日本原子力研究所における LOCA/ECCS 実験研究の成果

田坂 完二*, 村尾 良夫*, 小泉 安郎*

(1984年 9月5日 受理)

*Accomplishment of LOCA/ECCS Experimental Research
at Japan Atomic Energy Research Institute*

By Kanji TASAKA, Yoshio MURAO and Yasuo KOIZUMI

Japan Atomic Energy Research Institute has investigated loss-of-coolant accident (LOCA)/emergency core cooling system (ECCS) from 1970. Major results of the LOCA/ECCS research are summarized in this report. ROSA-II program was LOCA/ECCS research for a pressurized water reactor (PWR) and ROSA-III program was for a boiling water reactor (BWR). The both test facilities were scaled at approximately 1/400 of the respective reference PWR and BWR. Large scale reflood test is research on reflood phenomena during a large break LOCA of PWR. The test facility is scaled at approximately 1/20 of the reference PWR and the research is still being continued.

KEYWORDS: loss of coolant accident, ECCS, PWR type reactors, BWR type reactors, peak cladding temperature, thermal-hydraulics, reflooding, ROSA-II, ROSA-III, CCTF, SCTF, planning, research programs, experimental facilities

I. 緒 言

冷却材喪失事故 (LOCA: Loss-of-Coolant Accident) は軽水炉の安全性を評価する上で最も重要な想定事故である。冷却材が喪失すると炉心が蒸気雰囲気中に露出して崩壊熱により燃料温度が上昇し、そのまま放置すれば溶融に至ることも考えられる。このため軽水炉には LOCA 時に炉心に冷却水を供給し、冷却能力を回復するための非常用炉心冷却系 (ECCS: Emergency Core Cooling System) が設けられている。

1969年から71年にかけて行われた米国のセミスケール・ブローダウン実験⁽¹⁾において、主に装置の実炉模擬が不十分なために、ECCS に期待したような炉心冷却効果が得られず、以来、ECCS 問題がクローズアップされることとなった。

日本原子力研究所においては1970年から ROSA (Rig of Safety Assessment) 計画の名のもとに LOCA/ECCS の実験研究を開始した。研究の目的は LOCA 開始から終結までの基本的な熱水力挙動を調べることで、その現象の解析コードの開発と検証のための実験データを

提供することにあつた。前者では ECCS の有効性が興味を中心となる。まず ROSA-I 計画⁽²⁾においては LOCA の出発点となる破断口からの流体流出挙動を中心とする多くの基礎データを得た。ROSA-II 計画⁽³⁾では、PWR を模擬した装置で LOCA 開始から終結までの冷却材の挙動を総合実験により明らかにした。

また、冷却材喪失により過熱した炉心に ECCS からの冷却水を供給して燃料を冷却する過程を「再冠水過程」と呼ぶが、この過程は ECCS の有効性を支配する非常に重要な段階であり、特に取り出してより詳細に研究を行なっている。その仕上げとして1976年から大型再冠水効果実証試験計画を開始した^{(4)~(6)}。

BWR の LOCA/ECCS の総合実験は ROSA-III^{(9)~(22)} の名のもとに1978年から5年間にわたって行われた。

1980年からは小破断 LOCA 実験を目的とした ROSA-IV 計画を開始した。これは米国 TMI-2 事故を契機として PWR の小破断 LOCA および運転上の異常過渡変化に関する実験の必要性が高まったためである。

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

本稿においては、原研における LOCA/ECCS 研究のうち、その中心をなす ROSA-II と ROSA-III 実験および大型再冠水実験の成果について述べる。

Ⅱ. ROSA-II 計画における PWR LOCA の総合模擬実験

ROSA-II 装置⁽³⁾は 100 万 kW 級 PWR を体積比約 1/400、高さ約 $\frac{1}{2}$ で模擬した装置であり、これを用いて PWR の LOCA の総合実験を 1974 年 1 月から 77 年 3 月まで 60 回行なった。ROSA-II 計画の目的は以下の 2 点に要約される。

- (1) PWR LOCA の主要な熱水力現象を解明すること。特に ECCS の炉心冷却への有効性が関心の的である。また、予想していなかった現象の有無を調べることも重要である。
- (2) PWR の LOCA 解析コードの検証ならびに改良のための総合実験データを提供すること。予期していなかった現象が見出された場合には、当然コードのモデル開発が必要となる。

1. 実験装置

第 1 表に ROSA-II 実験装置の主要諸元を、第 1 図にその系統図を示す。模擬の基準としたのはウェスチングハウス社の 100 万 kW 級 4 ループ PWR である。実炉の主要機器がよく模擬されているので、実炉の定常運転時の圧力、温度条件はもとより、LOCA 時の熱

流体挙動の模擬が可能である。1 次系流体の体積は実炉の 1/416 であり、装置各部の容積比も可能な限り実炉に合わせている。

第 1 表 ROSA-II と PWR の主要諸元の比較

	ROSA-II	PWR	Ratio
1 次系体積 (m ³)	0.854	355	416
炉心有効発熱長 (m)	1.50	3.66	2.4
燃料棒本数	97	39,372	406
ループ数	2	4	2
炉心出力 (MWt)	2.24	3,411	1,523
1 次系蓄積熱 (MWs)	1.18×10^3	1.4×10^5	119
1 次系伝熱面積 (m ²)	87.2	26,161	300
ダウンカマ間隙 (mm)	21	185	8.8

