資 料

日本原子力研究所における軽水炉の冷却材喪失事故 模擬試験研究 (ROSA 計画)

島 宗 弘 治*, 斯 波 正 誼*

(1972年 2月3日 受理)

Current Status of Research on Loss-of-Coolant Accidents in Light Water Power Reactors at JAERI-ROSA Program

By Hiroji SHIMAMUNE and Masayoshi SHIBA

Current status of research on loss-of-coolant accidents in light water reactors undertaken at the Japan Atomic Energy Research Institute is extensively reviewed and discussed. The article describes the purpose of the program, the experimental facility and the progress made during the first year after completion of the facility.

I. ま え が き

軽水炉の冷却材喪失事故模擬試験装置(Rig of Safety Assessment, 通称 ROSA)が日本原子力研究所東海研究所において完成し、実験が開始されてから約1ヵ年を経過した。そこでこの機会に、試験研究の目標、実験装置の概略、今までに得た成果および今後の予定について述べる。

わが国においては、1965年から3年間 SAFE プロジェクトの名のもとに、軽水炉の冷却材喪失事故の安全解析に関する多くの試験研究が行われ、数々の有益な知見を得た。この SAFE プロジェクトの終結に当り、より大規模な装置による試験研究の必要性と、その成果をもとに海外との情報交換を盛んにしなければならないことが強調された。われわれは ROSA による試験研究計画(ROSA 計画)の研究目標を作成するに当って、これらの要望にそい今までに行われた研究の結果を吟味し、安全解析上重要でありながらいまだ充分な知見が集積されていないと考えられる次の3つの目標を選んだ⁽¹⁾。

- (1) 破断口から流出する冷却材の流量とエンタルピーの測定をとくに大きな破断口径について行うこと。
- (2) 冷却材の喪失過程における炉心からの熱伝達

について知見を得ること。とくに冷却材の喪失過程の初期に被覆材の温度の急激な上昇をもたらすような DNB (Departure from Nucleate Boiling) の発生の可能性の有無について見通しを得ること。

- (3) 同じく冷却材の喪失過程で炉内構造物に加わる衝撃力の大きさについて知見を得ること。

第1図⁽²⁾は冷却材喪失事故のシーケンスを示すブロック線図である。この図では、安全系諸設備の効果については、期待される効果のフィードバックについて点線で示しただけで、実際効果は無視してあるので、矢印の方向は事故現象が展開していく可能性を表わしているだけで、必ずそうなることを意味しているものではない。この図から上記の3つの研究目標が冷却材喪失事故の安全解析上きわめて重要なものであるとの認識を得ることができるであろう。

近時大型のデジタル型電子計算機とこれを利用するソフトウェアの技術の発達が著しく、安全解析の計算技法も多くは計算コードとしてまとめられるようになった。したがって、新しく得た安全解析上の知見も計算コードに組み入れて初めて実際に役立てることができることさえいえることができる。ROSA 計画でも、

* 日本原子力研究所(Japan At. Energy Res. Inst.)

第 1 図 軽水炉冷却材喪失事故因果関係図

上記の 3 つの研究目標のうち(1)と(2)についてはアメリカの NRTS から導入した RFLAP コード⁽³⁾を使用し、また(3)については新しく原研で開発した DEPCO⁽⁴⁾、PIPRO コード⁽⁵⁾を使用して実験と平行して解析を進め、これらのコードの与える結果の妥当性を確かめることになっている。

II. 実験装置

第 2 図に ROSA の概略と計測器の検出端のとりつけ位置を示した。図から明らかなように、この試験装置は模擬圧力容器(内部に 9 体の模擬燃料要素(第 3 図)が挿入できる)、放出配管および急速凝縮系、加熱器

系、純水供給系等から成り、出力 2,400 kW の電源設備およびデータ集録装置が設置されている。危険防止のため装置の主要部分は半地下式のピットの中に設置され、防護壁をへだてた計測制御室から遠隔操作によって運転が行われる。

模擬圧力容器は内径 560 mm、内面軸長 7,080 mm の円筒形容器で、その上部および下部に内径 360 mm の放出ノズルが設けられ、その末端には破断口を模擬した口径 25~150 mm の薄刃オリフィスを取り付けられ、最高初期圧力 100 kg/cm²G で高温高压水を放出することができる。破断口の形状として薄刃オリフィスを選んだ理由は、従来行われてきた実績の多くが薄刃オリフィスを使用しているため、それらとの比較検討が容易であると考えられたからである。破断をおこすにはオリフィス下流側に設けたラプチャー・ディスクを破裂させて行う。破断口から流出した高温高压水は内径 350 mm の放出管

