

原子力発電技術の現状

Current Situation of Nuclear Power Engineering

青 木 成 文*

Shigebumi Aoki

1. はじめに

昭和38年10月26日に日本原子力研究所の動力試験炉 JPDRによってわが国で初めて原子力による灯がともされ、次いで昭和41年に日本原子力発電株式会社の東海原子力発電所コルダーホール型ガス冷却炉(GCR)が営業運転に入ってから満20年の歳月が流れた。この間その立地をめぐるたびたびのトラブルも伝えられはしたが、原子力発電そのものは着実に成長してきた。しかし昭和54年3月28日に発生した米国スリーマイル島原子力発電所2号炉における事故(TMI事故)、それに続く敦賀発電所における放射性廃液の漏洩事故等は、順調に発展してきたわが国における原子力発電に対する気の緩みを戒める警鐘として、各方面に原子力発電技術の見直しを迫った。ここにおいて安全研究の大プロジェクトが生まれ、また原子力発電所の基準化・標準化が促進され、幾多の実証試験が開始され、新たな再飛躍へのスタートが切られたのである。その成果は確実に建設中の炉にフィードバックされ、わが国の原子力発電の主流を占める軽水炉による発電技術は、世界をリードする位置を確保するに至っている。

一方、わが国が独自で原子力発電用炉の開発に着手したのも、原子力委員会が動力炉開発推進本部を設置した昭和41年であった。次いで昭和42年には「動力炉・核燃料開発事業団」が設立され、国内技術をもって、重水減速沸騰軽水冷却型原子炉とナトリウム冷却高速増殖炉の開発研究が本格的に開始された。前者はやがて昭和53年3月に初臨界に達した新型転換炉「ふげん」として結実し、同年7月に初送電に成功して以来、概ね順調に運転され、計画は実証炉建設へと移りつつある。一方高速増殖炉計画は、まず実験炉「常陽」の建設・運転の成功から、原型炉「もんじゅ」の建設に移行し、既に昭和58年5月に安全審査を終了して建設工

事の準備、詳細設計の段階に入っている。

このように、原子力発電所それ自体の技術に関しては発足時に比較して格段の進歩を遂げ、安全性の向上もほぼ予定通り達成されつつある。しかし、原子力発電所を運営するためには、そこに装荷される核燃料を供給する領域、いわゆるアップストリームと呼ばれる各分野(特にウラン濃縮技術)と、原子力発電所から排出される使用済核燃料や放射性廃棄物の輸送・貯蔵からその処理・処分に至る領域、いわゆるダウンストリームまたはバックエンドと呼ばれる諸分野の技術的確立の急務が叫ばれ、また世の関心もまたその領域に注がれた。したがってこれからの技術的重点は、これらの各分野に移ることになるだろう。その結果初めて原子力発電技術が全体的に確立されることになる。

本稿においては他の執筆者による各論を有機的に関連づける立場から、原子力発電の運転実績と安全研究や実証試験の現状を展望するものである。

2. 原子力発電所の運転実績の現状

昭和57年末現在、世界の原子力発電設備容量は、運転中の基数で290基、発電出力で約18,850万KWに及び、さらに建設中の基数は221基、21,430万KWにも達する。表1に運転中、建設中、計画をまとめて世界の現状を、上位10位までと、総数を示した。

わが国における状況は、昭和58年末までに完成基数は27基、発電容量は1,969万1千KWに達し、わが国の総発電容量の約20%を占めるに至っている。総発電量に対してその発電設備がどの位有効に使われたかを示す尺度に、俗に稼働率と呼ばれるものがある。正しくはそれは、設備利用率(%)と時間稼働率(%)とがある。一般に発電所の運転実績を示す指標となるものは、前者、すなわち設備利用率(%) $=[(\text{発電電力量kwh}) / \{(\text{認可電気出力KW}) \times (\text{当該期間の暦時間h})\}] \times 100$ である。表2にわが国の原子力発電所の昭和57年度運転実績を示す。これによると、昭和57年度の原子力発

* 東京工業大学名誉教授

〒140 東京都品川区南大井6-4-222 (自宅)