1 次系ループは 2 つあり、1 つは実炉 1 次系 4 ループのうち破断の生じた 1 ループを模擬し、他の 1 つは健全な 3 ループを模擬している。いずれのループにもアクティブなポンプと蒸気発生器が備えられている。炉心の有効発熱部は 1.5 m と実炉の 3.66 m の 1/2.44 である。主要機器の設置高さの相対関係は可能な限り実炉に合わせている。

燃料棒は電気加熱のヒータピンで模擬され、直径とピッチは実炉の場合に合わせてある。炉心加熱電源容量は 2.24 MW であり、実炉の定常運転時の出力と流体体積の比の約 30% しかないが、高出力棒の最高線出力密度は 61.6 kW/m と実炉の 39.4 kW/m の 1.56 倍と

第 1 図 ROSA-II 試験装置の系統図

なっている。ECCS は実炉と同等以上の圧力、温度、流量条件で注入位置を幅広く変えられるようになっている。破断形式(両端破断またはスプリット破断)、破断位置、破断面積等の破断条件も幅広く変えることが可能である。

2. 実験結果の概要

(1) コールドレグ破断実験

コールドレグの両端破断実験 RUN 307, 310, 314 の主な実験条件の差は低圧注入系(LPCI)の注入位置である。蓄圧注入系(ACC)からの ECC(Emergency Core Cooling)水はいずれもコールドレグに注入された。

RUN 310 LPCI(コールドレグ注入)

RUN 314 LPCI(下部プレナム注入)

RUN 307 LPCI(ホットレグ注入)

実験で測定された高出力模擬燃料棒の表面温度および圧力容器上下差圧をそれぞれ第 2, 3 図に示す。

第 2 図 コールドレグ破断における LPCI 注入位置と PCT との関係

第 3 図 コールドレグ破断における LPCI 注入位置と圧力容器内蓄水との関係

ACC および LPCI をともにコールドレグに注入した RUN 310 においては、露出後燃料表面温度は上昇し続け、破断後約 60 s で燃料破損防止のための設定温度の 700°C に達して炉心加熱を停止した。加熱停止後も燃料棒の急冷が見られず炉心冷却が極めて悪かった

ことがわかる。ECCS 作動後も圧力容器内にはほとんど蓄水がなかったことは第 3 図の差圧のデータからも明らかである。差圧が破断後急減してほとんどゼロになるのは、コールドレグでの破断により炉心部の流れが上向きから下向きに逆転することによっている。ACC がコールドレグに注入(15 s)されると、その凝縮減圧作用により炉心の下向き流れが加速されるため、圧力容器上下差圧はマイナス側に振れること、また LPCI (25 s) が注入されても差圧は僅かしか増加せず、LPCI の蓄水作用が極めて小さかったことがわかる。LPCI 注入水の大部分は下降流部(ダウンカマ)を下向きに流れず、炉心をバイパスして破断口から流出してしまったわけである。この現象をダウンカマ・バイパスという。

一方、LPCI を直接下部プレナムに注入した RUN 314 では、LPCI 作動(26 s)後、圧力容器上下差圧は急速に増大して炉心を再冠水している。燃料表面温度も再冠水に伴い低下し、破断後 150 s までに全炉心がクエンチ(急冷)した。

また、LPCI をホットレグに注入した RUN 307 では、圧力容器内の蓄水挙動はコールドレグ注入の RUN 310 と下部プレナム注入の RUN 314 の中間的な挙動である(第 3 図参照)。160 s 以後差圧が低下するのは LPCI の停止によっている。第 2 図に示した燃料棒表面温度は炉心を流下する LPCI 水により早期に低下し、ホットレグ注入の有効性を示している。しかし、他の測定点での温度記録も含めて総合的に検討すると、ホットレグに注入された LPCI 注入水による炉心冷却の様相は極めて複雑であることがわかる。炉心からの蒸気の吹き上げにより LPCI 注入水の炉心内への流下は大きな分布をもち、炉心冷却には場所と時間の両面で大きな分布がある。破断後 143 s には燃料表面温度が 700°C を超えたところがあり、炉心保護のために電源を切っている。

コールドレグに ACC, LPCI ともに注入した RUN 310 において、ECC 水の圧力容器内蓄水が極めて少なかったのは、ダウンカマ部で上向き蒸気速度が大きかったため、液の流下が制限され(CCFL: Counter Current Flow Limiting)、下部プレナムへの液の侵入が制限されたことに主によっている。ROSA-II 装置のダウンカマ間隙は 21 mm で実炉の 185 mm の約 1/9 しかなく、かつ縮小モデルの常として構造物からの蓄積熱の放出が大きく、いずれも蒸気の上昇速度を大きくし、ダウンカマでの CCFL は実炉条件より非常に厳しいものとなっている。

