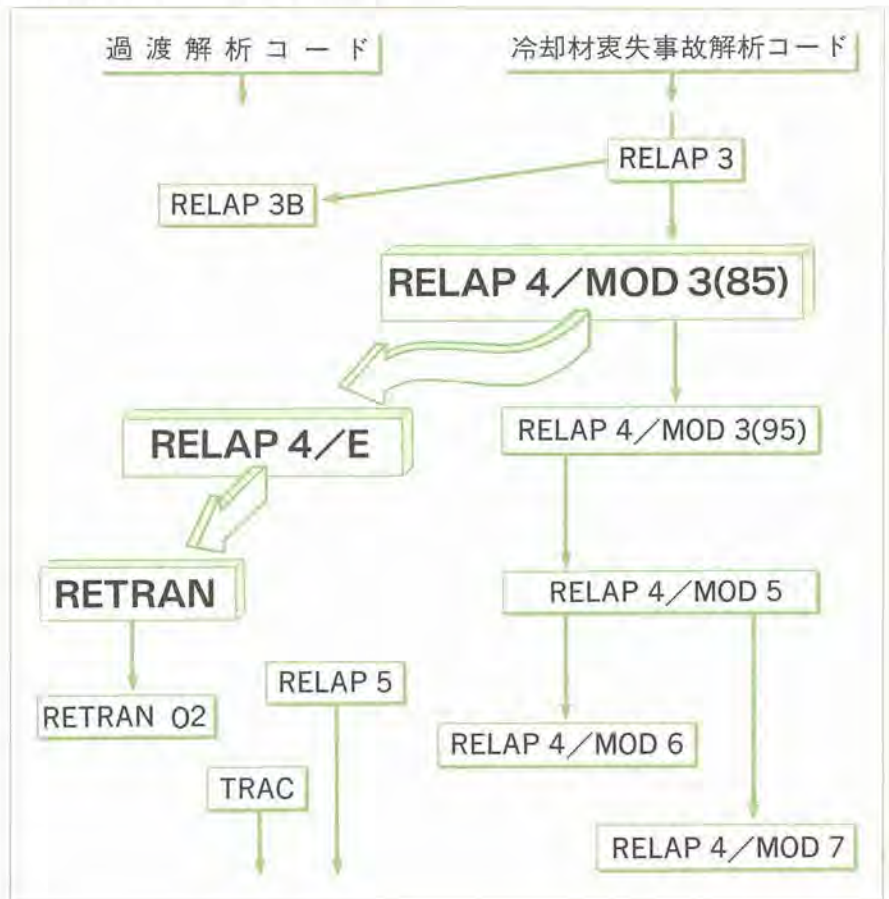
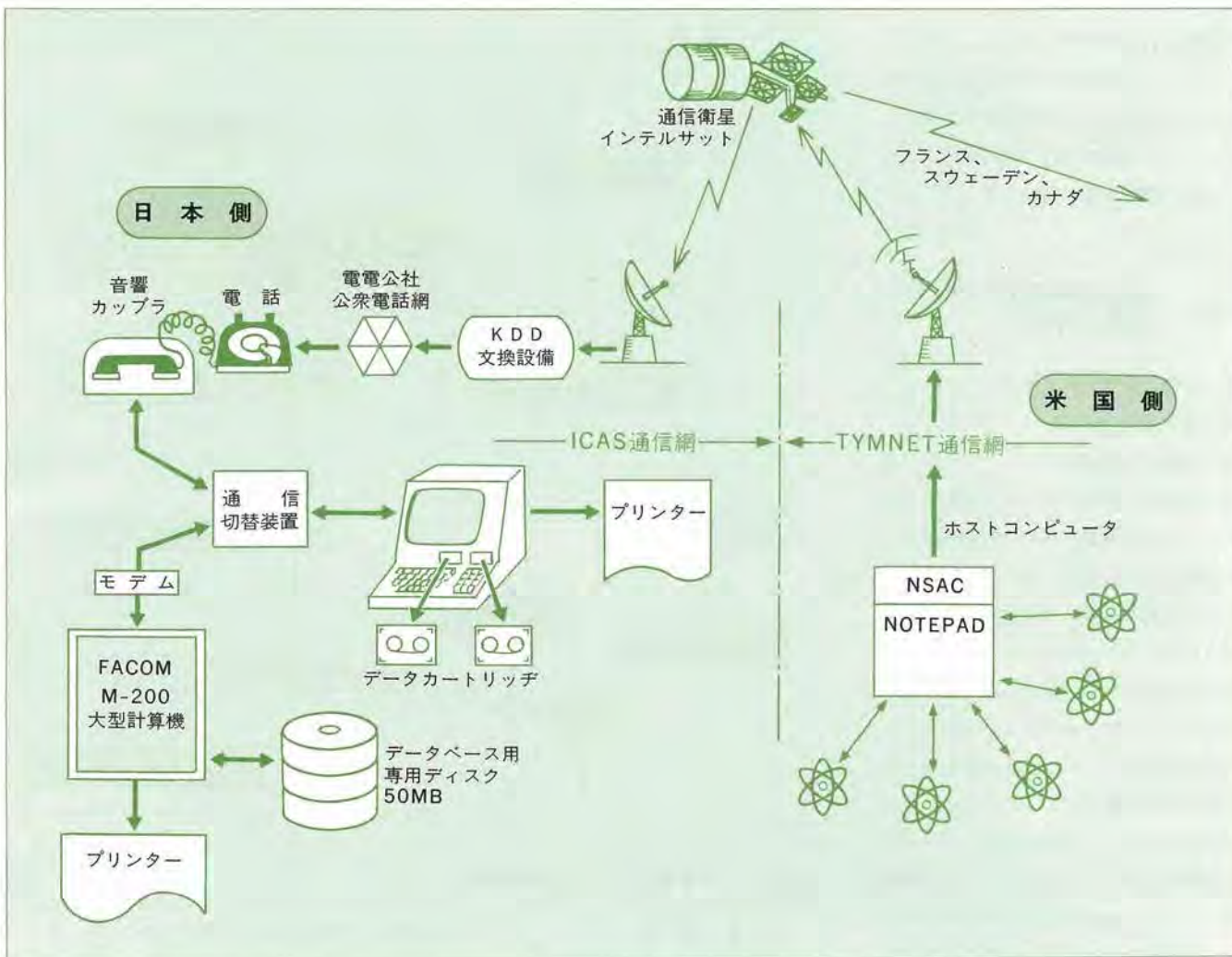


表2-3-1 対象機器および技術調査項目

対象機器	技術調査項目
内 燃 機 関	型式、出力、回転数、発電機の容量、電圧、台数
熱 交 換 器	台数、小分類、所属システム、型式、構造、伝熱面積
ポン プ	台数、常時運転台数、所属システム、型式(1)(2)、軸シール方式、駆動方式、流体、揚程、流量
モ ー タ ー	出力、電圧、台数
タ ー ビ ン	出力
弁 (2 以 上)	弁番号、台数、所属システム、機能、型式、駆動方式、口径、圧力、温度
弁 駆 動 装 置	駆動方式
M G セ ッ ト	容量、電圧、回転数、モーターの出力、電圧、台数
蓄 電 池	セル数、系統電圧、充電器型式、充電器台数
フ ァ ン	台数、常時運転台数、所属システム、型式、構造、容量、モーターの容量、電圧
遮 断 器	台数、消弧媒体、電圧、遮断電流
制 御 棒 駆 動 装 置	型式、本数
サ ポ ー ト	容量、本数
検 出 器	計器番号、個数、測定対象の所属システム、測定対象と型式、利用方法

注：略称、名称、メーカーは全機器共通

図2-3-4 NOTEPAD システムの構成



同一機器の検索が極めて容易となっている。

機器の不具合に関しては、当面電気事業法および原子炉等規制法等により通商産業省に報告されたものを入力として使用し、各ユニット同一の表現となるような入力データの記入方法の検討・機器の信頼度を適切に表現し得る出力方式の検討を進めている。(宮岡 貞隆)

II. 米国原子力情報の収集

米国では、スリーマイルアイランド発電所2号機(TMI2)での事故の総括的検討、異常事象の系統的見直しをはじめとする原子力安全性に関する諸問題の研究を進めるため、54年4月にNSAC(Nuclear Safety Analysis Center)を設立した。

NSACでは、その活動の一環として、原子力発電所での事故故障に関する情報あるいは運転・保守に伴う技術的問題に関する情報を、直接各電力会社から収集し、情報交換を行なうために、計算機と電話回線を組み合わせた情報交換システム—NOTEPAD—を作った。

当所は55年12月に我が国電気事業者の代表としてNSACと契約を結び、56年2月より米国内の計算機システムから国際電信電話会社(KDD)の回線を経由して、NOTEPAD情報を当所の端末装置にて直接入手できる体制を整えた。

図2-3-4に示すように米国内の各電力会社は、TYMNETという公衆データ通信回線網を利用して、原子力発電所の運転・保

守に関する情報をNOTEPADシステムに入力し、各社間の情報交換に利用している。情報内容は、米国内の原子力発電所で発生した故障や運転時に経験した各種情報あるいは原子力発電に関する会合情報など多種多様である。これらの各種情報の入力は、参加各社の任意となっている。

なお、現在、米国以外の参加国は、日本、カナダ、スウェーデン、フランス、イタリアおよび台湾などである。(福本 弘)

III. 米国事故情報の

自動検索・集計システム

米国の各電力会社は米国原子力委員会(NRC)に原子力発電所で発生した事故の情報(Licensee Event Report, LER)

を報告することが義務づけられている。

国立オークリッジ研究所(Oak Ridge National Laboratory)にある原子力安全情報センター(Nuclear Safety Information Center, NSIC)では、この LER 情報を再編集し、カテゴリー分類、キーワード分類等を行なった上で、事故情報のデータベースを作成している。

当所はこのデータベースに入れられる情報を定期的に磁気テープで入手し、前記 NSAC とは別に米国家事故情報のデータベースを当所の計算機システムに作成している。現在当所のデータベースには、昭和52年1月より昭和56年5月までに NSIC に登録された約 15,000 件のデータが収められている。又このデータを用い、原子力機器の故障件数、故障の傾向などを検討するため、当所は、既存の情報検索用プログラム FAIRS-I をもとに、故障情報検索および故障集計用プログラム(FAIRS-α)を開発した。

NSIC では LER で報告された故障状況と原因を 100 語以内の抽象化として短縮記述するとともに、表2-3-2 のように項目を整理して、データベースに入れる

データを作成している。

NSIC の再編集の大きい特徴は状況、原因、故障機器名などの理解を早めるために付けたキーワードの細かさ、R&D への反映を考慮した22種類のカテゴリー分類を行なっていることである。またキーワードも報告の内容に示すためにかなり細かく、1 報告に10個位つけられており、キーワード数は全部で 1,200 以上に及んでいる。

当所では、この NSIC の再編集したデータを当所大型計算機のデータベースに収めるとともに、表2-3-2 に示した項目で、各種の検索・集計が行なえるようにプログラムを整備している。この場合抽象化中より事故発生年月日、原子炉圧力、原因のみの検索も可能としている。更にキーワードを表2-3-3 の13の項目に分類し、その分類を指定する事により、分類内に含まれるキーワード別に、件数比率が数が多い順に示されるようにした。この機能を用いて、故障発生時の発電所別、システム別等の集計を容易に行なう事が出来る。

当所では、このデータベースと FAIRS-α を用い、原子力機器の故障件数、故障の傾向を検討するとともに、電力会社から

の要請に答えて、過去に起きた同種機器の同種の故障例の検索、特定の発電所の故障傾向の分析等の検索・集計を行なっている。

(松村 哲夫)

IV. 原子力発電所事故情報等 収集処理システムの開発

当所は昭和55年度より、通商産業省からの委託により、以下のような目的で原子力発電所の事故情報等収集処理システムの開発を進めている。

1. わが国の電気事業者より通商産業省に報告される事故・故障および機器設計仕様に関するデータを計算機システムに分類保管するデータ・バンク・システムを開発する。
2. 計算機システムに保管されたデータから日本語を使用した分類項目とキーワードにより必要な情報を検索し、また必要に応じてそれらを分類集計する計算機プログラムを開発する。

現在開発しているシステムの特長は以下の通りである。

1. TSS 方式で処理を行なう。
2. 日本語(カナ漢字)で入出力処理を行なう。
3. 通商産業省に報告された発生事象の記述情報をそのまま計算機に蓄積し、検索の結果として原報告書を再びそのままの形で出力する。
4. 原報告書の分類・検索を容易にするためいくつかのキーワードを原報告書に付ける。このためのキーワードは別に作成される原子力用語辞書を用いて半自動的に抽出される。
5. 例えば、「原子炉冷却材ポンプ」や「RCP」など、報告書類に記載されたキーワードの内、同義語は原子力用語辞書に同一のものとして登録される。
6. この辞書を参照することによって信頼性に関する各種の分類・集計を行ない、その結果を表又は棒グラフの形で出力する。

(西山 琢也)●

表2-3-2 NSIC の LER 再編集項目

<XXXX>.....	NSIC で付した一連番号
<ACC-NO>.....	NSIC の受入番号
<DATE>.....	報告年月日
<CORPCODE>.....	会社コード
<COUNTRY>.....	国名
<CATEGORY>.....	カテゴリー
<EDITION>.....	NSIC 編集版数
<TITLE>.....	タイトル
<KEYWORD>.....	キーワード
<CORPAUTH>.....	会社名
<MEMO>.....	各種情報
<ABSTRACT>.....	故障状況原因の抽象化
<AVIL>.....	情報問合せ先

表2-3-3 キーワードの分類

1	発電所	6	原因-2 (文書関係)	11	材料
2	システム	7	作動流体	12	環境
3	コンポーネント	8	故障モード	13	その他
4	部品	9	発見法 (含解析)		
5	原因-1	10	発見時期		

2-4 原子力立地拡大技術

担当●土木技術研究所 地盤耐震部 部長 桜井 彰雄

2-4-1 緒論と結論

原子力立地拡大技術は、電気事業における技術的基盤の一つをなすものである。当所は、その長年にわたる地質・地盤の調査・試験に関する資料と知見の蓄積、材料試験・構造解析・模型実験に関する高い技術力を結集・総合化することにより、その技術的基盤の整備、集大成、を図ることが要請されているものと考えられる。

この要請に対し、当所では必要な研究活動を「原子力立地拡大技術」を大型総合研究に位置付け、プロジェクト研究として加速的に研究を進め、電気事業の期待に応えるよう努めている。その目標は、当面3ヶ年を目標に、表2-4-1の通りである。

研究課題：1) 原子力発電所地盤の耐震性

本研究は、在来地盤立地における地盤等の耐震性評価手法の確立を図り、原子力発電所の立地対策に寄与しようとするものであり、電気事業、および通省産業省の要請による電力共通研究の内容を、当所の構想に包含して実施するものである。

研究課題：2) 原子力新立地技術

本研究は、前記1)の成果を基盤とし、それを発展させることにより、新立地技術の技術的な基盤を整備することを目標とし、電気事業が当面する立地難の緩和に寄与しようとするものである。

すでに述べたように、当所には30年にわたる調査・試験・解析に関する技術がある。課題は、これをいかに総合化し、発展させるかにあり、またその成果をいかにして電気事業の展開の中に役立たしめるかにある。

研究課題：1) 原子力発電所地盤の耐震性は、正に既往技術の総合化により地盤等の耐震性評価手法の標準化を計ることにあり、それが安全審査等行政に反映されることが望まれる。このため、研究成果は電力共通研究の場である「地盤評価研究会」を通じて電力各社の業務に反映されていると共に、通商産業省の要請により設置された土木学会原子力土木委員会地盤部会への委員参加、資料提供等を通じ行政に反映されている。

研究課題：2) 原子力新立地技術は、国および電気事業の動向をふまえ、当面、地下立地・第四紀地盤立地を志向することとしている。地下立地に関しては、地下式水力発電所の建設経験があり、それは直ちに原子力地下立地に適用可能である。砂礫地盤等の第四紀地盤立地については、火力発電所の建設経験をもってしても、我が国における耐震設計条件の厳しさからすれば、建屋形式等から抜本的に検討する必要がある。

いずれにせよ、新立地方式の研究は、研究課題1)の成果をふまえて展開されるものである。このため、前記「地盤評価研究会」の下に「地下立地分科会」、「第四紀地盤分科会」を設置し、研究の効率化と電気事業への直接的な反映を図りながら研究の展開を計っている。(桜井 彰雄)

2-4-2 当所における原子力発電所の耐震研究の概要

当所における地質・地盤の調査・試験の永年にわたる知見は、学会等を通じ標準化に活用されている。この知見は原子力時代

表2-4-1 プロジェクトの内容

	研究課題	研究内容
1) 原子力発電所 地盤の耐震性	i) 地盤等の耐震性評価手法の標準化	原子炉建屋基礎地盤・周辺斜面・重要土木構造物の耐震性評価手法の標準化
	ii) 地質・地盤の調査・試験法の標準化	断層活動性・地震活動性・一般地質構造の調査法の標準化、地盤の調査・試験法の標準化
2) 原子力新立地技術	iii) 地下立地の耐震設計手法	立地条件・立地調査、想定事故時安全性評価、地質・地盤調査法、掘削時安定性評価、地震時安定性評価、地下発電所の地震観測
	iv) 第四紀地盤立地の成立条件	立地条件・立地点調査、構造形式の検討、長期安定性評価、地震時安定性評価、大型基礎構造物の静的・動的挙動計測による実証、類似構造物の地震観測

にも生かされ、我が国すべての原子力サイトの調査に浸透しているといっても過言ではない(表2-4-2)。このように当所の研究は実務と結びつき、そこから滋養を吸収することで発展してきたといえる。原子力発電所の耐震性についても、耐震性の実証を基に据え、電力各社との協調のもとに研究活動の展開を図ってきたものである。

昭和40年8月3日長野県松代地方に群発した松代地震は、42年3月31日までに653,908回の発生を見、これを天然の振動台とみなせば千載一遇の実験場であった。当所ではこれに着目し、東京電力・中部電力と共同して、中部電力北信変電所構内において幾多の電力施設の耐震研究を実施した。その成果は、原子力時代と結びつき、後に述べる研究へと発展していった。なお、このように迅速に研究体制が組めたのは電気事業界だけであった。

この研究を契機に当所は電気事業の理解を得、昭和45年大型油圧加振実験設備の完成を見た。これはコンピューター制御の大型振動台として、当時世界規模を誇ったも

のである。このような歴史を踏まえて展開されてきた当所の原子力発電所の二、三について、以下に述べる。

1. 断層活動性評価

原子力発電所の地質調査は、一般地質構造調査、断層活動性調査に大別できる。前者に基づく当所の判断は、サイト決定、炉心位置決定に役立っており、特に、安全審査における当所の地質鑑定は信頼性の高いものと評価されている。後者においてもその鑑定は高く評価されているが、それを支えるため独自の研究を展開している。

伊方1号機の裁判において、原告側は日本における最大の活断層である中央構造線は伊方サイトの直前面海底面にあり、かつ活動性がきわめて高いと主張した。ちなみに、活断層とは人類発生の頃、すなわち180万年以降活動した断層のことである。

当所は音波探査技術を適用し、直前面海底には断層が存在しないこと、断層運動によって地層が切断されていないことから断層の活動性はないことを明らかにした(断

層上載地層法)。さらに地上部分については、中央構造線とその他多くの断層を詳細に調査し、これが一挙に活動するとする主張に対し、実証資料をもって反論した。

断層の活動性は、川がクランク状に折れ曲がっているなどの地形判読から指摘されることが多い。これに対し、当所では断層の分布・連続・露頭の性状から、断層の長さ、活動性の差によって区分けし得ることを、中央構造線などについて実証した(図2-4-1)。地形判読の手法は、陸上の断層については必ずしも成功しない。それは、日本では降雨が多いため、断層を覆う上部の地層が洗い流され、変位した年代と地形が失われてしまうからである。しかし、逆に断層が直接観察できることから、当所では断層の中の粘土鉱物に着目し、普遍的に存在する石英粒子の表面形状の状態による年代測定法を開発した。図2-4-2は、地震直後の状態に相当する石英粒子表面の電子顕微鏡写真、図2-4-3は、長い地質年代(中新世以前:哺乳類の発達の頃から)のうちに表面が溶蝕された状態を示す。

図2-4-1 中央構造線の活動状況



表2-4-2 当所が実施・協力した原子力サイトの調査・試験・研究の概要(1)

電力会社	サイト	地質調査	地震調査	岩盤試験
北海道電力	共和・泊	広域、敷地内、海底		静的、動的、高圧振動三軸
東北電力 (東京電力)	女川	広域、敷地内	観測	静的、動的
	巻	広域、敷地内、海底		静的、動的
	下北	広域、敷地内、特定断層、海底	観測、データ解析	静的、動的
	浪江・小高		観測	
東京電力	福島 第1	敷地内		静的、動的
	第2		観測、データ解析	静的、動的、現場クリープ(泥岩)
	柏崎・刈羽	広域、敷地内、特定断層、海底	歴史地震、設計、地震入力策定(断層モデル)	静的、動的、地圧
	第1			
	第2、5			斜面の地盤調査
中部電力	浜岡		設計用地震入力策定(断層モデル)	高圧振動三軸
	第1	敷地内		静的、動的
	第2	敷地内		静的、動的、地圧
	第3	広域、敷地内、特定断層		動的、地圧
北陸電力	北陸	広域、敷地内		
	赤住		歴史地震、観測	
関西電力	美浜			静的、動的
	第1	敷地内		
	第2	敷地内		
	第3	敷地内		動的
	高浜		設計用地震入力策定	
	第1	敷地内		静的、動的
	第2	敷地内		静的、動的
第3、4	広域、敷地内、海底		静的、動的	

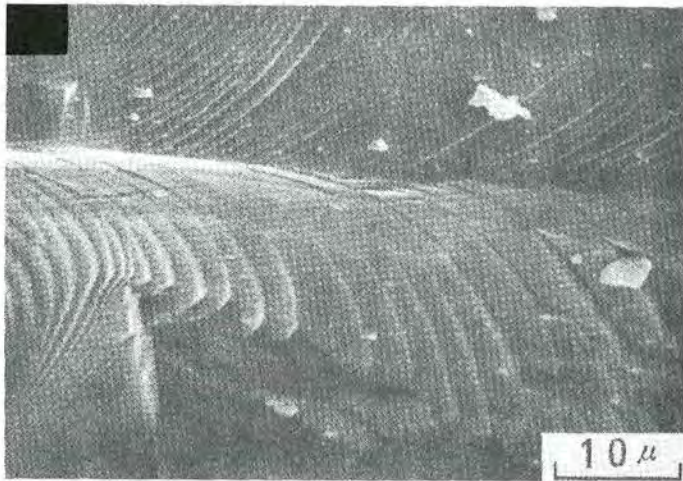
地盤等の耐震性評価	構造物の耐震実証他
<p>大型振動三軸(埋め戻し土)、静的・動的三軸(凝灰岩)、予備的地盤安定解析(静的)、不攪乱試料採取(砂地盤)と液状化試験</p>	<p>コンクリートブロック起振</p>
<p>不均質地盤の静的解析</p>	<p>マットコンクリート起振</p>
<p>大型振動三軸(盛土斜面材)、室内クリープ試験(泥岩)</p>	<p>原子炉建屋起振</p>
<p>切土・盛土斜面の耐震安定性、大型振動三軸、取水路立坑模型振動実験、盛土斜面模型実験、模型材料実験</p>	<p>取水路の耐震性</p>
<p>クリープ試験、基礎岩盤安定解析、静的・動的物性評価、斜面の安定解析(静的)、砂地盤の液状化(密な砂地盤の振動台実験)</p> <p>一軸・三軸・クリープ試験、切土斜面安定解析、斜面模型実験、建屋基礎地盤の安定解析</p>	<p>斜面の挙動観測、取水路構造物の模型振動実験、地中構造物と地盤の連成振動数値解析</p>
<p>大型ブロックせん断、炉心建屋基礎の安定解析</p> <p>原位置試験数値解析、砂丘の動的解析</p>	<p>海水取水塔・トンネル・海水管の耐震検討</p> <p>原子炉建屋起振実験</p>
	<p>超高压バンタ型断路器</p>
<p>斜面振動実験、耐震安定性</p>	<p>海水取水路の耐震性</p> <p>コンクリートブロック起振</p>

表2-4-2 当所が実施・協力した原子力サイトの調査・試験・研究の概要（2）

電力会社	サイト	地質調査	地震調査	岩盤試験
関西電力	大飯			静的、動的
	第1、2	敷地内		動的
	第3、4			動的
中国電力	島根		観測	
	第1	敷地内		静的
	第2	広域、敷地内、特定断層、海底	設計用地震入力特定（断層モデル）	静的、動的、爆破振動
四国電力	伊方	第1	広域、敷地内	静的、動的、地圧
	第2	広域、敷地内、特定断層、海底		静的、動的、地圧、爆破振動
九州電力	川内		設計用地震入力策定	振動三軸（破碎帯材料）
	第1	広域、敷地内、海底		静的、動的、地圧
	第2	広域、敷地内、特定断層、海底		静的、動的、地圧
	玄海			静的、動的、高圧振動三軸、振動三軸（破碎帯材料）
	第1	敷地内		
	第2	敷地内		
	第3、4	広域、敷地内、特定断層、海底		爆破振動
原電	敦賀		設計用地震入力策定（断層モデル）	
	第1	敷地内		
	第2	広域、敷地内、特定断層、海底		静的、動的
	東海	第2		
動燃	敦賀ATR	敷地内		動的
	白木	広域、敷地内、特定断層、海底	地震観測	静的、動的
原子力工学試験センター	多度津大型振動台	敷地内	地震観測	静的、動的

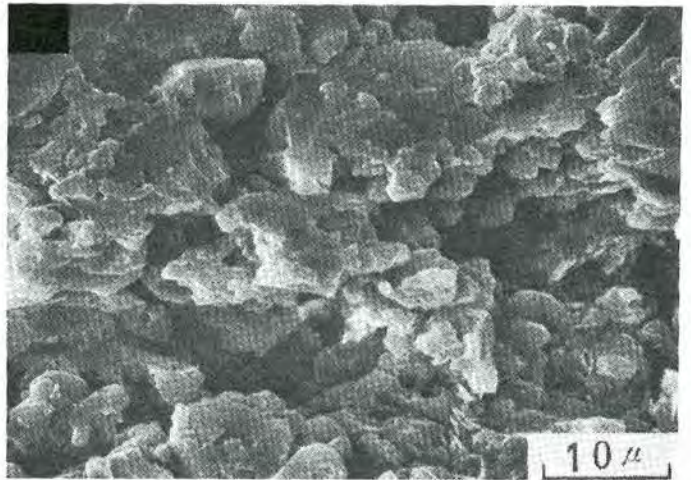
地盤等の耐震性評価	構造物の耐震実証他
	格納施設起振実験
斜面の安定解析、実測、取水管の応力解析	原子炉建屋起振実験、取水路の耐振性
斜面の安定解析、実測、基礎の断層処理解析、大型振動三軸（盛土斜面材）、静的・動的三軸、盛土斜面動的解析	コンクリートブロック起振実験
斜面の安定解析、実測、断層処理	外周コンクリート壁・原子炉格納施設内部コンクリート・補助建屋起振実験
斜面の安定解析、実測、断層処理	外周コンクリート壁・原子炉格納施設内部コンクリート・補助建屋起振実験
動土圧、取水ビット模型振動実験	
建屋基礎地盤の安定解析、静的・動的三軸（取水設備周辺原地盤）	屋外海水管ダクト耐震検討、コンクリートブロック起振実験
建屋基礎地盤の安定解析、動的三軸（破碎帯材料）	屋外海水管ダクト地震時安定性
	海水取水路の耐震性 外周コンクリート壁・内部コンクリート起振
一軸・三軸、斜面安定解析、実測	
	原子炉建屋起振実験
斜面の安定解析、炉心建屋基礎の安定性、大型振動三軸、静的物性評価、炉心建屋基礎地盤の耐震安定性	
3次元応答解析プログラムの開発（起振時、地震時）	実証データ取得のための地震観測、試運転時起振、施工時、土圧・沈下・応力の計測

図2-4-2 断層内石英粒子の表面構造(電子顕微鏡写真)



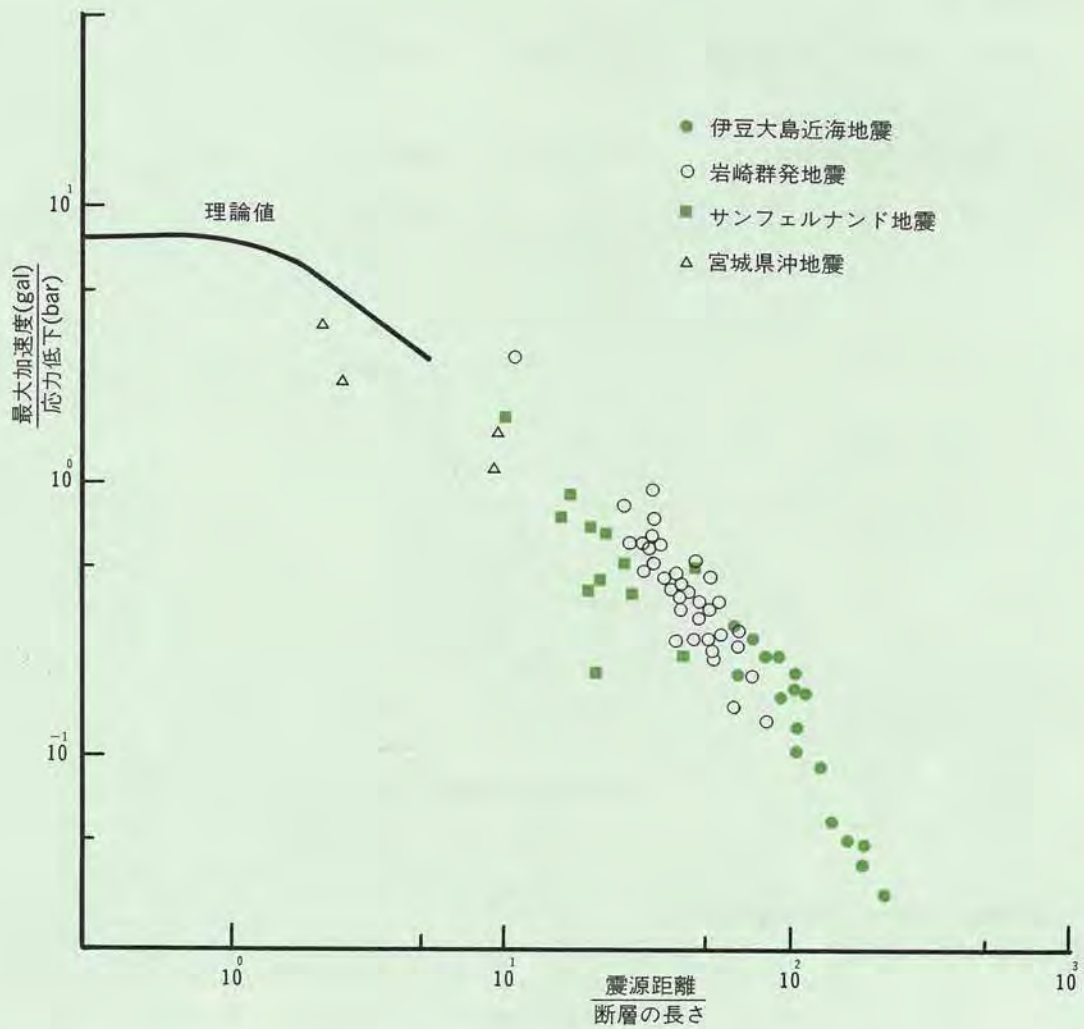
貝殻状 (破碎直後)

図2-4-3 断層内石英粒子の表面構造(電子顕微鏡写真)



ダンゴ状 (2,000万年以上の溶蝕を受けた状態)

図2-4-4 地震加速度と震源距離(当所提案方式)



II. 地震活動性評価

耐震工学で有名なエルセントロ強震記録は、1940年の記録であるが、この記録の収録はアメリカ土木学会に招へいされた初代地震研究所長末広博士の講演(1933年)に示唆される所が多いといわれている。濃尾地震の経験から生れた有効な耐震設計法(佐野博士の震度法)は関東地震で優秀さを実証し、日本の耐震工学は世界を風靡したものの、その後の地道な研究を怠ったため、水をあけられた感があった。

戦後、日本でも強震計が配備されつつあるが、記録の不足を補うこともあってよく使われる電磁式高感度地震計は、水力時代の当所の開発に負う所が少なくない。最近でも当所は地震計開発に力を注ぎ、6ヶ月連続記録可能な地震観測装置、デジタル式広帯域強震計の開発を進めている。

最近の耐震工学では、岩盤上の地震動を基準にして設計地震動を定めるようにしており、原子力の耐震設計審査指針もそのように定められている。しかしながら、日本の地震計は、建物・軟弱地盤上に設置されている例が多いため、設計地震動の性質(大きさ、周波数特性、継続時間)を定めるにはデータ不足である。特に、活断層に結びついた近距離(震源域)の地震動については、しかりである。このため、2年ごとに群発地震が発生する伊豆半島を主体に、地震の多発する大平洋岸に地震計を配置し、伊豆大島近海地震(1978、 $M=7.0$)などの記録を得た。従来のデータ整理法は地震規模(M)ごとに加速度と震源距離の関係で表わしていたが、当所の研究を加味しその地域が地震エネルギーを蓄える能力、および活動した断層の長さを加えて整理するとバラツキが少なくなり、また、この整理法による結果は震源域での加速度の頭打ちを示す理論の裏付けともなっていることが分った(図2-4-4)

地震の起り方には、その地方のクセがある。これを設計に採り入れることが原子力の耐震設計安全審査指針で求められている

(地震地体構造論)。当所では、東京電力・東北電力の協力を得て、東北大学とこれの共同研究を実施している。この共同研究は東北大学と、当所のデータを交換することによって、東北地方の地震地体構造を明らかにしようとするものである。また、このため既往の地震被害の歴史的資料、最近の地震観測資料、活断層分布のデータベースを完成させ、今後の分析に役立てられるようにした。

III. 原子力発電所構造物の耐震性の実証

戦前の耐震工学が被害の分析に立脚した対症療法であったとすれば、戦後のそれは電算機を用いた予防医学といえよう。そして、これを支えるのが先に述べた地震観測であり、ここで述べる実験的手法であり、後に述べる材料研究である。