第 2 図 ROSA 実験装置の概略

第3図 模擬燃料要素

を通して建物の外にあるプールに導かれるが、途中で冷却水と混合することにより凝縮、冷却される。加熱器系および純水供給系はそれぞれ圧力容器の水を加熱あるいは充填するのに用いる。

第2図に示した各計測器はいずれもデジタル型電圧計によって最大出力の0.1%まで校正される。データ集録装置の中心になるのは岩崎通信機機製の DAT AC-2000で各計測器から来る信号をデジタル変換した上、東海研の計算センターの計算機に読み取り可能な形で磁気テープに記録する。計算機では測定データを時間の関数としてグラフや表にまとめることができるよう計算コードが作られた⁷⁾。写真1にデータ集録装置の全体を示す。

写真1 データ集録装置

Ⅱ. 今までに得た成果

1. 圧力、温度変化の測定結果と解析結果

1970年末の ROSA の製作完了以来今までに合計38回の放出実験が行われ、第1表に示すように種々の放出条件に対する実験データを得た⁸⁾。すなわち、初期

圧力、破断口径、破断口の位置、初期水位等を変化させ、模擬燃料要素9体をことごとく模擬圧力容器の中へ挿入した場合と、全く挿入しない場合との2通りについて実験を行なった。模擬燃料要素を挿入した場合は、さらに発熱させた場合と、されない場合とに分かれるが、後者については、これまでのところ計装模擬燃料の破損試験が目的であったので発熱量がきわめて小さく(50~80 kW)、しかも放出が完了するまでの時間が短いのでその影響はあまり現れていない。圧力容器下部(第2図のT₇の位置)における初期未飽和度10°C以下である。初期水位は実験開始当初は正確に設定することがなかなか困難であったが、レベルグラスの取付けにより解決をみた。したがって、ごく初期の初期水位の設定条件は最大20cm程度の誤差をふくんでいる可能性がある⁹⁾。

次に測定結果であるが、最も多数のデータを得たのが冷却材温度の時間的変化についてであって、これについて多いのが圧力の時間的変化に関するデータである。これらに対して圧力容器内の冷却材のホールドアップや模擬燃料棒の表面温度の時間的変化に関するデータ、圧力振動に関するデータ等は目下のところわずかしき得ておらず、'72年2月よりこれらに関する実験に移る予定である。

第4、5図に下部破断(破断口の中心線レベルが模擬圧力容器底部より680mmの場合)の場合の容器内下端における圧力の時間的変化に関するデータを示す。第4図は等しい破断口径に対して初期圧力を3通りに変化させた結果を示し、第5図は等しい初期圧力に対して破断口径を3通りにかえた結果を示す。これらによると、破断が発生してから冷却材の放出が完了するまでの時間は破断口径によって大きくかわり、初期圧力の影響は実験の圧力範囲程度では小さいことがわかる。圧力の時間的変化を示す曲線が、破断直後に示す

第 1 表 ROSA 放出実験条件一覧表(1971年 9 月30日現在)