ROSA-IIより大型装置である LOFT 炉⁽²³⁾(1/50の体積スケール)でのダウンカマ・バイパスは50%以下と評価されている⁽²⁴⁾。また大型再冠水実験装置⁽²⁵⁾(1/20の体積スケール)によるコールドレグ注入の再冠水実験では、ECC 水は压力容器に蓄水して炉心を有効に冷却している⁽⁶⁾。したがって、コールドレグ破断に対してコールドレグにのみ ECCs を注入した場合の再冠水挙動は、ROSA-II より大型で、よりその模擬性の優れた大型再冠水実験装置で調べるべきである。LPCI を下部プレナムに注入した RUN 314 およびホットレグに注入した RUN 307 においては、ROSA-II 装置のダウンカマ近傍の模擬性の不十分な点の影響はほとんどなく、実炉の基本的挙動を全体として良く模擬していると考えられる。

(2) ホットレグ破断実験

ホットレグ 両端破断実験 RUN 419 および RUN 420 の結果を第 4, 5 図に示す。第 4 図には压力容器上下差圧を、第 5 図には炉心中央燃料棒の表面温度挙動を示す。RUN 419 では LPCI はホットレグに注入し、RUN 420 ではコールドレグに注入している。ACC はいずれもコールドレグ注入である。

第 4 図 ホットレグ破断における LPCI 注入位置と压力容器内蓄水との関係

第 5 図 ホットレグ破断における LPCI 注入位置と压力容器内上下差圧との関係

ACC が 17 s に作動しても压力容器上下差圧(第 4 図)はコールドレグ破断のように負側に振れず、ホットレグ破断においては炉心の逆流はあったとしても非常に小さいことがわかる。LPCI の作動(36 s)より早く約 25 s くらいから压力容器内に急速に蓄水し、40 s には盛り上がった水位がホットレグノズルに達して水がオーバーフローするようになり、以後差圧はあまり変化しない。ほとんど蓄水しなかったコールドレグ破断の場合と極めて対照的である。

このことは、ホットレグ破断ではコールドレグを経由して流出する経路の流動抵抗が大きいため、ダウンカマを上向きに流れる蒸気速度が小さく、健全ループのコールドレグに注入された ECC 水のかなりの部分がダウンカマを流下できたことを示すものである。蓄水が主に ACC によっており、かつダウンカマ・バイパスが低く抑えられているため、LPCI をホットレグに注入した RUN 419 とコールドレグに注入した RUN 420 で蓄水挙動には大差がない。

また、炉内蓄水が大きいため燃料棒も有効に冷却されている。RUN 419 では炉心加熱電源を切る制限温度を 900°C に上げたため、電源を切ることなく全炉心がクエンチしている。RUN 420 では 30 s で 700°C の制限温度に達して加熱を停止し、以後急速に炉心はクエンチした。しかし、蓄水挙動の類似性から制限温度を 900°C としていたならば、RUN 420 においても電源を切ることなくクエンチしたと考えられる。

(3) 上部ヘッド注入実験

ウェスチングハウス社が ECCS として新たに追加した上部ヘッド注入系(UHI)の性能を調べる実験を行なった。UHI は大破断 LOCA 開始後早期に上部ヘッドに ECC 水を注入し、それを炉心の下向き流れにのせて炉心に注入し、炉心冷却を向上して最高被覆管温度(PCT)を下げようとするものである。

UHI を作動させた RUN 604 と作動させなかった RUN 603 の燃料棒表面温度の上昇開始(燃料棒表面の蒸気への露出)時間を比較して第 6 図に示す。RUN 604 においては、炉心上端の 4 点では UHI 水の冷却効果で露出が起らなかったが、それ以外の位置では RUN 603 より露出時間が早くなっている。これは UHI 注入により上部ヘッドおよび上部プレナムで蒸気の凝縮による減圧が起こり、破断後下向流となっていた炉心流れがひきもどされて炉心流れが停滞し、炉心冷却が劣化したためと判断される。UHI 支柱を通して流下して来た水はそのまま炉心に向うはずであった。しかし、未飽和の UHI 水による凝縮作用により炉心上端にお

いて強い上向気流を生じ、UHI 支柱を出た未飽和水はこの蒸気流により炉心上端部で反転して上部プレナムへもどり、そこで炉心からの蒸気と混合して凝縮する。凝縮した水は大部分蒸気流によりホットレグへ持ち運ばれた(キャリーオーバー)と考えられる。凝縮した水の一部が上部プレナムにたまり、残りがホットレグにキャリーオーバーされたことは、上部プレナム下部および破断ループ蒸気発生器入口の流体温度が破断後50 s以上にわたって飽和温度を示したことから推定された。UHI を注入しなかった RUN 603 では、破断後20~30 sで流体温度は過熱蒸気温度となった。

第6図 RUN 603 と RUN 604 の燃料表面露出時間の比較

RUN 609においては、UHI 注入水の温度を120℃に上げて実験をした。常温(24℃)の水を注入した RUN 607の結果と比較して露出時間およびクエンチ時間をそれぞれ第7図(a),(b)に示す。RUN 609での露出発生はRUN 607に比べ少なく、また RUN 607と比較して露出時間は遅くなり、クエンチ時間は大幅に早くなっている。これは RUN 609 では凝縮効果が低く抑えられ、かなりの UHI 水が炉心に流下したためと考えられる。

(4) 改良 ECCS 実験

ECCS の注入位置および組合せを変えた実験、および注入水温度を変えた UHI 実験の結果から、コールドレグの両端破断の場合の ECCS の効果について以下の結果が得られた。