松代地震に際し、当所は電力各社に図り、迅速な研究の展開を行なったが、その一つに原子炉建屋模型の起振実験・地震観測がある。三階建の模型を長野市に造り、自然・人工地震で模型の性質を調べ、その目的とする電算機の数値シミュレーションのためのモデル化手法の開発を行なったものである。さらに、これと同等の模型を新しく完成した大型振動台で起振し、激震時にも耐えられるかどうかを研究した。

戦後のように構造物が急速に大型化し、その間に地震の洗礼を受けていない構造物に対しては、その耐震性に不安が持たれるのも無理からぬところである。

このため、電気事業では世に先駆けて前述した研究を進めたが、さらに、原子力発電所の完成時に、人工地震(起振機)による安全性の確認を行なうこととしている。当所では、BWR型炉については、福島第二、浜岡、島根、東海の各発電所、PWR型炉については、大飯、伊方、玄海の発電所について耐震実証試験を実施した。この際、電気事業の要請により、これら実証実験を行なうため世界最大の能力(450トン)を持つ起振機を用意した。

伊方1号機では、原告に対抗するため、

四国電力と第三者機関である当所のみで耐震実証試験を行なった。このため構造の建設の各段階で実験を重ね、併せてモデル化手法の高度化研究を行なった。この研究により、改良モデルの提案および不要構造部分の指摘を行ない、この結果は玄海2号・伊方2号の設計に生かされることとなった。

原子力発電所のように大型・重量構造物でも、波とか風とかにより、常時微振動を行なっている。当所では上記起振実験の際に、高感度地震計によりこの常時微動観測を行なった。構造物は自分の固有の性質で振れる性質があるから、これを分析することで起振実験の代りをするができる。表2-4-3は、大型構造物に対する起振実験と常時微動観測の結果の比較であるが、よく合っていることに気付かれよう。当所では、すでに類いの構造物の起振実験結果があれば、高価な試験費を要する起振実験にかえ、簡便・安価な常時微動観測で目的が達せられるものと考えている。

松代地震を利用した耐震研究では、地中送電路(POFケーブル)の耐震研究が行なわれ、世界で始めてパイプラインの地震観測に成功した。これに基づき地中構造物の耐震設計に関する基本的な事柄が解明され、設計理念として従来の耐震設計に代え、免震設計を基本にすべきであることを提案した。これは、耐震設計が地震力に対し構造物の抵抗力(断面力)で抵抗しようとする考えに対し、構造物にたわみ性をもたせ、これにより地震力を受け流そうとする考えである。この考えは設計手法としては応答変位法として石油パイプライン、LNG地下タンク等の各種構造物の設計指針に組入れられている。原子力発電所の非常用の補機冷却海水取水路は、限界地震が起っても取水機能が維持されなければならない重要な施設であるが、松代地震により得られたこの設計法は、玄海・浜岡・高浜・川内・柏崎刈羽・女川などの施設設計に生かされている。

その他、発電所内各種制御盤・開口部閉

鎖用のコンクリートブロック壁(島根)、低レベル廃棄物入りドラムの集合体(伊方、浜岡)、排気筒(女川)、非常用ディーゼル発電機、8×8燃料集合体などの耐震実証研究の他、増設機基礎掘削時の発破振動の影響評価(玄海、島根、伊方)などの研究を行ってきている。

IV. 地盤等の耐震性評価

原子力立地における争点として断層の活動性評価の例を挙げたが、その他にも、地上り地帯である(伊方)、活断層ではないが原子炉建屋基礎岩盤中の断層が相対運動する(伊方)、活褶曲地帯である(柏崎刈羽)、等々敷地地盤等の耐震性に関する評価に関して立場による認識の差異がみられる。

原子炉建屋周辺斜面の降雨・地震に対す

る安定性評価は、これを現象面で捉えれば、正にフィルダムの設計そのものである。当所ではフィルダム(新冠・高瀬・岩屋・喜撰山・南原・稲村・大平・手取川など全国26ヶ所)における地震観測・起振実験・模型振動実験・物性試験・数値解析の知見があり、さらに岩盤斜面については、高見・玉原・池田の各発電所、豊前開閉所などにおける予測解析と実測による解析結果の検証などを行ってきた。

原子力サイトの斜面安定については、これらの実証的な研究に基づき、福島第一・福島第二・島根・伊方・川内・敦賀・白木の地点について評価を行ない安全審査等に役立たしめた。さらに、模型斜面の破壊実験(高浜・柏崎刈羽)を行ない、破壊様式の検討から原子炉への安全性を確認した(図

2-4-5)。

原子炉基礎岩盤中に存在する断層が地震時に相対運動をして原子炉基礎の安定をおびやかすのではないかという論議がある。当所では、原子炉建屋の耐震性実証研究を前述したように進めてきており、この課題は、地盤と建屋の相互作用の一変形として捉え、柏崎刈羽・浜岡・伊方・川内・島根・玄海の安全性評価に役立たしめてきた。

原子力の安全評価は、アメリカ式に計算に頼る面が多いが、当所ではこれら解析面についても必ず実測・実験等による裏付けを行なっている所に特色がある。最近の電算機の発達を正しく利用するためには、実測の裏付けが必要であるが、これを一般化するためには、地盤材料の正しい評価がなければならない。当所が開発した岩盤評価法(岩種・岩級区分)、岩盤試験法(載荷試験、

表2-4-3 常時微動観測とその他の方法による大型建造物の動特性の比較(固有振動数と減衰定数)

構 造 物	振 動 形 (次数)	常 時 微 動		起 振 実 験		地 震 観 測		計算振動数 Hz
		振 動 数 Hz	減 衰 定 数 %	振 動 数 Hz	減 衰 定 数 %	振 動 数 Hz	減 衰 定 数 %	
BWR型原子力発電所格納施設 (H≒43m)	1	—	—	6.75	4.3	—	—	4.31
	2	3.2	1~2	3.35	1	—	—	—
	3	4.1	—	4.06	0.9	—	—	—
BWR型原子力発電所原子炉建屋 (H≒50m)	EW1	5.4	4	5.65	1.4~2	—	—	3.83
	NS1	4.5	6.8	4.6~4.75	—	—	—	3.78
PWR型原子力発電所格納施設 (H≒46m)	1	4.6	—	4.67	2.9	5.2~5.4	—	5.41
	2	2.6	1~2	2.63	1.1	—	—	2.63
	3	3.6	—	3.51	0.86	—	—	3.51
コンクリートアーチダム (H≒130m)	非対称1	2.7~2.9	2~3	2.7	2	2.6~3.0	—	2.6
	対 称 1	〃	—	2.9	—	〃	—	2.8
	〃 2	3.7~4.5	—	4.6	—	3.8~4.2	—	—
ロ ッ ク フ ィ ル ダ ム (H≒100m)	1	1.9~2.2	8	2 ~2.1	4~6	2 ~2.2	—	1.92
	2	2.9~3.4	—	2.7~3	—	3 ~3.2	—	3.01
	3	3.5	—	3.5~3.9	—	3.5	—	3.49
鉄骨コンクリート10階建ビル (H≒40m)	1	2.3~2.5	3	2.5	9.6	2.3~2.4	—	0.96
	2	3~3.1	—	5.2	—	2.8~3.2	—	2.43

せん断試験等)は、水力時代のものである
 がこれが原子力地点にも適用されている。

さらには、軟岩、断層材料、斜面材料、
 砂地盤、埋戻し土などの材料試験法の開発
 と電算機に利用するための物性の表示法の
 研究を進めており、これらの研究開発は当
 所研究では大きな比重を占めている。また、
 活褶曲問題等に対処するため地殻ひずみ
 (初期ひずみ)の計測法(AE法など)の開発
 と適用(柏崎刈羽・浜岡・伊方・川内)を行
 ない、時代に対応した研究の展開を計っ
 てきた。

V. 原子力新立地技術

原子力プラントの地下立地においては、
 地下に大規模な空洞を設けることが必要で
 ある。このための技術は、大規模揚水発電
 所の建設例で完成されているとみてよい。
 当所でも、前述した地質・岩盤調査技術と
 共に、掘削時の空洞安定評価法の開発を行
 ない、水力発電所(新冠・沼沢沼・新高瀬・
 奥矢作・有峰・喜撰山・南原・本川・大平
 など全国20ヶ所)等においてこれら技術の
 適用、検証をしてきた(図2-4-6)。また、
 城山地下発電所において地震観測を行なっ
 ている。さらに、通商産業省の委託をうけ

て、想定事故時の放射性核種の地下収納性
 の評価研究を行なっている。

砂礫地盤等第四紀地盤立地技術について
 は、松代地震を利用した杭基礎の研究と構
 造物の地震応答におよぼす埋設効果(半地
 下立地)などの基本的な研究と、伊達・新
 仙台・秋田・姉崎・川崎・渥美・玉島・福
 山・新西条・新徳島などの火力における地
 盤・基礎構造物の実験・解析などの研究を
 行なってきた。在来立地における各種の評
 価手法のうち、多くの部分は適用可能であ
 るが、今後なお技術開発を必要とするもの
 もかなり残されている。

図2-4-5 振動破壊実験での斜面の破壊状況

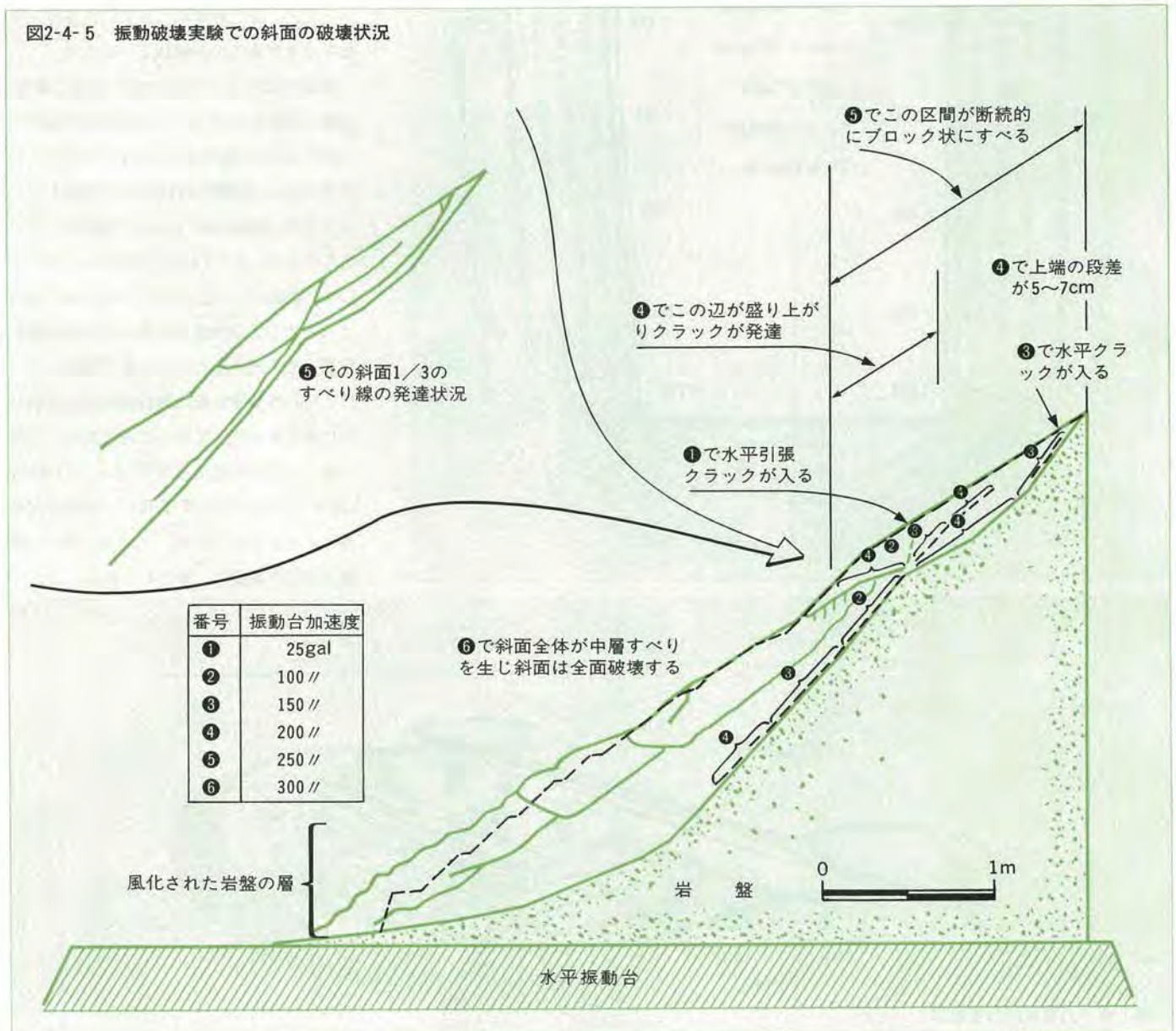
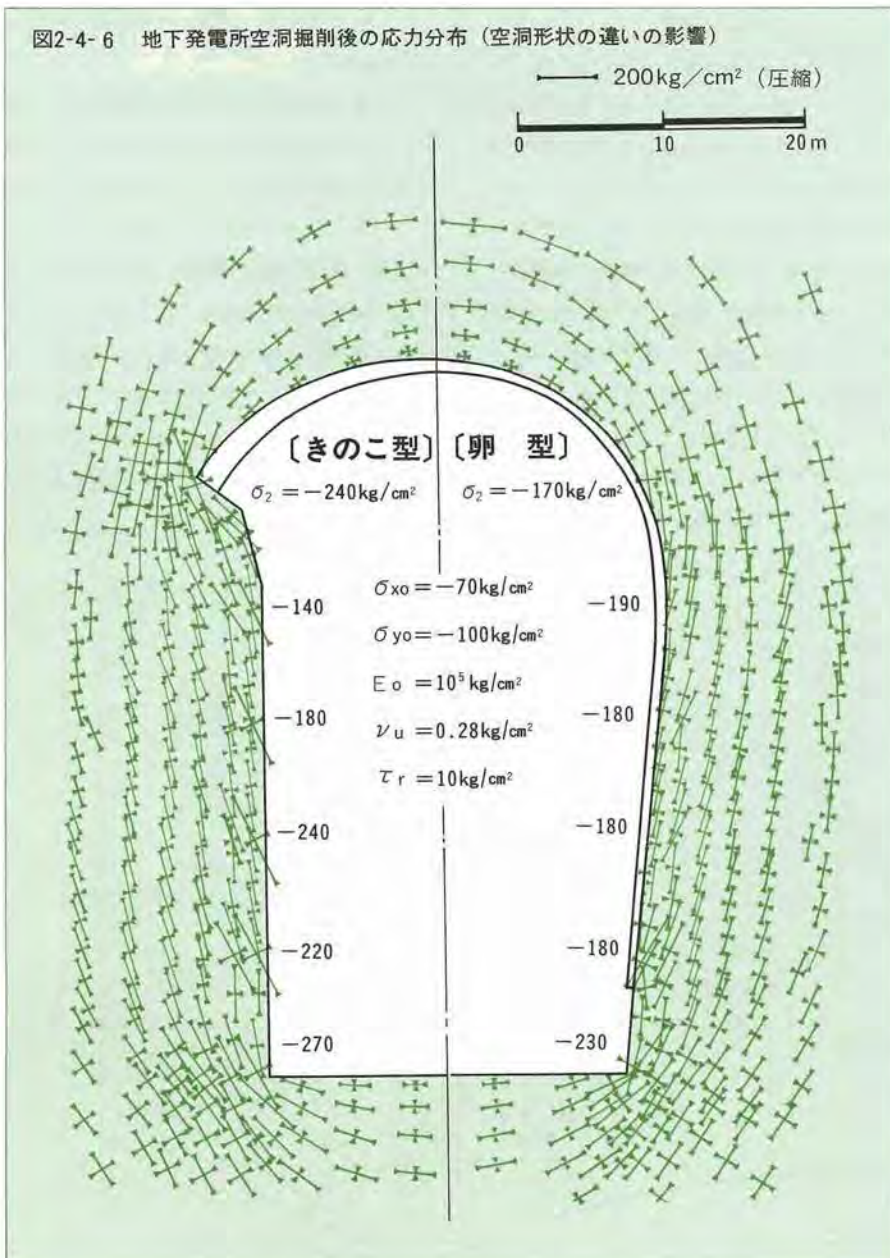


図2-4-6 地下発電所空洞掘削後の応力分布（空洞形状の違いの影響）

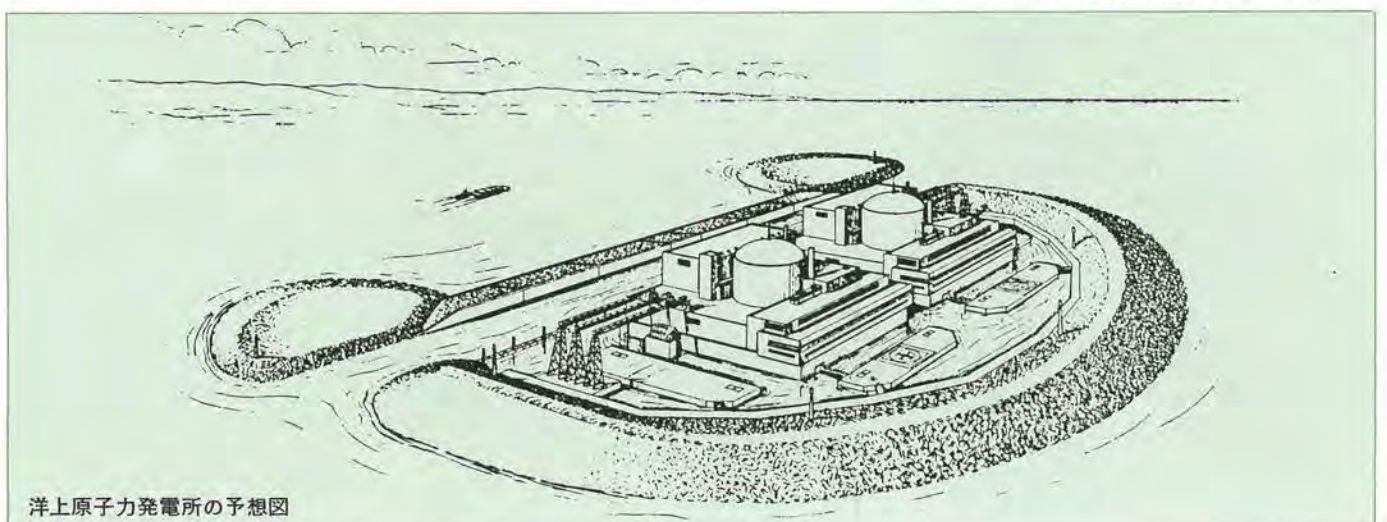


洋上立地については、当所は着底式の発電所方式を世に先駆けて提案したが(MOSES計画)、我が国の自然(地震)条件によく適合でき、従来火力の代替、廃炉等に対しカセット式に対応できるものとして浮上式発電所に着目し、地点選定条件などの調査を行なった。(桜井 彰雄)

2-4-3 原子力立地拡大技術

前節で述べた当所の研究動向を分析すれば、在来立地原子力の安全審査対応の課題が多いことに気付かれる筈である。そして、建築系・機械系については論議が出つくし、成熟した感があるのに対し、地盤は多様であるため、未だ標準的な評価方法を見出せないままにあるのが現状といえよう。

30余年にわたる当所の地質・地盤の調査・試験に関する知見、および、構築物の耐震性に関する実証的研究からみれば、当所がこれを総合化し、標準的な評価方法を提案していくことが、当所に課せられたの要請といえることができる。換言すれば、当所が未だ果していない課題の一つは、これら知見の総合化によって原子力立地拡大技術の技術的基盤を整備、集大成することであり、課題の一つは、これを基礎に新立地技術に対し先取的に研究を展開していくことにある。このため、昭和56年度よりプロジェクト研究「原子力立地拡大技術」を掲げ、鋭意研究を進めることとしている。プロジェクトの構成と内容の概要は、表2-4-1に示した。



洋上原子力発電所の予想図

I. 原子力発電所地盤の耐震性

本課題は、原子炉建屋基礎地盤・周辺斜面・屋外重要土木建造物の耐震性評価法の標準化、断層活動性調査・地震活動性調査・一般地質調査・地盤調査の標準化を図り、安全審査および申請者の便に供しようとするものである。

原子力発電所の地質・地盤の耐震性評価については、「原子力発電所の地質・地盤に関する安全審査の手引(案)」(原子力安全専門委員会)がその基本方針として示されている。しかしながら、地質・地盤に関してはサイトごとの影響が大きく、上記指針の適用にあたっては工学上の取扱いが不明確な事項が残されている。

本課題に対し、土木学会原子力土木委員会は、通商産業省の要請に基づき、国で作業中の同じ課題に対する基礎資料を提供するため、昭和54年9月その下に地盤部会を設け作業を進めている。当所はこの委員会活動を積極的に支援してきたが、電気事業でもこれを支援するため電力共通研究として昭和55年より研究を進めている。当所は昭和56年度より電力共通研究に参画し、主体的にこれの推進に努めている。

これらの成果は、電力共通研究：地盤評価研究会で評価・検討され、土木学会の活動に役立たしめ、ひいては行政に反映されると共に、電共研の地盤評価研究会活動を通じ、電力各社の共通の基盤作りに役立っている。

II. 原子力新立地技術

本課題は、Iの成果を基盤に、当所の既往の研究を発展させて、電気事業が当面する立地難を緩和しようとするものである。

原子力の新立地方式については、地下立地、砂礫地盤などの第四紀地盤立地、洋上立地(人工島、浮上など)などが考えられる。すでに述べたように、当所ではこれらについて基本的な調査は行なってきたが、技術の連続性、実証性という観点から、当面、地下立地・第四紀地盤立地を指向することとしている。

1. 地下立地の耐震設計手法

地下立地技術に関しては、その基となる地下大規模空洞の建設技術、安定性評価手法の確立が主要な課題である。地下大規模空洞の建設技術については、すでに述べたように我が国では揚水発電所の地下発電所建設技術として幾多の経験を積重ねてきており、技術的には確立したものと考えられる。また、地下立地方式に適合したプラント配置・構造については、通商産業省の原子力地下立地方式研究委員会で研究が進められ、技術の連続性を考慮し、基本的には地上型プラントを地下に格納する型になっている。このため、地下立地方式の利点と考えられる設計地震動の低減効果、床応答を低減させるために空洞側壁より支持するなどの構造型式の見直しなどを主体的に、併せて空洞掘削時の安定評価、立地可能地点調査、地質・地盤調査、放射性核種の地中格納性など、当所研究の総合化、他プロジェクトとの連携を行ないながら実施している。

2. 第四紀地盤立地の成立条件

従来、原子力発電所は強固な岩盤上に設置することを原則とし、震害は軟弱地盤に多いことから、これを避けてきた。しかしながら、前節で述べたように最近20年程の耐震研究の進歩は目覚ましく、地震観測、各種調査・試験技術と設備、材料(地盤を含む)研究、数値解析技術に急速な進展がみられ、強地震時の原子炉の安全性の評価は十分おこない得るようになってきている。

原子力発電所の基礎にかかる重量は、火力に比べ3倍程大きいのが、超高層ビルの方がすでに原子力を超えている。しかしながら、設計地震動が大きいこと、非常用冷却海水取水設備などの設計が難しいなど、火力発電所の建設技術の延長として安易に位置付けるわけにはいかない。

このため、地震を主体にした我が国での自然条件の下での成立性と立地可能地点の調査を第一の目標とし、第四紀地盤に適した構造形態の模索などを早急に行なうこと

とした。また、耐震性の実証資料を早急に得るため、類似構造物の地震観測など長期を要するものについては、直ちに研究を行なうこととした。

しかしながら、第四紀地盤立地方式は、プラント自体には従来立地の設計をそのまま導入でき、立地拡大に直結する利点がある。このため、本研究に引続き、実証研究を鋭意実施することとしている。(桜井 彰雄)

2-4-4 将来への展望

述べ来たように、プロジェクト研究「原子力立地拡大技術」は、在来技術の総合化とこれに基づき技術の連続性、実証資料の豊富さなどから新立地方式としては、当面地下立地、第四紀地盤立地技術の確立を目標としている。しかしながら、土木技術面からすれば人工島立地は第四紀地盤立地と同一とみなすこともできるし、人工島立地における防波堤の建設技術は、浮上型原子力発電所の建設を可能にするものである。

技術の発展は、従来技術の積重ねと自然条件の洗礼による確認によって順次に進んで行くものである。したがって、長期の見通しのもとに多様な立地拡大技術を順次確立して行かなければ、将来電気事業の基盤をおびやかすものとなるであろう。本プロジェクトの全体構想の試案を、図2-4-7に示したが、多くの識者の協力により、全体構想を早急に練上げていく必要がある。これは、立地地点は有限であるという観点からも将来検討が必要となるかも知れないからである。

例えば、一般に立地可能地点が多いと考えられている洋上立地についても、2000年時点と考えられる可能な方式、防波堤内浮上原子力の立地可能地点は、物理的に20数ヶ所、社会的要因を考えれば1/5程度(2,000万kW程度)にしかないかも知れないからである。このように考えると、立地フリーな外洋浮遊型原子力発電船構想も、間近なものとして把えなければならぬかも知れない。

(桜井 彰雄)●

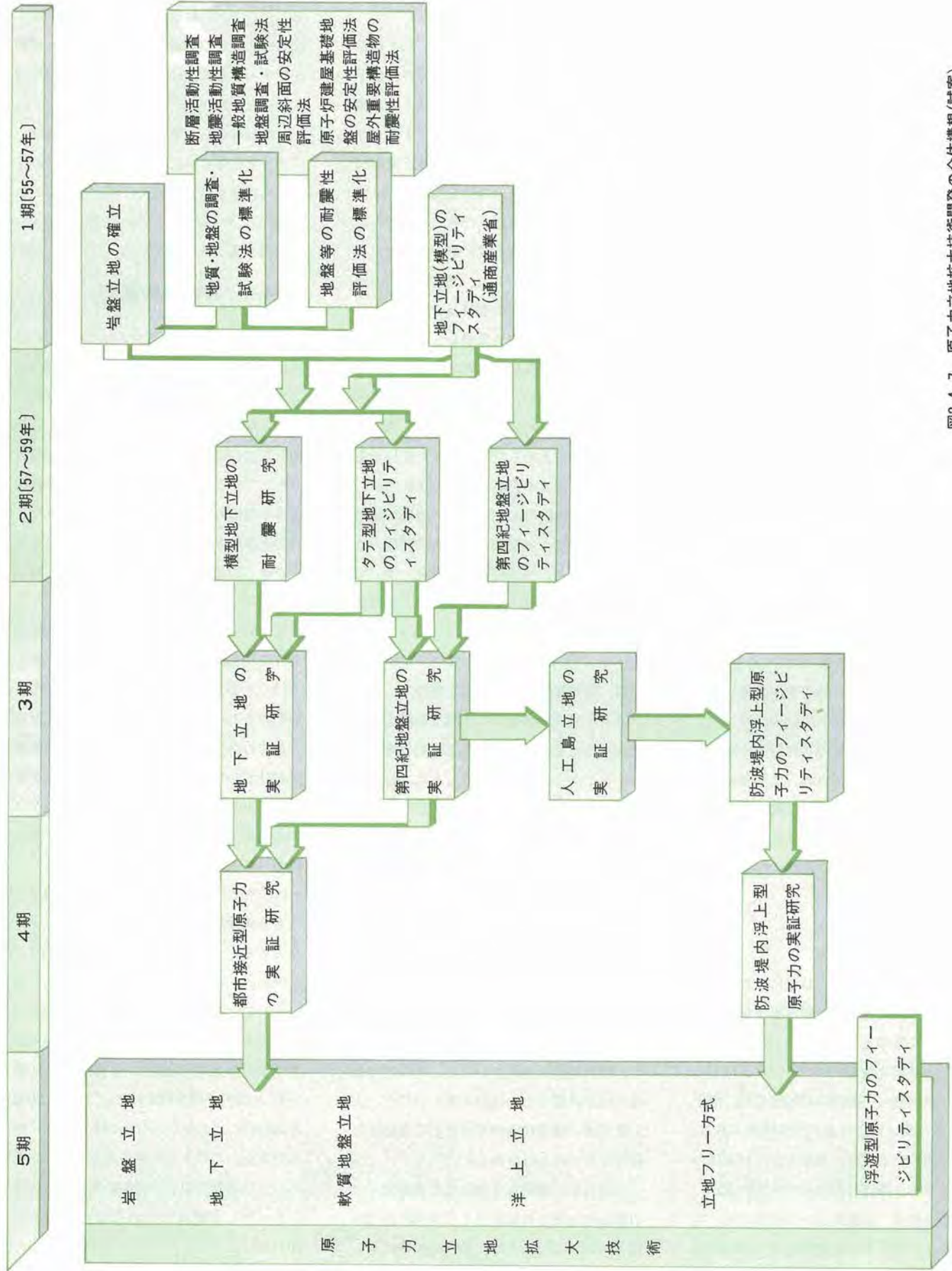


図2-4-7 原子力立地拡大技術開発の全体構想(試案)

2-5 高速増殖炉

担当●エネルギー技術開発本部 原子力発電技術開発部 部長 服部 禎男

2-5-1 緒論と結論

当所における大型総合研究「高速増殖炉」は、主として機器の耐久性、保守補修技術に主眼を置いた「実証炉関連研究」と、タンク型FBR大型炉の我が国特有の立地条件における成立性を見通しを得るために、メーカーと共同研究を実施している「タンク型FBRフィージビリティ・スタディ」に大別できる。ここでは特に、我が国のFBR開発とその意義および当所のFBR研究の経緯とループ型およびタンク型炉の比較、後者の「タンク型FBRフィージビリティ・スタディ」について紹介する。

「タンク型FBRフィージビリティ・スタディ」については昭和56年度より、我が国の立地条件下における耐震性を基本とした成立性を見通しを得る事を目的として、日立・東芝・三菱・川重の4メーカーと5テーマ、8項目の共同研究と云う形でスタートし、現在までに、設計アプローチの異なった2種類の原子炉構造レファレンスデザイ



冷却材の鉛直噴流実験

ンが選定され、次年度以降、各々のテーマについてこれら二案の詳細解析と部分モデル及び全体モデル試験を実施することとなっている。

なお、燃料移送設備についても、ロッキウエルインターナショナル社設計例をベースにしてレファレンスデザインを決めて、次年度以後に解析と部分試験によって成立性評価を行なう。(原崎 堯)

2-5-2 我が国の高速増殖炉(FBR)開発とその意義

我が国のFBR開発は、実験炉「常陽」による貴重な経験を積みつつ、現在原型炉「もんじゅ」の設置許可に関してその基本設計を中心に安全審査が行なわれている。原型炉「もんじゅ」を昭和63年頃に完成して、2年程度の運転実績を経て実証炉の建設が開始されるという基本スケジュールになっている。当然のことながら、その後信頼性と経済性の向上をはかりつつ実用炉が定着していくことを目指している。

ここでまずFBR開発の我が国における意義について考えてみよう。必要最低限の富を得て国民の健康な生活を維持するためのエネルギーの必要度は国によって異なる。大きな大陸と豊富な天然資源に恵まれている国は、必ずしも工業活動を基本とする必要はない。

しかし、我が国の如く天然資源も広大な土地も無い上に高人口を有する国は、大量のエネルギーを基盤にした工業活動によって得た富に基づいて生きていかねばならない。その意味から我が国におけるエネルギーの必要量と必要度は他国に比べて特に大

石油資源の限界が予測され、原子力開発のスタート以来25年、米国で開発された軽水炉が我が国でも定着化しつつある。この軽水炉は核分裂性物質ウラン235を3%程度含む濃縮ウランを燃料として使用する。この濃縮ウランはウラン235を0.7%余りしか含んでいない天然ウランを原料にしてウラン濃縮プラントで作られる。天然ウランはカナダ、アメリカ、アフリカ、オーストラリア等で産出し、現在大規模なウラン濃縮が出来るのはアメリカである。

上記のようにしてウランを使用するために、この濃縮ウランをエネルギー源とする軽水炉発電は、天然ウラン中のウラン235、つまり入手する天然ウラン全体に対してその0.5%程度(濃縮工程の終端で、上述の0.7%のうち、0.2%程度のウラン235が残される。)をエネルギー生産に役立たせ、さらに炉内でウラン238から転換して生まれたプルトニウム239の核分裂によって、原材料天然ウランの0.5%程度のエネルギー生産寄与を加えて、結局天然ウランの1%程度しかエネルギー生産に役立てていないことになる。

ここでFBRについて考えてみる。FBRは、軽水炉の使用済燃料を再処理して、その大部分を占めているウランとプルトニウムを分離し放射性の核分裂生成物を除去し、そのウランにプルトニウムが20%程度になるように混合したものを燃料として使用する。FBRでは軽水炉と異なり、炉内で燃焼して消費されていくプルトニウムよりも少し多くのプルトニウムが高速中性子のウラン238原子核への突入によって生まれてくるため、FBRの使用済燃料中にはその

新燃料中にあったよりも多くの核分裂性プルトニウムが含まれている。

このように FBR を開発すると、軽水炉使用済燃料の大部分を占めているウランを母体にしてプルトニウムが順次生産され、結局ウランの60%以上がエネルギーとして活用されることになる。

石油枯渇の後にウラン枯渇が心配されるのは、軽水炉等によるウラン利用のままに限定している場合に、主要電力源をこれに依存すると仮定すれば今後30年～50年のエネルギー供給源でしかあり得ないという議論である。しかし FBR によってプルトニウムによるエネルギー生産に移行していけば、軽水炉等熱中性子炉の60倍以上のエネルギー源が確保されることになる。このことは、現状のウラン採鉱手法のままでも今後のエネルギー需要の増加が多少緩和されるとすると600年、需要増が現状のまま直線的に継続すると仮定しても250年～300年のエネルギー源が確保されることを意味する。

しかし、周知のように、プルトニウムの利用が世界中で盛んになれば、世界の何処かでプルトニウムによる原子爆弾の製造という誤った行為の発生する可能性も高くなる。大いなる利益は常に大いなるリスクを伴うと言われるが、人類の英智と努力によってそのリスクを抑制管理し遂げねばならない。