実験番号	放出圧力 (kg/cm ² G)	オリフィス径 (mm φ)	冷却水温度 (°C)		初期水位 (m)	放出箇所	炉心の有無	発熱の有無
			上 部	下 部				
201	40.2	70	250	227	5.25	下 部	な し	な し
202	40.8	70	256	227	5.46	〃	〃	〃
203	71.4	70	279	254	5.32	〃	〃	〃
205	107.3	70	302	279	5.17	〃	〃	〃
207	101.4	70	309	278	5.10	〃	〃	〃
209	40.8	100	248	219	5.43	〃	〃	〃
211	73.2	100	285	256	5.18	〃	〃	〃
214	102.0	100	312	278	4.76	〃	〃	〃
216	102.6	125	303	280	4.96	〃	〃	〃
218	103.2	100	303	278	4.93	〃	〃	〃
219	102.0	100	312	282	4.78	〃	〃	〃
220	102.6	70	316	271	4.90	〃	あ り	〃
222	91.5	70	314	256	4.77	〃	〃	〃
223	101.3	70	303	277	4.98	〃	〃	〃
224	102.0	70	313	276	4.93	〃	〃	〃
225	100.1	70	310	288	5.12	〃	〃	〃
301	70.0	70	—	—	4.82	〃	な し	〃
302	70.0	70	286	259	4.90	〃	〃	〃
303	70.0	70	286	263	4.90	〃	〃	〃
304	70.0	70	286	256	4.88	〃	〃	〃
305	70.0	70	283	260	4.90	〃	〃	〃
306	100.0	70	312	282	4.70	〃	〃	〃
307	70.0	50	286	258	4.82	〃	〃	〃
401	40.0	70	248	243	5.05	〃	〃	〃
402	70.0	100	274	278	4.88	〃	〃	〃
403	27.0	25	220	—	5.40	上 部	〃	〃
404	40.0	25	245	242	6.02	〃	〃	〃
405	70.0	25	275	272	5.89	〃	〃	〃
406	40.0	50	254	243	5.30	〃	〃	〃
407	70.0	50	289	275	5.00	〃	〃	〃
408	40.0	70	253	246	6.06	〃	〃	〃
409	70.0	70	282	277	4.85	〃	〃	〃
410	70.0	50	280	276	4.95	〃	〃	〃
411	40.0	50	222	217	5.45	〃	〃	〃
502	40.0	25	252	245	5.12	下 部	あ り	あ り
503	40.0	50	252	246	5.10	〃	〃	〃
504	70.0	50	282	274	4.95	〃	〃	〃
505	70.0	50	282	276	6.03	〃	〃	〃
507	70.0	70	286	281	—	〃	な し	な し

落込みは急激な圧力変化に減圧沸騰が追いつかぬために生じたものである。また破断後10 sec 付近で曲線に屈折点が生じているのは、水位が放出ノズルの位置まで下がったところで、これ以前では噴出流体は水が主であったのが、これ以後は蒸気の方が主になったことを示すもので、炉心等の内部構造物がない場合に顕著に現れる。第6図は第4図と同じ実験例において、冷却材温度の時間的な変化に及ぼす初期圧力の影響を示す

ものである。圧力変化曲線の場合と同様に降下途中に屈折点が見られ、また後半の変化には初期圧力の影響はあまり大きくない。また温度と圧力との時間的な変化を照らし合わせた結果、放出過程のごく初期をのぞきほとんどすべてにわたって飽和状態とみなして差支えないことを確かめた。

さて、計算コード RELAP 2 および 3 はいずれも U.S.AEC の NRTS (The National Reactor Test-

第4図 圧力の時間的変化に対する初期圧力の影響

第5図 圧力の時間的変化に対する破断口径の影響

ing Station)で開発されたもので、同所の好意で原研に導入された。軽水炉の冷却材喪失事故、反応度事故、ポンプ停止事故等の安全解析を行うことができるようになっており、RELAP 2では1次冷却系を3個のノードに、RELAP 3では任意の個数に分けることができ、そのおのおのについて質量、エネルギーおよび運動量の保存則を表わす非定常の1次元偏微分方程式を連立させて数値解法によって解くようになっている。

第6図 冷却材温度の時間的変化に対する初期圧力の影響

そして破断口からの流出流量は Moody の式によって求めることとし、必要に応じて修正係数を用いることができるようになっている*。

第7～10図はいずれも ROSA による圧力および冷却材温度の時間的変化に関する実験データ⁽¹¹⁾と RELAP 2あるいは3による解析の結果の比較である。第7図は模擬燃料要素を容器内に挿入した場合の圧力の

* 破断口をはさんで上流側と下流側の圧力差はきわめて大きく、流れは当然臨界流になると考えられる。Moodyの式⁽¹³⁾は1次元の気・液2相混合物の臨界流について熱力学的な平衡状態が常に保たれており、かつ気・液間の“すべり”が臨界流において最大になると仮定することにより流出流量を与える式であって、次に示すような形をしている。

$$G_c = \sqrt{\frac{2g_c J [h_g - h_f - h_{fg}(S_g - S_f)/S_{fg}]}{\left[\frac{K(S_g - S_f)v_f}{S_{fg}} + \frac{(S_g - S_f)v_g}{S_{fg}} \right] \left[\frac{S_g - S_f}{S_{fg}} + \frac{S_g - S_g}{K^2 S_{fg}} \right]}}$$

$$K = (v_g/v_f)^{1/3}$$

ただし、 G ：質量速度、 h ：エンタルピー、 v ：比較積、 K ：スリップ比、 S ：エントロピー、添字 S ：上流側の状態、 fg ：飽和の液相と気相と物性値の差、 f と g は $dG_c/dp_m = 0$ で得られる圧力に対する値である。