(1) UHI

- ① 常温水の注入はあまり有効でない。これは UHI 水の上部プレナムでの凝縮減圧によ

(a) 燃料表面露出時間

(b) クエンチ時間

第7図(a),(b) RUN 607 と RUN 609 の燃料表面露出時間とクエンチ時間の比較

り、UHI 水の炉心への流下が制限されたためである。

- ② 120℃程度の高温水を注入した場合は非常に有効である。

(2) ACC

- ① ACC 水をコールドレグに注入した時に上部プレナムに水が残っている場合には、コールドレグでの ACC 水による凝縮減圧効果で炉心へ水を吸い込み、炉心冷却に有効に寄与する。しかし上部プレナムに残存水がない場合には、炉心露出を早める。注入水は圧力容

器にはほとんど蓄水しなかった。これはROSA-IIのダウンカマの間隙が小さく、かつ蓄積熱放出が大きいため、CCFLが過大でダウンカマ・バイパスを厳しくすることが主原因となっており、実炉について成立するとはいえない。より模擬性の優れた大型再冠水実験により結論を出すべきである。

- ② 下部プレナムに注入した場合には、早期に再冠水を開始し、水位が炉心に達した後有効に炉心を冷却する。
- ③ 上部プレナムに注入した場合は、压力容器での蓄水開始は最も早く、かつ炉心を流下する水により最も早く炉心冷却を開始する。

(3) LPCI

- ① コールドレグ注入では、ほとんどダウンカマをバイパスして压力容器内には蓄水しなかった。ACCの場合同様、ダウンカマ・バイパスをROSA-IIのような小型装置で模擬するには無理があり、大型再冠水実験により結論づけるべきである。
- ② ホットレグに注入した場合には、早期に炉心冷却ならびに压力容器内蓄水を開始する。
- ③ 下部プレナムに注入した場合には、早期に再冠水を開始する。

以上の結果から以下の改良型 ECCS が提唱された。

- (1) 高温(～120℃)の ACC 水を上部プレナムもしくはホットレグに注入する。凝縮減圧効果が小さく、ブローダウン開始後早期に炉心に流下して炉心を冷却することができる。
- (2) 常温の ACC 水を下部プレナムもしくはコールドレグに注入する。凝縮減圧効果で上部プレナムの水を炉心に引き込み、上記の(1)の効果を増強することができる。また、下部プレナムに注入した場合は直接蓄水に寄与する。
- (3) LPCI 水をホットレグもしくは下部プレナムに注入する。ホットレグ注入は流下水による早期炉心冷却効果と蓄水効果がある。下部プレナム注入は凝縮減圧効果と早期蓄水効果がある。

以上の改良型 ECCS を図示すると第 8 図のようになる。(a)は基本型であり、(b)は既存の炉への適用を考えたレグ配管注入型であり、(c)は LPCI 水を下部プレナムに注入して高温ACCを使わない点に特徴がある。

ECCS をすべて従来通りコールドレグに注入した RUN 506, 改良型ECCS(a)の RUN 505, 同(b)の RUN 507, 同(c)の RUN 502 燃料棒表面温度の実験結果を第 9 図

第 8 図 ROSA-II 計画で提唱された 3 種の改良 ECCS 水注入モード

に示す。在来型のコールドレグ注入においては破断後 80 s で燃料保護のため電源を切らなければならなかったのに対して、改良型 ECCS の 3 実験では、いずれも炉心加熱電源を切ることなく全炉心がクエンチしている。特に基本型の(a)では、常温 ACC が短時間で停止するという予想外の事態であったにもかかわらず、炉心冷却は非常に有効であり、燃料表面温度の上昇は低く抑えられている。改良型 ECCS の有効性が実験的に確認された。

第 9 図 改良型 ECCS による PCT の低下

3. 結論

ROSA-II での大破断実験の結果から、以下の結論が得られた。

- (1) ブローダウン初期の炉心冷却で問題となるのは流れの停滞である。流れの停滞はループからの流入流れと 2 つの破断流経路での破断流れのバランスと、上部・下部プレナムでのフラッシングのバランスとが影響しあって起こる。
- (2) ECCS が有効であるためには早期に注入水を炉

心に供給することが重要である。燃料表面温度が 350°C 以下の時 ECC 水が到着すれば炉心はすぐ冷却される。逆に 350°C 以上となると、ECC 水が炉心に到達後、炉心冷却の回復に長時間を必要とする。

- (3) 強い蒸気上昇流が炉心出口またはダウンカム上部で起こると、ECC 水の炉心への流下が CCFL により制限されて炉心冷却が悪化する。強い蒸気上昇流の原因となるのはフラッシング、炉心発熱、構造材からの蓄積熱放出、ECC 水による凝縮減圧などである。
- (4) ECC 水による凝縮減圧は炉心流れおよび炉心冷却に大きな影響を及ぼす。ECCS 注入位置と炉心を介した反対側に水がない場合は、凝縮減圧効果により炉心の水は吸い出されて炉心露出が早められる。逆に炉心の反対側に水がある場合には、凝縮減圧効果により水が炉心に注入されて炉心冷却は向上する。
- (5) ROSA-II 実験の知見に基づき、非常に有効な改良型 ECCS が提唱され、実験的に有効性が確認された。これは 120°C 程度の高温 ACC 水を上部プレナムまたはホットレグに注入し、常温 ACC 水を下部プレナムまたはコールドレグに注入し、LPCI 水をホットレグまたは下部プレナムに注入するものである。
- (6) ホットレグの大破断 LOCA の場合には、コールドレグに注入した ACC 水のみによって炉心冷却は回復され、長期冷却は注入位置に関係なく LPCI により確保される。
- (7) 解析コードの検証と開発のための多くの有用な実験データが提供された。