米国のカーター前大統領は、得られるエネルギーも巨大であるが、それにも増してリスクが大きいとの観点から、世界に向けて使用済燃料の再処理の一時中止を呼びかけた。

一時中止とは、国際的に核管理の適正な考え方と体制が完成するまでという意味である。しかし世界各国の原子力開発の共通の認識は、使用済燃料を再処理し FBR を運転し幾百年のエネルギー源を獲得することこそ原子力開発の目的であって軽水炉はその一歩を踏み出したに過ぎないということである。

1977年10月から2年以上をかけて行なわ

れた国際核燃料サイクル評価(INFCF)では、軽水炉使用済燃料を再処理してその大いなるエネルギー源を利用するか、プルトニウム拡散のリスクを回避するため当面の再処理と FBR 開発を抑制すべきか、人類全体としての大きな課題について論議された。広大な土地と化石燃料およびウラン資源確保において有利な立場にある米国は、再処理と FBR 開発を抑制してプルトニウム拡散のリスクを回避すべきであるとの立場をとり、化石燃料もなく再処理と FBR 開発において世界を先駆するフランスと、エネルギー資源に恵まれないにもかかわらず土地狭く人口稠密のため工業立国を基本とせざるを得ない我が国は、再処理と FBR 開発の重要性を強く主張した。

原子力開発を進めている他の諸国もウラン資源の有効利用を目指す核燃料サイクルの確立こそ原子力開発の本来の目標であるとの考え方を譲らなかった。結局、ウラン資源の有効利用の点において大きな利益をもたらす再処理と FBR の開発は、国際的な核管理の努力を強化しつつ着実に進めて行こうということになった。

FBR 開発が巨大なエネルギー源開発であるという世界共通の一般論のほかに、我が国特有の重要な意義がもうひとつあることを次に述べる。

石油の配分抗争に始まるあの世界大戦以来、人類近代の国際関係は大国によるエネルギー制圧政策を基本としていると言っても過言ではない。工業国として生きていかねばならない日本がその活動のベースとしているエネルギーは、石油、石炭、そしてウラン、ほとんど全てが輸入資源である。

軽水炉の建設に伴って、低濃縮ウランが大規模に輸入されつつありこれは当然今後も継続されねばならない。結果的に、その使用済燃料は我が国の所有物として大量に蓄積していくことになる。

この軽水炉使用済燃料中にはウラン 235 やプルトニウム 239 という核分裂性物質が両者あわせて約 1.2%以上も含まれている。

これは、明らかに天然ウランよりも優れたエネルギー資源が国内に在るということになるが、再処理と FBR の開発を行わなければ意味を持たない。

最近の欧州共同体(EC)によるウラン需給予測によれば、世界の主要国が今から順調に FBR 開発を進め、軽水炉と併行させていけば2030年頃には天然ウランの必要量がほぼ零になるとしている。このことを我が国についてあてはめてみれば、軽水炉に併行して FBR 開発を進めていけば、輸入エネルギー依存が次第に減少していつ、21世紀前半にはウラン輸入の必要がなくなるわけである。

自動車その他多くの産業分野における我が国の世界各国に対する輸出攻勢は、日本製品の品質の良さに起因するもので今後も継続することが予想される。そうすると世界主要国の産業不振は拡大するばかりで容易に改善されるものではない。

その結果、世界主要国が我が国に対して採り得る手段は、やはりエネルギー制圧であろう。これに備え、エネルギー的に自立するためにも使用済燃料を再処理して FBR によって発電する体制の確立は、今や急務と云わねばならない。このナショナルセキュリティの問題は現在の我が国が世界の何れの国よりも重要になりつつある。

最近の我が国における FBR 開発計画の議論で、

1. ウラン資源保存、
 2. 経済性、
 3. ナショナルセキュリティ、
- 等の検討がなされているが、実際にはこれら3つの問題は独立しているのではなく、相互に結合しているものである。

例えば、経済性評価に関して、将来、石油やウランの入手出来る価格は、その産出国または産出国と特別なつながりを持った国と我が国とでは、世界情勢の中で我が国がどの様な立場にあるかによって大きく異なってくるものと予想しなければならない。

エネルギー自立が FBR によって達成さ

れば、我が国の輸出入の石油価格やウラン価格が他国によってどの様に操作されようと、我が国の産業基盤として最も重要な電力コストが影響を受けなくなり、我が国は資源保有国と同等の真の独立国の立場を始めて獲得出来ることになる。

とにかく、我が国における FBR 開発のニーズは他国の比ではなく、かつ他の如何なる国よりも緊急を要するものと考えられる。(服部 禎男)

2-5-3 ループ型炉とタンク型炉

軽水炉に加圧水型 (PWR) と沸騰水型 (BWR) の2つの原子炉型式があるように、FBR にも原子炉系構造の異なる炉型式として、ループ型炉とタンク型炉(プール型炉ともいう)がある。

両者の系統構成の概念を図2-5-1 に示す。両型式とも機器の構成は同じであるが、ループ型は一次ナトリウム系の主要機器である原子炉、一次系ポンプ、中間熱交換器が別々に設置され、それらが配管によって連結されている。

一方タンク型は、一次ナトリウム系の主要機器が大きな原子炉容器の中に入れられ、容器内を適切に仕切ることによって一次ナトリウムの流動を確保する型式である。両型式とも、中間熱交換器以降の二次ナトリウム系(非放射性) および水・蒸気(タービン)系の考え方は同じである。

タンク型炉の主な長所としては、放射性である一次ナトリウム系が一つの容器の中にまとめられているため、配管を引き廻す必要のあるループ型に比べて全体的に小型化が可能である。

一方ループ型は、一次系機器が配管で結ばれて従来の火力、軽水炉の経験がそのまま活かせる。どちらかと云えば、ナトリウム冷却の高速炉というものを早期に経験するにはループ型が、大型実用炉となるとコンパクトなタンク型が着目されるようである。

現在、各国で運転中および建設中の FBR

発電炉をみると、タンク型では運転中の Phenix(仏、25万kWe)、PFR(英、25万kWe)、BN600(ソ連、60万kWe)および建設中の Super Phenix-I(仏、120万kWe)があり、ループ型では運転中の BN350(ソ連、35万kWe 相当)、Rapsodie(仏、4万kWe)、および建設中の SNR 300(西独、30万kWe)、CRBR(米、38万kWe)と来年建設開始予定の「もんじゅ」(日本、28万kWe)がある。このように、大容量の発電炉に関していえば、タンク型炉の開発状況の方が、ループ型炉に比べて進んでいるものといえる。

以上のように、FBR の原子炉型式はタンク、ループ2型式に大別されるが、軽水炉においても PWR と BWR が多くの共通技術に立脚しているように、FBR についても両型式の70%以上の部分については技術を共有していることを認識しておく必要がある。(池本 一郎)

2-5-4 タンク型炉フィージビリティ・スタディの必要性と意義

前述のように、フランスを始めとするヨーロッパにおける大型 FBR はタンク型を指向しており、近年におけるその経験の蓄積は評価できるものがある。

近年に米国の EPRI(米国電力研究所)が行なった電気出力1,000MWFBR のタンク型炉概念設計においても、GE 社、WH 社、および AI 社がそれぞれ概念設計を行ない、米国においても、タンク型炉は実現可能であるとの結論を出している。

しかし、日本において研究、開発されている FBR は実験炉常陽、原型炉“もんじゅ”ともループ型であり、タンク型の研究は電力実証炉概念設計研究において代替案として検討されている程度である。もっとも、タンク型とループ型の差は LWR における GE 型と WH 型ほどの差はなく、ループ型の研究開発項目の約70%以上はタンク型にも使用できるものである。

以上のような状況から日本の FBR 実証炉の炉型選定に当り、タンク型かループ型かを議論し得るためには、まず我が国におい

てタンク型が成立し得るものであるかどうか前提になる。

そこで、その炉型選定の場を提供する意味もあって、当所においてはメーカー4社と共同研究のもとに昭和56年からタンク型炉のフィージビリティ・スタディを開始した。

もちろん、フランスにおいては1983年臨界を目標に電気出力120万kWeのスーパー・フェニックスが建設中であり、上記炉型選定の時期にはこれを念頭におきタンク型炉は既存の技術であるとして評価できないこともないであろうが、フランスと日本の国情の相違、地震発生規模、安全性に関する許認可基準の相違などによる設計変更の必要性は、電力実証炉概念設計研究においても、指摘されていることである。

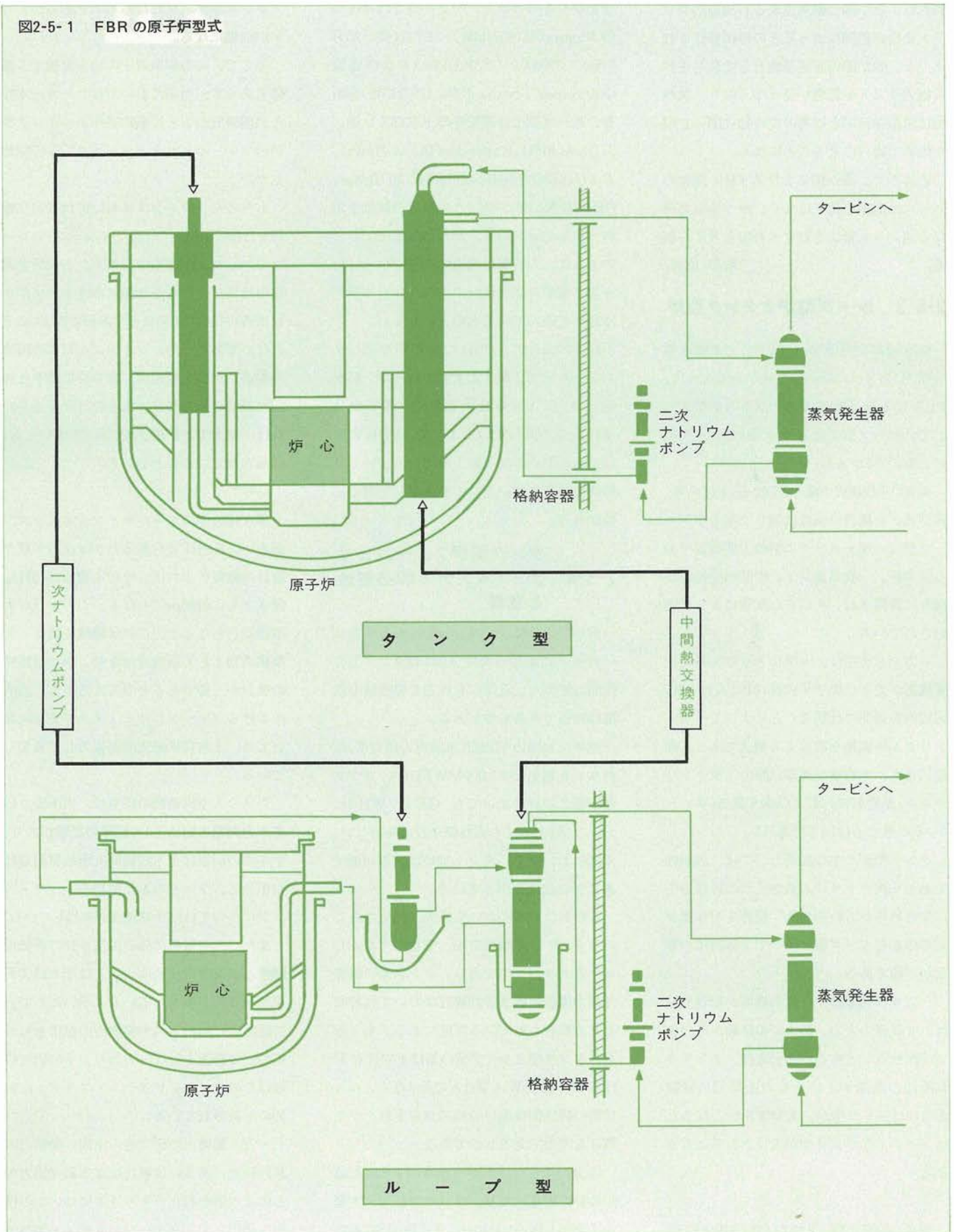
現在建設中のスーパー・フェニックス、あるいは EPRI で行なったタンク型炉概念設計の結果によれば、その主要器は、直径、深さともに約20mにもなる。このような大型機器ともなると、これは機械ではなく大型構造物として取扱うべきで、かつ耐震性の検討が主要であるとの考え方から、当所におけるフィージビリティ・スタディにおいては、土木技術研究所が協力して参加している。

当所の大型構造物の研究は、当所設立以来水力発電を始めとし、長年の経験があり、炉本体の耐震は土木技術研究所地盤耐震部が担当し、タンクのふたに当るルーフ・スラブについては同所構造物部が担当している。

また、大流量熱流体の拡散挙動の評価に関するタンク内流動については土木研究所環境水理部が担当している。幸いにして、当該部は以前から汽力発電所の温排水拡散について研究を行っており、その研究経験はこのフィージビリティ・スタディに有効に反映されている。

一方、動燃への研究者の出向、動燃との共同研究、あるいは囑託による研究協力などにより培われたナトリウムについての技術を活用して、フィージビリティ・スタディ

図2-5-1 FBRの原子炉型式



ィにおける隔壁構造、および燃料交換機については当所エネルギー・環境技術研究所高速増殖炉発電特別研究室が担当している。

本研究の推進体制は、図2-5-2に示すように上記研究課題毎に5つのワーキング・グループを設置し、各研究課題にまたがる基本条件の検討と技術的関連性の調整を「システム・ワーキング・グループ」で、更にタンク型炉の成立性評価はエネ開本部を主体として構成されている「タンク型FBR フィージビリティ・スタディ 幹事会」で行なうものである。(秋元 徳三)

2-5-5 当所のFBR研究の経緯と選定した5課題

当所では早くから高速増殖炉の研究開発に着目し、昭和41年より47年まで高速増殖炉の研究で先駆的な技術をもつ米国の Atomic Power Development Associate Inc.(APDA)および Power Reactor Development Co.(PRDC)と共同で、エンリコフェルミ炉を中心とする高速増殖炉についての研究開発を行う一方、国内においても、動力炉核燃料開発事業団に当所研究員を外向させ、高速増殖炉実験炉の実態調査・把握に務めて来た。

昭和53年、電力業界において100万kW級の高速増殖炉実証炉開発の機運が高まって来たのに呼応し、高速増殖炉発電研究を積極的に推進することを目的として、高速増殖炉発電特別研究室を設立し、電力各社のFBR 実証炉概念設計研究会に参加し、これに協力するとともに、動力炉核燃料開発事業団との共同研究、実証炉開発のための所内研究の充実を図ってきた。

◎選定された5課題◎

我が国では、耐震条件がきびしいため、我が国の立地条件下における成立性を見通しを得るために、耐震性を基本とした次の5課題を選定した。(図2-5-3)

I. 原子炉構造の耐震特性

地震時の制御棒挿入性、原子炉本体の耐

震性に関連して主容器・安全容器の支持構造、ルーフ・スラブ、炉心支持等について耐震性の観点から、設計裕度の高い構造の選定を行ない、解析とモデル試験による評価を行なう原子炉構造の耐震特性。

II. 原子炉上部構造の熱・荷重変形特性

ルーフ・スラブは回転プラグ、1次系機器等重量物を搭載し、かつ放射線しゃへい、熱しゃへい機能を有する重要な構造物であるため、ルーフ・スラブについて熱及び荷重のかかった場合の変形、応力等構造力学的観点から検討し健全性を確認する原子炉上部構造の熱荷重変形特性。

III. 原子炉容器内流動特性

タンク型主容器は大きく、内部が複雑であるため、容器内の定常時および非定常時の熱流力学的挙動を調べ、原子炉の安全性、及び健全性を確認するための原子炉容器内の流動特性。

IV. 原子炉容器内隔壁構造

地震時の炉心支持機能と共に主容器内のホットプールとコールドプールを熱的及び流路的にしゃだん機能を持たず原子炉容器内隔壁構造の健全性。

V. 燃料移送設備の耐震・作動特性

燃料出入機は重量が重く、長尺物で燃料集合体の輸送機構が複雑なので、その耐震性および機能を調べることを目的とした燃料移送設備の耐震・作動特性。(原崎 堯)

2-5-6 5課題の研究計画と現状

I. 原子炉構造の耐震特性

耐震裕度の高い構造型式を解析及び縮小モデル試験により選定し、選定された構造について詳細解析ならびに試験により成立性の評価を行なう。

現在、

1. 国内外の先行炉設計例の主要仕様、機器構造及び耐震性の調査、検討、および我が国の立地条件下における問題点の抽出、
2. 耐震設計に影響する要因の分析および耐震構造評価内容の整理、
3. 炉心と炉上部機構と炉心結合方式の構造概念の検討、

を行ない、異った設計アプローチに基づく、原子炉構造二案の選定を行なった。

また、次年度以降実施予定のモデル試験に対する条件(相似則、模型材料等)を策定するための縮小モデル試験の準備を行ないつつある。選定された構造案を図2-5-4に示す。

次年度以降は、縮小モデル試験および解析結果に基づき、シヤ・キー等“ガタ系”の実寸大、或はスケールモデルによる部分モデル試験を行ない、これらの非線型領域の特性を把握し、等価なバネ定数に置きかえて原子炉全体を模擬したモデルを製作して試験を行ない、連成系としての全体の振動性状を解明する。

なお、縮小モデル試験および全体モデル試験には、当所およびメーカーの振動台を使用する予定である。(なお、5課題のマスター・スケジュールを表2-5-1に示す)

II. 原子炉上部構造の熱・荷重変形特性

放射線しゃへい及び熱しゃへい機能を有し、回転プラグ、一次系機器等重量物を搭載しなければならないルーフ・スラブと呼ばれる原子炉上部構造の概念は図2-5-5に示す様な直径約22m厚さ約3mの、箱型リブ構造のものが考えられている。

このルーフ・スラブについて、まず本年度は、

1. ルーフスラブの設計条件、機能条件の整備、およびルーフスラブ基本設計仕様の決定、
 2. 先行炉設計例のルーフスラブ強度部材構造、熱しゃへい構造、放射線しゃへい構造の調査および構造概念の比較検討を行ない、ルーフスラブ全体としての整合のとれた基本構造概念の選定、
- をした。

次年度以降は、選定された概念について、1/5～1/4スケールモデルによって剛性評価を行なう荷重変形特性試験(図2-5-6に概念図を示す)、ナトリウム-アルゴンガス雰囲気中の機器貫通部を通じての強度部材への伝熱特性を評価する機器貫通部材伝熱特性

図2-5-2 FBRタンク型フィージビリティ・スタディ研究推進体制

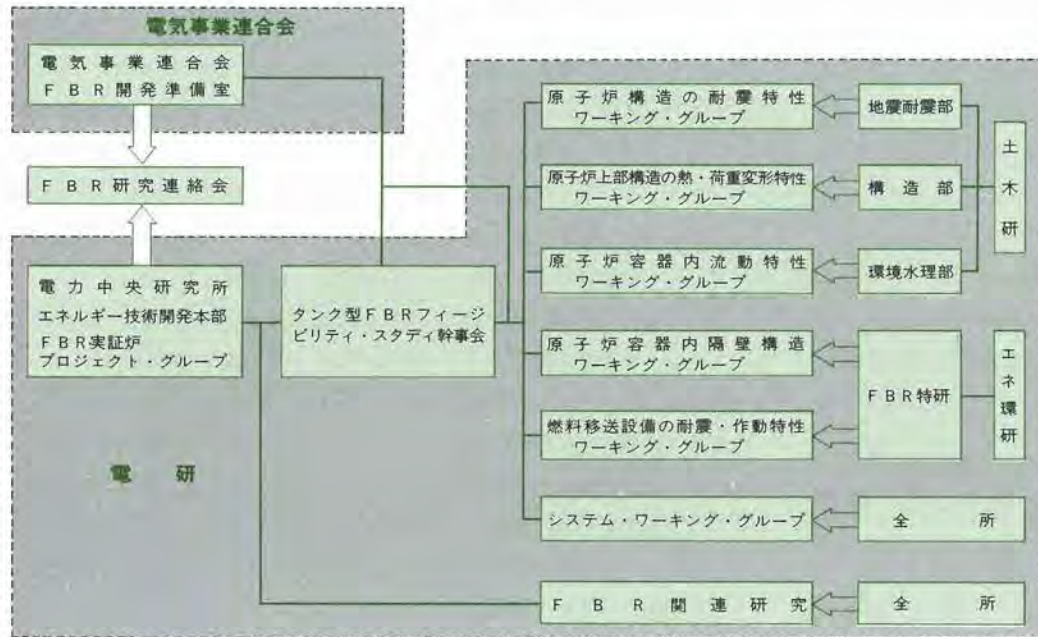


図2-5-3 タンク型FBRフィージビリティ・スタディで選定した5研究課題説明図

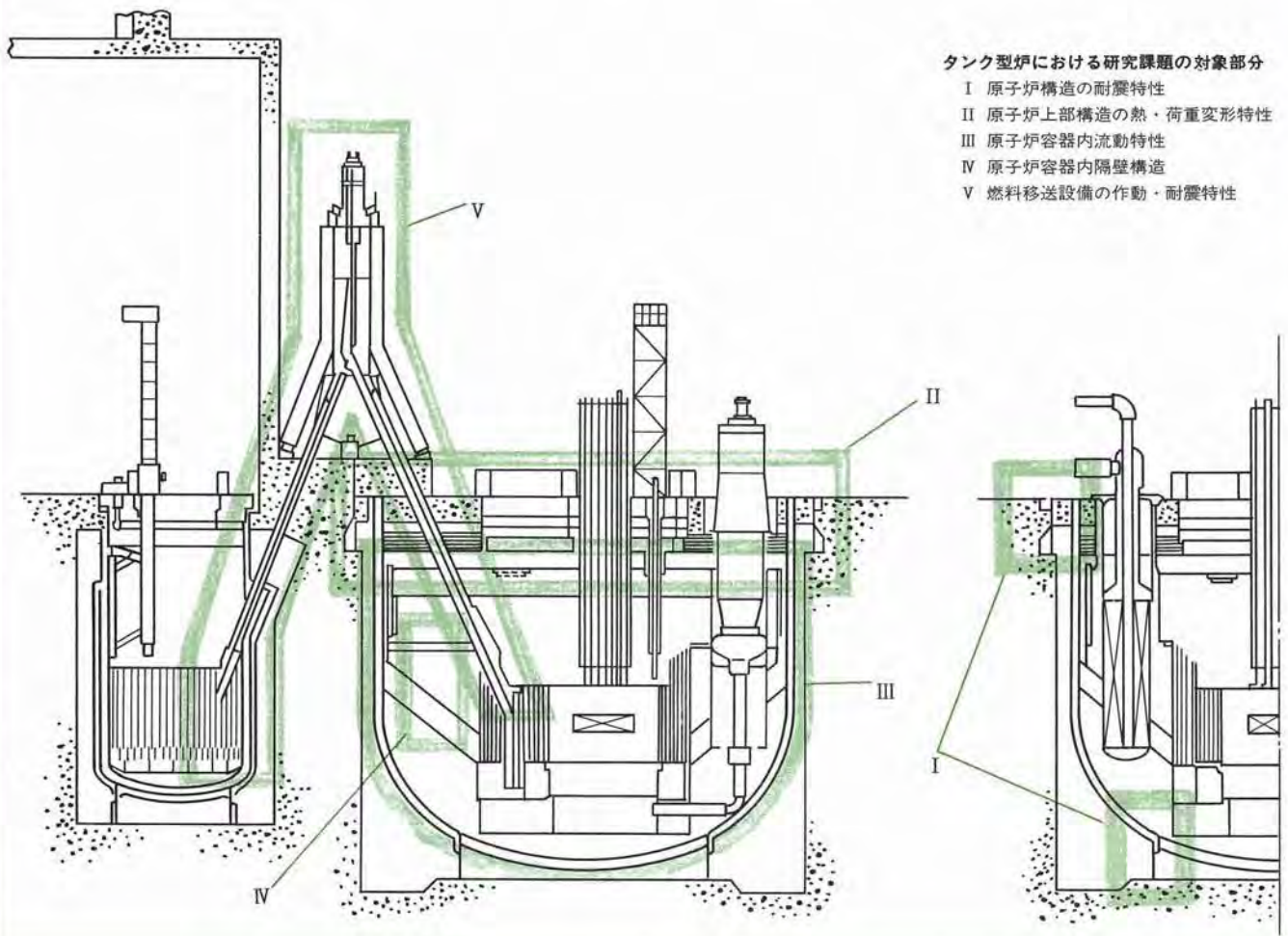
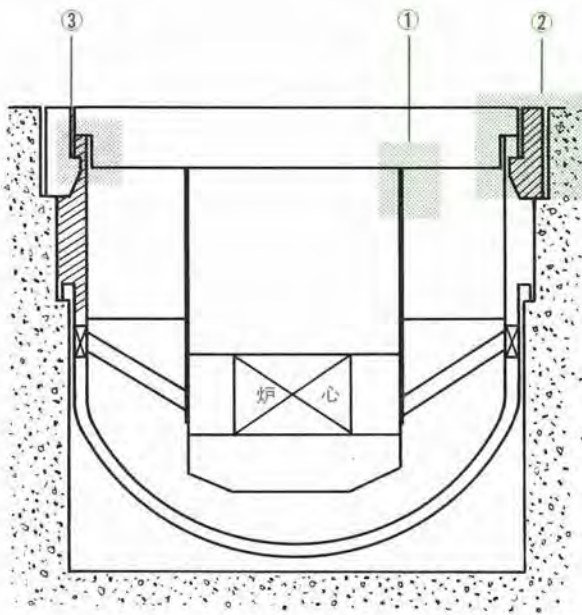
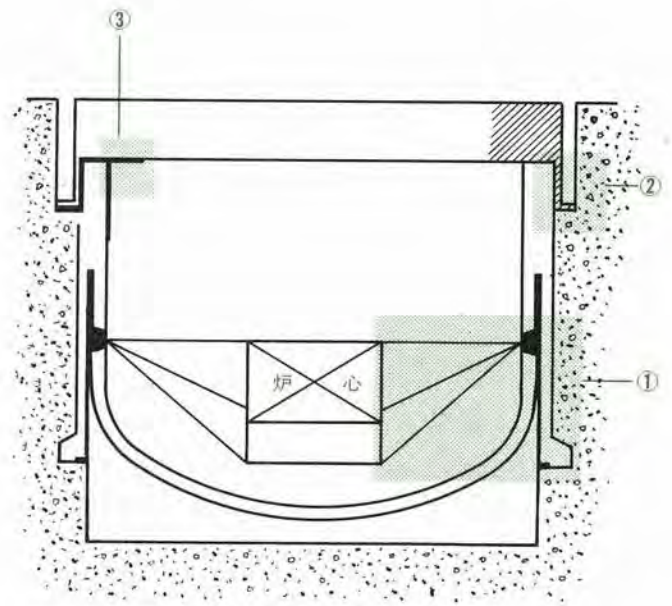


図2-5-4 選定された原子炉構造二案とその特徴



- ① 炉心を上部より支持(高温設計)
- ② ルーフスラブ支持部に新しい工夫
- ③ 主容器をリングガーダーから支持(異材継手の回避)



- ① 炉心を主容器の胴部より支持(低温設計)
- ② ルーフスラブ支持はスーパーフェニックス方式(円筒方式)
- ③ 主容器をルーフスラブから吊り下げ

表2-5-1 タンク型炉フェジビリティ研究スケジュール

	昭和56年度	昭和57年度	昭和58年度
I 原子炉構造の耐震特性	概念の検討 予備解析、予備試験	部分モデル試験	全体モデル試験
II 原子炉上部構造の熱・荷重変形特性	概念の検討 構造型式の検討	静的および断熱試験	
III 原子炉容器内流動特性	基礎試験	流動特性試験	総合評価
	予備解析	解析評価	
IV 原子炉容器内隔壁構造	構造概念の検討	断熱およびシール性能評価	構造信頼性評価
		解析評価	
V 燃料移送設備の耐震・作動特性	構造概念の検討	作動機能試験	
		耐震特性試験	

図2-5-5 ルーフスラブのイメージ

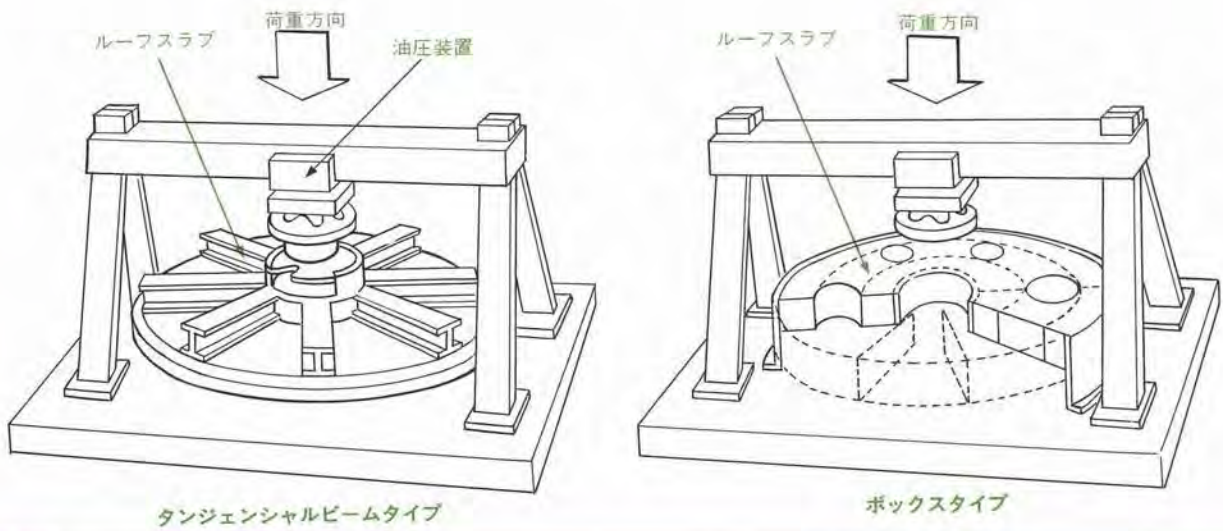
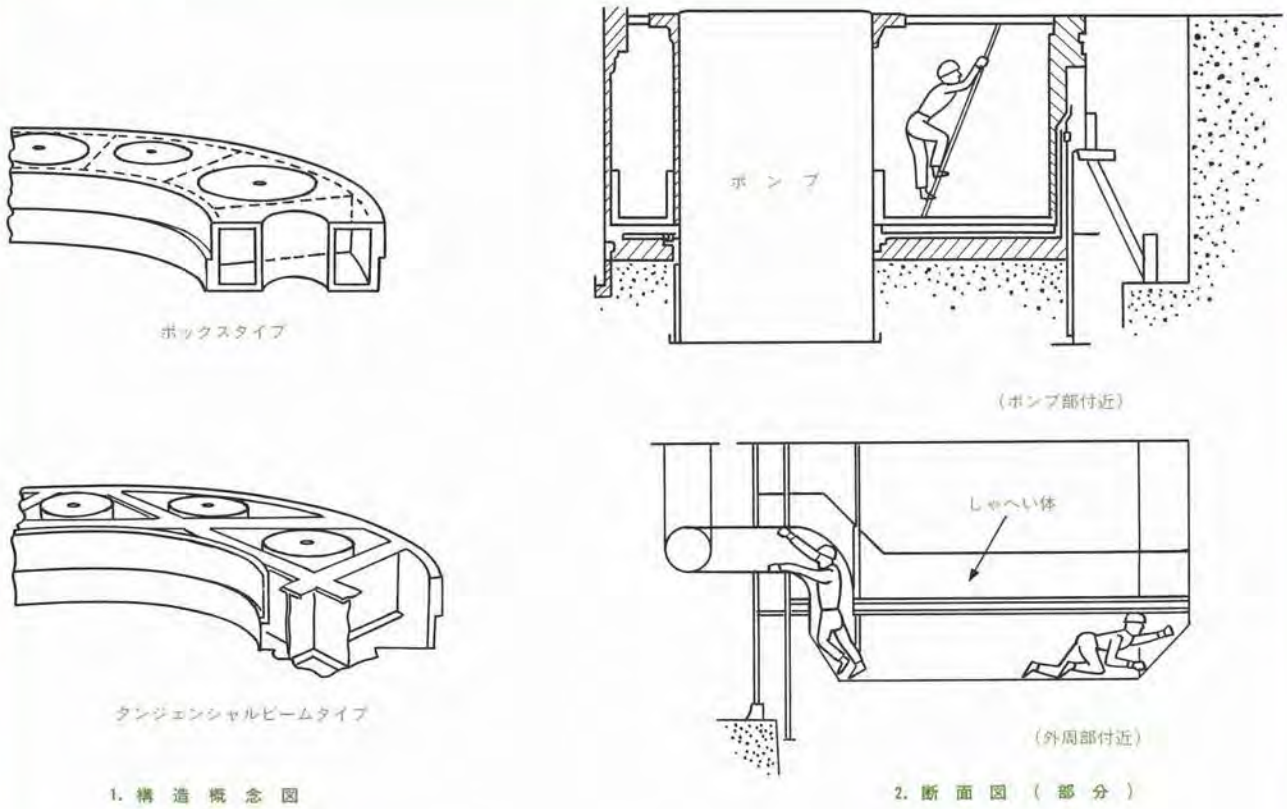


図2-5-6 構造強度試験装置概念図

試験、熱的に得られた結果を使用して、熱応力状態および変形モードを調べ、構造強度の確認を行なう。

Ⅲ. 原子炉容器内流動特性

タンク型の場合は原子炉容器が大きく、内部が複雑であるため、定常時および非定常時の炉内および炉内機器構造物周辺の熱流動挙動を把握する必要があり、本課題では定常時の流況、流量減少時の成層化現象および自然循環の成立性を調べ構造健全性の評価を行なう。

56年度は、

1. 国内、外における原子炉容器内熱流動に関する先行研究例の調査、分析及び本研究計画妥当性の評価、
2. 予備実験(構造パラメータ・サーベイ実験、鉛直噴流実験)に対する検討および実験装置の設計・製作、
3. 熱流動および自然循環に関する解析コードの調査、検討等、

基本的な問題を解明し、次年度以降の実験装置および解析プログラムの基本仕様を決定する。

(図2-5-7に代表的タンク型主容器内の流況を示す)