このように、Moody の式は破断口の上流側における気液2相流の圧力およびクォリティーを与えることによって流出流量を計算することができるようになっている。しかし、RELAP 2,3においては Moody の式で与える流出流量をそのまま用いると、実験データに較べて著しくはよい圧力降下を与えるので、1より小さな修正係数を乗ずることによってこの点を補っている。

時間的变化に関する実験データと RELAP 2 による解析結果との比較である。図中 C_D , C_X , V_B とあるのはそれぞれ流出流量, ボイド率分布, 気液すべり速度に関する修正係数で, いずれも現在きわめて限られた知見しか得られていないので, コードの使用者の判断により, 結果にある程度の修正を施しうよう特に付け加

Comparison of experimental and calculated pressure transient

第7図 圧力の時間的变化に対する RELAP 2 による解析結果と実験データとの比較 (模擬燃料要素を挿入した場合)

第8図 冷却材温度の時間的变化に対する RELAP 2 による解析結果と実験データとの比較 (模擬燃料要素を挿入しない場合)

第9図 圧力の時間的变化に対する RELAP 3 による解析結果と実験データとの比較 (模擬燃料要素を挿入しない場合)

第10図 圧力の時間的变化に対する RELAP 2 による解析結果と実験データとの比較 (模擬燃料要素を挿入しない場合, 上部破断)

えられている。これらのうち C_D の影響が最も大きく、下部破断の場合には $C_D=0.65$ が良い結果を与えた。これに比較して C_x, V_B の影響はずっと小さい。

第 8, 9 図は、いずれも模擬燃料要素が挿入されていない場合に対する実験データと解析結果との比較で、第 8 図の解析では RELAP 2 を、また第 9 図では RELAP 3 をそれぞれ使用している。第 10 図は、第 7 ~ 9 図が下部破断に対するデータと解析結果を示しているのに対して、上部破断(破断口の中心レベルが模擬圧力容器底部より 6,400 mm 上の場合)に対するデータと解析結果を示している。第 10 図で扱っているのは模擬燃料要素を挿入しない場合で、解析には RELAP 2 を使用している。第 7 ~ 10 図を通じて実験データと解析結果とはよく一致している。ただし、解析コードに用いられている修正係数は現在のところ一義的に決定する方法がなく、実験結果との比較において適当に与える仕組みになっており、これらのコードの信憑性と精度を確立するためにはさらに多くの条件の異った実験データとの照合、物理モデルの検討が望ましい。

2. 破断口からの流出流量

前節で見たように、圧力や冷却材温度の時間的変化について RELAP 2 または 3 による解析結果と実験データとの間により一致を得るためには、流出流量に関する修正係数を用いなければならない。これは SATAN, FLASH 2 など現在開発されているどのコードについても同様である。このような現状であるので、圧力や冷却材温度について実験データとの一致を得るように決めた修正係数が、流出流量についても実験データと果して良い一致を与えるかどうかは重要な問題である。

このため流出流量の測定が重要になってくるが、ROSA 計画では目下のところ差圧検出法と凝縮法の 2 方法によって流出流量を実験的に求めようとしている。まず、差圧検出法は圧力容器の上部および下部における静圧の差を測定する方法で、この圧力差は容器内に完全に分離した蒸気と水とが存在する場合でも、気・液 2 相混合物が存在する場合でも、容器内に存在する水の重量に比例する。この静圧差の時間的変化から残存流量および流出流量が求められる。流出流量はまた破断口から流出する蒸気-水混合物のクォリティーによって大きく変ると考えられているので、クォリティーも同時に求めておくことが必要である。クォリティーは、圧力容器内が熱力学的平衡、断熱および温度分布一様の仮定のもとに、圧力の時間的変化および流出量の実験データを用いて算出することができる。第 11 図

は、この方法によって得られた容器内水量、流出流量およびクォリティーの時間的変化である。流出流量は破断口面積、圧力およびクォリティーによって大きく変化するが、本図でもクォリティーが急激に増大する破断後 10 sec 付近で流出流量が急激に低下していることがわかる。