Ⅲ. 大型再冠水効果実証試験

PWR の再冠水過程における炉心内熱水力挙動の安全審査用評価解析では、米国の PWR-FLECHT 実験に基づいて作成された炉心熱伝達率と、炉心から流出する蒸気・水流量に関する相関式とを用いている。また炉心から流出した水は、蒸気発生器内で完全に蒸発して蒸気となって流動抵抗を増大させ、その結果、炉心への冠水速度を減少させるといった安全余裕をもった取扱いをしている。しかし、評価解析コードに使用しているモデルの多くは、個々の物理現象に基づいているのではなく実験式に基づいているため、実験条件から外れた領域に適用できず、また安全余裕の程度が明確でない。

原研における再冠水に関する実験研究は、PWR を対象にして、個々の現象の物理的な解明と、それに基づく再冠水解析コード(REFLA)の開発とを目的として昭和45年度から開始された。まず 4×4 または 6×6 本構成実長発熱棒による小型再冠水実験の結果に、PWR-FLECHT 実験の結果も考慮に入れて、REFLA コードの開発を開始した。しかし、現象の正確な把握のためには小規模実験で観測された現象を大規模実験によって確認するとともに、開発したコードを大型装置での実験データを用いて検証することが必要であり、このため、ECCS による炉心冷却効果についての現行の安全評価の安全余裕を実証する目的と合わせ、51年度から大型再冠水効果実証試験計画を開始した。

大型再冠水効果実証試験⁽⁴⁾は、円筒炉心試験装置による総合試験と平板炉心試験装置による炉心内の熱水力挙動の解明を目的とした個別効果試験とからなる。さらにこの計画は、日本(原研)、米国(原子力規制委員会)、西独(研究技術省)の3国が協力して、共通の基盤の上に立って、PWR の冷却材喪失事故時における炉心の安全性を実証するための3国研究協力計画(2D/3D計画)の一環としても実施されている。

REFLA コードには、再冠水過程以前の過程のモデルを組み込み、将来は、より汎用の最適予測コードとしてまとめる予定である。

1. 試験

(1) 円筒炉心試験装置

円筒炉心試験装置(CCTF: Cylindrical Core Test Facility)による試験の目的は、実験的に1次冷却系内での現象を総合的に把握して、現在の安全評価解析モデルの安全余裕を調べるとともに、開発中の解析コードを検証することである。

本試験装置では、PWR の有する主要機器、配管類を可能な限り模擬することとした。炉心直径は100万kW級 PWR の約1/5、炉心流路断面は1/21.4、垂直方向は実寸大とした。1次冷却系配管は4ループを有し、その中の1ループのコールドレグに最大口径破断口を設けた。各ループには、蒸気発生器とポンプの模擬体およびECC水注入口を設けた。炉心には、1,824本の電気加熱式模擬燃料棒ならびに224本の非発熱棒を8×8本構成集合体で32体に分けて円筒状の模擬炉心槽に配置し、軸方向、半径方向に実際の炉心内の発熱分布を模擬している。装置の概念図を第10図に示す。最高使用圧力は6気圧である。

試験容器は参照炉に相当する高さを有し、円筒状模擬炉心、上部プレナム、下部プレナム、環状ダウンカム

第10図 円筒炉心試験装置の概念図

を有している。容器外壁の温度は可変になっており、容器外壁からダウンカマへの放熱によるダウンカマ内部の冷却材の単位体積当りの入熱が参照炉と同等に設定できる。このダウンカマは容器外壁と模擬炉心槽との間に環状に設けられ、ギャップは61.5mmである。この寸法は、参照炉のダウンカマ断面にコアバップル部の断面積を加えてから、炉心流路断面積の縮小比に合わせて縮小した断面積から求めた数値である。したがって、試験容器のコアバップル部には水が流入できない構造となっている。再冠水過程においては、炉心への冠水駆動力はダウンカマ部の水頭によって、ダウンカマ内の冷却材密度化の模擬のためこのような考慮を行なった。

1次系ループ模擬部は4ループからなり、2台の蒸気発生器と4台のポンプ模擬部を有している。1台の蒸気発生器の1次側は2ループ分に分割され、それぞれ独立になっており、各ループは独立であるが、2次側は2ループ分は共通になっている。2次側は高温高圧の静止水が満たされている。ポンプ模擬部にはオリフィスがあり、ポンプ部の流動抵抗を模擬している。

ECCSは蓄圧注水系と低圧注水系(高圧注水系も考慮)とからなり、注入口はコールドレグ、下部プレナム、上部プレナム、ダウンカマ、高温側配管にある。

(2) 平板炉心試験装置

平板炉心試験の主要目的は、半径の大きい実用PWRのLOCAにおいて、ブローダウン過程末期からリフィル過程、再冠水過程にかけて炉心内に生ずる2次元的な熱水力挙動や、上向き蒸気流に対向して上部