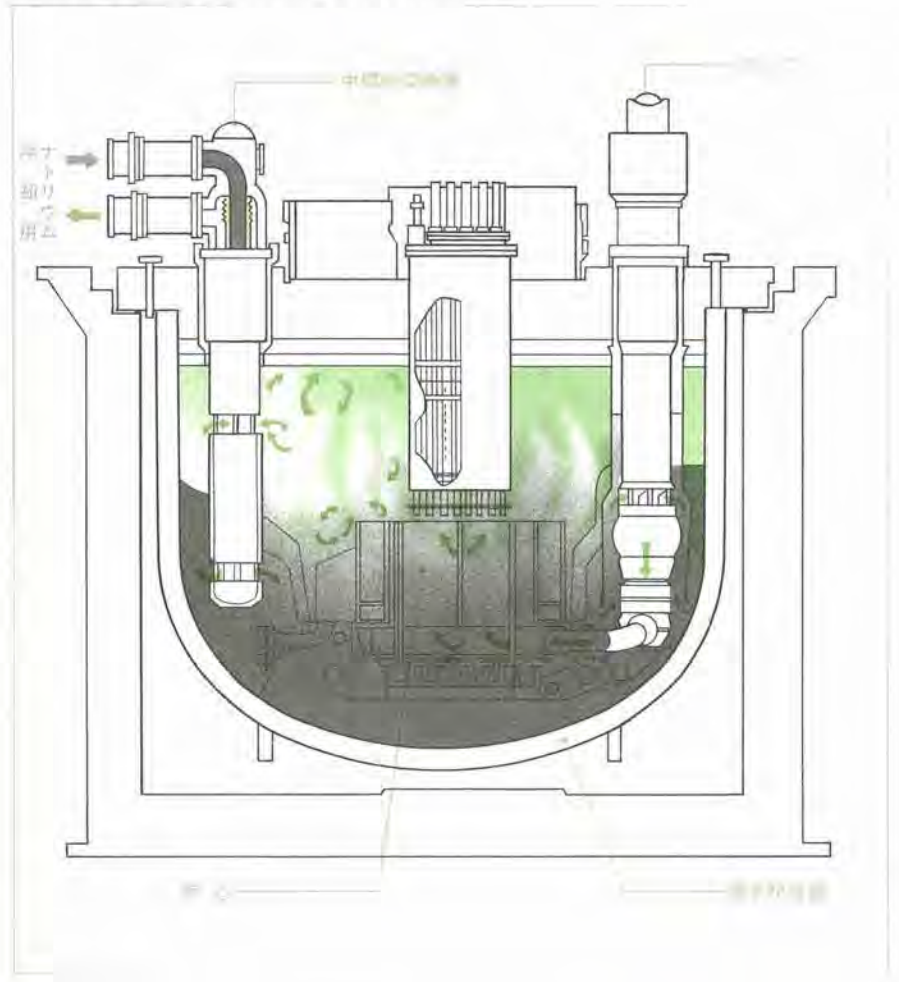
次年度以降は、構造パラメーター試験を行ない、原子炉流動に最適条件を与えると共に基礎試験として燃料集合体出口における冷却材噴流時の乱れを解明し、炉上部プレナムの流動解析に寄与する。

当所が実施する主な試験は、

1. 構造パラメーター・サーベイ実験

原子炉容器内の上部プレナム部を単純化した図2-5-8のような実験装置を製作し、炉心上部機構の形状(とくに、冷却材の噴出位置)、中間熱交換器の吸込み高さ、ならびに隔壁構造の違いに着目したパラメーター・サーベイを実施し、それらの違いが上部プレナム内での冷却材の流況、混合、ならびに熱的成層化に与える影響を評価する。

図2-5-7 原子炉容器内冷却用ナトリウム流動説明図



2. 鉛直噴流実験

タンク型FBR原子炉容器内の熱流動現象は、有限領域内で高速流であり、流れの変動(乱れ)の効果が大きく作用することになる。とくに、熱流体力学設計上問題となるプレナム内部での偏流や混合効果の解明には、この乱れの効果を十分に把握する必要がある。

そのため、図2-5-9に示すような単純な鉛直噴流実験装置を製作し、噴流内部における流速変動および温・冷水混合領域のゆらぎ現象を計測し、その乱れがプレナム内での流動に与える影響を調べる。

なお、乱れの計測には、レーザー光のドップラー効果を利用したレーザードップラー流速計を2台利用することにより、各座標点の流速変動を三次元的に計測することが、可能となっている。

Ⅳ. 原子炉容器内隔壁構造

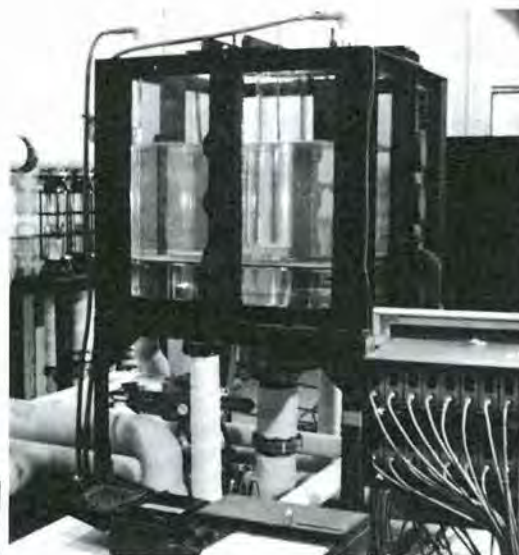
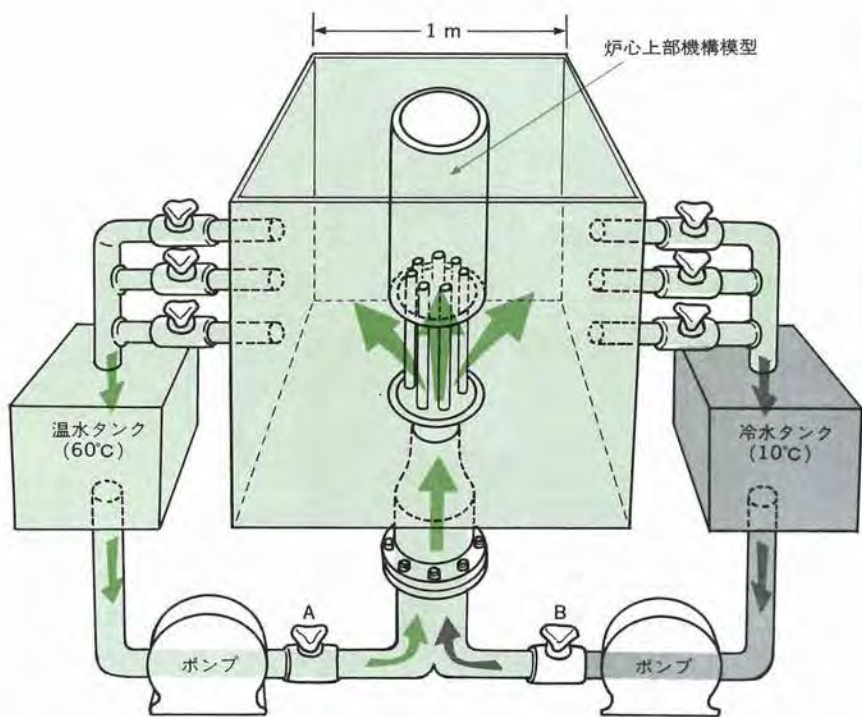
原子炉容器内隔壁構造は、ホットプールとコールドプールの境界にあって特にタンク型炉の場合は隔壁の面積が広いために断熱機能を充分持たせる事、および中間熱交換器、ポンプ等一次系機器貫通部の流路遮断機能を持たせる必要がある。

これらの両機能を持たせ、かつ耐震性を満足する概念を選定し、選定された概念についての部分試験、確認試験を行ない構造健全性を確認すると共に成立性の評価を行なう。

本年度は

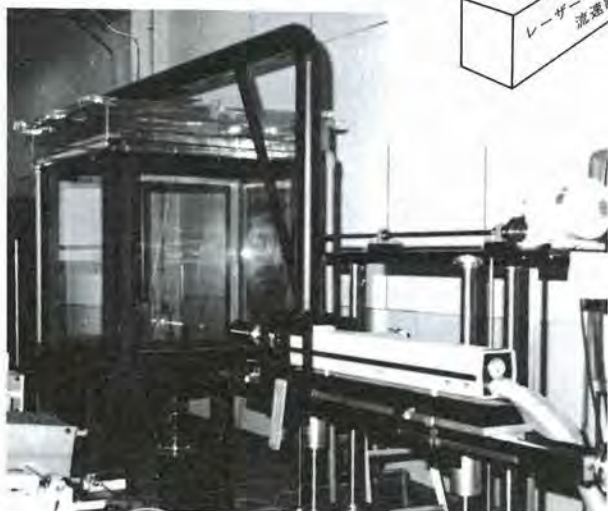
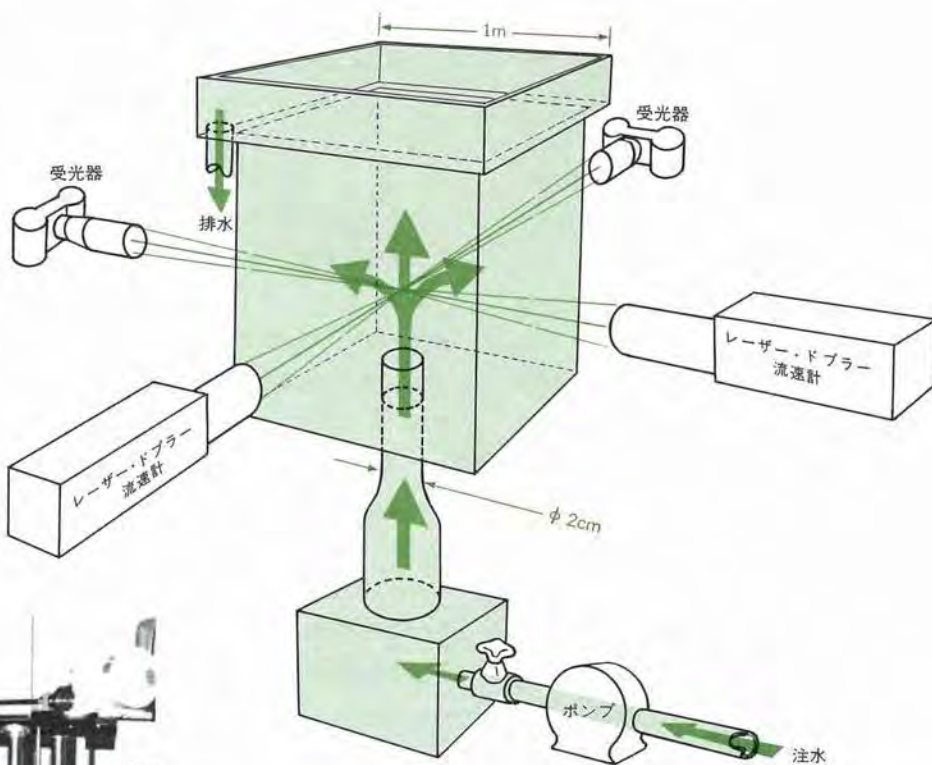
1. 先行炉設計例の隔壁構造、シール構造に関する調査および検討、
2. 本研究における隔壁構造、シール構造の機能および設計条件の設定、および基本設計仕様の決定、

図2-5-8 構造パラメータサーベイ実験装置の概念図



2台のレーザー・ドブラー流速計により、冷却材の立体的な乱れを計測する

図2-5-9 鉛直噴流実験装置の概念図



- 通常運転を想定 ●
バルブ A を開き、B は閉じて
温水を循環させる
- 原子炉停止を想定 ●
バルブ B を開き、A は閉じて
冷水を流す

3. 隔壁構造部分モデル伝熱試験(ナトリウム試験)および自然対流熱伝達試験(低融点合金試験)のための試験装置の設計、
 4. 下部プレナム解析三次元熱流動コードの検討、
- を行なった。

原子炉容器内隔壁においては、上部および側壁がホットプールに接するため、隔壁構造により形成される中間プレナムにおいて自然対流が起り、熱貫流率に影響をおよぼす。従って、これらの基礎的なサーキュレーションを、メーカーのナトリウム中試験に対して、当所は縮小モデルのグラフホフ数の低下分をプラント数の大きい Pb-Bi 合金による試験により補完して行なう。当所で実施する低融点合金の基礎試験の試験部の概念を図2-5-10に示す。

これらの基礎実験より、隔壁内の断熱性能及び構造強度評価を行なうと共にポンプ、中間熱交換器等貫通部のシール性能についても試験を行ない、評価検討を行なう。

V. 燃料移送設備の耐震・作動特性

タンク型炉の場合は炉容器径が大きいいため稼働率向上の面からシュート方式が適合する。この方式は、高さが高く、かつ回転部、嵌合部、シール等複雑な構造である。本燃料移送設備の概念図を図2-5-11に示す。

本研究課題では、我が国の立地条件下におけるタンク型原子炉成立性は本構造の地震時における健全性に左右される面も有しているため、本年度は

1. 先行炉設計例から斜道方式燃料移送設備に関する設計条件および燃料交換条件などの調査および比較、検討、
2. 燃料移送設備設計のための前提条件(燃料交換計画、炉心構成、各部取り合い条件等)の決定、
3. 燃料移送設備の機能、耐震、安全、構造およびしゃへいに関する設計条件の決定、
4. 上記条件に基づいた評価対象設計例の設定および耐震予備解析の実施、
5. 燃料バケット牽引部ナトリウム付着試験のための候補材の選定ならびに供試体の

図2-5-10 低融点合金による基礎試験装置の概念図

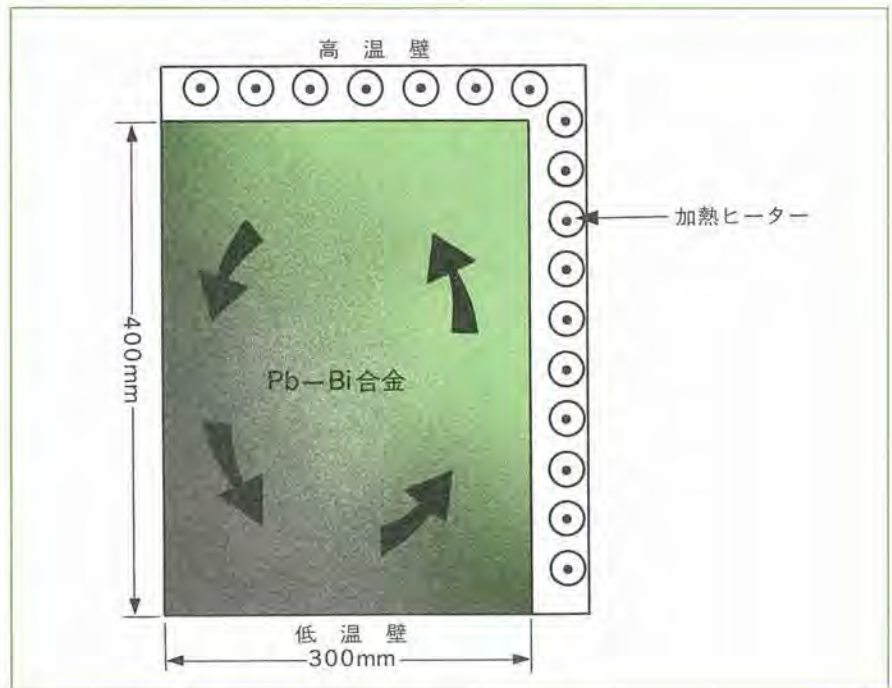


図2-5-12 索引部材のナトリウム付着状況



準備、
を行ない、試験を行なった。

次年度以降は縮小モデルを製作し、振動特性を把握するとともに、地震に強い構造における作動機能(常温、大気雰囲気中で、バケットの巻上げ、巻降し、緩衝装置、チェーン切断時のブレーキ、ローラーのスティック時バケットの昇降等)の信頼性の確認を行なう。

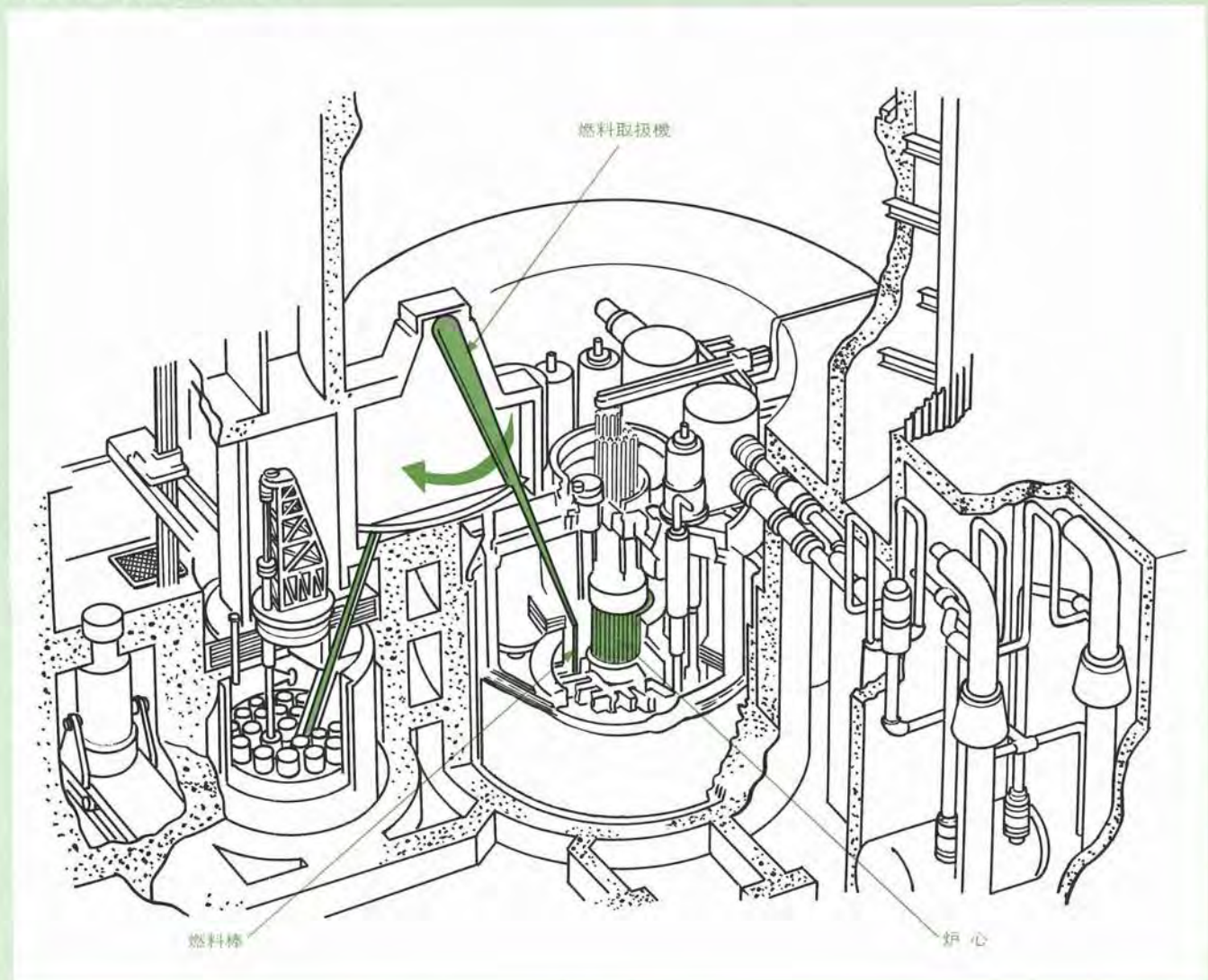
当所所内研究としては、エネルギー・環境技術研究所のナトリウム・ループを用い

て、燃料バケット牽引部材のナトリウム付着量を調べる試験および燃料移送セル内におけるナトリウム・ミクトの挙動の解明を図る。

燃料バケット牽引部材として現在ワイヤー、ホイスト・チェーン、ローラー・チェーン、テープ等が使用されるがナトリウム付着量と云う観点から昨年当所で実施した牽引部材として、ローラーチェーンを用いた場合のナトリウム付着状況の一例を図2-5-12に示した。

(原崎 堯)●

図2-5-11 燃料移送設備の概念図



関連報告書等

2-1-2

1. 満木他「原子力発電所放射性廃棄物セメント固化に関する実験的検討」研究報告：70006(1970.7)
2. 阿部他「原子力発電所廃棄物のドラム缶づめセメント固化体の高水圧下の力学的挙動に関する実験的検討」研究報告：71005(1971.5)
3. 満木他「PWR 原子力発電所放射性廃棄物の固化処理に関する実験的検討」研究報告：71006(1971.7)
4. 服部他「敦賀原子力発電所模擬廃液のドラム缶づめセメント固化体の高水圧実験」依頼報告：72596(1973.6)
5. 満木他「島根原子力発電所放射性廃棄物セメント固化処理装置の性能実験およびドラム缶づめセメント固化体の高水圧実験」依頼報告：73560(1974.3)
6. 服部他「福島原子力発電所放射性廃棄物セメント固化処理装置の性能実験およびドラム缶づめセメント固化体の高水圧実験」依頼報告：73569(1974.3)
7. 服部他「浜岡原子力発電所放射性廃棄物セメント固化処理装置の性能実験およびドラム缶づめセメント固化体の高水圧実験」依頼報告：74550(1975.3)
8. 満木他「海洋投棄実験のための放射性廃棄物ドラム缶づめセメント固化体に関する実験 水深30m、100mの投棄実験」依頼報告：74551(1975.3)
9. 岡沢他「放射性廃棄物の連続練りませ方式セメント固化処理装置の練りませ性能およびドラム缶づめセメント固化パッケージの品質」依頼報告：375555(1976.5)
10. 服部他「東海第二発電所廃棄物セメント固化処理装置の性能ならびにパッケージの特性実験」依頼報告：379587(1980.3)
11. 満木他「洗たく廃液処理スラッジのセメント固化に関する実験的検討」依頼報告：301515(1981.8)
12. 岡沢他「床ドレン廃液セメントパッケージの健全性実験」依頼報告：381517(1981.9)
13. 岡沢他「東海第二発電所放射性廃棄物セメントパッケージの非破壊検査による圧縮強度の推定に関する検討」依頼報告：381518(1981.9)
14. 「中レベル放射性廃棄物の固化処理に関する試験研究」昭和49年度科学技術庁委託研究(1976)
15. 「中レベル放射性廃棄物の固化処理に関する試験研究」昭和50年度科学技術庁委託研究(1976)
16. 「海洋処分用固化パッケージの基準化のための調査研究報告書」昭和51年度科学技術庁委託研究(1977)
17. 「海洋処分用固化パッケージの基準化のための調査研究報告書」昭和52年度科学技術庁委託研究(1978)
18. 「海洋処分用固化パッケージの基準化のための調査研究報告書」昭和53年度科学技術庁委託研究(1979)
19. 「低レベル放射性廃棄物固化パッケージの基準化に関する調査研究報告書」昭和54年度科学技術庁委託研究(1980)
20. 「低レベル放射性廃棄物固化パッケージの基準化に関する調査研究報告書」昭和55年度科学技術庁委託研究(1981)
21. 「廃棄物パッケージ落下時の安全性実証試験」昭和52年度科学技術庁委託研究(1972)
22. 「廃棄物パッケージ落下時の安全性実証試験」昭和53年度科学技術庁委託研究(1973)
23. 「廃棄物パッケージ落下時の安全性実証試験」昭和54年度科学技術庁委託研究(1974)
24. 「廃棄物パッケージ落下時の安全性実証試験」昭和55年度科学技術庁委託研究(1975)
25. 小野、水落「放射性廃棄物のアスファルト固化（その1）—模擬廃棄物とアスファルトの混合特性—」研究報告：73111(1974)
26. 小野、水落「放射性廃棄物のアスファルト固化（その2）—イオン交換樹脂の熱分解—」研究報告：276044(1977)
27. 小野、神戸、横山、神山「アスファルト固化体からの放射性核種浸出性（その1）—小型混和機による固化体の作製と浸出試験機方法—」研究報告：279034(1980)
28. 横山、神戸、吉鋪、小野、神山「アスファルト固化体からの放射性核種浸出性（その2）—PWR濃縮廃液アスファルト固化体の浸出性—」研究報告：281006(1981)
29. 横山、神戸、小野「アスファルト固化体からの放射性核種浸出性（その3）—アスファルト固化体の浸出過程についての—考察—」研究報告：280068(1981)
1. 小野、鈴木「放射性固体廃棄物の焼却による減容（その1）—焼却方法の基礎的検討—」研究報告：73117(1974)
31. 鈴木、小野「放射性固体廃棄物の焼却による減容（その2）—中レベル廃棄物の乾燥方法の検討—」研究報告：74127(1975)
32. 小野、鈴木「放射性固体廃棄物の焼却による減容（その3）—セルロース濾過材の乾溜条件の検討—」研究報告：275008(1976)
33. 小野、鈴木「放射性固体廃棄物の焼却による減容（その4）—セルロース濾過材の焼却条件の検討—」研究報告：276002(1977)
34. 小野、永山、鈴木「放射性固体廃棄物の焼却による減容（その5）—発生ばいじんの性状と前置集塵器—」研究報告：277062(1978)
35. 小野、神戸「放射性固体廃棄物の焼却による減容（その6）

ーフィルタ・スラッジおよび廃イオン交換樹脂焼却時の除染係数一」研究報告：280052(1981)

2-4-2

1. 緒方「佐田岬半島北岸海域の地質構造—音波探査による海底地質の考察—」研究報告：375006
2. 金折・角田他「中央構造線の分布性状と活動性(1)、(2)」研究報告：380004
3. 金折他「断層粘土中の石英粒子の表面構造」研究報告：377011
4. 沢田・佐々木他「基礎岩盤上における加速度波形の特性(1)、(2)」研究報告：379022、380032
5. 吉岡他「日本地図、文献活断層、地震に関するデータベースの作成」調査報告：380054
6. 上島他「福島第二原子力発電所1号機原子炉建屋基礎版・起振実験とその解析(1)、(2)」依頼報告：379567、379580
7. 岩楯他「伊方原子力発電所1号機原子炉格納施設の振動特性」依頼報告：376559
8. 増子他「常時微動測定法による大型構造物の振動特性の評価」研究報告：377501
9. 桜井他「地震時土の歪より見た埋設パイプラインの耐震性」研究報告：69087
10. 栗原他「多入力系の応答スペクトルによる地層解析」研究報告：377002
11. 渡辺「ロックフィルダムの耐震設計手法に関する一考察」研究報告：379027
12. 伊藤他「破碎帯を有する岩盤斜面掘削時の挙動解析と挙動解析に関する検討」研究報告：381009
13. 石田他「原子力発電所周辺の長大斜面の地震時安定性(1)、(2)」研究報告：380045、380057
14. 国生他「三軸試験装置を用いた微小ひずみから大ひずみまでの土質動的試験法の開発と砂の物性試験への適用」研究報告：379002
15. 金川他「岩石のAEカイザー効果を利用した地圧測定法」研究報告：381004
16. 日比野他「異方性岩盤(花崗岩類)における大規模空洞掘削時の岩盤挙動に関する考察」研究報告：379028
17. 桜井「浮上型原子力発電所の現況とその地点選定条件について」調査報告：74002
18. 駒田他「地下発電所空洞周辺における地震観測」研究報告：380030

第 5 章

5

基础研究

第3章 基本研究 ● 目次

3-1 放射線安全	77
3-1-1 諸論と結論	
3-1-2 放射能蓄積抑制と除染	
3-1-3 作業環境安全	
3-1-4 環境放射能測定・拡散予測	
3-1-5 環境放射能生物影響	
3-2 コンクリート格納容器の諸特性	86
3-2-1 諸論と結論	
3-2-2 コンクリート格納容器の機能	
3-2-3 適用の実績と将来展望	
3-2-4 当所における研究の実績	
3-3 原子力発電をめぐる制度上の諸側面	96
3-3-1 諸論と結論	
3-3-2 原子力開発の パブリック・アクセプタンス	
3-3-3 核燃料サイクル	
3-3-4 廃炉に関する法規制と資金調達	
3-3-5 諸外国における 原子力発電の法と行政	

執筆者紹介：()内は担当箇所、順不同

黒沢 辰雄：エネルギー・環境技術研究所 原子力化学部 部長(3-1編集担当、3-1-1)
富沢 利：エネルギー・環境技術研究所 原子力化学部 放射化学研究室 室長(3-1-2)
水野 孝之：エネルギー・環境技術研究所 原子力化学部 防食化学研究室 室長(3-1-2)
仲佐 博裕：エネルギー・環境技術研究所 原子力化学部 環境安全研究室 室長(3-1-3、3-1-4)
福本 弘：エネルギー・環境技術研究所 発電プラント部 制御研究室 室長(3-1-3)
高木 伸司：エネルギー・環境技術研究所(3-1-4)
四方 浩：エネルギー・環境技術研究所 環境大気部 大気拡散研究室 室長(3-1-4)
木元 直也：生物環境技術研究所 水域生物部 海生生物研究室 室長(3-1-5)
高野 博：土木技術研究所 構造部 次長(3-2 編集担当、3-2-1、3-2-2、3-2-3、3-2-4、3-2-5)
青柳 征夫：土木技術研究所 構造部 材料構造研究室 室長(3-2-1、3-2-2、3-2-3、3-2-4、3-2-5)
矢島 昭：経済研究所 副所長(3-3編集担当、3-3-1)
根本 和泰：エネルギー技術開発本部 原子力発電技術開発部(3-3-2)
斉藤 雄志：経済研究所 電力経済部 エネルギー・システム研究室 室長(3-3-3)
矢島 正之：経済研究所 電力経済部 立地・環境研究室(3-3-4)
斉藤 統：経済研究所 調査役(3-3-5)

3-1 放射線安全

担当●エネルギー・環境技術研究所 原子力化学部 部長 黒沢 辰雄

3-1-1 緒論と結論

原子力発電においては、軽水炉の安全性、信頼性および稼働率の一層の向上をはかり、優れた実用プラントの定着化技術の確立が、重要な研究目標の一つである。この目標達成には、先見性をもった自主技術開発によって推進することが必要である。

これらの課題の中でも、安全性は基本にかかわり今後とも止むことなき対応が必要である。

この安全問題のうち、当所としては電気事業の要請の強い

1. 原子力発電所サイト内における被ばく低減化
2. 原子力発電所周辺地域住民の安全確保に関する課題を採り上げている。

すなわち、原子力発電所内の放射能蓄積による作業員の被ばく低減の問題は、最近、顕著な改善がなされているが、なお、第三次軽水炉標準化計画の中でも、主要課題の一つとして採り上げられ、一層の対処が望まれている。

一方、原子炉施設周辺における住民の安全確保のためには常に5ミリレム/年の線量値以下を確認するための環境放射能の測定、拡散予測評価について、さらに精細な研究、開発が必要な情勢になりつつある。

これらの課題への当所の対応は、ここ十数年であるが、火力、水力発電あるいは環境問題など各種の技術分野で長年培ってきた研究ポテンシャルの原子力分野への継承発展あるいは原子力特有の分野への新規投入の形で研究を進め、成果を高めつつある。

研究の推進に当っては、電気事業のニーズの的確な把握、電力現場への適合および外部諸機関の状況などを踏まえて、当所の分担分野を次のように考えている。

1. 評価技術、評価手法の改善、確立
2. 新技術の可能性の探索、開発

具体的に担当する課題は次の4つである。

1. 放射能蓄積低減化と除染
2. 作業環境安全(定検作業の遠隔操作化を含む)
3. 環境放射能測定、拡散予測
4. 環境放射能生物影響

1.の課題は、当所で長年培って来た火力発電における水化学の蓄積と新しい放射化学の技術を融合させて、軽水炉の稼働当初から電力要請に的確に対応し、クラッド発生抑制、蓄積放射能解析などで多くの成果を挙げ、ひきつづき、主要核種であるコバルト-60の発生源対策、系統除染後の再蓄積性評価などを主目標に今後数年をピークに研究推進をはかる。

2.の課題は、個人被ばく管理においては、外部被ばく、内部被ばくの両面から線量評価精度の向上、保護具などによる対処の点で基礎研究の成果をベースに実機適用を進めている。作業安全評価については、作業環境ならびに労働安全の両面より人間工学的な観点から、電力の要望に答えるとともに、長期的な人間-機械の整合性の確立を目指して研究を推進している。定検作業の遠隔操作化については、キャビティ除染に超音波技術の応用を考え、基礎検討を終り、実用化が近い段階にある。

3.の課題については、環境中の極微量の α 線核種の測定法の開発による線量評価への寄与から、今後は α 、 β 核種を含めた総合的な評価手法の確立をねらいとしている。一方、原子力施設からの拡散予測は、当所における風洞を用いた環境調査研究の手法、成果をもとにした原子力分野への適用発展であり、実用的な評価システムの設計を終り、今後システムの汎用化をねらいとする。

4.の課題は、今後の積極的な対応をはかるべく、外部機関の状況と電気事業のニーズをもとに推進をはかっている。以下各課題毎に詳細を述べる。

(黒沢 辰雄)

3-1-2 放射能蓄積抑制と除染

原子力発電所では運転経過と共に、一次冷却系配管・機器などの放射線量率が徐々に上昇し、機器の保修・点検の際に、作業員の放射線被ばくを増大させる恐れがある。このため機器の信頼性を向上させると共に線量率の低減化を図ることが強く要望されている。

BWRの場合、線量率上昇は主に図3-1-1のプロセスで進行するので、線量率を低減化させるにはこのようなクラッドの発生、移行、照射ならびに蓄積などのプロセスを定量的に把握し、各段階において適切な対策を講じて行くことが肝要である。このような観点から当所では、放射化された腐食生成物(クラッド)の燃料棒からの脱離を抑制するための給復水系における腐食生成物発生源対策ならびに放射能付着・蓄積抑制対策に焦点を絞り、研究・開発を進めている。

1. 腐食生成物発生源対策

BWR が営業運転に入った時に一次冷却系における鉄クラッドならびにコバルトなどの挙動を実機で調査し、鉄クラッドの主要発生源は炭素鋼製の給水加熱器系配管と復水器系、コバルトについてはステンレス鋼製の給水加熱器管であることを明らかにした。