表1 世界の原子力発電容量と基数 (昭和57年末現在)

| 国名 | 運 転 中 | | 建 設 中 | | 発 注 済 ・ 計 画 中 | | 合 計 | |
|-----------|-----------|-----|---------|-----|---------------|-----|-----------|-----|
| | 出力 万KW | 基数 | 出力 万KW | 基数 | 出力 万KW | 基数 | 出力 万KW | 基数 |
| 1. アメリカ | 6,631 | 80 | 6,933.9 | 61 | 496.8 | 4 | 14,061.7 | 145 |
| 2. フランス | 2,687.8 | 34 | 3,262.7 | 27 | 1,778.6 | 13 | 7,729.1 | 74 |
| 3. ソ連 | 1,825.5 | 34 | 3,144 | 31 | 3,900 | 36 | 8,869.5 | 101 |
| 4. 日本 | 1,734.2 | 25 | 1,070.4 | 11 | 853.3 | 10 | 3,657.9 | 46 |
| 5. 西ドイツ | 1,030.5 | 12 | 1,265.1 | 11 | 1,475.7 | 11 | 3,771.3 | 34 |
| 6. イギリス | 944.8 | 33 | 596.4 | 9 | 249.6 | 2 | 1,790.8 | 44 |
| 7. スウェーデン | 770.7 | 10 | 220 | 2 | | | 990.7 | 12 |
| 8. カナダ | 769.7 | 13 | 837.6 | 11 | | | 1,600.3 | 24 |
| 9. ベルギー | 358.5 | 5 | 209.4 | 2 | | | 567.9 | 7 |
| 10. 台湾 | 324.2 | 4 | 190.2 | 2 | 187.2 | 2 | 701.6 | 8 |
| 11. その他 | 1,783.66 | 40 | 3,700.3 | 54 | 5,801.2 | 75 | 11,775.16 | 169 |
| 総計 | 18,850.56 | 290 | 21,430 | 221 | 15,242.4 | 153 | 55,522.96 | 664 |

表2 わが国の原子力発電所の設備利用率(昭和57年度)

| 設置者 | 発電所名 | 運開月日 | 認可出力 | 設備利用率% | 炉型 | 設置者 | 発電所名 | 運開月日 | 認可出力 | 設備利用率% | 炉型 | |
|---------|--------|----------|-------|--------|------|------|----------|----------|---------------|--|------------------------------|---|
| 日本原子力発電 | 東海第二 | 41・7・25 | 166 | 66.7 | GCR | 関西電力 | 美浜1号 | 45・11・28 | 340 | 1.4 | P | |
| | 東海第二 | 53・11・28 | 1,000 | 57.6 | B | | “ 2号 | 47・7・25 | 500 | 51.1 | | |
| | 敦賀1号 | 45・3・14 | 356 | 55.8 | | | “ 3号 | 51・12・1 | 826 | 82.0 | | |
| 東京電力 | 福島第一1号 | 46・3・26 | 460 | 53.8 | | W | 高浜1号 | 49・11・14 | 826 | 51.7 | W | |
| | “ 2号 | 49・7・18 | 784 | 80.0 | “ 2号 | | 50・11・14 | 826 | 81.8 | | | |
| | “ 3号 | 51・3・27 | 784 | 40.6 | 大飯1号 | | 54・3・27 | 1,175 | 67.8 | | | |
| | “ 4号 | 53・10・12 | 784 | 63.2 | “ 2号 | | 54・12・5 | 1,175 | 63.1 | | | |
| | “ 5号 | 53・4・18 | 784 | 62.0 | 四国電力 | | 伊方1号 | 52・9・30 | 566 | 74.7 | | R |
| | “ 6号 | 54・10・24 | 1,100 | 70.3 | | | “ 2号 | 57・3・19 | 566 | 87.3 | | |
| 中部電力 | 浜岡1号 | 51・3・17 | 540 | 69.9 | R | 九州電力 | 玄海1号 | 50・10・15 | 559 | 68.0 | | |
| | “ 2号 | 53・11・29 | 840 | 72.0 | | | “ 2号 | 56・3・30 | 559 | 93.8 | | |
| 中国電力 | 島根1号 | 49・3・29 | 460 | 61.7 | | | | | | | | |
| 合 計 | | | | | | | | | 17,177 万KW | 67.6 67.2 68.2 70.2 70.7 69.8 | 平均 B P 平均 B P | |