第 11 図 圧力容器内の水のホールド・アップ、流出流量、クォリティーの時間的変化

次に凝縮法は、破断口から流出する蒸気-水混合物に冷却水を直接混合させて蒸気を完全凝縮させ、凝縮完了後の単相流の流量と温度、ならびに加えた冷却水の流量と温度を測定し、これから蒸気-水混合物のクォリティーを算出する。また破断口からの流出流量は凝縮後の流量と冷却水の流量の差として求められる。

差圧検出法は、容器内が単純な構造をしている場合には良い結果を与えるが、炉心構造物が挿入されている場合には誤差が大きくなる。これに対して凝縮法は、内部構造物やループを備えた複雑な構造の場合でも適用が可能になるが、完全凝縮と流量測定に技術的困難がある。凝縮法による実験データはまだ満足のいくものが得られていない。

3. 炉内構造物に加わる衝撃力

第 1 図の冷却材喪失事故のシーケンスを示す線図によると、配管破断により 1 次冷却系内に圧力振動、さらには水撃現象が誘発されて炉心や非常冷却系配管などの炉内構造物が変形し、このため炉心の除熱が不充分になったり、出力が増大したりする可能性があることが示されている。このような理由から、圧力振動と水撃作用の大きさを正確に推算できるようにすることは、安全解析にとって極めて有益であると考えられる。

配管破断が発生すると、破断箇所において 1 次冷却系外の低圧の雰囲気との間に大きな圧力差が生じ、このため圧力波が破断箇所から各所へ伝播していく。圧力波は 1 次冷却系内を伝播する過程で流路の形状ある

いは寸法が変化するたびに反射をくり返し次第に減衰していく。1次冷却系内に気泡が存在する場合は、ボイド率の変化に応じて一部反射、一部透過がおこる。このようにして系内の一定の場所における圧力の変化は周期の早い振動にゆるやかな減衰曲線が重なったような形になる。炉内構造物の上下あるいは左右における圧力振動のモードは一般に異なるから、これらの構造物は大きな衝撃を受けることになる。ただ衝撃が顕著であるのは破断発生直後のきわめて短い時間内のことであって、粘性によりまた多くの反射波が重畳される結果急速に消滅してしまう。

冷却材の喪失に伴う減圧過程で、気・液間の熱的平衡は必ずしも常時保たれているとは限らず、時として蒸気が突沸してかなりの重量の水塊が押しやられ、これが他の水塊と衝突して大きな衝撃力を生ずる可能性がある⁽¹²⁾。このような現象を定量的に把握することは困難であろうが、おおよその見通しはつけられよう。

ROSA 計画では、過去1年の間にそれぞれ単相および気・液2相の媒質の中の圧力波の伝播を解析するためのコード DEPCO および PIPRO を開発した。しかしながら、これらの計算コードの推算した結果と比較すべき実験データははまだ十分に集積されていないので、コードの検証は今後の問題である。

DEPCO コードは、同じ目的のために作られた BURST コード等と同じく、1次元の非定常単相流に関する質量、運動量ならびにエネルギーの保存則を示す偏微分方程式を連立させて解いている。しかし、解き方が BURST と異って直接数値積分するのではなく、特性曲線法*により、これらの連立偏微分方程式を連立常微分方程式に直してから解析的に解いている。このためコードの構成が簡単になり、しかも分岐管や自由表面の移動が取り扱える特徴をもつ。第12図はこのコードによる計算の結果と、アメリカの LOFT

第12図 DEPCO による解析結果と LOFT 計画のセミスケール実験の実験データとの比較

計画の予備実験で得られた圧力振動のデータとの比較である。計算では摩擦損失をゼロと仮定しているがよい一致を得ている。

PIPRO コードは、気・液両相のおのおのについて質量および運動量の保存則を示す4個の偏微分方程式を連立させて数値的に解く方法をとっている。その際気液間で及ぼし合う相間引力はすべり速度に比例するものとし、またエネルギーの保存則については圧力の時間的変化に対する相変化の時間遅れを表わすパラメータ τ を導入することによりコードに組み入れずにすませている。第13図はこのうちの1つで、一様なボイド率の媒質の中を伝播していく様子を示している。