プレナムから落下するフォールバック水の挙動をECCSの炉心冷却効果の観点から実験的に解明することである。さらに、3国研究協力計画の一環として、発熱炉心を持たない西独の実規模上部プレナム試験に対して炉心側の熱水力挙動に関する情報を提供することも重要な目的の1つである。

本試験装置は100万kW級PWRの圧力容器を、その半径に相当する幅と燃料集合体1体分の奥行で炉心を切り取った構造を持っている。すなわち、第11図に示すように、炉心中心線側からダウンカマ側に8体の模擬燃料集合体が1列に並んで、全体として平板状の炉心を形成している。

それぞれの模擬燃料集合体は、234本の発熱棒と22本の非発熱棒とが16×16の正方格子状に配列されており、燃料棒直径、配列ピッチ、有効発熱長などの値はウェスチングハウス社の15×15燃料集合体の設計に準拠している。

第11図 平板炉心試験装置の圧力容器

(3) 試験結果

第1次円筒炉心試験としては、次の試験を行なった。

- (1) 現在の安全評価の要求事項に基づく事故時の熱水力条件に近く、かつ実際の事故時の熱水力条件からも大きく外れていない保守的な条件を設定し、この条件で行う基準試験。
- (2) さらに試験条件を拡大し、試験パラメータを広範囲に変化させた試験条件で行うパラメータ効果試験。
- (3) 本試験が他の試験装置の試験結果と矛盾のないものかどうか調べるため、FLECHT-SET 試験等と同様の条件で行う結合試験。
- (4) その他、基準試験に対して初期条件、試験条件を大幅に変えた試験を行い、初期条件、試験条件が現象にどのような影響を与えるかを調べる特殊効果試験。
- (5) 基準試験での ECC 水注水量、炉心最高出力比、被覆管初期最高温度を安全評価計算により近い値に設定して行う評価モデル試験。

基準試験、パラメータ効果試験、評価モデル試験の各試験条件を第2表に示す。炉心内32全バンドル中の平均出力発熱体中央部の温度応答を第12図に示す。同一出力領域の発熱体はほぼ同一の温度挙動を示し、かつすべての発熱体のクエンチ時刻はほぼ同一であることがわかる。炉心内のクエンチ挙動を調べたところ、

第2表 円筒炉心試験装置1次炉心の試験条件の範囲

炉心平均出力密度(kW/m ²)	1.26, <u>1.40</u> , 1.49
半径方向出力係数	1.0, <u>1.15</u> , <u>1.29</u>
軸方向出力係数	1.49
局所出力係数	1.1
系圧力 (MPa)	0.15, <u>0.2</u> , 0.3, 0.42
ループ抵抗係数(Kファクタ)	<u>25</u> , 35
非常用炉心冷却系(ECCS)	
●蓄圧注水系流量 (m ³ /h/1ループ)	83.8, 93.3, 111.2(平均値)
(注水時間)	(9, 14 s)
●低圧注水系流量 (m ³ /h/1ループ)	<u>10</u> , <u>13.3</u> , 20
●注水水温(K)	<u>35</u> , 65, サブクール度10~20
被覆管初期最高温度 (K)	873, 973, 1,073, 1,143
蒸気発生器2次系水温(K)	538
リフィル過程	含む, 含まない
崩壊熱曲線(規格化)	ANS×1.2+アクチニド×1.1 (スクラム後 30 s)

(注) — : 基準試験を示す。

— : 評価モデル試験を示す。

(指定のない項目は基準試験と同じ)

クエンチ点の進行はほぼ1次元的であることが見出された。これらのことより、本試験装置の規模では炉心の熱水力挙動がほぼ1次元的であり、温度挙動が出力のみに依存していることがわかった。現在の安全評価は、このようなモデルを用いており、ループで見出された特性等を考慮すると、観察された現象が安全評価のモデルに近いものであることがわかった。パラメータ効果試験、結合試験の結果も既存の試験結果とほぼ同等なものであった⁶⁾。

第12図 各出力領域中出力発熱体の被覆管表面の温度履歴

評価モデル試験⁶⁾においては、試験結果と安全評価モデル(日本・WREM, 米国・WRAP)の計算結果との比較を行なった。炉心最高出力部分の被覆管温度応答を第13図に示す。上述のように炉心入口の境界条件が試験と計算ではほぼ同じであるにもかかわらず、炉心の温度は計算値より実測値の方がかなり低いことがわかる。WREM 計算では、試験前に設定した初期条件と試験時の計測値との間には僅かな差が認められたので、計算のための初期条件として計測値を用いて燃料

第13図 評価モデル試験における最高出力部被覆管表面の温度履歴

棒表面温度挙動を再計算した。その結果を第13図に示す。この図からも、安全評価コードによる計算結果よりも実測値がかなり低いことがわかる。

この理由を調べた結果、第14図に示すように、炉心の冠水挙動の相違によることがわかった。すなわち、円筒炉心試験では、再冠水開始後短時間で水の蓄積が飽和しその後ほぼ一定値を保つものに対して、安全評価コードによる計算結果では、初期の蓄積が少なく徐々にしか蓄積していかない。この蓄水挙動の相違が炉心内冷却の相違をもたらしたものと考えられる。安全解析コードにおいては、熱水力相関式の作成に用いた PWR-FLECHT 実験(100万 kW 級 PWR の約 1/370 規模)での蓄水挙動に基づいたモデルを用いている。これは円筒炉心試験の結果とは異なっているからである。円筒炉心試験で水の蓄積が多い理由については今後、小型再冠水実験等により究明する。