電所設備利用率の全平均値は、67.6%となっている。(暦年の設備利用率は昭和57年70.2%、昭和58年70.0%となっている)。このように高い設備利用率を挙げているのは、世界でも稀であり、僅かにフランスがわが国を上廻るだけである。しかしフランスではわが国の定期検査のための停止に相当する停止期間が無いことを考慮しなければならない。そのため、図-1に示す沸騰水型炉(BWR)と加圧水型炉(PWR)の代表例の昭和57年度月別運転実績を参照されたい。すなわち、BWRは福島第一発電所5号炉(78.4KW)を例にとってあるが、8、9、10月の3ヶ月は設備利用率は0%である。またPWRの例である大飯発電所1号炉(117.5KW)においては9、10および11月が0%になっている。いずれの場合もその3ヶ月前後の月も若干低くなっている。これはこの期間に定期検査が実施されているためである。すなわち90乃至120日を費して炉を停止し、プラント各部の点検をしているために、1年に

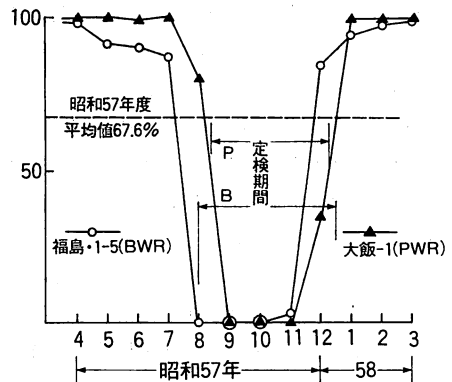


図-1 昭和57年度月別運転実績の例

3、4ヶ月は停止しなければならないので、理想的にみても $9/12=75\%$ が最高値となるのであるから、平均

値が約70%というのは非常に優秀であることを示すものである。このような長期間に亘る定期検査の実施は、わが国の原子力発電所に法令で課せられた宿命であるが、この定検の実施により、それ以外の期間中に故障による炉停止が少なくなっていることも否めない。この定検期間が少しづれた場合には、昭和56年10月から57年10月までに樹立された九州電力玄海発電所1号炉の367日PWR最長連続運転記録となり、また昭和57年4月から昭和58年5月までの約400日間のBWRの最長連続運転記録の樹立となって現われた。特に後者は軽水炉の従来の記録であった米国メインヤンキー発電所を抜いて世界記録となっているのである。

定検はこのように運転中の故障・事故の発生防止に役立ってはいるが、この間の定検作業員の放射線被ばく線量は多くならざるを得ない。すなわち作業員は定検中に炉容器や配管系の損傷・不具合をチェックするために、許容限度まで高放射線量区域に立入らざるを得ないからである。この被ばくの低減のため、ロボット等による自動検査機器の開発実用化が焦眉の急となる課題である。

設備利用率の好成績は、注意深い点検の実施の結果にのみ依るものではない。後述の安全研究や実証試験の実施によることも勿論ではあるが、わが国の原子力発電所や製造過程における品質管理に負う所もまた大きい。特にわが国で使用される材料部品の品質の優秀さと均一性に依るものである。すなわち、原子力発電所に用いられた材料は、当初は殆どが輸入品であり、完成部品もまたそうであった。例えば110万KW級の導入炉である東海第2発電所のBWRでは、その国産化率は51%であったのに対して、福島第2発電所の1号炉の国産化率は98%、同2～4号炉では99%にも達している。したがって屢々論議されている問題、すなわち原子力発電所は長年月を経て10年を越えると次第に設備利用率が低下し、とても30年の耐用年数までは使えないという議論がある。そこで図-2に示すように、わが国の発電用原子炉の営業運転開始後の経年数を横軸に、設備利用率の昭和57年度平均値を縦軸にとってその変遷を調べてみる。これによれば、導入初期の米国製品を多数使用した炉が長年月の領域を占め、これらからの経験を加味して設計変更し、改良した炉は短年月の領域に入る。美浜1号（蒸気発生器のリークのため長年月殆ど停止している）を除けば、他の炉は昭和57年度の平均設備利用率67.6%の付近に散在している。また昭和41年完成のガス炉（東海炉）の如く、軽