これらの鉄、コバルトは給水と共に原子炉へ持込まれるが、炉内では沸騰伝熱している燃料棒表面に優先的に堆積することを実験室的に模擬燃料棒を用いて明らかにした。この堆積が放射化の主因である。また燃料棒への鉄クラッド堆積量は図3-1-2のように運転時間と共に直線的に増加するが、堆積量が数mg/cm²に達すると見掛けの堆積速度は急減し、堆積量が飽和に達することを見出した。このように見掛けの堆積速度が急減少するのは燃料棒堆積クラッドの脱離が起るためであることを突き止めた。

これらの結果より、放射化されたクラッドの燃料棒からの脱離を低い値に抑制するためには燃料供用期間中のクラッド堆積量を屈曲点における堆積量以下に制御することが必要であること、すなわちこの堆積量が炉水中の放射性的クラッドを抑制するための“しきい値”であることを見出した。クラッド堆積量をしきい値以下に保持するためには給水中の鉄クラッド濃度を数ppb以下に保持する必要があると試算された。

一方、炭素鋼の腐食抑制には適量の酸素が有効であるとの基礎データを基に、BWR への適用をはかるため、電力会社と共同で実機において給復水系への酸素注入試験を行なった結果、給復水系における鉄クラッドの発生をほぼ完全に抑制出来ることを実証した。現在我が国のほとんどすべてのBWR では酸素注入が実施されており、復水脱塩装置からの漏洩の少ないプラントでは、給水中の鉄クラッド濃度を前述の試算値以下に保持することが出来るようになった。さらに電力会社では起動時のクラッド抑制対策も開発され原子炉周辺の放射線量

図3-1-1 BWR 一次冷却系における腐食生成物の発生、放射化、蓄積モデル

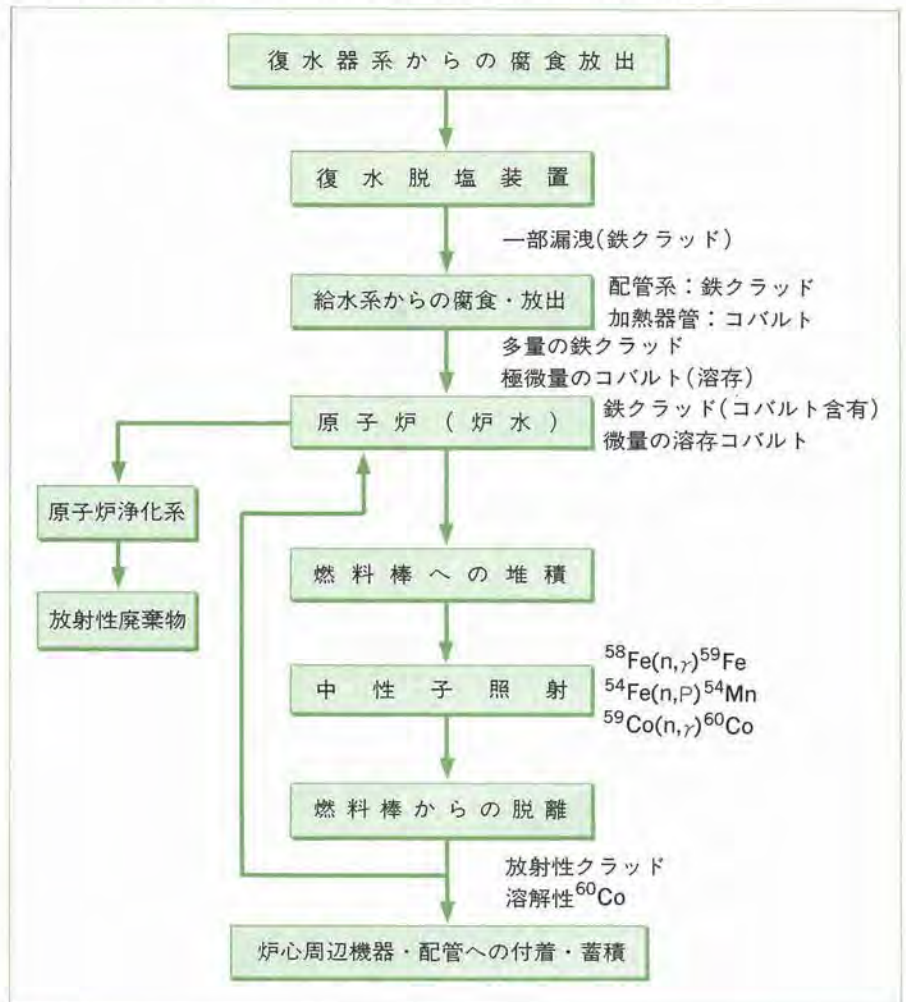
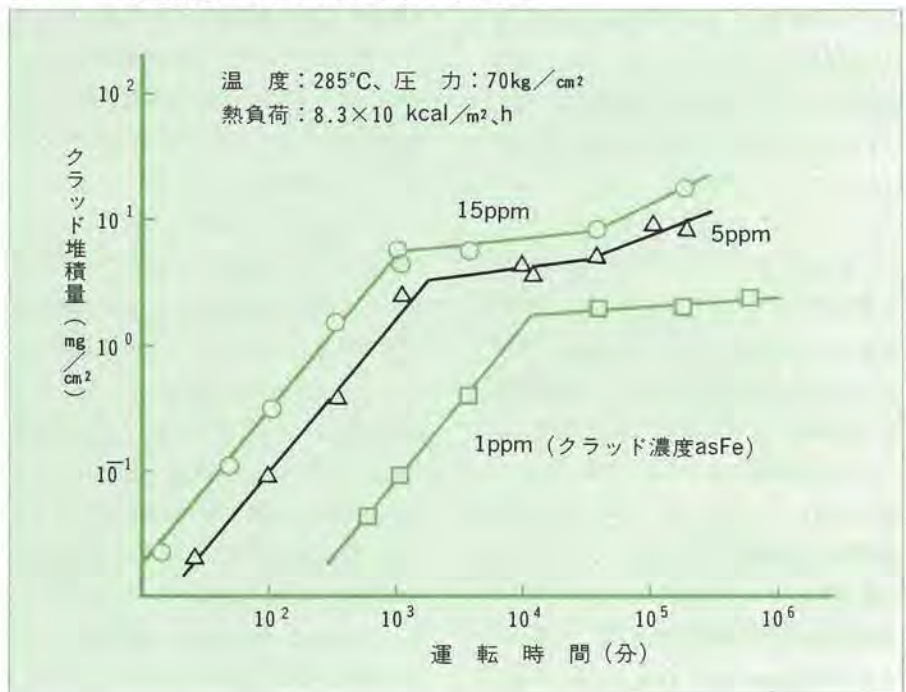


図3-1-2 模擬燃料棒へのクラッド堆積量と運転時間



率の増加傾向が大巾に低減し、実験室的成果が実証された。しかし改良標準化以前のプラントで復水脱塩装置の性能が必ずしも十分でないものもあり、今後は復水脱塩装置の除鉄機構を究明し、その向上を図ることが必要であろう。

以上のように放射性クラッド抑制対策は定着化されてきているが、今後長期的により一層の低減化をはかるためには、さらに ^{60}Co の抑制対策が重要な課題になってくると考えられる。給水加熱器系におけるコバルト成分の腐食放出に対する水質因子の影響については酸素注入法がコバルト成分の発生抑制にも有効であることが見い出された。

今後は炉周辺部ならびにコバルト合金製弁部材料からのコバルト成分の腐食放出ならびに炉心部におけるコバルト成分の挙動を究明し、効果的なコバルト低減化対策の開発に寄与すべく研究を推進している。

以上のような放射性腐食生成物の発生源における抑制対策は放射性廃棄物の低減にもつながると考えられる。

II. 放射能蓄積挙動と除染

炉心部で放射化された腐食生成物の一部は、炉水と共に炉周辺の機器・配管系を循環し、付着蓄積するので、この蓄積の抑制や除染技術の開発が必要である。これらの研究開発は我が国でも電気事業、プラントメーカーならびに当所が協力して進められているが、当所としては次の特徴的な成果をあげている。

1. 実機配管における放射性腐食生成物の蓄積実態の調査、解析
2. 運転初期のような清浄なステンレス鋼表面への ^{60}Co の取り込みと蓄積

1.については、実機配管から切り出した試験片を用いてクラッドの堆積性状、放射能分布などの調査解析を行なった。その結果、クラッドには軟質(ソフトクラッド)と硬質(ハードクラッド)があり、ソフトクラッドは α -ヘマタイトを主体とする鉄成分が大部分で炉水に懸濁しているクラッドが堆積したものである。また、ハードクラッドは α -ヘマタイトとマグネタイトから成る鉄成分が主体であり、配管母材のステン

レス鋼の腐食生成物であることを確認した。

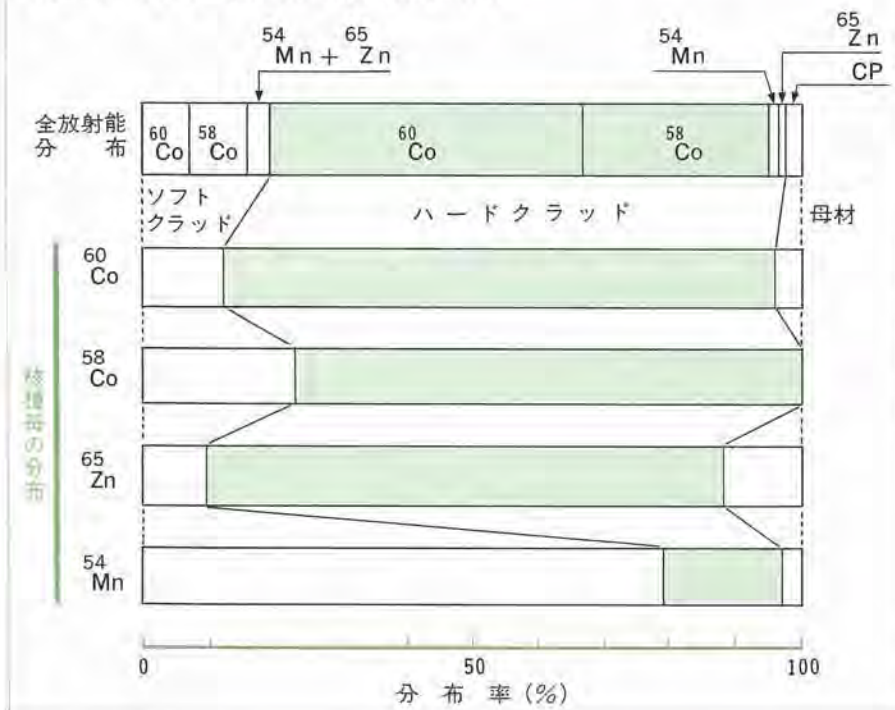
配管堆積クラッド中の放射性核種は、 ^{60}Co 、 ^{58}Co 、 ^{54}Mn 、 ^{65}Zn であり、全放射能のうち60~80%は半減期(5.3年)が長く、高エネルギーの放射線を放出する ^{60}Co が占め、次いで ^{54}Mn であった。このため、 ^{60}Co は空間線量率への影響が大きく、被ばく低減化のための対象核種として最も重要なものである。放射性核種の分布については図3-1-3のように ^{60}Co はハードクラッドに、 ^{54}Mn はソフトクラッドに多く存在することが見い出された。

これらの結果より、配管系を除染し、蓄積放射能を除去する場合、ソフトクラッドのみの除去では除染係数は1.5止りであり、これをさらに上げるにはハードクラッドを除去しなければならない。このため、必要とする除染係数に見合った除去法の実現が必要である。なおクラッドを完全に除去した後のステンレス鋼母材になお若干の ^{60}Co が残存しており、母材中約20 μm まで浸透していることを確認した。この浸透深さは運転時間と共に深くなると予測されるので、将来課題である廃炉除染技術に対しても重要な知見となろう。

2.については ^{60}Co を用い、オートクレーブで実験的に検討した結果、ステンレス鋼への ^{60}Co の蓄積速度と腐食速度との間には相関性があり、ステンレス鋼表面の腐食生成物被膜の形成に伴って ^{60}Co が急速に取り込まれることを明らかにした。また鉄酸化物への ^{60}Co の蓄積性はマグネタイトが最も大きく、 α -ヘマタイト、コバルトフェライト(CoFe_2O_4)と減少していくことが見い出された。これにより実機配管においてマグネタイトを含むハードクラッドに ^{60}Co が多いことが実験的にも裏づけられた。

したがって、今後はループ式の実験装置を用いて、表面被膜の形成と ^{60}Co の蓄積速度との相関性を定量的に究明し、またこの蓄積速度に及ぼす水質因子の影響を究明す

図3-1-3 BWR 一次系配管における放射能分布



る。これにより、プラント除染後の⁶⁰Coの再蓄積性を評価し、除染技術の確立に資すると共に、水質条件からの蓄積抑制対策を探る。(富沢 利、水野 孝之)

3-1-3 作業環境安全

今後の原子力の安全性に関する対象課題は、機器と人間との接点、さらには人間中の観点により重要となり、原子力発電所の運転・保守に関係する作業環境下において、放射線被ばくに対する安全性と作業自身の安全性を確保することと共に、機器システムの安全性に影響を及ぼすような各種作業についての人間面からの評価と質的向上をはかることが必要とされる。

当所においては、以上のような人間面からの安全性、すなわち、放射線被ばく低減化、労働災害防止および施設災害防止の観点から、原子力発電所の必修作業員、検査作業員および運転員を対象として、「作業環境安全」の研究を原子力発電所の運転・保守に密着した立場から進めている。

作業環境安全の研究は個人被ばく管理、作業安全管理および定検作業の遠隔操作化の3種に大別されている。個人被ばく管理については、放射線環境、外部被ばく管理および内部被ばく管理に細分している。また、作業安全管理については、作業環境管理および労働管理に細分し、定検作業の遠隔操作化については、定検必修作業および供用期間中検査作業において探傷および除染に超音波機器を用いる遠隔自動化により構成されている。

I. 個人被ばく管理

個人被ばく管理では、放射線作業環境における放射線場と放射性ダスト等の性状を時間的および空間的に的確に把握することが必要であり、また、被ばくを発生させる線源の低減化をはかる環境のクリーン化が不可欠となる。

後者の環境のクリーン化については、各種除染技術の向上や必修工法の改良が電力メーカ、当所などで精力的に進められ、か

なりの成果がみられつつある。一方、前者の作業環境の的確な把握については、当所では、これまで蓄積されてきた環境ガンマ線計測技術および放射性エアロゾル粒度分布計測技術を基にして、電力共通研究への協力活動として、鋭意調査研究を進めている。今後の方向としては、個人被ばくに直結する作業エリア内の環境モニタリング技法の開発および中性子線等に対する個人被ばく監視技法の開発を進めて行く。次に、外部被ばく管理のため線量評価用に用いられているフィルムバッチ(FB)および熱蛍光線量計(TLD)の適切な特性評価が必要である。

これらについては個人モニタ測定値と体内の諸器管における線量当量の実際の分布との関係を明らかにして、国際放射線防護委員会 ICRP 1977年勧告の国内法令等への取り入れに伴い導入されると考えられる実効線量当量または線量当量指標について、その現場管理への円滑な適用方向を見出すことが必要である。

以上のような外部被ばく線量評価に関する調査研究については、当所は現在電力共通研究への協力を行ない積極的な推進をはかりつつあり、FBおよびTLDの各個人モニタのエネルギー依存性、方向依存性などの諸特性調査、人体と等価なファントムを用いる体内線量当量分布の調査などを進めている。

内部被ばく管理では放射性ダストなどの吸入による体内放射能汚染を零にするために半面、全面、エアライン型などの各種呼吸用保護具および密閉型、送風型、自給型などの各種放射能防護服が適切に選択され使用されている。

各種呼吸用保護具については、これまで保護具自身の放射能防護性能や作業性能に関する基礎研究で得られた諸知見を基にして、現在は、電力共通研究などへの協力活動として、現場作業環境を十分考慮した保護具着用性能および保守管理手法についての調査研究を進めている。

また、放射能防護服については、防護服

着用下の生体負担特性および防護服気候特性を解明するための室内実験を推進しており、防護服の適切な選択、使用および保守管理に関する諸情報の集積を進めつつある。

一方、原子力発電所の放射線管理では、施設の入退域時における内部被ばくモニタリングとして、ホールボディカウンタを用いた体内放射能計測を実施している。

当所においては、ホールボディカウンタによる体内放射能計測を補佐することを目的として、尿中放射能の簡便な迅速評価法の検討を進めており、今後さらに原子力発電所の実情に則したバイオアッセイ法による内部被ばく管理法について調査研究を行なう予定である。

II. 作業安全管理

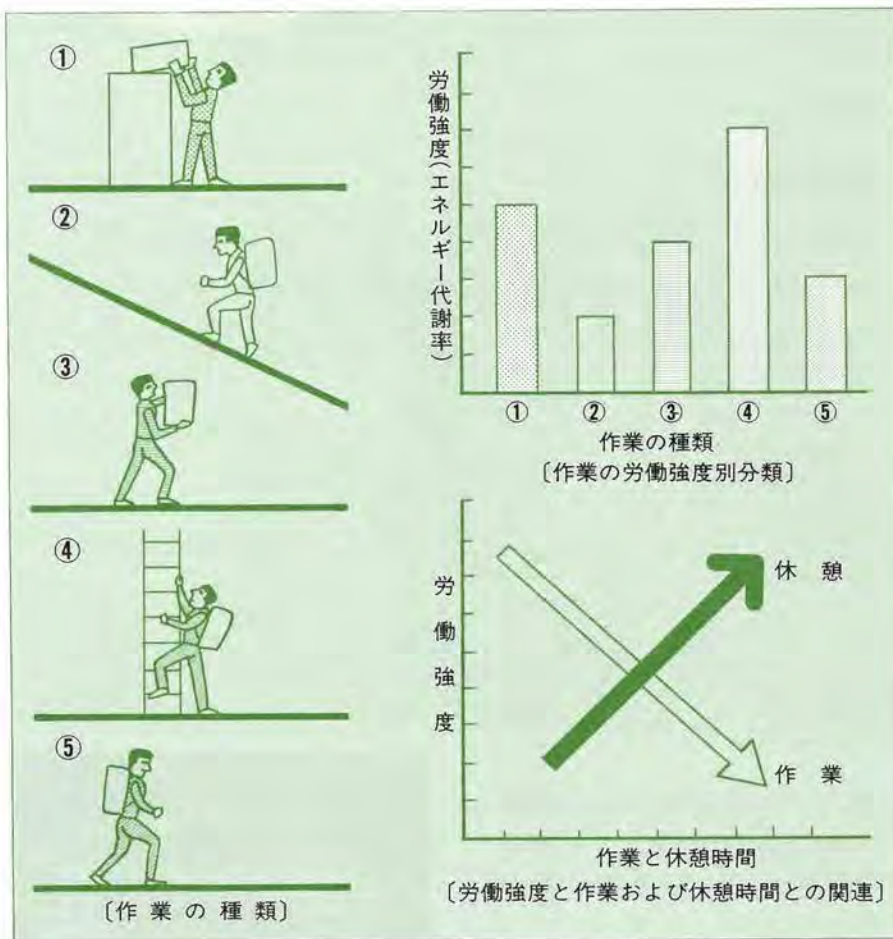
原子力発電所の作業環境としては、温熱環境や騒音環境などは他の一般産業と比較して同等と見なされるが、放射線被ばく環境の特殊条件が加えられるため、相乗効果として作業員への肉体的・精神的負担が高まっていると云われている。しかし、このような評価は必ずしも定量的なものではなく、人間工学的な作業環境の定量的な評価を行なうことが必要であると考えられる。

現在発電所内の作業環境管理は強力に推進されており、著しい改善がなされているが、このような作業環境の改善効果を人間工学的に定量評価するためには、図3-1-4に示すアプローチによる労働強度の測定の利用が考えられる。労働強度の指標となる量としては、従来、エネルギー代謝率 RMR (Relative Metabolic Rate)が一般産業において使用されている。当所においては、このRMRについて、オンライン連続監視が可能となるような技術開発を進めている。

図3-1-5は、労働管理面からの作業安全性に関する人間工学的なアプローチを図解したものである。当所においては、同図のような人間工学的アプローチにおける生体特性の計測技術の開発とデータ集積を進めてきている。

このような研究は、原子力発電所作業員

図3-1-4 労働の強さと適正な作業および休憩時間との関連性



の生理的・心理的状態の変化を早期に把握して、場合によっては休息あるいは交替などの適切な対策を講じることによって、作業の安全を確保し作業能率や作業信頼性の一層の向上をはかることを目的としており、電力各社および医学専門機関との密接な連携の下に当所の特徴のある研究ポテンシャルおよび設備を駆使して研究の推進をはかりつつある。

Ⅲ. 定検作業の遠隔操作化

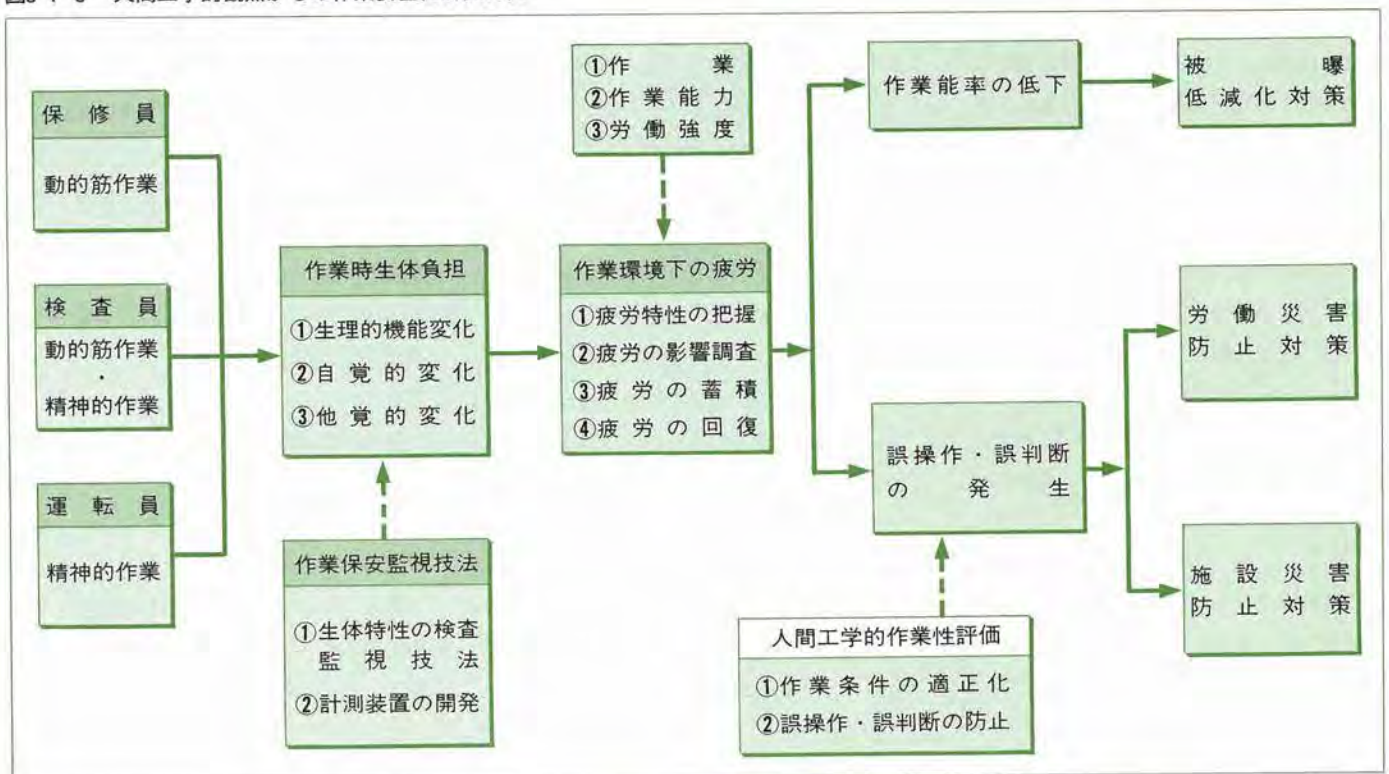
原子力発電所は年一回の定期検査が義務づけられており、原子炉およびタービン発電機などの保守・点検作業が実施される。我が国のBWRとPWRの定期検査工程は、一般には90～100日を要しているが短縮化される方向にある。

原子力発電所の定期検査における保守作業の遠隔操作化は

1. 作業時被ばくの低減
2. 作業の安全性、信頼性の向上
3. 作業の期間短縮と省力化

などを目的としており、当所では、昭和48年以來、電力各社の定検期間を利用し、保

図3-1-5 人間工学的観点からの作業安全性研究方向



修作業の実態調査を重ね、保守作業の遠隔操作化の研究開発に積極的に取り組んできた。

1. 超音波探傷作業の遠隔操作化

定期検査では安全に係わる主要機器、原子炉压力容器・配管などの原子炉冷却材圧力バウンダリの耐圧溶接部の健全性を確認するため超音波探傷など非破壊検査手法による供用期間中検査（ISI）が実施される。

ISIは、放射線下での作業であるため、検査の質的・量的な強化が、作業員被曝の増加、検査期間の長期化をもたらす傾向にある。またISIで主として行なわれる超音波探傷試験では検査員の技量・経験に依存する面が少なくない。今後の原子力発電所の増加を考えた場合、信頼性の向上のため、ISIの実施、検査結果の評価判定を容易なものとする必要がある。

当所では、原子力発電所におけるISIの実態を調査するとともに、配管溶接部を対象とする超音波探傷遠隔操作装置の試作開発と、探傷信号のデータ処理方式の検討を進めてきた。

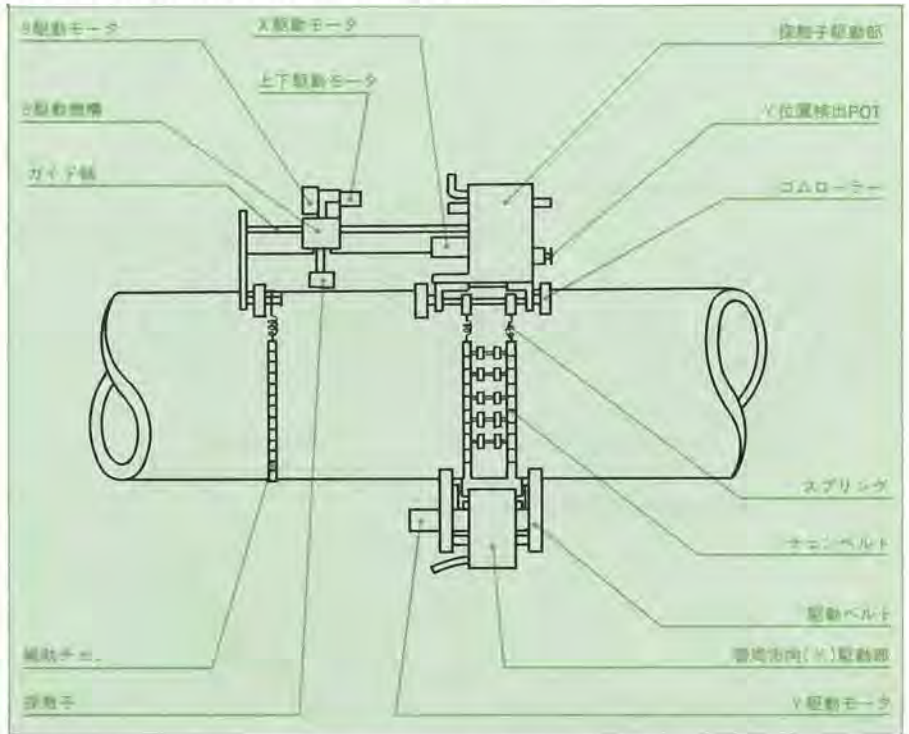
図3-1-6は当所で試作開発した直配管用超音波探傷遠隔操作装置の例である。本装置は外径200mm～700mmφの直配管溶接部の遠隔探傷を可能とするもので、駆動部を2分割型とし、ステンレス・チェーン・ベルト取付方式により作業員1名で現場の搬入取付を容易に行なえるものである。このような装置により、作業時被ばくを半減できることが試算されている。

一方、超音波探傷データ評価のため計算機によるデータ処理及び周波数スペクトル法による欠陥判定評価の研究を続けており、SCCや疲労割れなどの試験片によりデータ収集を進めている。

2. 燃料取扱プール壁面除染の遠隔操作化

定検作業中に実施される核燃料交換の際、燃料取扱プールに原子炉冷却系の水が張られる。作業終了後プールは水抜きされるが壁面には放射性物質が残留するため、プ

図3-1-6 直配管用超音波探傷遠隔操作装置の概要



ール壁面の除染作業が実施される。本除染作業は現在では、主に人力によっているが、作業には多くの人員と時間を要し、また原子炉压力容器上蓋組立に先立つクリティカル・パス作業となっている。そのため作業工期の短縮ならびに省力化のための遠隔操作化が強く要望されている。(燃料取扱プール：PWRでは原子炉キャビティ、BWRでは原子炉ウエルと呼ばれる。)

当所では、超音波除染の基本方式を提案し、関西電力㈱と共同で超音波除染遠隔操作装置の開発研究を進めて来た。本除染方式は超音波振動子を内蔵した除染装置をプール水中に浮べて、水抜きと同時に壁面に沿って左右方向に交互に移動操作する。

この左右の移動と水位の低下によって、除染装置は壁面をジグザグ状に走査して側壁面に超音波を照射し除染するものである。

このような方式を基本とする遠隔操作装置の試作開発を進め、所内実験や発電所での実証試験を重ね、改良を行なってきた。図3-1-7に超音波除染遠隔操作装置(試作2号機)を示す。本装置は昭和56年2月PWR原子力発電所で除染実証試験により、

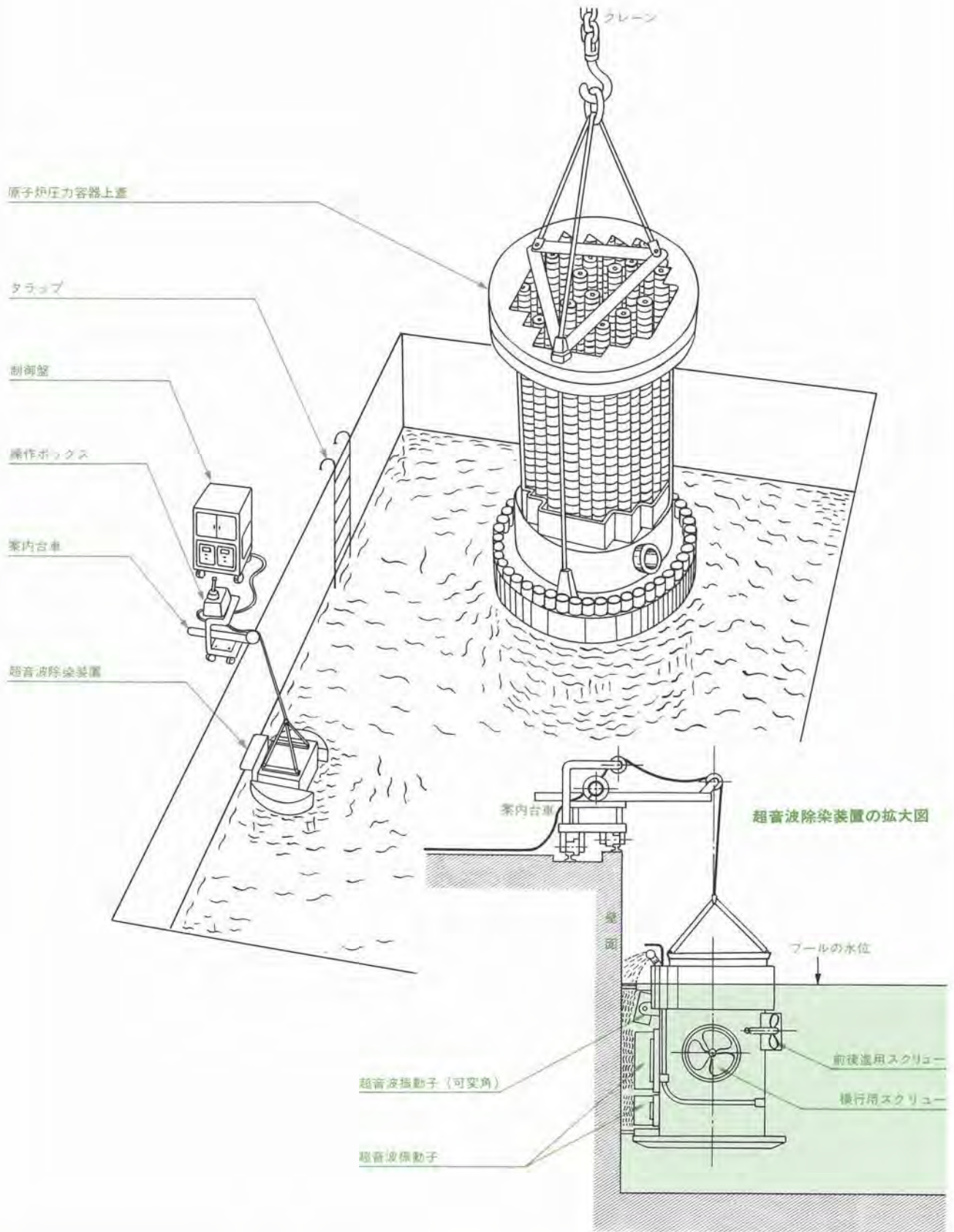


除染性能の確認を行ない、実用化の目途を得た。本装置1台で除染できる範囲は12～15m幅の壁面であり、3ループPWR原子力発電所では、3ないし4台を使用することで全壁面の70～85%が水抜き完了までに除染が可能である。これにより、キャビティ除染作業全体で工程が1～3日短縮でき、特にRV組立までのクリティカル・パス作業は1～2日短縮される。また、マンパワーは1/2程度に減少し、被ばく量も同様に減少する。さらに、遠隔操作化により高所での危険な作業を減らし、作業環境を改善できるなどの効果が期待される。

現在、プラントでの運用面、施設面との関連性を含めた装置設計の検討を行なっており、電力会社での超音波除染実用化計画に寄与して行く計画である。

(仲佐 博裕、福本 弘)