* 圧縮性流体の連続・運動・エネルギー式は1次元流のとき(1)~(3)式となる。ただし、ここで①流体の熱力学的平衡条件の成立、②摩擦損失は定常値を適用、③流体の位置水頭差の省略等を仮定した。

$$(1) \quad \frac{\partial \rho}{\partial t} + \rho \frac{\partial u}{\partial x} + u \frac{\partial \rho}{\partial x} + \frac{\rho u}{A} \cdot \frac{\partial A}{\partial x} = 0$$

$$(2) \quad \frac{\partial u}{\partial t} + u \frac{\partial u}{\partial x} + \frac{1}{\rho} \frac{\partial P}{\partial x} + F = 0$$

$$F = \frac{f_B}{D_e} \cdot \frac{u^2}{\alpha} \cdot \frac{u}{|u|}$$

$$(3) \quad \left(\frac{\partial P}{\partial t} + u \frac{\partial P}{\partial x} \right) - c^2 \left(\frac{\partial P}{\partial t} + u \frac{\partial P}{\partial x} \right) = K'(\rho, P) \cdot (q + uF)$$

ここで、 A : 系の断面積、 c : 圧力波伝播速度、 D_e : 水力直径、 f_B : ブラジウス摩擦損失係数、 P : 圧力、 q : 流体の単位質量・単位時間当りの熱入力、 t : 時刻、 u : 流速、 x : 位置座標、 ρ : 密度である。ただし関数 $K'(\rho, P)$ は流体の内部エネルギーを $f(\rho, P)$ としたとき

$$K'(\rho, P) = 1 / \left(\frac{\partial f}{\partial P} \right)_\rho = \text{一定}$$

(1)~(3)式はよく知られているように双曲型偏微分方程式で、その特性曲線の勾配は(4)、(6)式で与えられ、特性方向に沿った常微分方程式系(5)、(7)式におきかえられる。

$$(4) \quad \left(\frac{dx}{dt} \right)_{II} = u \pm c$$

$$(5) \quad (du)_{II} \pm \frac{(dP)_{II}}{\rho \cdot c} \pm \frac{u \cdot c}{A} \frac{dA}{dx} + \{ F(1 \mp K'' \cdot u) \mp K'' q \} \times (dt)_{II} = 0$$

$$(6) \quad \left(\frac{dx}{dt} \right)_{\text{path}} = u$$

$$(7) \quad (dP)_{\text{path}} - c^2 (d\rho)_{\text{path}} = K'(q + uF) \cdot (dt)_{\text{path}}$$

ここに、添字 I, II および path はそれぞれ特性直線の種別を示し、(4)、(5)式中の複号は添字 I のとき上の符号を、II のとき下の符号をとる。また、 $K''(\rho, P) = K'(\rho, P) / \rho \cdot c$

第13図 PIPRO の試算結果

IV. 今後の計画

1. 強性循環系の取付け

第3図に示したように、模擬燃料要素は外径12.5 mm ϕ の模擬燃料棒49本が7×7の格子状にピッチ16.5mmで配列されたものが122mm口の流管の中に入っている。このような模擬燃料要素が3×3の配列で模擬圧力容器の中に挿入され、コア・シェラウドを介して容器に支持されている。9体の燃料要素のうち通電により発熱させることのできるのは中央の1体の中のさらに一部の13本の燃料棒である。13本のうちの1本は計装燃料棒で、燃料要素を構成する49本の燃料棒の中央に位置して直流で加熱され、表面温度を測定するため軸方向の5個所に外径1 mm ϕ のシーズ熱電対を内側からロウ付けしてある。他の12本の発熱用燃料棒は直流加熱の燃料棒をとりまくように配列され交流で加熱される。1本当りの発熱量は、直流加熱のものが300 kWで熱流束は $2.5 \times 10^6 \text{ kcal/m}^2 \cdot \text{hr}$ 、交流加熱のものが100 kWで $5 \times 10^6 \text{ kcal/m}^2 \cdot \text{hr}$ まで上げることが可能である。これには模擬燃料要素内の流速を1 m/sec程度とらねばならず、このため現在強制循環系および加圧器の取付け工事が進められている。そして1972年2月より炉心熱伝達実験、DEPCOおよびPIPROの衝撃力に関する確認実験を開始する。

2. 非常炉心冷却に関する実験計画

以上述べてきた ROSA 計画では、冷却材喪失事故が生じてから燃料溶融が起こる前までの事故現象の把握が目的であって、非常炉心冷却系(ECCS)の有効性に関する実験は含まれておらず、そのような設備もっていない。しかし、1971年6月にU.S. AECがアイダホの国立研究所 NRTS で実施された実験結果にもとづいて ECCS に関する見解を発表してから、わが国においても ECCS の効果についてさらに詳しい知見を得る必要性が強調されるようになった。この要望を受けて、日本原子力研究所では仮称 ROSA-II と呼ばれる ECCS 試験計画を1973年度実施を目標に計画を進めつつある⁽¹³⁾。