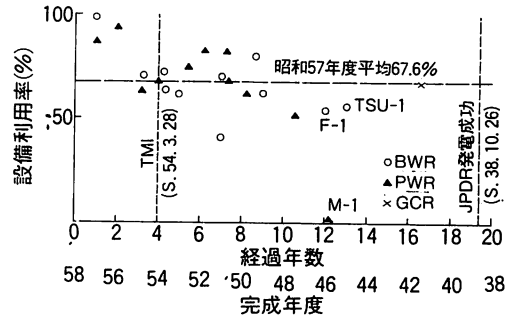


図-2 昭和57年度原子力発電所運転実績 (経過年数の影響)

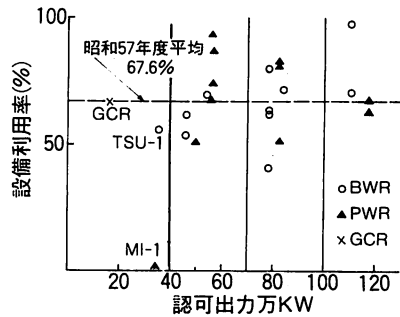


図-3 昭和57年度原子力発電所運転実績 (認可出力別)

水炉の平均値を確保していることからみれば、必ずしも古くなって能力が低下しているのではなく、いわゆる初期故障の類いが古い炉で次々と噴出したために開発期のそれは不成績になっているものと思われる。また図-3に示すように、認可出力別に設備利用率を示すと、近代的な大容量炉ほど良くなっているし、初期の炉の経験が後続炉に生かされて性能の向上に貢献していることを裏書きしている。

図-4はBWRおよびPWRそれぞれの代表例について、設備利用率の年度別変化を示したものである。この図から明らかな如く、TMI以前のもは、BWRでは主として不銹鋼溶接熱影響部における応力腐蝕損傷、またPWRでは蒸気発生器細管の腐蝕・腐蝕割れおよび減肉による漏洩事故のために炉を停止し、その修理工事を行ったので、一時的に設備利用率が低下している。またTMI事故を教訓とした見直しを昭和54年から55年度にかけて実施したことの効果が現われて、最近5年間はほぼ昭和57年度の平均値付近にあることを明瞭に示している。

このように設備利用率の目標値として70%をとっているのは、発電コストの算定に、設備利用率70%を基礎にしているからである。表3に昭和57年度の諸価格

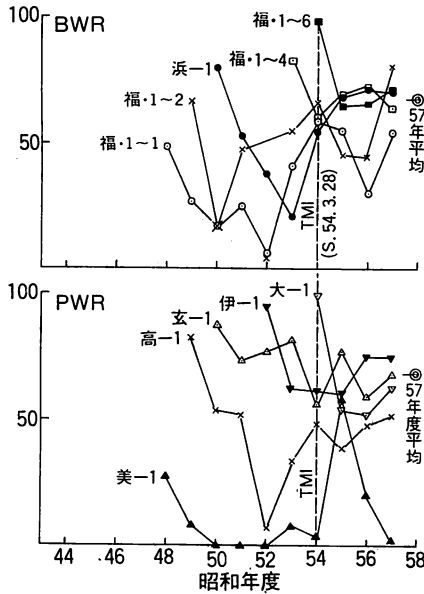


図-4 設備利用率の年度別変化

に基づいた電源別発電コストの比較を示している。本表の算定基礎としては設備利用率を水力では40%とした以外すべて上述のように70%としている。表から明らかなように、原子力は一番安く、石油火力の約60%である。原子力発電所は石油火力に比較して燃料費は安い設備費が高いために設備利用率が高ければ高い程発電コストは安くなる。一方火力では燃料価格が大きく影響する。もし原子力発電の設備利用率が60%程度になり、火力のそれが80%となり（火力では定検期間が短い）、燃料費は昭和57年度並であるとする、原子力と石炭火力はほぼ互格となり、石油やLNGを用いる火力よりは、優る。もし原子力発電の設備利用率が40%程度になり、他の火力発電のそれが80%を維持すると、原子力発電の優位性は失われてしまうとされている。したがって原子力発電技術の目標としては、建設費を低減させることと、事故を起さぬように努めて設備利用率を高く維持することが経済性上重要な課題となる。この意味から、現在開発が進められている高速増殖炉の実用炉の建設費は、現在の軽水炉のそれ