図3-1-7 燃料取扱プールでの超音波除染装置による作業



3-1-4 環境放射能測定 拡散予測

I. 環境放射能測定

当所における環境放射能測定関連研究については、昭和49年「極低レベル放射能測定法」の研究題目設定とともに開始され、現在に至っている。昭和50年には軽水炉からの放射能目標値として5ミリレム/年の行政指導が行なわれるに至り、ますます測定評価に関する研究の必要性が高まった。

当所では第一段階として、上記目標値に対する原子力施設の影響の有無を実測結果により評価するための測定に関する基本条件を昭和52年に提案した。この中で図3-1-8に示す被ばく径路により5ミリレム/年の線量当量を総合的に評価するために必要な環境試料中放射能の濃縮分離方法および放射能計測条件を明らかにした。本提案に基づき、まず線量寄与の大きい γ 線放出核種のうち計測のためには放射能の濃縮分離前処理を必要とするものとして海水中の放射性マンガン、鉄、コバルト、等の分析方法、放射性セシウムの分析方法を開発提案し、その実用性を確認した。これら具体的提案

の中で牛乳中の極低レベル放射性ヨウ素の分析法については科学技術庁放射能分析法マニュアルに採用されている。

現在海水以外の環境試料すなわち陸水、土壌、食品中の γ 線放出核種の分析法、ならびに一般環境試料中のストロンチウム-90などの β 線放出核種ならびにウランなどの α 線放出核種の分析法について検討中である。

環境放射線測定法に関しては、原子力施設周辺環境の γ 線について天然放射性物質によるバックグラウンドの時間変動要因と内容を把握することなどにより、原子力施設による影響を弁別評価する目的で研究をすすめてきた。気中自然放射能自動モータの開発はこの一例である。

II. 環境放射能拡散予測

原子力発電所からの排ガス中には平常運転時にも僅かながら放射能が含まれている。当然ながら万が一事故が発生した場合には、放射能の放出量の増加およびスタック以外からの漏洩の恐れが考えられる。この平常時、および各種事故時における放射能放出量は原子炉の設計段階で推定計算が行なわ

れるが、一旦、大気中に出たのち、それによって周辺住民が受ける被ばく線量は、地域の気象条件、地形、居住分布などによって異ってくる。この地域の特性を考慮し、周辺住民が受ける被ばく線量を計算するための大気拡散予測手法の研究を当所では昭和40年頃から行なっている。従来、被ばく線量予測計算は計画段階の安全解析の中で行なわれ、現地での気象観測、および地形・建物が拡散に与える影響を調べるための風洞実験をベースに行なわれる。この予測計算手法はここ10年程定着している。この風洞実験手法と安全解析への実験結果の適用法を当所が開発した関係上、現在も多くの風洞実験の依頼を受けている。

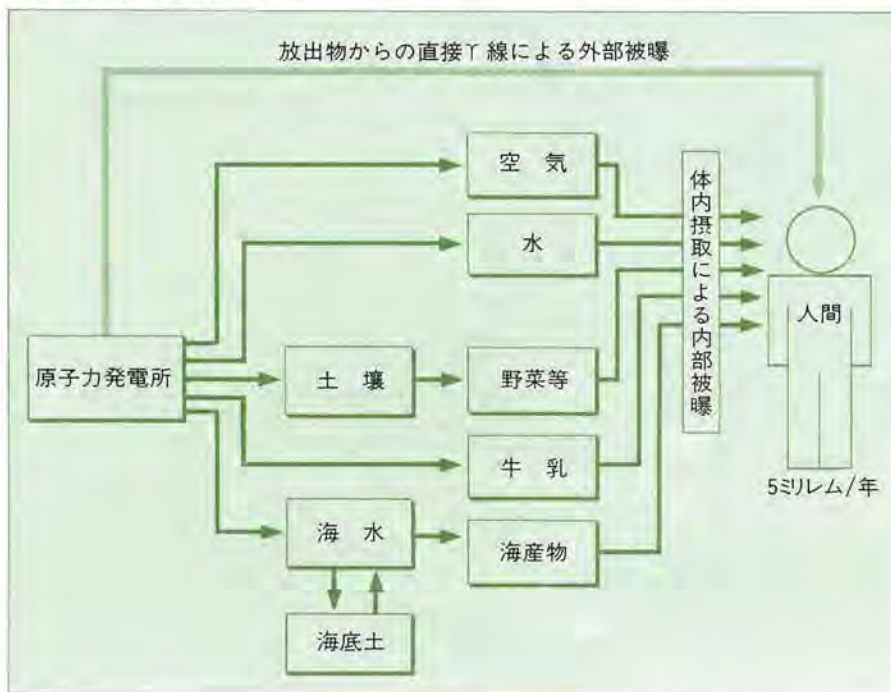
しかし、上記の予測手法が現在、一応決められているものの、周辺住民の環境あるいは安全に対する要請の高まりやプラントの大容量化による新しい問題の派生により常に予測手法の改良と精度向上が求められている。これに対処するため、模型実験手法については電力共研「安全解析のための風洞実験の実施、評価に関する合理的手法の確立」(55～57年度)を当所が中心で行なっている。

一方、TMI事故以来、事故時の防災対策に関する研究の重要性が言われ、この関係では次の2つの研究を行なっている。一つは科学技術庁からの委託で行なっているもので、原子力発電所を有する各自治体が、防災計画を作成するのに必要な拡散に関するデータを提供するための風洞実験、および線量計算である。もう一つは、電力会社が現地で独自に環境線量を監視・予測するためのシステムの開発研究である。

当所では図3-1-9のような構成の監視・予測システムの開発を目標にこれに必要な各種計算モデルの検討を行なっている。この研究は特定の発電所を対象に進めており、57年度中には、実用的なシステムの設計まで終了し、その後は他の地点にも適用できるようシステムの汎用化を行なっていく予定である。

(高木 伸司、四方 浩、仲佐 博裕)

図3-1-8 被ばく径路モデル



3-1-5 環境放射能生物影響

環境放射能の生物影響に関する研究は、生物の濃縮挙動に関する放射生態学的研究と線量効果関係に関する研究に分けることができる。当所では、環境放射能の生物影響に関する研究計画にもとづき、生物による放射性核種の濃縮挙動に関する課題を主に、実的な線量評価に資するべく研究を進めている。

原子力施設より沿岸海域に放出される放射性廃液中に含まれる極微量の放射性核種の海生生物による濃縮挙動については、以下の要因が影響を与えると考えられている。すなわち、

1. 生物側の要因としては、生物の種類、成長段階、生理状態、食性および行動などがあり、
2. 環境側の要因としては、水温、塩分濃度、共存元素、有機物(可溶態、粒子状)および底質、
などがある。

放射性核種の物理化学的形態について、一部の微量元素に見られる体内濃度の年変動、季節変動は上記の諸要因が複雑にからみ合いながら作用した結果である。しかし、個々の要因の寄与については未解明の部分が少なくなく、今後フィールドを主体としてベースラインの変動に関するデータを蓄積する必要がある。

原時点における文献調査などの結果からは次のように集約できる。

1. たとえば、ホンダワラ属の海藻は、同じ属に属する生物の中でも一部の安定元素(Mn、Fe、Coなど)の体内濃度に種間差があるなど、特定の海域の生物に対して求めた濃縮係数がThompsonによる平均的な濃縮係数の値と異なる場合もある。
2. しかし、線量評価の目的からすれば、Thompsonの数値は十分安全側である。原子力施設周辺の住民に対する線量評価は十分安全側で行なわれなければならないが、個々の海域の実際に応じた数値を採る方が合理的と言えよう。

今後、当所ではベースラインの自然変動の幅、並びにそれに対する前記諸要因の寄与について、また、微量元素の体内濃度に関して指標となる生物と食用生物との関係について検討していく予定である。

陸上植物を対象とした研究としては、関西電力の協力を得て高浜発電所周辺でムラサキツクサの野外実験を行なった。これは放射線感受性のきわめて高いムラサキツクサ(系統KU-7)雄蕊毛の糸による生物学的モニタリングと、併行して行った放射線計測器による物理学的モニタリングとの間で施設周辺の環境放射能濃度変動の検出能力の比較を行なうことを目的としたもので、その結果は次の通りである。

1. 環境放射能に対する感度は放射線計測器の方がはるかに高い。
2. ムラサキツクサ雄蕊毛で観察された変異細胞出現頻度の最低値と最高値の間には2～3倍の開きがあったが、概ね、気温の変化に応じた変動を示した。
3. 変異細胞出現頻度の変動は気温の変化を主に、気象要因が総体として作用した結果と考えられる。

本実験で観察された変異細胞出現頻度の変動は自然変動であり、一部で言われる突然変異率の変動もこの範囲におさまるものが多い。
(木元 直也)●

図3-1-9 事故時における原子力発電所周辺の環境線量監視・予測システムの構成



3-2 コンクリート格納容器の諸特性

担当●土木技術研究所 構造部 次長 高野 博

3-2-1 緒論と結論

格納容器は、通常運転時および事故時に放射性物質の周辺環境への漏えいを防止するための原子力発電所における重要な安全施設であり、その機能が重要な役割を果たしたことはすでにアメリカ Three Mile Island の事故で実証済みである。格納容器は、従来、我が国においては専ら鋼板を用いて建設されてきたが、発電所の出力規模の増大と事故時設計内圧の上昇に伴って必然的に構造物が大型化するすう勢にある。このため、厚さが40mmを超えるような厚板を使用しなければならず、現場焼鈍が必要となることなど、溶接の信頼性ならびに工費・工期の点でコンクリート製の格納容器(CCV と略記)が有利であることが認識されるようになってきた。

CCV は、高張力鋼線によってコンクリートにあらかじめ圧縮力を与え、事故時の内圧や温度荷重に抵抗できるようにしたプレレストコンクリート格納容器(PCCV と略記)ならびに通常の鉄筋のみで補強した鉄筋コンクリート格納容器(RCCV と略記)の2種類がある。諸外国ではすでに100基を超えるCCVの建設実績があるが、我が国では発電所の出力規模が比較的小さかったこと、耐震性についての安全性が確認されていなかったこと、原子炉機器メーカーのコンクリート構造物への関心が薄かったこと等の要因が重なって、CCVの実用化には諸外国に比べかなりの遅れをとらざるを得なかった。

しかし、我が国においても日本原子力発電株式会社の敦賀2号PWR炉においてPCCVが採用されることがすでに決定され、

ようやくCCVの時代を迎えるに至った。さらに、最近では、BWR系電力各社による改良型BWRの開発研究においてもRC CVの適用が重要な位置を占めており、これが安全性の改善ならびにコストダウンに大きく寄与するものと期待されている。

上述の情勢を踏まえ、通商産業省資源エネルギー庁では、CCVに関する技術基準の整備を図り、その実用化を促進することを目的とし、昭和50年4月「コンクリート格納容器技術基準検討会」を発足させ、技術基準の作成に着手した。本検討会には当所も積極的に参画するとともに、110万kW級の発電炉を対象としたPCCVおよびRC CVの試設計のとりまとめを行ない、昭和52年7月に成案をみた技術基準第一次案策定のための基礎資料を提供した。基準案の作成に際しては、アメリカ機械学会指針(ASME-Section-III, Div-2)、ドイツ基準等が参考に供されたが、CCVの地震力に対する設計の基本的な考え方、熱応力評価法、断面急変部の設計手法、内張りライナーの設計のフィロソフィー等に関しては必ずしも明確な規定がなく、また規定の根拠を明らかにすることはできなかった。

このため、検討会においては我が国独自の研究の必要性が指摘された。これを受けて通商産業省は、軽水炉技術の改良標準化計画の一環として当所に技術基準確証のための実験計画の作成を委託した。当所は、技術基準確証実験検討会を設立し、所内外の有識者の参加の下に実験計画を立案し、電力会社、メーカーおよび主要建設会社の協力を得て昭和53年度および昭和54年度の

2ヶ年度にわたり、技術基準確証実験のとりまとめを行なった。

これらの実験研究の成果は、昭和54年の11月に制定された第二次技術基準(案)に反映され、地震力に対するCCVのせん断設計、円筒壁部と底版の境界部の面外せん断設計、熱応力評価法等について我が国の国情に見合った基準(案)の作成をみることができた。本技術基準確証実験は、昭和55年3月、当所が実施した1/15縮尺PCCVモデルの内圧、温度および水平力試験によって、PCCVが想定されるすべての荷重条件においてその機能を損うことなく、健全性を保持することを確証し、所期の目的をほぼ達成することができた。

上記の確証実験は、その後、昭和55年度より通商産業省の実施することとなった耐震安全コード改良試験事業における原子炉建屋復元力特性試験計画の策定に有用な資料を提供するとともに、A-BWR用RCCVの開発研究を推進する上で一つの踏み台の役割を果たしたといえよう。

当所においては、上記基準確証実験の完了に伴ない、さらにCCVの安全性の確証とコストダウンを図ることを目的として、昭和55年以降、擬似動的載荷装置、コンクリート高温多軸試験装置、耐衝撃試験装置を設置し、鋭意研究を進めている。すなわち、当所において昭和40年代の初期以来、一步一步積み重ねてきたコンクリート材料の高温下における弾塑性的性質を解明するための実験研究の成果を基に、CCVの応力解析精度の改善を図るため、現在、高温多軸応力下でのコンクリートの強度変形特性の法則を確立するための研究を行なっ

ている。さらに、コンクリートのクリープ現象については、その機構を究明し、クリープ特性の理論的な予測を可能とすることを目標としている。

CCV の耐震性能の究明に関しては、円筒モデルあるいは RC ブロックについて地震動による動的荷重を模擬した動的破壊実験を実施しており、地震応答解析手法の精度向上をも合わせて、動的設計手法の合理化に寄与しつつある。また、耐震性改善を目的とした各種配筋方法の検討も行なっている。CCV の熱応力設計については、実用計算上簡便な手法を提案するとともに、実際の現象に即した剛性・ひびわれ幅の予測手法の改善に努めている。

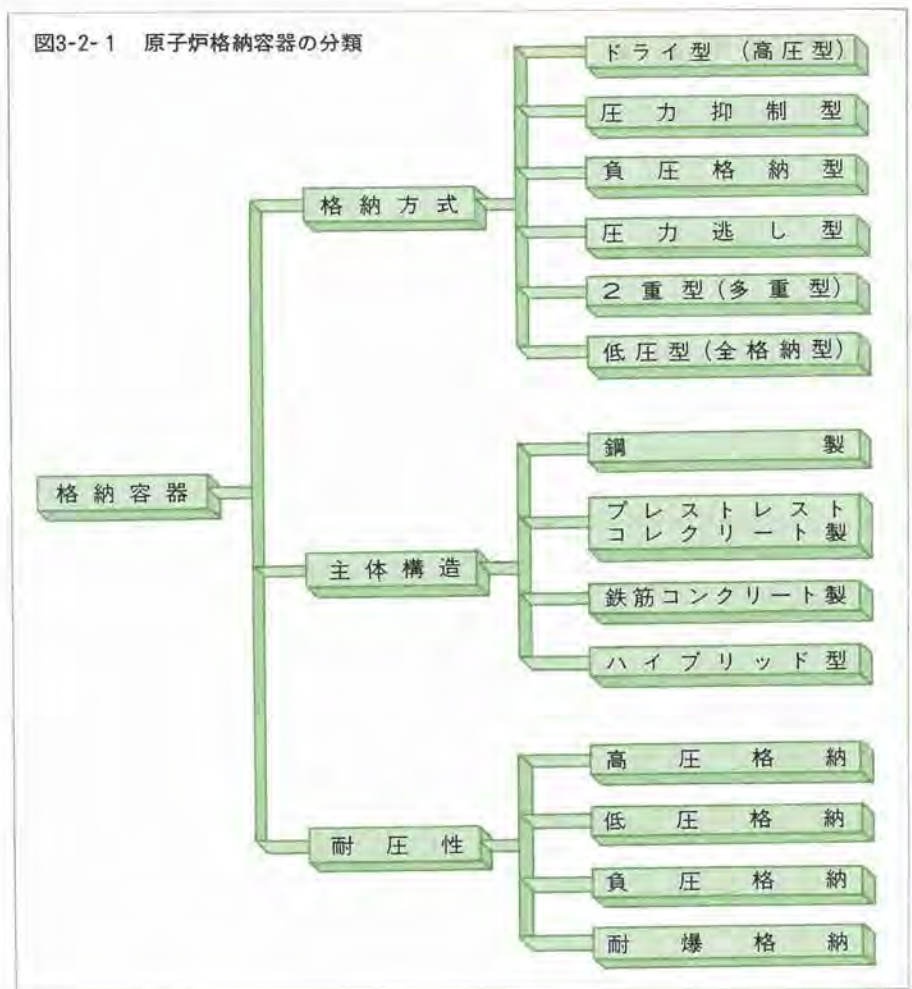
今後は、A-BWR 用 RCCV の開発に関する電力共通研究、国の耐震解析コード改良計画等に歩調を合わせ、これを補完するための研究を実施することを主眼に置き、技術基準確証実験、材料特性試験、解析コード開発研究等によって培われた当所のポテンシャルを有効に活用してゆく所存である。さらに、近い将来、我が国においても真剣に対応が迫られるであろう CCV の耐衝撃問題についても、当所の設備を活用して実験研究を進める一方、EPRI 等の外部機関との連携を強化しつつ我が国の実情を勘案しながら耐衝撃設計手法の合理化に資してゆきたい。(高野 博、青柳 征夫)

3-2-2 コンクリート格納容器の機能

原子力発電所においては、炉心冷却材がなくなる冷却材喪失事故のような万一の原子炉圧力バウンダリーの破断に対して種々の安全対策が講じられている。これらは、緊急核反応停止のためのスクラム装置、非常用炉心冷却系、余熱除去系等の複数の系統設備で構成されている。

さらに、破断口から放出される放射性物質を含んだ高温高压の蒸気を外部環境へ放出しないように封じ込めておくために格納容器が設けられる。格納容器の内部には事故時の圧力と温度を降下させる目的で格納

図3-2-1 原子炉格納容器の分類



容器スプレー系が設置されている。

格納容器を、その格納方式、構造材料および耐圧性に基づいて分類すれば、図3-2-1 のようになる。ドライ型は主として PWR に用いられており、この型には設計内圧が 4 kg/cm^2 を超えるものが多く、PCCV の採用が多い。

圧力抑制型は、サプレッションプールを設ける BWR に用いられ、設計内圧が 3.5 kg/cm^2 を下回るものが大部分を占め、コンクリート構造とする場合、RCCV となることが多い。アイスコンデンサーを併設した PWR の格納容器も圧力抑制型の一種であるといえる。

コンクリート構造の 2 重型には、内側に PCCV を外側に RCCV を設けるフランスの方式がある。

負圧格納方式は、別に負圧にした格納容器を準備しておき、事故時に圧力をこれに

逃がす CANDU 炉の方式が相当する。

CCV の設計を支配する荷重条件の基本となるものは、事故時の内圧と温度条件である。設計内圧は炉型によって異なるが、 $1 \sim 5$ 気圧であり、設計温度は、技術基準(案)によれば、CCV の一般部分で一時的には 175°C まで、また長期にわたっては 90°C 以内に抑制するように規定している。我が国やアメリカ西海岸のような地震地帯では、CCV の耐震性が重要な設計荷重となる。

我が国では、建設地点の過去の地震記録と付近の断層の活動性から判断して定める S_1 地震ならびに 5 万年に 1 回の確率をもって発生すると予測される巨大地震およびマグニチュードが 6.5 の直下型地震を S_2 地震として設計において考慮しなければならないことになっている。さらに、破断口より噴出する水ジェットや、事故時パイプ破断に伴う内部ミサイル、航空機の落下や竜巻

によって運ばれる外部ミサイルによる衝撃荷重なども CCV の構造型式や建設地点の条件に応じて考慮しなければならない場合もある。CCV のコンクリートや鋼材は、これらの荷重の組み合わせとその発生頻度に応じて与えられる許容応力度以内におさまるように設計される。さらに、CCV の気密性を確保するために内張りされる厚さ 6～12mm の鋼板ライナーの設計に際しても適切な荷重条件を考慮しなければならない。

(高野 博、青柳 征夫)

3-2-3 適用の実績と将来展望

諸外国においては、すでにかかなりの CCV の適用実績があり、計画段階のものも含めるとその基数は 200 を超えている。表3-2-1 は、アメリカにおける昭和55年6月30日現在の実績を示すもので、運転中、建設中および発注済の軽水炉の格納容器 172 基のうち34%が PCCV、28%が RCCV であるのに対し、鋼製格納容器は38%であって、CCV が主流を占めていることがわかる。

特に、PWR では、圧倒的に CCV が多く、全基数の73%が CCV で、鋼製のものは27%に過ぎない。

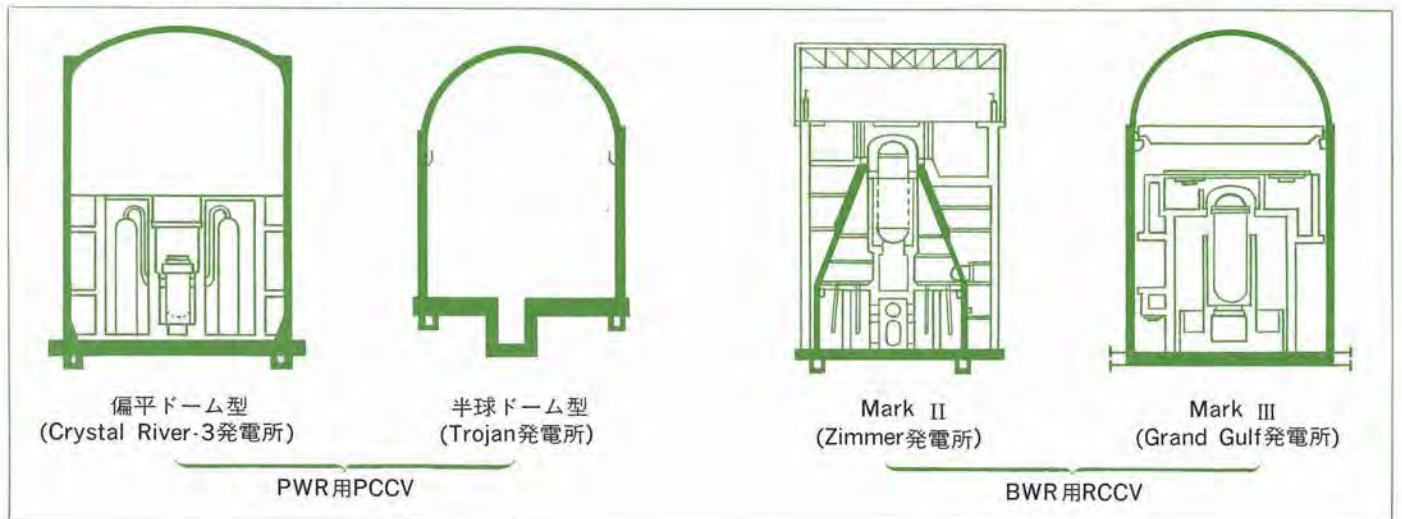
一方、設計内圧別にみると、設計内圧 3.5kg/cm² を境にして、これより低い圧力では RCCV が、またこれより高い圧力では、PCCV の比率が多くなる。すなわち、炉型別にみれば、PWR には PCCV、BWR には RCCV ということができる。アメリカでのこれらの建設例を図3-2-2 に示す。

カナダにおいても CANDU 炉用としてす

表3-2-1 アメリカにおける原子炉格納容器の炉型別・構造別基数

炉型	電気出力 (グロス万kW)	基数	格納容器構造区分											
			プレストレストコンクリート製(PC)				鉄筋コンクリート製(RC)				鋼製(S)			
			運転中	建設中	発注済	計	運転中	建設中	発注済	計	運転中	建設中	発注済	計
PWR	50未満	4	2	—	—	2	—	—	—	0	2	—	—	2
	50～80	11	6	1	—	7	1	—	—	1	3	—	—	3
	80～100	33	13	3	—	16	6	8	—	14	2	1	—	3
	100以上	63	3	21	4	28	4	14	2	20	—	12	3	15
	PWR合計	111	24	25	4	53	11	22	2	35	7	13	3	23
BWR	50未満	4	—	—	—	0	—	—	—	0	4	—	—	4
	50～80	8	—	1	—	1	—	—	—	0	7	—	—	7
	80～100	14	—	1	—	1	2	3	—	5	8	—	—	8
	100以上	35	—	2	—	2	—	7	2	9	5	16	3	24
	BWR合計	61	0	4	0	4	2	10	2	14	24	16	3	43
総計		172	24	29	4	57	13	32	4	49	31	29	6	66

図3-2-2 アメリカにおける CCV の建設例



で10基のCCVが運転中であり、さらに16基が建設中あるいは発注済である。カナダでは、CANDU炉の設計内圧が低いこともあって、RCCVの建設基数が多い。

ヨーロッパでCCVの採用に最も積極的であるのはフランスであって、電気出力90万kWの標準型PWR用としてすでに24基のPCCVの建設実績がある。さらに、今後建設される標準電気出力130万kWのPWRには、内側をPCCVで、さらに外側にRCCVを配置する二重格納容器(図3-2-3参照)が建設されることになっており、そのうち4基はすでに建設中である。

西ドイツでは、格納容器本体は鋼製であるが、外側を厚さ2mのRC構造のドームで覆い外部ミサイルに対する防護対策としている。さらに、スペインにおいてもフランスの技術によるPCCVが建設されており、イギリスでは将来の標準型炉として予定されているPWRにPCCVが採用されることになっている。

その他、先進欧米諸国の援助の下に、インド、台湾、韓国、パキスタンなどでもCCVの建設が進められている。

ソ連をはじめとする共産圏諸国においてもCCVの採用に意欲的であり、電気出力100万kWのPWRに適用され、さらに将来建設される電気出力120万kWの高速増殖炉の格納容器もPCCVとなるものと推測されている。

以上に述べたように、世界的なすう勢としては、炉型に係わりなく電気出力が100万kWを超える発電炉とCCVは不可分の関係にあると云っても過言ではないであろう。我が国においては、敦賀2号炉をはじめとし、PWR系電力各社のPCCV採用への意向が強く、A-BWR用RCCVの開発と合わせてCCV全盛時代の幕開けを迎えつつあるといえよう。

(高野 博、青柳 征夫)

図3-2-3 フランスのPWR用2重格納容器
(内側はPCCV、外側はRCCV、ライナー無し)

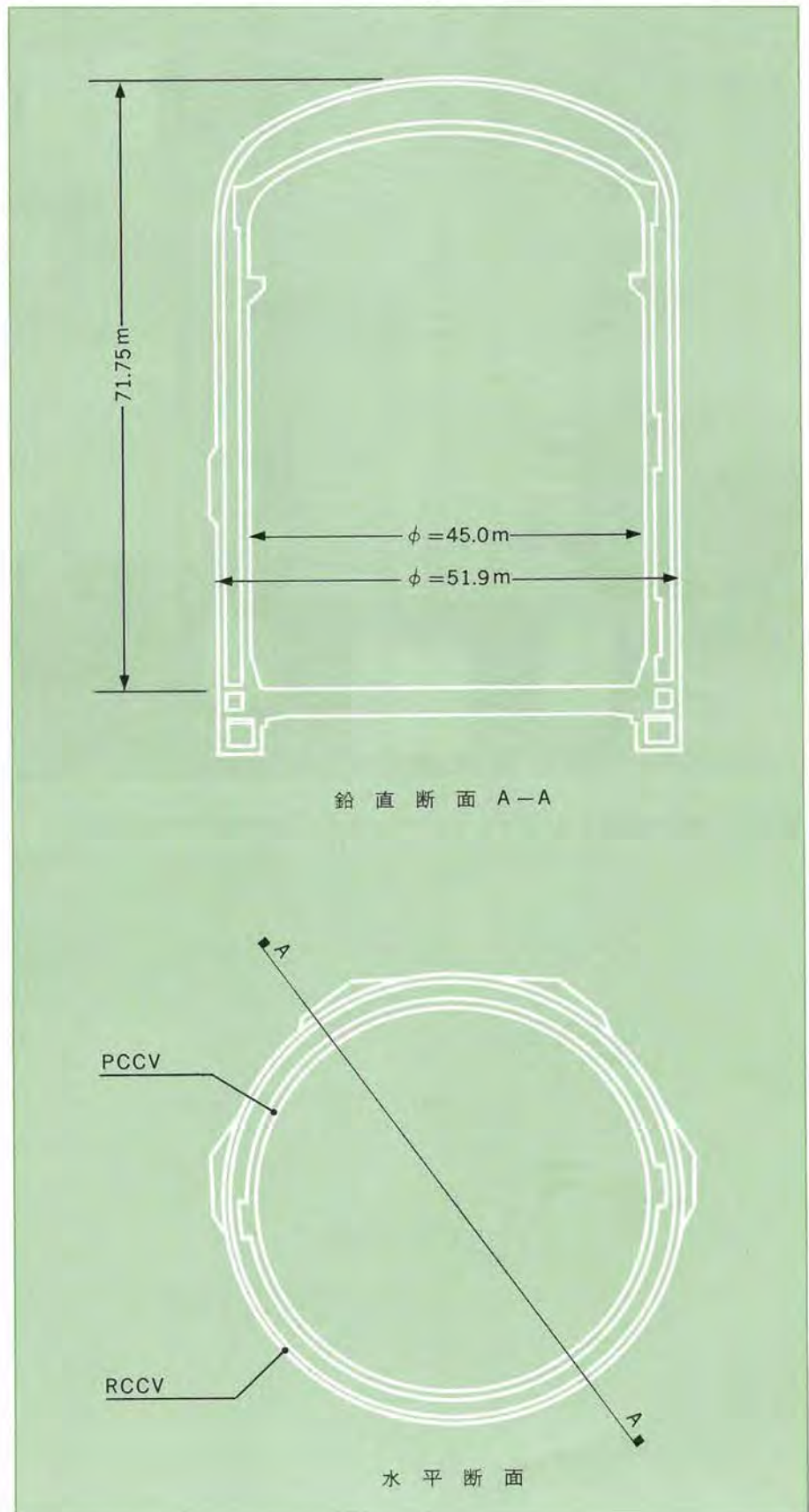


図3-2-4 プレストレスを導入した厚肉円筒容器モデル

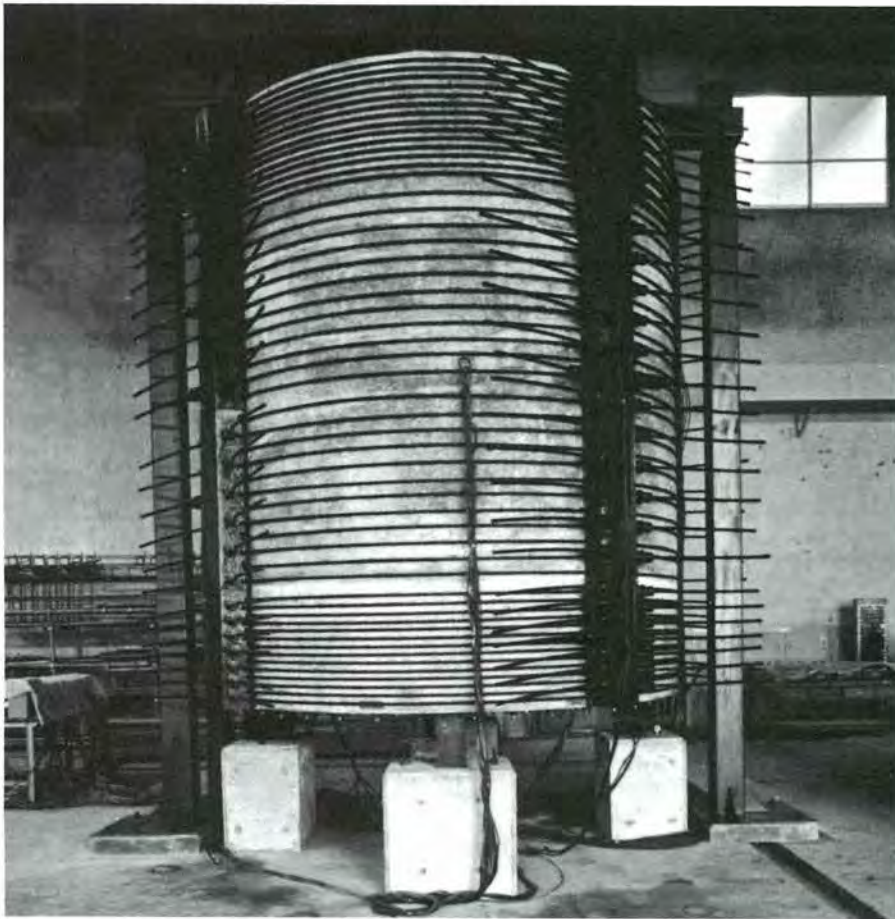
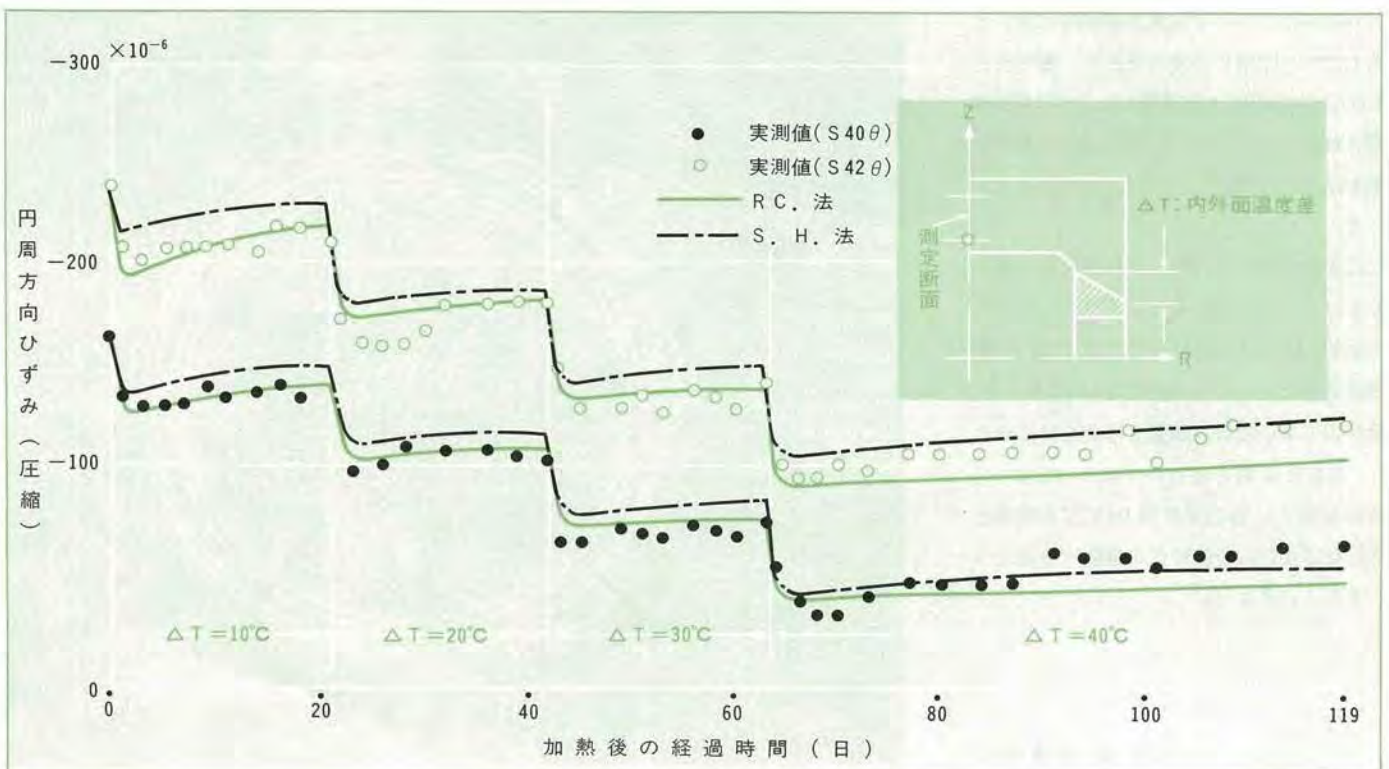