第14図 炉心とダウンカマの蓄水頭

第2次炉心試験では、模擬燃料棒表面基準初期温度を第1次炉心試験(600°C)よりも高めに設定して、各種パラメータ効果試験を進めるとともに、より実際に近い条件での試験ならびに低温側配管注入型 ECCS 以外の各種 ECCS(上部プレナム注入型、ダウンカマ注入型、高温側/低温側配管複合注入型等)による炉心冷却試験を進めている。

なお、炉心内の熱水力挙動が概略1次元的であることは、平板炉心試験でも見出されている。

2. 実験結果のモデル化⁽⁷⁾⁽⁸⁾

実験結果をモデル化するために再冠水解析用総合システムコード REFLA の開発を進めている。REFLA の炉心モデルは1次元非平衡二相流モデルであり、小型再冠水実験や米国 FLECHT 実験等の結果に基づいている。1次冷却系ループは、円筒炉心試験やモデル試験の結果に基づいて、上部プレナム、ダウンカマ、破

断コールドレグ等がモデル化されている。炉心モデルと1次冷却系ループモデルとを組み合わせ、システム全体の挙動を計算するようになっている。

REFLA コードを用いて、円筒炉心および平板炉心試験に対するコード検証を進めるとともに、実炉における広い炉心に予想される局所出力の効果や、グリッドスペーサによる熱伝達促進の効果および燃料棒内ギャップ熱伝達の効果等のモデルを新たに開発した。第15図は、円筒炉心試験結果と局所出力効果モデルによる解析結果を示したものである。半径方向に出力分布のある炉心の被覆管温度変化が REFLA コードにより良く予測されていることがわかる。

第15図 局所出力効果を考慮した REFLA コードによる半径方向出力分布のある炉心の被覆管表面温度履歴の計算値と実測値との比較

3. 結論

以上述べてきたように、LOCA時の熱水力現象のうち、物理的現象把握が不十分であった再冠水過程について、①小型実験による現象把握と REFLA コードの開発、②大型再冠水実験によるコードの検証と改良、③大型再冠水実験による現行の安全評価の安全余裕の実証を行い、ECCSによる炉心冷却効果の有効性を実証するとともに、広い炉心内の現象も軸方向にほぼ1次元的に取り扱えることを明らかにするなど、再冠水過程を明確にしてきた。

この作業も順調に進んでおり、近い将来、最終的なまとめの段階に到達できるものと考えている。そしてまとめ方としては、原子炉事故解析用最適評価コードの中に REFLA コードのモデルを組み込み、現象の解析、安全評価に役立てたいと考えている。

Ⅳ. ROSA-Ⅲ計画における BWR LOCA の総合模擬実験

ROSA-Ⅲ計画では、発熱量3,800 MWtの発電用 BWR を体積比で1/424に縮尺模擬した ROSA-Ⅲ装置を用い

て、1978年4月より83年3月まで、計118回のBWR LOCA 総合実験を行なった。目的はROSA-II計画と同様である。

1. 実験装置

ROSA-II装置の概略図を第16図に、その主要諸元をBWRのそれと比較して第3表に示す⁽⁹⁾。ROSA-II装置はBWR LOCA時の各部圧力、温度、クオリティ、流量等の時間的変化を矛盾なく模擬できるように設計されている。炉心は実物の $\frac{1}{2}$ 軸長の8×8電気加熱型模擬燃料集合体4体で構成されており、したがって、各部の体積は848体の燃料集合体からなる実炉BWRの1/424となっている。破断口の断面積は実炉再循環ポンプ吸込側管路流路面積の1/424を100%とし、破断面積200%の完全両端破断から極小口径スプリット破断まで幅広く模擬することができる。破断口径の形状は、オリフィス、ノズルのいずれかの選択が可能である。

第3表 代表的BWRとROSA-II諸元の対応

項 目	ROSA-II	BWR
個 数	(個)	
再 循 環 回 路	2	2
燃 料 要 素	4	848
ジェットポンプ	4	24
気水分離器	1	251
炉 心 出 力 (kW)	4.4×10^3	3.8×10^4
発 熱 長 (m)	1.88	3.76
冷却材条件		
圧 力 (MPa)	7.23	7.23
炉 心 流 量 (kg/s)	36.4†	1.39×10^4
蒸 気 流 量 (kg/s)	2.6	2,060
主循環ポンプ流量 (l/s)	7.01	2,970
給 水 温 度 (K)	489	489
ECCS 流量 (l/min)		
高圧スプレイ系	58†	2.65×10^4
低 圧 注 入 系	62†	2.82×10^4
低圧スプレイ系	59†	2.65×10^4

† : 対応するBWRの諸元の約1/424と一定の縮尺になっているもの

第16図 ROSA-II装置の系統図

第17図は、ROSA-II装置における破断口位置を示したものである。図中の数字は、各部最小絞りの再循環ポンプ吸込側配管流路面積に対する比率である。ジェットポンプは、ジェットポンプおよびダウンカマの