表3 電源別発電コスト（昭和57年度基準）

| | 建設単価 (万円/kw) | 送電端発電 コスト(円/kwh) | 石油火力 との比較 | 燃料費 (円/kwh) |
|-------|-----------------|---------------------|--------------|----------------|
| 一般水力 | 59.5 | 19.6 | 0.98 | — |
| 石油火力 | 12.5 | 19.9 | 1 | 15.3 |
| LNG火力 | 17.0 | 19.1 | 0.95 | 13.2 |
| 石炭火力 | 20.3 | 14.8 | 0.74 | 6.9 |
| 原子力 | 27.4 | 11.8 | 0.59 | 2.8 |

の1.5倍程度に抑えることを電力業界は望んでいる。

3. 安全研究の現状

わが国において軽水炉が導入され、定着するまでには、上述のように幾度かのトラブルの発生によって設備利用率に消長が見られたが、その都度の適切な安全研究の実施によってそれらの難局を乗り越えてきた。幸いなことに、わが国においては昭和56年4月に判明した敦賀発電所における放射線廃棄物処理施設からの放射性廃液漏洩事故以外には、原子炉施設自体の破損による放射能の環境への大きな放出事故は無かったが、部品不良、或は材料不良による軽微な1次冷却材の格納容器内への漏洩事故は経験させられた。勿論、原子炉は機械装置である以上、機械工学的な破損や故障は避けられない。しかし一番重要なことは、トラブルを初めの段階で検出し、放射能汚染事故または放射線被ばく事故を未然に防ぐことである。このような考え方を原子力の分野では、多重防護 (Defence in Depth) と呼んでいる。すなわち原子力の安全確保の基本は、放射性物質を安全に管理することであるとし、原子炉施設の設計、建設及び運転に当っては次の点に特に留意しなければならないとしている。

- (1) 第1のレベルでは、安全上余裕のある設計を行うこと、設計通り建設または製作されているかを検査すること、運転に入ってから厳重に監視、点検、保守を行うことにより、施設や関連機器に故障が起らないよう配慮する。
- (2) 第2のレベルでは、このような配慮にもかかわらず、運転中に何らかの故障の発生を仮定し、そのような場合に対して、設備の損壊の防止や事故の影響を少なくするための多重的かつ独立的な工学的安全施設を設けることにより、大きな事故に発展することがないように対策を講じる。
- (3) 第3のレベルでは、多重性を有する上記工学的安全施設のうち、その一部が作動しないなど更に厳しい状況を想定し、このような場合でも周辺の公衆の安全を確保するために所要の対策を講じる。

このような多重防護の考え方に従った安全基準、指針、解析モデル等に基づいて安全性を達成するために努力し、その結果は周辺公衆に対する放射線防護の基本的考え方として、放射線による被ばくを実行可能な限り低く抑えるという、いわゆるALAPの考え方(As Low As Practicable)を満足しなければならない。

このような安全性確保の目標に対し、従来からわが

国ではいくつかの分野に分けて安全研究プロジェクトが実施されてきた。ここに主なものを示す。

3.1 軽水炉燃料の安全性に関する研究

- (1) 通常運転時の燃料のふるまいに関しては、燃料の全寿命に亘って健全性の確認と事故時の初期条件を把握することが主要であると考え、燃料ペレット-被覆相互作用(PCI)破損のしきい値の把握とその破損機構の解明に努力している。
- (2) 非通常時の燃料のふるまいに関する研究の対象としては、出力冷却不整合、反応度事故、冷却材喪失事故などの事故時の燃料のふるまいの研究と、被覆破損に至らない通常運転条件を越えた条件下での燃料のふるまいに関する研究とがある。

前者の研究については、日本原子力研究所のNSRR原子炉で積極的に種々の事故条件下の実験を行うと共に、国際協力の一環として米国のPBF計画、西独PNS計画および仏のPHEBUS計画からも実験データを得ている。TMI 2号炉の調査も開始され、わが国もそれに参加することになったので、TMI事故における燃料のふるまいに関する貴重なデータを入手し得るものと思われ、今後に大きな貢献をすることになる。