図3-2-5 厚肉 PC 円筒モデルのクリープひずみの解析値と実測値の比較の一例



3-2-4 当所における研究の実績

I. コンクリートの材料特性と 応力解析手法

当所では昭和40年代の初期から昭和50年代に至る約10年間にわたり、主としてガス冷却炉に適用されるプレストレストコンクリート製圧力容器を対象として、100°C以内の高温下におけるコンクリートの材料物性の究明を目的とした研究を実施してきた。

すなわち、高温下におけるコンクリートの強度、弾性係数、クリープなどの力学的性質ならびに熱特性値について実験的な検討を行ない、これら物性値の温度依存性を定量的に把握した上、RC部材による実験的な検証を経て、原子炉用容器構造物の応力・変形解析手法の精度向上に際しての有用なデータを提供した。特にクリープ特性については、現在でも信頼できる実験データとして欧米の研究者によって引用されるなど、高い評価を受けている。

上述の実験によって得られた材料物性値を入力とし、高温の影響を受ける容器構造物のクリープ解析手法を開発した。この

手法は、当所の独創的な考え方に基づいたもので、温度勾配を与えた「はりモデル」の試験ならびにプレストレスと内圧を与えた円筒容器構造物の1/10縮尺モデルの長期クリープ試験結果と照合し、解析手法の妥当性が確認された。

図3-2-4は、円筒モデル試験の状況を、また図3-2-5は、ひずみの計測結果を解析値と比較して示したものである。本クリープ解析法は、敦賀2号炉PCCVの解析に適用され、長期挙動の予測に役立てることができた。

上述の研究によって培われたポテンシャルは昭和50年代に入って本格的に実施されることとなったCCV関連の研究の礎となった。

II. CCV 技術基準確証実験

CCV 第一次技術基準(案)の検討報告書の指摘事項、すなわち、CCVのせん断設計、熱応力設計およびライナーの設計手法に関する実験的確認を行なうため、図3-2-6の流れに基づく実験研究計画が策定された。実験の概要および実施機関は、表3-2-2に

示すとおりである。これらの実験研究においては、電力会社、主要建設会社およびメーカーの協力を得て当所が指導的な役割を果たした。以下に当所がとりまとめを行なった研究成果を述べる。

1. 地震力による面内せん断に関する研究

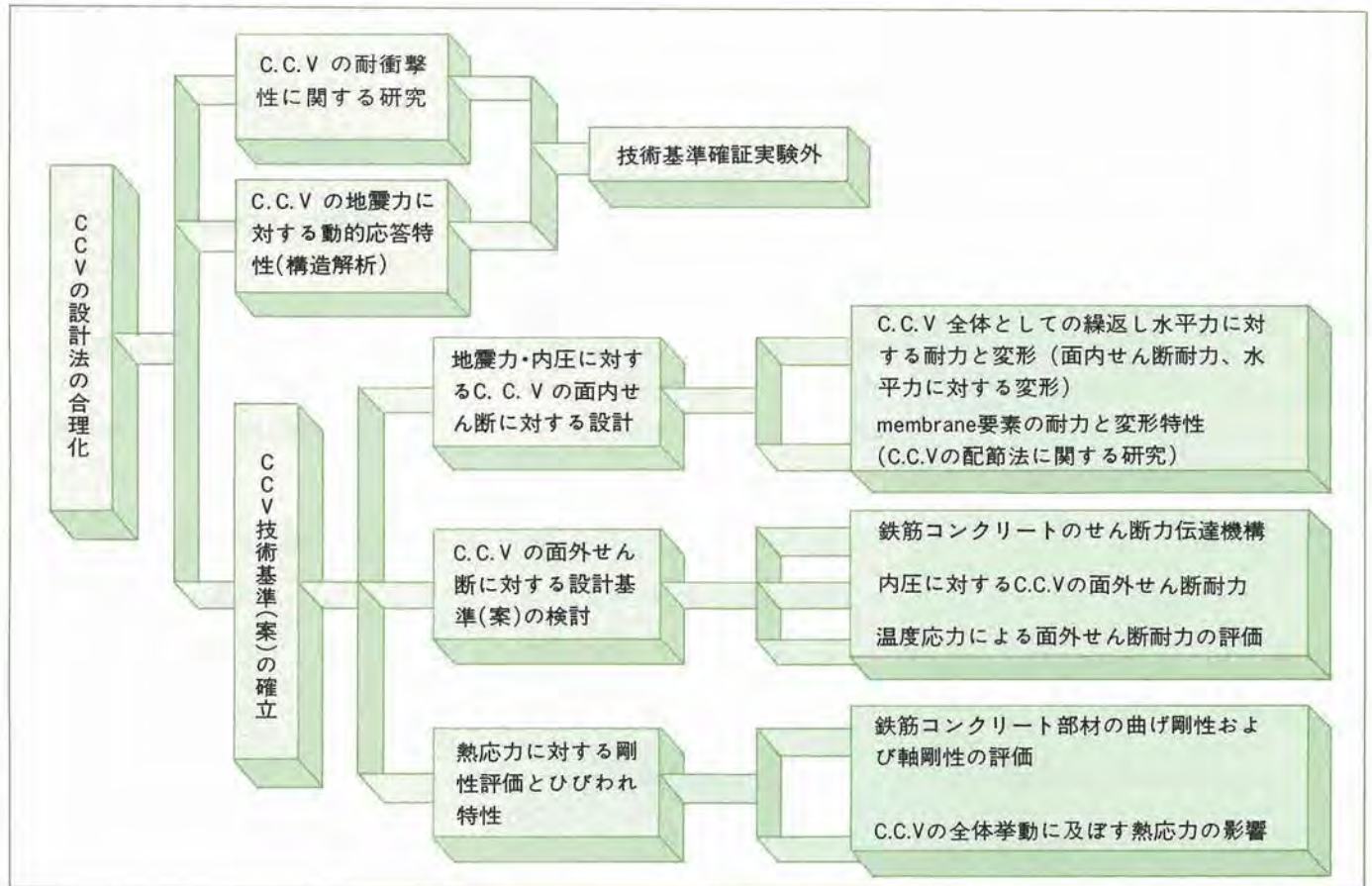
CCVの地震力によって生ずる水平せん断力は、図3-2-7のように、主として地震入力に対し90°および270°の位置を中心とした斜線の部分で抵抗される。その基本的な抵抗機構は建築構造物の耐震壁にお

表3-2-2 CCV技術基準確証実験一覧 (改良標準化報告書に記載されているもの)

	実 験 項 目	試 験 体 諸 元	試験体数	実 施 機 関	実施年度
面内せん断に関する実験	PC 円筒・内圧ねじり加力実験	$D=100, t=8, h=300\text{or}100$	11	関電、大林	53
	PC 円筒・内圧水平加力実験	$D=150, t=7, h=150\text{or}225$	5	関電、大成、竹中	53
	PC 円筒・内圧水平加力実験	$S=1/30, D=120, t=6, h=107$	6	フジタ工業	54
	RC 円筒・内圧水平加力実験	$S=1/25, D=160, t=6, h=160$	7	電研、鹿島	53、54
	RC 平板面内力載荷実験	面積：150×150、 $t=10$	30	電研、前田	53、54
	PC ドーム付き円筒水平加力実験	$S=1/8, D=557, t=19, h=808$ (ドーム部含む)	1	関電、大林	54
	PC ドーム付き円筒内圧・温度・水平加力実験	$S=1/15, D=300, t=12, h=462$ (ドーム部含む)	1	電研、清水	54
面外せん断に関する実験	RC 円筒基部面外せん断部分実験	$S=1/12, D=333, t=15, h=150$ 開角45°扇形モデル	6	電研、清水	53
	RC 円筒基部面外せん断実験	$S=1/12, D=333, t=15, h=150$	2	電研、清水	54
	RC ブロックせん断実験	せん断面15×30および10×20	約 300	電研、前田	53
	RC ブロック実大断面せん断実験	実大せん断面1,150×57、D51鉄筋	8	住 金	54
熱応力評価に関する実験	RC はり軸剛性評価実験	断面20×12.5、長さ380	6	電 研	53
	RC はり曲げ剛性試験	断面40×20、長さ380	21	電 研	53
	ドーム付き RC 円筒内圧・熱応力実験	$S=約1/25, D=140, t=10$	2	電研、竹中	53
	RC はり温度勾配下曲げ剛性実験	断面40×20、長さ380	4	電 研	54
	RC 円筒基部熱応力実験	$S=1/12, D=333, t=15, h=150$	1	電研、竹中	54
ライナーに関する実験	ライナーアンカーせん断試験	コンクリートブロック 高さ×幅=50×30 ライナープレート 6mm or 9mm アンカー 山形鋼 山75×75×6~山90×75×9	14	三菱重工	53
	ライナーアンカー引張試験	コンクリートブロック 高さ×幅×長さ=79×30×116.2	8	三菱重工	53

S：縮尺、D：内径(cm)、t：壁厚(cm)、h：円筒部高さ(cm)

図3-2-6 技術基準(案)確証実験の流れ



けるせん断力抵抗機構に類似したものである。

この機構については、表3-2-2の面内せん断の問題として分類される7項目の実験が行なわれた。円筒モデルの実験の場合に限ってモデルの終局せん断耐力をプロットした結果は、図3-2-8のとおりであって、水平せん断応力のレベルの低いところでは、いわゆる全補強式によって終局耐力を評価すれば、1.5程度の安全率が確保されるが、鉄筋およびPC鋼材の量をいくら増やしてもせん断耐力は $5.25\sqrt{F_c}$ のあたりで頭打ちとなることがわかる。

すなわち、設計上のせん断応力のレベルは、安全率を1.5として見込めば、 $3.5\sqrt{F_c}$ 程度に設定できるものと考えられる。この値は、アメリカ機械学会基準による限界値 $2.25\sqrt{F_c}$ に比べかなり高い値である。ここで、 F_c は kgf/cm^2 単位であらわしたコンクリートの圧縮強度である。さらに、主応力

方向と鉄筋の方向の間に大きなずれがあると、耐力的には余裕があっても、変形が著しく大きくなる場合のあることが明らかにされた。

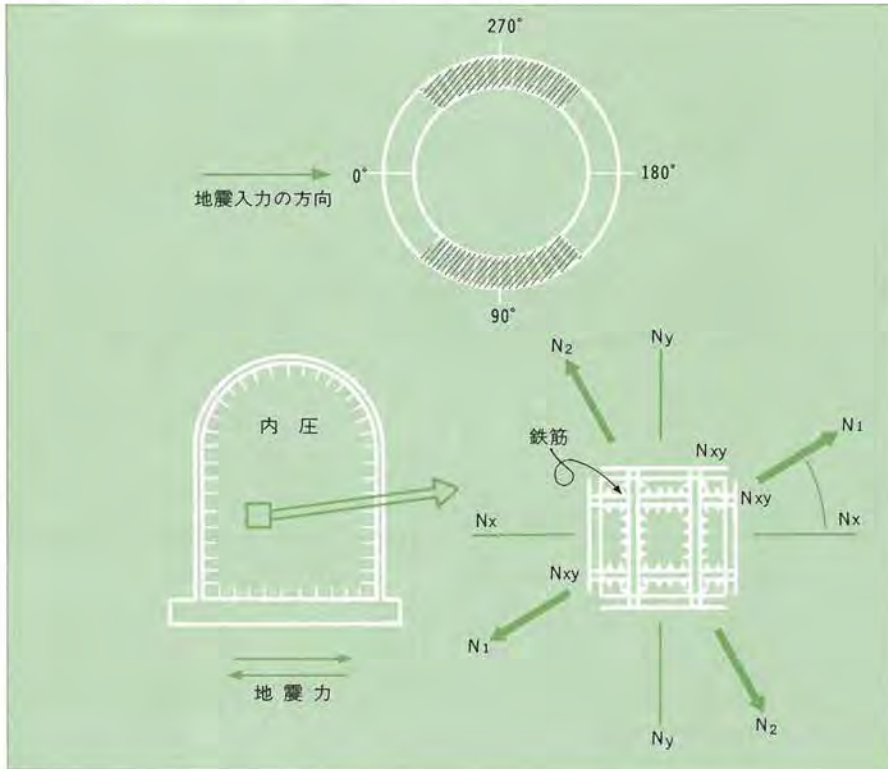
最後に、事故時内圧と同時に地震力が作用する状態を想定し、1/15縮尺PCCV

モデルの破壊実験を行ない、このように発生頻度の極めて低い荷重の組み合わせにおいても関東大地震の2倍程度までの地震に対し、PCCVがその機能を喪失することなく荷重に耐えられることが実証された(図3-2-9参照)。



図3-2-9 1/15縮尺PCCVモデルの破壊公開実験

図3-2-7 地震荷重を受けるCCVの応力状態と抵抗機構



2. CCVの面外せん断耐力の評価

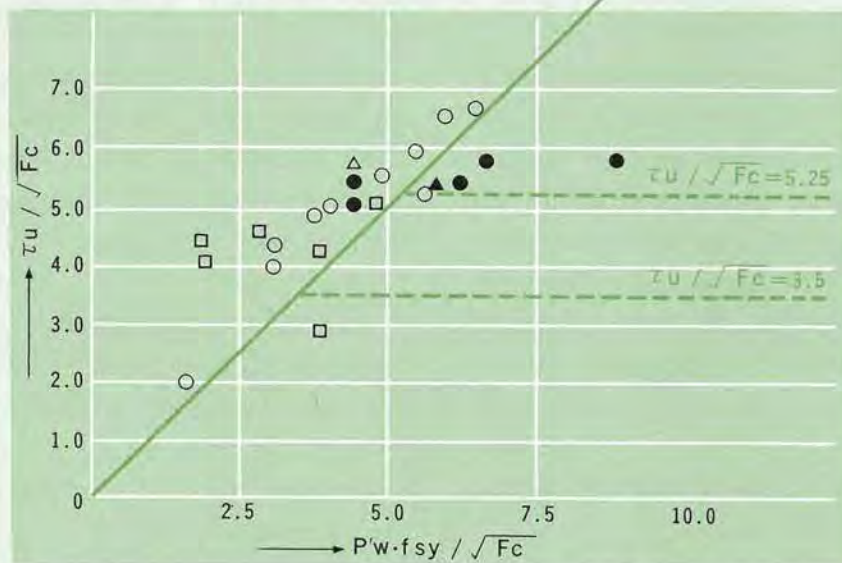
CCVにおいて問題となる面外せん断は、円筒壁と底版の境界部が一体となった剛結構造であるために生ずる面外せん断力であって、この境界部を完全固定として弾性解析を行なうと、内圧あるいは温度変化のような軸対称な荷重により著しいモーメントとせん断力が集中し、断面設計上厄介な問題となっている。

しかし、この部分にひびわれが発生し、回転が生ずるようになれば、断面力の集中が緩和されることになる。面外せん断に関連する実験的研究としては、表3-2-2に示す7項目の実験が行なわれた。

これらの実験の結果、基部の面外せん断破壊は非常に起こり難く、たとえこの形態の破壊が生じたとしても円周方向鉄筋が降伏した後に生じ、この鉄筋が面外せん断耐力の増加に大きく寄与することが認められた。

また、RCブロックによる多数のせん断強度試験が行なわれ、せん断強度の限界値が円筒モデルの水平せん断耐力試験によって得られた値 $5.25\sqrt{F_c}$ とほぼ同等となることが確かめられた。上述の部材実験の結果をも勘案すれば、面外せん断耐力については、とくに当初問題とされる程重要視する必要がないことが確かめられ、この趣旨を技術基準に反映させることができた。

図3-2-8 水平およびねじりによってせん断力を与えて破壊させた円筒モデルのせん断耐力



- PCねじり加力テスト (内圧0、鉄筋比1.8%)
- PC水平加力テスト (ウェブ部せん断圧縮破壊)
- RC水平加力テスト
- ▲ 1/8縮尺PCCVモデル(内圧なし)
- △ 1/15縮尺PCCVモデル(内圧4kg/cm²)

全補強式 $\tau_u = P'_w f_{sy}$

τ_u : 終局せん断応力度(kg/cm²)

水平加力 = $\frac{2Q_u}{A_c}$

Q_u : 最大水平力 (kg)

A_c : 円筒水平断面積 (cm²)

ねじり加力 = $M_t / \{(d_o^3 - d_i^3) \pi\}$

M_t : 最大ねじりモーメント (kg・cm)

d_o : 円筒外径 (cm)

d_i : 円筒内径 (cm)

$P'_w = P_w(1 - \nu_p / f_{sy})$: 有効せん断鉄筋比

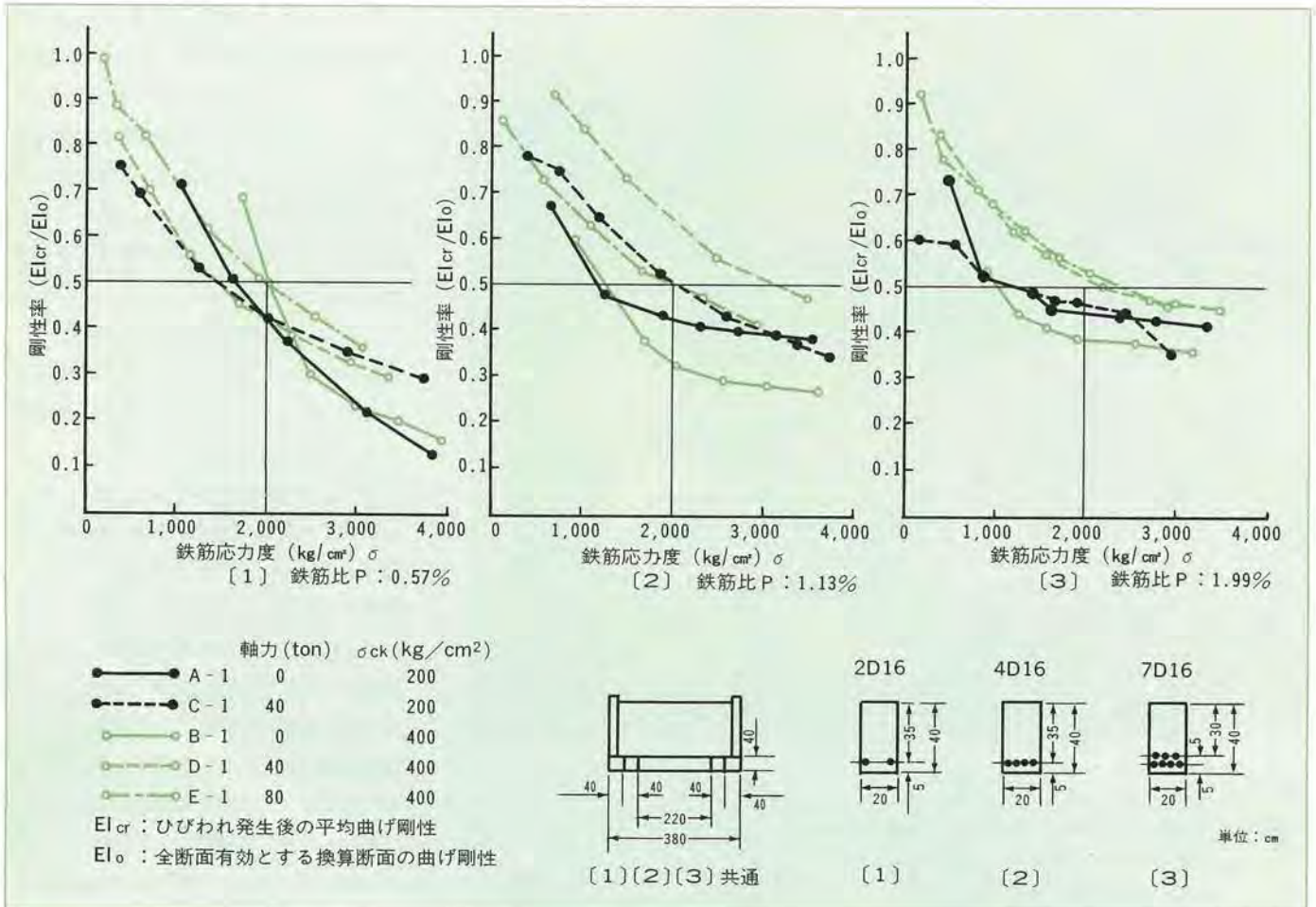
σ_p : 内圧およびプレストレスによる膜応力の和 (kg/cm², 引張を正, 圧縮を負とする)

P_w : ウェブ部鉄筋比

f_{sy} : 鉄筋の降伏点 (kg/cm²)

F_c : コンクリートの圧縮強度

図3-2-10 鉄筋コンクリートはりの平均曲げ剛性に関する実験結果



3. CCV の熱応力評価

CCV の熱応力評価に関連する実験研究としては、表3-2-2に示した6項目の実験が行なわれた。

まず、同時に存在する熱応力がCCVの内圧に対する耐力に及ぼす影響を検討するため、縮尺1/20のRCCVモデル2体を作製し、1体を内圧のみで、また他の1体を温度応力を与えた状態で内圧によって破壊させた。

実験の結果、鉄筋降伏時の内圧ならびに破壊内圧が二つのモデルにおいてほとんど相違なく、耐力の終局限界状態の検討を行なう技術基準(案)による荷重状態IVにおいて熱応力を無視してよいとしている規定が妥当であることを確かめることができた。

また、使用時の荷重状態での熱応力評価方法の検討を行なうため、はりの単純曲げ試験ならびに温度勾配下での曲げ試験を実

施し、モーメントと曲率の関係から剛性残存率を求め、図3-2-10のような結果を得た。

これらの実験結果より、運転開始前の試験時および通常運転時に相当する荷重状態I、IIでの鉄筋の許容応力度 $2,000\text{kgf}/\text{cm}^2$ 以内では曲げに対する剛性が全断面有効時の1/2以下に、また、冷却材喪失事故または S_1 地震に相当する荷重状態IIIでの鉄筋の許容応力である降伏点以内では1/3以内に低減していることが明らかにされた。

これらの結果は、技術基準(案)の規定を裏付けるものであった。

(高野 博、青柳 征夫)

3-2-5 当所における今後の研究方針

CCV 技術基準確証実験は、所期の成果を得てその目的を達することができたが、本実験研究によって得られたデータの検討

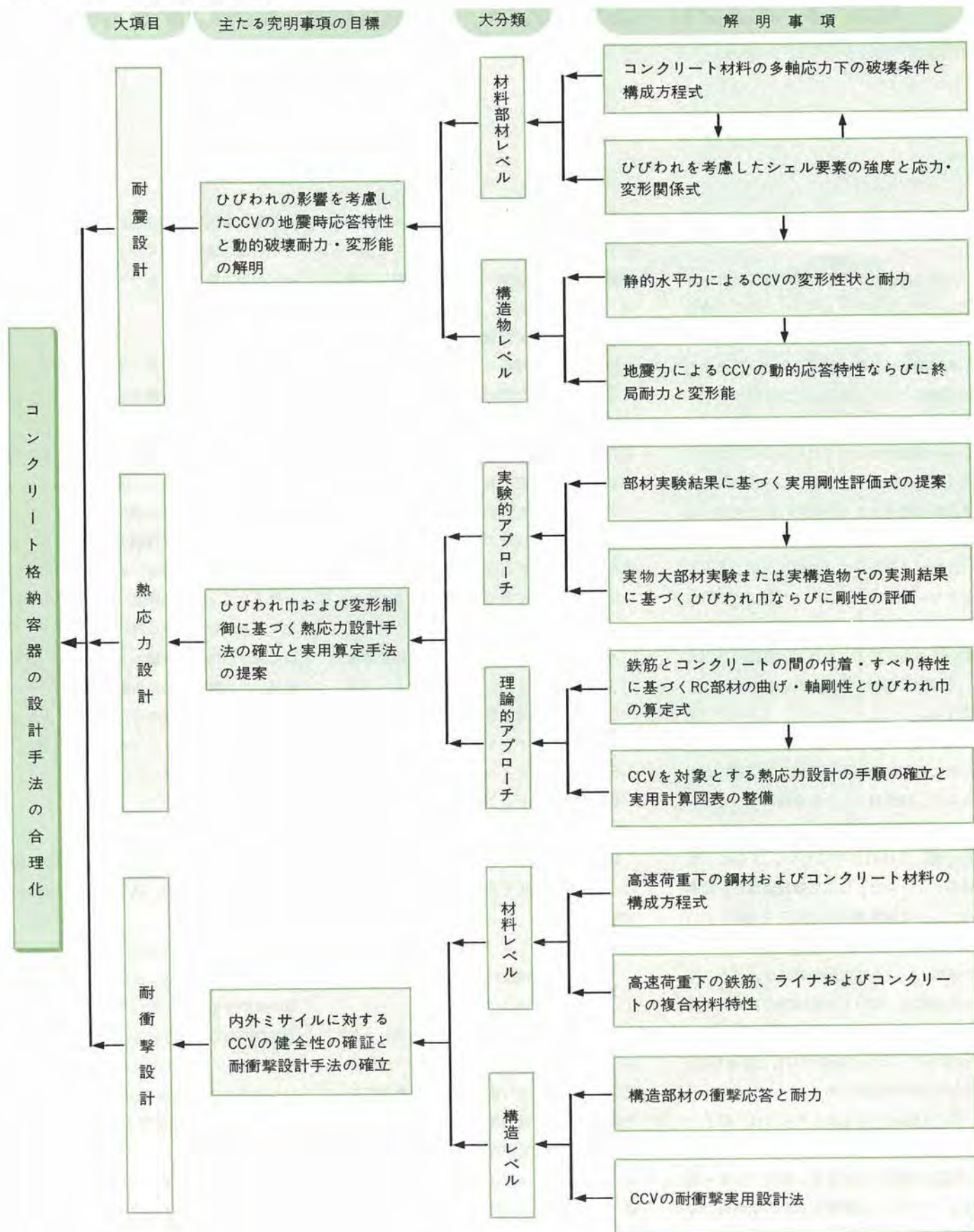
をさらに詳細に行ない、工学的に有用な知見の蓄積に努めたい。また、A-BWR用RCCVの開発研究、原子炉建屋復元力特性試験などの外部プロジェクト研究とも積極的に連携を保ち、我が国の技術レベルの向上に貢献してゆきたい。

当所のCCVに関する研究計画のフローの概要を示せば、図3-2-11のとおりである。とくに当所が今後重点を置く研究課題を列挙すれば以下のとおりである。

1. 地震荷重に対するCCVの動的応答性状と動的終局耐力の究明
2. CCVの内外ミサイルに対する耐衝撃性状の検討
3. CCVの温度荷重に対する設計手法の合理化の推進
4. 開口部および断面急変部の応力集中予測手法の確立

(高野 博、青柳 征夫)●

図3-2-11 CCVに関する研究計画の流れ



3-3 原子力発電をめぐる制度上の諸側面

担当●経済研究所 副所長 矢島 昭

3-3-1 結論と結論

原子力開発は、時間的にも空間的にも非常に大きな広がりを持ち、またそこに含まれる科学、工学の分野も極めて広範である。

時間的には、技術開発上のリードタイムや立地ともなうタイムラグは別としても、開発からデコミッション(廃炉)まで、さらに廃棄物処分までに要する期間は1世代を遥かに越えるもので、これは通常の経済計算の対象となる時間的尺度を大きく上まわる長さである。このことから、たとえば、現時点においては正確に見積ることのできないデコミッション費用のようなものを、各時点の需要家の間にどのように配分するか、など、世代間の負担の公平という困難な問題が随所に介入してくることになる。

空間的な広がりとしては、原子力の開発が単に個別の発電所立地地点の問題にとどまらず、核燃料サイクル全般についての、広域的ないし国民的な合意に関する問題として捕えなければならない。さらに、核燃料サイクルは、核不拡散政策などとの絡みで、常に国際政治の力関係を反映していることから、核燃料サイクルに関する組織や運用といった制度面の課題は、どうしても国際的な、ないしは多国間の視点から検討しなければならない。2-2節で述べた「太平洋ベースン使用済燃料暫定貯蔵構想」などがその典型例である。

原子力開発を推進するためには、原子力発電および核燃料サイクルに関する技術的諸問題の解明とあわせて、経済・社会・法律などを含む広い視野からの長期戦略の確立が不可欠である。このような観点から、

当所では、エネルギー全体の需給からみた原子力発電の位置づけ、エネルギーに関する国民的合意形成の一環としての原子力開発、原子力に特有の、バックエンドの費用や規制に関する諸問題などについて、マクロ的な立場から検討を行なっている。

もちろん、この種の問題についての調査研究は、そこから直ちに万人が納得する一義的な解答が引き出されるわけではない。現に、原子力分野における内外の諸機関でも類似の調査研究が実施されている。これらの調査研究の成果に、当所独自の研究成果を積み重ねることによって、徐々に結果の説得力を増して行くことができる、という性質のものと考えるべきであろう。

本節では、これまでに実施した研究課題のうち、

- I. 原子力開発や施設立地に関するパブリック・アクセプタンス、
- II. 核燃料サイクル計画、
- III. デコミッションに関する制度面の諸問題、
- IV. 海外の原子力発電関係の法・行政、について検討結果を概観し、今後の課題を展望する。

原子力発電のパブリック・

I. アクセプタンス

欧米諸国のパブリック・アクセプタンス施策や制度の事例調査、電気事業の行なう広聴活動、緊急時対策計画などの事例調査の結果から我が国の場合、

1. 政府が一般公衆を対象としてナショナル・コンセンサスを得ようとする際には、原子力技術の日本社会への定着化の過程を分析する必要があること、

2. 電気事業者が地元住民を対象として原子力立地の地元了解を得ようとする際には、サイト周辺地域の社会アセスメントを実施する必要があること、
がわかる。

1. については、新聞・雑誌などのマス・メディアの分析、反原子力キャンペーンの行動科学的分析、原子力技術に関するデルファイ調査などによれば、我が国におけるその定着度は未だ十分とは言えない。さらに2. についても、環境影響評価および社会影響評価とも実的な評価方法が確立しておらず、今後、一般的な立地・地元対応策の一環として、方法論開発に多くの課題を残している。立地の地域経済に及ぼすプラスの効果を測定する計量モデルの開発により、経済効果の事前評価が可能になりつつあるが、その説得力を強めるために、今後より多くの事例に適用してモデルの汎用性を高める作業を積み重ねたい。

II. 核燃料サイクル

核燃料サイクルから見た原子力長期戦略の分析は、システムの基本特性を理論的に描きだし、シミュレーション・モデルによって具体的、現実的な条件を検討する。濃縮計画、再処理計画などが、炉型戦略と同等の重要性を持つ、というのがこのモデルの基礎にある考え方である。関連研究として、トリウム・サイクルの位置づけ、軽水炉へのプルトニウム利用(いわゆるプルサーマル)に関する経済性評価および政策的検討を実施している。とくに後者はポストINFCE(国際核燃料サイクル評価)の展開と絡んで、最近再び注目を浴びつつある問題であり、今後さらにフォローアップする

必要が生じるであろう。

バックエンドに関する制度面の課題はこれ以外にも数多い。中でも各種の国際的核燃料サイクル事業の組織、資金調達、運営を世界の核政策の動向との調和をはかりつつ進めて行くための手続きや、IAEA(国際原子力機関)の保障措置体制とその国内原子力諸施設への適用に関する総合研究などが、遠からず具体的な検討対象となろう。

原子力発電コストの総合評価も重要な関連研究のひとつである。これまでに各種設備別発電コストの経年的変化を計算する電源計画モデルを開発しているが、今後さらに火力燃料の細分化、原子力の全バックエンド費用の推定などを加えてモデルを拡充し、周辺条件の変化を機動的におり込みつつ、長期コストの試算を行ない、コスト面での原子力発電の優位性を実証する一助としたい。

Ⅲ. 廃炉に関する法規制と資金調達

我が国におけるこれまでの廃炉研究は諸外国文献の調査が主であったし、また、どちらかと言うと、廃炉技術方式の評価、廃炉作業に係る安全性、放射能インベントリー(残存量)の評価、廃炉コストの推定など、技術的側面の検討が先行してきた。しかし最近では、廃炉費用の推定値が急速に増加し、その調査が事業会計上、大きな問題となりそうなこと、また我が国でも15～6年後には廃炉が現実化するというスケジュールをふまえてJPDR(動力試験炉)のデコミッション計画が発足するなどの具体的な動きがあり、それに対応して通産省その他においても廃炉に関する法規制や資金調達方式といった制度面での検討が開始されている。

当所でも、米英独仏その他の経験についての文献調査を通じて、我が国の法規制の枠組みをどのように改定すべきか、また我が国に適した資金調達方式はどのようなものか、を探ってきた。具体的な結論はもちろぬ未だ出ていないが、検討過程で浮び上ってきた定性的な問題点としては、一般的適用性をもつ明確な廃炉規制体系の必要性、