V. あとがき

現在、日本原子力研究所で実施中の ROSA 実験についてその概要の紹介を試みた。当初は装置が大型であることと実験内容の複雑さのために、目的とする実験データを得るに至るまでには計測技術、装置の管理保守等の面でトラブルが続出して苦しみられたが、ようやく軌道にのってきた。もちろん解決されるべき問題は依然として残されている。とくに計測技術に問題があり、例えば、ブローダウン中の炉心のボイド分布の変化を測定しようとしても、現在のところ方法がない。ROSA においても理論的には可能であると思われる種々の方法を試みたがいまだに成功していない。これまで国内外で行われてきたこの種の実験の質を飛躍的に向上させようと思えば、計測技術の開発が急務であることを痛感している。

すでに本文で述べたように、安全性研究においてはまず現象を正しく認識するための実験を行うこと、次にこれらの実験データによって裏付けされた一般性あるコードをまとめ上げておくことが必要である。従来、世界各国で数多くの冷却材喪失事故に関する実験が行われてきた。しかし、ほとんどすべての実験が基礎実験であったり、あるいは模擬実験と称しても実際の事故現象に比して著しく単純な場合についてであった。本稿で紹介した ROSA もその範疇に入る。それはそれで必要であるが、実際の原子炉の安全性評価のために使用される解析コードの信憑性を確立するにはなお実証的裏付けが不足である。ゆえに今後必要とされる安全性試験の方向は、従来の実験に加えてそれらを総合化して形状、寸法、機能等において充分に実際の炉を模擬し得るような大型モックアップ試験の実施であらう。すでに、アメリカの LOFT 計画のほかには西

ドイツにおいても ROSA より1桁大きな予算で着々その準備が進められていると聞いている。

本稿を終るにあたり、ROSA 計画を遂行する上でいろいろと有益な助言を頂いた軽水炉安全防护装置開発研究委員会の委員長内田秀雄東大教授を初め委員各位に心から感謝の意を表する。

— 参 考 文 献 —

- (1) 島宗弘治: 原安協第1回総合発表会予稿集, (1968.4.).
- (2) 島宗弘治, 石川迪夫, 斯波正誼, 他: *JAERJ-memo* 4535, (1971).
- (3) 大西信秋, 清水定明, 傍島 真, 他: 本会昭46年会要旨集, D10, (1971).
- (4) 生田目 健, 他: 本会昭46炉物理・炉工学分科会予稿集, A45, (1971).
- (5) 安達公道, 他: 同 上, A46, (1971).
- (6) 大久保 薫, 千葉辰夫, 伊藤秀雄, 他: *JAERI-memo* 4521, (1971).
- (7) 生田目 健, 他: *JAERI-memo* 4041, (1971).
- (8) 原研 ROSA グループ: *JAERI-memo* 4407; 4634; 4655, (1971).
- (9) 鈴木紀男, 山本信夫, 他: *JAERI-memo* 4477, (1971).
- (10) MOODY, F.J.: *Trans. A.S.M.E.*, Ser. C, 87, 134 (1965).
- (11) 傍島 真, 他: 本会昭46年会要旨集, D8, (1971).
- (12) 山本 発, 他: *JAERI-memo* 4377, (1971).
- (13) 島宗弘治: 第10回原子力総合シンポジウム予稿集, p.11 (1972).

原子炉工学講座

石森富太郎 (日本原子力研究所 原子炉研修所所長) 編 全6巻

本講座は、日本原子力研究所において、過去十余年間、原子力産業に従事する第一線技術者養成のための研修講義内容を、数回にわたる改訂推敲を重ねて刊行するもので、各巻いづれも原研の最高スタッフにより執筆されている。

- 1 原子核工学基礎 第5回配本
- 2 放射線防護 A 5判248頁・¥2000
- 3 原子炉物理 第6回配本
- 4 燃・材料 A 5判400頁・¥2700
- 5 熱工学・構造設計 A 5判248頁・¥2000
- 6 計装制御 A 5判248頁・¥2000 /近刊

培風館

〒102 東京・九段南4-3-12 振替東京 44725 TEL (262) 5256