3.2 冷却材喪失事故に関する研究

軽水炉の1次冷却系配管が瞬時のうちに破断し、冷却材が流出して炉心の熱除去能力が急激に低下する現象は、軽水炉の安全評価では従来最も重要視されてきた。この現象は、冷却材喪失事故(LOCA: Loss Of Coolant Accident)と呼ばれ、その際の炉心内冷却材の熱水力学の挙動の把握が最も重要な課題とされてきた。わが国では諸外国との国際協力(例えばLOFT計画、セミスケール実験計画等)を積極的に進める一方、日本原子力研究所における大規模実験、すなわちROSA-I、IIおよびIII計画を実施し、LOCA時の1次冷却材の挙動、非常用炉心冷却系(ECCS: Emergency Core Cooling System)によって注入された非常用冷却水の挙動とECCSの注入効果などを研究し、多大の成果を挙げてきた。米国原子力発電所TMI事故に鑑み、必ずしも大破断が最悪であるとは限らず、小破断LOCA時の気液二相流の挙動の把握が特に重要であるとの教訓に則り、新しく日本主導の国際協力研究として、ROSA-IV実験を実施することになった。

一方、日、米、西独の三国協力によって、大型再冠水計画(2D-3D計画)によって、再冠水過程にお

ける非常用冷却水の冷却効果に関する実証試験が実施されつつある。またBWRの圧力抑制型格納容器(MARK-II型)の実物大規模の実証試験も実施され、LOCA時の急激なプール水面の上昇および蒸気凝縮に起因する動荷重に対する現用格納容器の健全性が実証された。

次の重要な仕事は、種々の大規模実験によるデータを基礎とし、また各種の分離効果試験や基礎的研究の成果を加味して、LOCAコードの開発の整備を行い、LOCAのECCSの性能を評価する計算コードの開発、精度の向上を計ることである。

冷却材喪失事故に関する研究分野の将来課題としては、炉心損傷事故の冷却可能性の研究やそれに関連した炉心損傷挙動の総合的な把握がある。特に米国においては、TMI炉の除染活動に続いて圧力容器の蓋を開け、燃料破損状況を目で確認する段階に来ているので、炉心損傷事故に関する研究は非常に活発化している。わが国では従来は炉心損傷時の研究には余り関心が払われなかったが、今後はこの方面の研究に重点が移されよう。また原子炉の緊急停止(スクラム)失敗に伴う過渡現象(ATWS)の研究も今後の研究課題として採り上げられることになる。

3.3 軽水炉の構造安全性に関する研究

炉心、圧力容器、1次および2次系配管、弁、ポンプ及び格納容器等その形状、機能、負荷は複雑多岐であり、したがって研究もまた非常に広汎にわたっている。その主な課題を示すと次のようになる。

- (1) 構造材については、不銹鋼の応力腐蝕割れや、炭素鋼の腐蝕疲労の研究、構造用鋼の動的破壊靱性評価のための試験方法ならびに軽水炉用構造材料の照射脆化に関する研究などが行われている。
- (2) 構造設計については、疲労試験のデータと実構造部材の疲労挙動との相関、配管等構造要素の熱応力疲労等の研究がある。
- (3) 軽水炉の安全性向上のために不可欠である溶接検査や供用期間中検査の技術的確立、圧力容器の欠陥の定量的測定方法の開発、溶接欠陥の検査手法の実用化等が重要な課題である。
- (4) TMI事故に鑑み、ECCS作動時の急冷熱衝撃が圧力容器及び配管系に及ぼす影響の研究を進めている。

最近米国の規制委員会(NRC)では、日本の炉の原型、ウェスティングハウス社PWRの1次冷却系配管の支持構造設計にあたって、配管の瞬間破断を想定す

る必要はないとの技術的結論に達したと伝えられている。これは配管破断の起る確立は極めて低く、「瞬時破断（いわゆるギロチン破断）が起る前には、長期間にわたり必ず漏洩を伴う（LBB: Leak Before Brake）」との考え方をとることで、この方針が決定されれば、従来ギロチン破断に対してきた過剰かも知れない安全設備を合理化し、経済性の向上と共に安全性そのものの向上にも役立つのではないかと、新しい課題として注目されつつある。