廃棄物に関するいわゆる「裾切り」規程設定の重要性、資金手当の確実性を保証する要件としての廃炉費用の早急な料金化の要請などを列挙することができよう。

今後の検討課題としては、我が国の立地条件に即して最も望ましい廃炉方式を技術分野の研究と協力しつつ選定すること、前項でのべた原子力発電コストの総合評価に関連して、廃炉費用の見積りとその経費化についてのモデル的な試算を行なうこと、などがある。

Ⅳ. 諸外国における 原子力発電の法と行政

原子力開発の法・行政について、当所では欧米諸国に対する文献・実地調査を継続してきた。調査対象は原子力に関する法令、判例、訴訟、行政、反対運動などであり、新しい展開が生ずる都度、最新の情報を紹介論評する、という形で調査を進めてきた。調査結果のうち、公式報告書にとりまとめたものは多くないが、その背景には膨大な内部資料の蓄積がある。

米仏における政権交替を経て、各国の原子力政策が今後どのように推移するかは、我が国にも直接影響する問題である。本節では、欧米における比較的最近の動向を事例として原子力法・行政面の論点を整理した。(矢島 昭)

3-3-2 原子力開発のパブリック・アクセプタンス

原子力開発のパブリック・アクセプタンス(PA)は、究極には原子力という技術に対する一般公衆または地元住民の理解の深さと信頼の高さによって決まる。そして理解度が現状において低レベルに留まっているならばそれを高め、又、信頼度がマイナス方向であるならばそれをプラス方向に転化させる諸方策が、いわゆるPA施策である。米国、西ドイツ、フランス、イギリス等の欧米諸国のPA施策の事例調査結果によれば、PA施策は、実施主体が政府か電気

事業者かによって二通りの施策群に区分できる。その一つは、政府が原子力開発を進め、あるいはそれを規制するという目的で、公聴会や公開ヒアリング、安全審査や環境審査への意見具申、あるいは公文書閲覧室等での情報公開などの制度を用いて一般公衆の合意(ナショナル・コンセンサス)を求めていくといったものであり、他の一つは、電気事業者等の原子力開発の事業主体が、諸種の原子力施設を建設し、あるいは運転していくために、地元住民に対し様々な働きかけを行ない、又、地元との協調関係を保持していくことによって、立地に関し地元の理解を取りつけていくといったものである。

また海外、特に米国のPA制度については、平常時のパブリック・リレーションズ活動および緊急時の防災対策計画の実態調査が行なわれている。

米国電気事業者のパブリック・リレーションズ、特に公聴活動、プレス対策、パブリシティ等の調査によると、原子力関連のパブリック・リレーションズ活動は、米国の場合、単に技術的安全性を強調するにとどまらず、需要家対策を含めた料金問題と連動させて説明したり、あるいはエネルギー確保の多様性、省エネルギー、再生可能エネルギー(我が国でいうローカル・エネルギー)等、エネルギー問題全体の中で原子力を位置づけたりしている——といった特徴を有することが分る。

米国における原子力発電所の緊急時対策計画に関する調査によると、オン・サイト(敷地内)については電気事業者が、また、オフ・サイト(敷地外)については州政府がそれぞれ計画策定と実施の責任を分担していること、そしてこのうち、電気事業者によるオンサイト計画は、NRC(原子力規制委員会)の運転認可発行の一つの要件となっており、従って、TMI事故時にも十分な効果を上げるほどの充実した内容を有していること、しかし州政府のオフ・サイト計画については、原子力発電所の立地

州の大部分がTMI事故発生当時、計画さえ有していない実情にあったこと、このため、TMI事故を契機として計画能力の強化、計画実施に必要な資金、人員の補充が極めて重要な課題となったこと——などが明らかになった。

こういった欧米諸国のPA施策、制度の我が国への適用については、政府が一般公衆を対象としてナショナル・コンセンサスを得ようとする場合は、原子力技術の日本社会への定着化の過程を分析する必要があり、又、電気事業者が地元住民を対象として原子力立地の地元理解を得ようとする場合は、サイト周辺地域の社会アセスメントを実施する必要がある

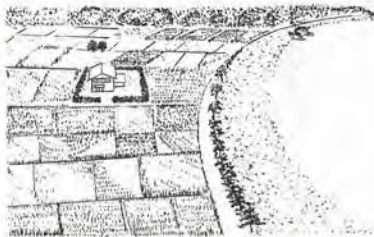







前者の技術と社会の関連構造分析としては、新聞、雑誌等のマス・メディアを対象とした定量的分析、住民運動団体の反原子力キャンペーン及び政府その他各種団体の広報活動に対する行動科学的分析、そして原子力技術に関する専門家へのデルファイ調査、などがある。

これらの調査結果が共通して語っている点は、我が国の場合、原子力という技術は未だ社会に十分定着したとは言えない、という事実である。巨大科学、新技術がある社会に定着するということは、結局、人々が今さらそのつど意識しなくてもすむほどに密接な形で、そういった技術が、人々の生活水準の向上に貢献するようになることである。すなわち原子力発電に関しては、技術的安全性は確立されている、社会的安全性は十分確立されているとは言えないのである。

次に後者の原子力施設立地に対する地域社会アセスメントについてのべる。

原子力施設立地の政治的、社会的、文化的な受入れ可能性を判断する方法としては、社会環境部門の環境影響評価(EA)手法から発展したものと、いわゆるテクノロジー・アセスメント(TA)の社会的側面を対象としたものをベースに開発されたものがある。

パイロット・モデルによる予測の一例

現 状			
		発電所を立地しなかった場合の10年後	発電所を立地した場合の10年後
人 口	 100%	 120%	
就 業 者 数	 100%	 110%	
財 政 収 入	 100%	 400%	

前者の EA 手法においては、未だ評価法が開発されておらず、また、後者の TA 手法については、これを実際に適用した事例研究が未だ行なわれておらず、これらは、今後の研究課題として残されている。

また、発電所立地による立地地域に及ぼす社会的経済的影響を予測、評価することは、立地を進める上できわめて重要な意味を持つ。すなわち、立地による地元地域への影響を、事前に定量的に把握することによって、地元住民や自治体が立地によってもたらされる効果を具体的に理解し、地元合意形成の推進に有効に作用すると考えられる。

当所では発電所立地地点の地元地域の実際の経済データを用いて、計量経済学的手法を用いた発電所立地の影響に関するパイロット・モデルを開発した。それによって、原子力発電所の立地により、地元地域の人口、就業者数、財政規模や生産所得などがどの程度、増大するかを定量的に測定することが可能となった。（根本 和泰）

3-3-3 核燃料サイクル

核燃料サイクルにはシステムとして重要な特徴が数多く備わっている。核燃料サイクルの各プロセスは核燃料の流れを介して相互に結びつけられ、更にプルトニウムとトリウムサイクルの場合の²³³U など核燃料の生産と消費が同一の系内で行なわれるためその量的バランスにより異時点間の核燃料サイクルにも相互関係が生じる。また、核燃料サイクルはその構成に多様性があるので開発目標の選択の巾が広く、かつ各プロセスの経済規模が大きいのでその開発計画は長期的視点からの考察を必要とする。当所ではこのような視点から核燃料サイクルからみた原子力長期戦略の分析、トリウムサイクルの核燃料サイクル解析、軽水炉へのプルトニウム利用、原子力開発の長期的経済性評価、等の研究を行なっている。

核燃料サイクルからみた原子力長期戦略の分析では、システムの基本特性を描き出すことを目的とした理論的アプローチと、

具体的でより現実的な条件を考慮したモデルを用いた数値シミュレーションを行ない、両者を比較している。

核燃料サイクルの相互制約の分析は、原子炉中心的な分析の欠陥、つまり原子炉型さえ決めれば核燃料サイクルの他の局面は自ら調和的に付随してくるという仮定の不都合、を補う意味がある。この分析では核燃料サイクルの様々な局面、つまり濃縮計画、再処理計画などが、炉型戦略と同等の重要性をもっていると考えて、それらをシミュレーションモデルの中に取り込んでいる。具体的には、軽水炉から高速増殖炉へと遷移する系を基礎にして再処理計画の他部門におよぼす長期的制約効果、濃縮容量不足に対する諸対応策(プルスーマル、濃縮工場建設、重水炉導入等)の効果などを分析している。

現在軽水炉——高速炉路線として開発が進められているウラン・プルトニウムサイクルと比較して、トリウムサイクルに関する研究は乏しく、特に包括的なシステム分析による長期戦略の検討はほとんどなされていないのが現状である。

トリウムサイクルの解析は、今まで分散的に主張されていたトリウムサイクル開発の方向を体系的に整理し、核燃料サイクル解析の手法を用いることで分析に統一性を与えようと試みたものである。トリウムサイクルの役割は、

- 1.ウランサイクルの補完系としてのトリウムサイクル、
- 2.熱増殖炉システムとしてのトリウムサイクル、
- 3.²³³U 生産系と利用系の“共生システム”としてのトリウムサイクル、

の3つの機能に分類して分析されている。

軽水炉内で生成されたプルトニウムを再処理、分離した後、再び軽水炉の燃料として再利用するいわゆるプルトニウム・リサイクルの問題はかなり古くから検討されてきた問題であるが、近年再び注目を浴びるようになった。プルトニウムは高速増殖炉用燃料として利用することが最適であるこ

とというまでもない。したがって、軽水炉の使用済燃料中に生成されるプルトニウムは、そのままの形で、あるいは再処理分離して、高速増殖炉の実用化の時期まで貯蔵しておくほうがよいという議論がある。

一方高速増殖炉の実用化時期の不確かさを考えると、プルトニウムを軽水炉でリサイクル使用する技術を、高速増殖炉の実用化時期がもしも予想よりかなり遅れた場合のウラン資源節約の手段として、また濃縮のための分離作業能力の不足をカバーするための方策として、できるかぎり早期に確立しておく必要があるという議論もある。さらに軽水炉でのプルトニウム・リサイクルの技術は、将来の高速炉におけるプルトニウムの取り扱い技術の習熟のためにもきわめて効果的であるという。

軽水炉へのプルトニウム利用の分析では、経済性の評価を行なうと同時に、とくに実証試験から本格利用への展開における政策上の配慮、ポスト INFCE(国際核燃料サイクル評価)におけるプルトニウム利用の動向、プルトニウムの物量バランスからみたプルトニウムの軽水炉利用の位置付け、プルトニウム価値などについて考察を加えている。さらに、プルトニウム・リサイクルの経済性に最も大きな影響を与えと思われる混合酸化物燃料の加工コストについては、加工施設の概念設計にもとづいたやや詳細な評価を行なっている。

原子力開発の長期経済性評価では原子力を中心として、電源計画最適化モデルを用いて、発電コスト構成要因の経年的変化と電力供給コストへの影響を分析している。西暦2000年に至るまでの各年次について、一電力会社の全発電設備を対象に、発電コストの経年的変化を、需要規模、電源構成、核燃料コスト水準に対応させ、定量的分析を行なっている。

中東の政情を反映した石油供給力低下の見通しや、世界的な原子力発電所立地難などに見るように、供給力確保という意味で、今日の電気事業はきわめて困難な局面に立たされている。かつてのように発電用燃料

確保が容易で、電源立地も比較的困難でなかった時代には、電力の供給コスト最小化を目的に電源開発計画や運転計画を構成することは可能であったが、今日の電力供給をめぐる多くの不確実条件下で、発電コストと電源構成の選択の関係を問うことは、必ずしも容易でない。この調査研究は、我が国の長期エネルギー需給バランスの中での原子力開発の位置づけを的確に行なうために行なったものである。(斉藤 雄志)

3-3-4 廃炉に関する法規制と資金調達

原子炉あるいは核燃料サイクル施設はその使命・目的を終了した後、停止、封じ込め、解体・撤去などの措置がとられる。これを原子力施設のデコミッションング(発電所の場合を以下「廃炉」と呼ぶ)。

米、英、仏では、1960年以来、すでかなりの数の廃炉の経験があるが、この問題に対する関心が強まったのは、第一次石油危機前後のことである。IAEA(国際原子力機関)が1973年にコンサルタント会議を開き、デコミッションングに関する国際協力の実施を決めた後、1975年に第1回、1977年に第2回の技術委員会が、1978年には「原子力施設のデコミッションングに関する国際シンポジウム」が開催され、体系的な廃炉技術開発に対する関心が本格化した。

我が国でも、廃炉技術方式の評価、廃炉作業に係る安全性、放射能インベントリー(残存量)の評価、廃炉コストの推定など、技術的側面の検討が先行していたが、最近では資金調達や法規制など制度面の問題も、通商産業省、民間諸機関で検討されるようになった。この小節では、諸外国の廃炉に関する法規制と資金調達方式について調査した結果をのべる。

I. 法規制

まず米国は、10CFR50.(Code of Federal Regulations, Title 10-Energy, Chapter I-Nuclear Regulatory Commission, Section 50.)の各号に、資金的

適格性、認可終了のための申請、施設解体と機器の処分方法の指示、(再処理工場の)設計・計画段階からのデコミッションングへの配慮と資金的能力、所有のみ認可への変更、などについての規定がある。原子炉の運転認可の終結について規定する規制指針(Regulatory Guide) 1.86は、上の条項を受けた細則的なもので、廃炉の作業ステップと規制上の手続等について記述している。これによると、容認される廃炉方式としては1.密閉管理、2.遮蔽隔離、3.解体撤去、4.他のシステムへの転換、がある。1.、2.の場合は所有のみ認可のもとで施設を長期間にわたって保守管理することが必要であり、3.の場合は敷地の無制限再利用が可能である。

米国の法規制は、現状では他国に比べて非常によく整備されているが、廃炉に関する要件と指針は部分的にしかカバーされていない。NRC(原子力規制委員会)は、バッチル研究所に現行法規の見直しと分析を委託するなど、必要な法改正の準備を進めている。

西独では、原子力法第7条3項、同9a条、安全基準、原子力法手続令、損害賠償措置令、放射線防護令などに廃炉に関し特別な規定がある。これらにより実施されている規制も必ずしも包括的な体系を有するわけではないが、近く実施されるであろう原子力法改正で、廃炉に適した構造と資金手当が義務づけられることになると思われ、これにより西独における廃炉関係規制は大枠として整備されたものとなる。

他の原子力先進国、たとえばフランスにおいては、廃炉に関する特別な規定は存在せず、原子力施設の運転のためにつくられた条項が準用されている。これらの条項は、許認可当局に広範な自由裁量の余地を与える可能性があり、またその適用により解釈上の問題を生じ、あるいは一般的な規制体系との間に矛盾を生ずることになるかもしれない。原子力政策に対する関係者の信頼度を高めるためには、一般的適用性を持った明確な廃炉規制体系を確立する必要がある

う。

規制の枠組としては、まず廃炉の許認可について規定することが必要である。廃炉に特有な危険が存在するかぎり、この危険を克服する最も有効な手段が求められなければならない。我が国においては、廃炉を明示的に規制しているのは「原子炉等規制法」による原子炉の解体に際しての届出の規定(第38条)のみである。

次に、廃炉の資金調達を確実にすることが必要である。その際、国と民間の間の費用負担のあり方も問題になる。また、廃炉に適した構造を許可の要件とするか否か、放射性廃棄物のいわゆる「掘切り」の水準をどこに設定するか、などが重要な検討事項である。最後に、廃炉が廃棄物処理処分の一特殊問題であるかぎり、廃棄物処理処分の費用負担とその管理責任に関する問題との関連で解決されなければならない。

II. 資金調達

廃炉コストの見積り、資金調達の制度化の方法などは、我が国においても近く具体的な日程にのぼってくる。

1. 費用負担の考え方

廃炉の資金手当を考えると、まず誰がそのコストを負担するか、が問題となる。米国や西独では原則的に電力会社が負担すべきという点で考え方の一致がある。今日では、原因発生者責任負担の原則はますます厳密に適用されてきており、その必然的な結果として、原子力発電所の廃炉や廃棄物の処理処分に際して発生するコストも、企業によって負担されることになる。もっとも製品ないしサービスの生産によって生ずる直接・間接のコストは、当然価格に転嫁されることになるから、廃炉コストも電力料金を通じて実質的には需要家(発電時点における)が負担することになる。

2. 資金調達方法の評価規準

廃炉資金調達方式の選定は、①負担の公平性、②資金手当の確実性、③資金調達の

コスト、の評価規準に照らして行なわれなければならない。資金手当方法の代替案としては、

- (i)外部基金の積立て
 - (a)前払一括積立て
 - (b)減債基金
- (ii)内部資金の充当
 - (a)後払一括費用化
 - (b)減価償却型引当金
- (iii)保険

などがある。

これらの代替案をさきに掲げた選定規準、とくに①と②に照らして評価したNRCは、コストが多少高くとも(i)-(b)減債基金方式を主として、残る早期閉鎖の危険を(ii)保険によってカバーしようという方向を打ち出している。ただし、現在まで実際に殆どの米国電力会社で採用されているのは、負の残存価額に対する償却型の引当金方式である。

西独では、原子力法には資金計画についての明文の規定がなく、許認可時に資金調達力に関する適格の保証を要求していないが、1979年末までの暫定的規定(「2パーセント規定」)で、原子力設備の停止と除去のための債務に関して引当金を計上することが定められていた。近く行なわれるであろう原子力法第5次改正では、資金手当が義務づけられる予定で、具体的な調達方式は現在検討中である。

英国やフランスにおいても同様な引当金制度が導入されている。たとえばフランスでは1979年からEDF(フランス電力庁)がデコミッションング引当金を新設した。1979年の繰入れ額は8,000万フランで、これはKW当り25フランに相当し、一般経営計算書の経営費用の項目に計上されて、法人所得税等の課税を免れる。

我が国では、資金調達力からみた適格性については「原子炉等規制法」第24条で、原子炉を設置するために必要な技術的・経理的基礎を定め、また「実用発電用原子炉の設置・運転等に関する規制」で設置・変更工事資金の額と調達計画を記載した書類

を要求しているが、廃炉費用に関する明示的な規定はない。我が国でも資金調達の計画と制度化の方法の具体案の策定を開始する必要がある。

資金手当方式の選択規準として、我が国の場合にどの方式が適当かは、今後の検討課題であるが、既存の制度になるべく抵触しない資金調達方式が選ばれることになる。

いずれにせよ、我が国でも、あと15年もすれば廃炉が具体的なスケジュールにのぼってくることを考えると、現実性を保証する現実の要件として、廃炉の手当をできるだけ早く制度化することが肝要である。

(矢島 正之)

3-3-5 諸外国における原子力発電の法と行政

外国の原子力発電を考察するさい、まず取り上げるべきはアメリカ合衆国であろうが、我が国に似てエネルギー輸入率の高いフランスや西ドイツの状況も参考になることが多い。1979年3月のTMI事故以降2年半の原子力発電法令あるいは原子力発電行政は、「開発については休眠の状態、規制については狂気の状態にあった」が「規制の中心は、政治状態の変化を反映して、許認可の抑制から許認可の促進に移行している」とする米国のローデンの指摘は、我が国と同じく、他の諸国にもあてはまるようである。

エネルギー政策に占める原子力の比重の再認識は、米国では、1981年10月8日の「経済成長の維持にはエネルギー供給の拡大、特に電力供給の拡大が必要」であるとし、「原子力発電が国の将来におけるエネルギー需要に大きく寄与」し得る目的で発表されたレーガン大統領の「原子力政策の声明」、フランスでは、同じく10月8日に国会で成立した「エネルギー自立プログラム」につき、「成長なくして雇用なく、エネルギーなくして成長なし」とし、石油危機以後フランスの採ってきた「原子力政策の目標は

正しかった、ただその方法が誤っていただけ」とするモロワ首相の発言、また、西ドイツでは、11月5日に議会で成立した“連邦エネルギー・プログラム第三次修正”の「原子力は、他のエネルギー担体の利用限度、電気料金の水準、国民経済の競争力の見地から、基底負荷用発電に一層大きな貢献をする必要がある」という記述に、明らかである。

TMI事故以降の原子力設備の許認可に関し、フランスのマイヨは、

1. 行政手続における遅延
2. 安全管理のための費用増大
3. 住民の反対運動

が注目されるが、いわゆる原子力先進国は、政情不安を伴う石油から解放されたいという要請や安全管理に伴う費用を軽減したいという希望に促されて促進措置を検討してきた、と述べている。これらの国に共通してみられる方向は、許認可手続の円滑化、増殖炉技術の促進、処理処分技術の商業化の三点に要約されるだろう。

このような共通の傾向は、米国の主導にはじまった原子力発電に関する原子力法が危険物法であり、また、すぐれて国際的な性格をもつということからきている。一国の立法が他国のそれに及ぼす影響もそのあらわれだといえる。たとえば、1980年7月に米国の原子力規制委員会(NRC)が立地と設計を分離し、設備の設計とは関係なく周辺の人口の密度や分布を考慮した立地規準を定めようとして、OECD(経済協力開発機関)／NEA(原子力機関)の“原子力発電所の立地の許可に関する”ステートメントを呼びおこしたと、また、1980年10月の炉心の質の低下に関するルールメイキングの案と安全性の量的規準の作成をめぐって当局と業界との対立が生じ、それが外国にも影響を及ぼしていることなどは、それである。

原子力設備の許認可の遅延は、前記のマ

関連報告書等

3-1-2

1. 水野、岩堀「BWR 一次冷却系における腐食生成物の挙動（その 2）」研究報告：74019(1974)
2. 水野、和田、岩堀「汽水循環系における懸濁状腐食生成物の沸騰伝熱面への堆積（その 4）」研究報告：276031(1977)
3. 水野、和田、岩堀「同上（その 5）」研究報告：277032(1978)
4. 和田、水野「BWR 燃料棒表面におけるクラッドの挙動（その 1）」研究報告：279012(1979)
5. 和田、水野、岩堀「同上（その 2）」研究報告：280055(1981)
6. 水野、岩堀、滝本、久芳、石倉、佐藤「BWR 給水系への酸素注入による腐食抑制試験」依頼報告：74553(1975)
7. 岩堀、加藤、原田、和田「軽水炉構造材料の腐食生成物放出挙動（その 2）」研究報告：280012(1980)
8. 大塔、富沢、坂岸「原子炉冷却水系の放射化学管理（その 9）」研究報告：278006(1979)
9. 大塔、富沢「同上（その 13）」研究報告：280025(1980)
10. T. Tomizawa, Y. Ohtou, T. Inoue, S. Kato, H. Kōyama S. Sasaki, 「Radioactivity Analysis on Surface of Primary Coolant Pipings in BWR」orrosion/'79 Paper Number 167, March 12~16, 1979 Atlanta Ga
11. 井上、神戸、横山、富沢「放射能蓄積抑制と除染（その 1）」研究報告：280016(1980)
12. 「原子炉冷却水系における放射能蓄積挙動ならびに抑制機構に関する研究」昭和52、53年度日本原子力研究所原子力安全委託研究(1978、1979)

3-1-3

1. 石田「気中自然放射能自動モニタ装置の試作およびその性能評価」研究報告：280011(1980)
2. 石田「気中の自然放射能による線量率評価手法」研究報告：280045(1981)
3. 石田「拡散法によるサブミクロン放射性粒子の粒度分布計測方法（その 1）」研究報告：279028(1979)
4. 吉野、石井「定検保修作業員の体内摂取防護に関する保護具着用の効果」研究報告：277048(1978)
5. 吉野、石井「定検保修作業員の防護服着用時の人間工学的特性（その 1）」研究報告：279013(1979)
6. 吉野、石井、仲佐、重田「定検保修作業員の防護服着用時の人間工学的特性（その 2）」研究報告：280008(1980)

7. 石井、吉野「迅速測定方法による尿中放射能のバックグラウンド特性」研究報告：280013(1980)
8. 石田「気中の自然放射能による線量率評価手法」研究報告：280045(1980)
9. 福本他「原子力発電所直配管超音波探傷遠隔操作装置の開発（その 1）」研究報告：275022(1976. 7)
10. 福本他「超音波探傷遠隔操作装置の開発（その 2）」研究報告：276049(1977. 7)
11. H. Fukumoto & etal. 「Remotely Operated Ultrasonic Testing System」ASME paper 78-NE-3 (1978.6)
12. 福本他「超音波探傷遠隔操作装置の開発（その 3）」研究報告：278043(1979. 9)
13. 岡本、吉村、福本「超音波による放射性汚染の除染—壁面除染に対する基礎実験—」研究報告：277016(1978. 2)
14. 岡本、吉村、福本、水谷、大塔、桜田、笹岡、岡田「燃料取扱プールの超音波除染遠隔操作装置の開発—除染の基本方式と装置の試作—」研究報告：278049(1979. 7)
15. 岡本、吉村、福本、水谷、大塔、桜田、笹岡、岡田「原子力発電所燃料取扱プールの超音波除染遠隔操作装置の開発」火力原子力発電 Vol. 31 No. 7 (1980. 7)
16. 吉村、岡本「超音波除染の材料表面への影響に関する一考察」研究報告：279025(1980. 1)
17. 吉村、福本「超音波探傷データの再現性に関する一考察」研究報告：279076(1980. 6)
18. 吉村、福本「周波数スペクトルによる欠陥エコー抽出法の基礎的検討（その 1）」研究報告：280067(1981. 8)
19. 岡本、福本、吉村「燃料取扱プールの超音波除染遠隔操作装置の開発—試作 2 号機の開発と実証—」研究報告：280066(1981. 6)

3-1-4

1. 中岡、福島、高木「環境放射能測定法に関する研究（その 3）—放射能計測条件と前処理条件との相関—」研究報告：276029(1977)
2. 神戸、中岡、高木「同上（その 4）—海水中の放射性マンガン、鉄、コバルトの迅速測定法—」研究報告：276030(1977)
3. 中岡、福島、大江、高木「同上（その 7）—水酸化物沈殿による海水中の放射性核種の同時測定法—」研究報告：279026(1979)
4. 中岡、横山、福島、高木「同上（その 6）—セシウム選択性樹脂による海水中の放射性セシウムの迅速測定法—」研究報告：277012(1978)
5. 高木、福島、神山「同上（その 1）—牛乳中の極低レベル放射性ヨウ素の測定方法—」研究報告：275009(1975)
6. 科学技術庁「放射性ヨウ素分析法」
7. 石田「気中自然放射能自動モニタの試作およびその性能評価」研究報告：280011(1980)

8. 四方、通地、柿島「原子炉施設からの放出ガス拡散に関する風洞実験とその解析法」研究報告：278031(1979. 7)
 9. 市川、四方、石田「原子力発電所からの放射性雲によるガンマ線照射線量率の短時間変動特性の評価方法に関する検討」研究報告：279029(1980. 1)
 10. 市川、四方、通地「地形影響を考慮した気流および排ガス拡散の数値モデルの開発(1)—速度ポテンシャル・流線空間での移流および拡散」研究報告：281012、(1981.10)
- 3-2-2
1. 電力中央研究所編「原子力発電所改良標準化調査報告書—コンクリート格納容器の事故時および地震時の耐力」昭和52年度通商産業省資源エネルギー庁委託業務報告書(1978)
 2. 大崎、伊部、青柳「Drafted Japanese Criteria for Concrete Containment」第6回 SMIRT J $\frac{1}{2}$ (1981)
- 3-2-4
1. 田辺、大沼、阿部、青柳、河角、満木「原子力発電所プレストレストコンクリート容器の非定常熱伝導を考慮したクリープ解析」研究報告：73004(1973)
 2. 大沼、青柳、川崎「プレストレストコンクリート円環体の加熱実験による高温クリープ挙動の検討」研究報告：74016(1975)
 3. 河角、関、笠原、栗山「高温下におけるコンクリートのクリープ」研究報告：72018(1973)
 4. 青柳、大沼、岡沢「コンクリート製中空円筒体の温度勾配によるひびわれ性状と鉄筋コンクリート部材の曲げ剛性評価に関する研究」研究報告：376002(1976)
 5. 大沼、阿部「高温下において3軸圧縮応力を受けるコンクリートのクリープ」研究報告：378020(1979)
 6. 大沼、青柳「二軸圧縮応力下のコンクリートの強度・変形特性に関する実験的研究」研究報告：375016(1976)
 7. 大沼、青柳、阿部、岡沢「プレストレストコンクリート容器構造物の模型実験(その1)—持続温度勾配による高温クリープ挙動」研究報告：379005(1979)
 8. 電力中央研究所編「昭和53年度原子力発電設備改良標準化調査報告書—コンクリート格納容器技術基準(案)確証のための実験結果の検討」通商産業省資源エネルギー庁委託業務報告書(1979)
 9. 電力中央研究所編「昭和54年度原子力発電設備改良標準化調査報告書—コンクリート格納容器技術基準(案)確証のための実験結果の検討」通商産業省資源エネルギー庁委託業務報告書(1980)
 10. 遠藤、青柳「マトック型間接一面せん断試験方法によるコンクリートのせん断強度に関する実験的検討」研究報告：379010(1980)
 11. 河角、笠原、栗山「高温度下におけるコンクリートのクリープ(第2報)—セメントの水和と水の粘性を考慮したコンクリートのクリープモデルの理論的検討」研究報告：380037(1981)
12. 大沼、青柳「三軸圧縮応力下におけるコンクリートの強度特性」研究報告：381021(1981)
 13. 遠藤、田辺「ひび割れあるいは断面欠損等の剛性変化を考慮したシェル構造物の応力解析」研究報告：379038(1980)
- 3-3-2
1. 根本「主要先進国における原子力開発の最近の動向とパブリック・アクセプタンス」経済研究所『電力経済研究』No.11、(1977. 3)
 2. 高橋(眞)「米国電気事業のパブリック・リレーションズ活動に関する調査」(1～3) 経済研究所内部資料昭和54年
 3. 根本「原子力事故と緊急時対策計画」経済研究所 内部資料 No.8001、昭和55年4月
 4. 「原子力広報の現状と問題点」(日本原子力文化振興財団への委託調査報告書) 昭和54年3月
 5. 「パブリック・アクセプタンスのリスク評価に関する調査研究」(社会経済国民会議への委託調査報告書) 昭和55年3月
 6. 「80年代の原子力発電所立地環境—予測される紛争状況とその対応」(社会経済国民会議への委託調査報告書) 昭和56年3月
 7. 「PAに影響する社会的ならびに心理的要因に関する調査研究」(日本原子力文化振興財団への委託調査報告書) 昭和56年6月
 8. 根本「社会環境の現況調査および影響予測手法」経済研究所内部資料7809、昭和54年3月
 9. 「発電所立地に伴う社会環境変化」経済研究所資料 昭和56年4月
- 3-3-3
1. 山地「核燃料サイクルからみた原子力長期戦略の分析」研究報告：578002(1979)
 2. 山地「トリウムサイクルの核燃料サイクル解析」研究報告：580002(1980)
 3. 経済研究所資料「軽水炉へのプルトニウム利用の実証性調査(経済性に係わるもの)に関する調査報告書」(1979、1980)
 4. 荒井、富田、大山、伊藤「原子力開発の長期的経済評価」依頼報告：578501(1979)
- 3-3-4
1. 矢島(正)「原子力施設のデコミッションングに関する法規制と資金調達—西ドイツ」調査報告：581001(1981. 4)
 2. 熊倉「原子力施設のデコミッションングに関する法規制と資金調達—フランス」調査報告：581002(1981. 4)
- 3-3-5
1. 斉藤(統)「西独の原子力発電訴訟」研究報告：579003(1979. 6)
 2. 斉藤(統)「フランスの原子力発電行政」研究報告：579003(1980. 3)

編集後記

電研レビューは電研の研究成果と展望を系統的にまとめた形で情報を提供することをめざしております。本回で第3号になりますが、そのようなご理解も得られる方向にあるやに聞いており、編集に携わる者として嬉しく思うところです。読み易くすることは永遠の課題ですが、その実現の難しさを感じています。今後共にご指導ご叱正をいただければ幸いです。

さて、本号での新規な編集として

①巻頭言を設けたこと

②各節に編集担当を設けたこと

があげられます。巻頭言には外部の方を念頭に置いています。今回はまず中央電力協議会花形 澄専務理事にお願いしましたところご多忙中にもかかわらず心よく引き受けていただきました。紙上を借りて深謝いたします。電研レビューの質の向上と全体のトーンの均整化のために、各節に編集担当を設けましたが、絶大なる協力が得られました。さらに、エネルギー技術開発本部大野博教コーディネーター・参事に全般のマッチングがはかれるようご協力いた

きました。以上の方々から心からお礼を申し上げます。

本号編集中に当所経済研究所斎藤 統氏の訃報を聞いた。本号にも寄稿があるが、氏のこれまでの業績をたゞえ、心から冥福を祈ります。

●原子力発電をもっと人気ものに●

鉄腕アトムは1950年代初期に雑誌「少年」に掲載され、爆発的人気をはくした。それは「原子力エネルギー」と「ロボット」という新しいイメージが伝統的な「正義の味方」と重なり合ったためであろう。われわれに密接に関係のある電力再編成も行なわれ、来るべき経済成長の飛躍への礎ができあがろうとしていた時代を思うと、これはまた科学技術に未来を託そうとする気持の表われではなかったろうか。

原子力を人類が利用する道は1905年アインシュタインの特殊相対性理論の発表に端を発する。それから約80年が経過し、ようやく人類は原子エネルギーを大々的に利用する道程に達したと言える。特に1942年シカゴ大学で原子炉 CP-1 が成功してから後半の40年の進歩にはめざましいものが

あった。その歴史が示す通り、原子力エネルギーの利用はほとんどが電気を介して——すなわち原子力発電を通して——行なわれているが、世界(自由諸国)のエネルギー消費量の約3%、電気エネルギー消費量の約18%にも達している。ちなみに我が国ではそれぞれ4.7%、14.3%(1979年度現在)である。このように原子力エネルギーは人類にとって重要なものとなったし、今後は化石資源を子々孫々に残すためにも原子力エネルギーを使っていく必要がある。

原子力発電はこのように国民生活に不可欠なものになってきているにもかかわらず、もう一つ人氣がでていないし、立地が困難になってきている。これは原子力発電に伴う放射能に起因する。その安全性の確保のために、ハード面の研究開発は相当行なわれてきたが、その安全性を知らせ国民の合意を形成するためのソフト面の努力が充分ではなかったのではないか。

鉄腕アトムは10万馬力という発電所規模の原子力エネルギーを心臓にもつロボットであるが、この人氣を分析して、原子力発電を人気ものにする手立てを考えたらどうだろうか。

R