3.4 原子炉施設の確率的論的安全評価に関する研究

従来わが国の安全評価では、決定論的手法がとられてきた。一方、WASH-1400報告以降、確率論的手法でリスクを総合的・定量的に評価しようとする試みに関心がもたれるようになった。また米国のTMI事故後、この手法で評価した同事故の発生確率が、TMI炉と同型の炉で異常に高くなるという事実も、この手法に対する期待をたかめている。また最近論議されている「安全目標（Safety Goal）」は、確率論に基づくリスクを許容値以内に保つことを主な内容としている。このような趨勢に鑑み、わが国でもこの手法の確立が急務であると考えられるようになった。このためには原子力施設等の信頼性に関するデータ、特に機器の故障率等のデータが不可欠であるため、データ収集体制、データバンクの整備等が強く要望され、その面の努力が払われつつある。一方では、人間/機械の相互作用に着目して、人間工学に則った設計上の配慮や異常検出技術の開発も現在の重要課題とされている。

3.5 その他の安全研究課題

これらのほか、原子力施設等の安全研究として、現在とり上げられている研究分野は次の通りである。

- (1) 原子力施設からの放射性物質放出低減化に関する研究。
- (2) 原子力施設の耐震に関する研究。
- (3) 核燃料施設の安全性に関する研究。
- (4) 核燃料輸送容器的安全性に関する研究。

4. 原子力発電施設の信頼性実証試験

上述のような安全性向上のための安全研究が行われている一方、現在のシステムについての信頼性を実証するための大型規模の実験が種々行われている。これらの実験の財源には電源開発特別会計が当てられ、主管は通産省および科学技術庁である。また実施機関としては、原子力工学センター、日本原子力研究所および電力中央研究所等が分担している。以下にその課題

を示す。

- (1) 蒸気発生器信頼性実証試験（昭和50～55年度）
- (2) バルブ信頼性実証試験（51～58）
- (3) 燃料集合体信頼性実証試験（51～61）
- (4) 溶接部等熱影響部信頼性実証試験（52～60）
- (5) ポンプ信頼性実証試験（52～60）
- (6) 原子力発電施設耐震信頼性実証試験（55～62）
- (7) 電気計装品信頼性実証試験（56～61）
- (8) 大型再冠水効果実証試験（51～62）
- (9) マークII型格納容器圧力抑制信頼性実証試験（52～57）
- (10) 使用済実プラント施設を利用した欠陥評価実証試験（56～60）
- (11) 格納容器スプレイ効果実証試験（50～56）
- (12) 高性能エアフィルタ苛酷時安全性実証試験（56～61）
- (13) 再処理施設耐食安全性実証試験（56～60）
- (14) 使用済燃料輸送容器信頼性実証試験（52～60）

これらはすべて多く成果を挙げており、成功裡に終了または継続中である。

5. おわりに

軽水炉は暗中模索、米国の言いなりに建設されてから、トラブルの解決、改造、安全研究、設計変更、そして実証試験によつての確認という手順を経て、今日の指導的立場に立てるに至った。今後は、いわゆる安全性確保のための贅肉を捨てて、合理化・標準化により更に経済性を高める方向に進むであろう。それと共に、軽水炉で経験した様々の工学的問題の解決は、新型転換炉さらに高速増殖炉の自主開発の糧となるものと思われる。まだまだ技術的完成への途は多事多難であるかも知れないが、これまでの経験から、それも必ず乗り切れるものと信じるとともに、アップストリームおよびダウンストリームの技術的解決、性能の向上ならびに安全性確保に尚一層の努力を注ぐべきである。

文 献

- 1) 昭和58年度原子力安全白書、原子力安全委員会編、(昭和58. 9. 30)
- 2) 昭和58年版原子力年鑑、日本原子力産業会議、(昭和58. 9. 30)
- 3) 原子力施設等安全研究年次計画（昭和56年度～昭和60年度）、原子力安全委員会・原子力施設等安全研究専門部会（昭和58. 7. 8）