体積と高さを正しく模擬するためにダウンカマの外部に置き、健全、破断の両ループに2台ずつ設けられている。ジェットポンプ吸込部、出口部、再循環系ノズル等の主要構成要素の炉心有効発熱部に対する相対的な

第17図 ROSA-III 実験での破断位置

高さ関係は実炉のそれとよく対応づけられている。

定常状態では所定の温度に昇温された水が給水され、炉心で発生した蒸気は大気へ捨てられる。定常状態での炉心総出力は4.4 MWであり、縮尺比から要求される出力の44%である。破断は急速開放弁を開くことにより模擬される。破断後の炉心出力はBWR LOCA時に燃料棒から流体へ伝えられる伝熱量を模擬した出力変化曲線に従って減衰される。

ECCSは、実炉のそれを模擬して、高圧炉心スプレイ(HPCS: High Pressure Core Spray)、低圧炉心注入(LPCI: Low Pressure Coolant Injection)と、自動減圧系(ADS: Automatic Depressurization System)とから成り立っている。各装置の作動条件は実炉のそれらを模擬している。

2. 実験

ROSA-III装置で行われた118回の実験は、以下のよう分類される。

- (1) ECCS 単一故障実験シリーズ
- (2) 破断面積パラメータ実験シリーズ
- (3) CSNI 国際標準問題 No. 12 実験
- (4) 各種パラメータ実験シリーズ
- (5) 破断位置パラメータ実験シリーズ
- (6) 主蒸気系配管破断実験シリーズ

(7) 自然循環実験シリーズ

(1)~(4)の実験での破断位置は再循環ポンプ入口側配管である。(1)では、大破断および小破断時に、どのECCS系統が作動しなかった場合に最も厳しい状態となるか、すなわちどのECCS系統が最も有効であるかを調べた。(2)では、200% 両端破断から0%破断まで破断面積を幅広く変化させ、破断面積と炉心内熱水力挙動および最高被覆管温度(PCT)との関係を調べた。小破断領域での実験は、1979年米国で起きたTMI-2事故により喚起された小破断事故の重要性にいち早く対応したものである。(3)は世界で初のBWR LOCAに関するCSNI標準問題(No. 12)のための実験である。(4)では、給水温度、初期下部プレナムサブクーリング等の条件の差異がLOCA時熱水力学的挙動に与える影響を調べた。(5)では破断位置を再循環ポンプ出口側配管とした。(6)では主蒸気系配管破断実験を行なった。(7)では炉心出力、ダウンカマ水位、系圧力、給水温度をパラメータとして、定常自然循環による炉心の冷却限界を調べる実験を行なった。

3. 実験結果

個々の実験シリーズの結果を述べる前に、まず、ROSA-III実験で明らかとなったBWR LOCAに共通する現象について述べる。

第18図は、再循環ポンプ入口側配管の両端破断実験における圧力挙動である⁹⁾。第19図は炉心、下部プレナム、ダウンカマの水位挙動、第20図は燃料棒表面温度挙動である。配管破断が発生すると、破断口からの流体の流出のため系圧力は減少を開始するが、ダウンカマ水位の減少により主蒸気隔離弁(MSIV)が閉じると系圧力は回復する。しかし、ダウンカマ水位がさらに減少し、再循環ポンプへの出口ノズルまで下がると

第18図 再循環ポンプ吸込側配管両端破断LOCA時の系圧力の変化

第19図 炉心および下部プレナム内水位の変化

圧力容器内蒸気の破断口からの流出が始まり、系圧力は再び減少を開始する。

系圧力が下部プレナム内流体温度の飽和圧力(通常 6.4 MPa)まで減少すると、下部プレナム内流体はフラッシングを開始して系の減圧速度は遅くなる。HPCS はダウンカマ水位の低下により起動され、27 s の時間遅れを持って(安全性評価指針による)スプレイを開始する。LPCS と LPCI は同じくダウンカマ水位の低下により起動されるが、系圧力が各ポンプの締切り圧以下に低下してから注水が始まる。系圧力が給水温度の飽和圧力(通常 2.2 MPa)に低下すると、給水配管内で発生するフラッシングのため減圧速度は緩和される。このため、第19図で示されているように、シュラウド内二相混合水位の急低下をもたらす。

一方、炉心内水位は破断後、流体の流出、再循環ポンプ停止による炉心内外のボイルオフのため低下を開始するが、下部プレナムフラッシング発生により、下部プレナムから二相流体が炉心内に吹き上げられて炉心水位は回復する。しかし、下部プレナムフラッシングが沈静すると再び炉心水位は低下を開始する。給水配管内フラッシングが生じると、減圧率低下のため二相混合水位低下は加速される。LPCS スプレイ開始により炉心水位は回復を始め、LPCI 注水開始後に炉心水位は冠水する。

下部プレナム水位と炉心水位は、下部プレナムフラッシング開始後、チャンネル入口オリフィス部で発生する CCFL により仕切られる。この CCFL により、炉心水位の急激な低下は抑制される。燃料棒表面温度は炉心水位の変化とよく対応している。水位低下によ

第20図 燃料棒表面温度の変化

り燃料棒が蒸気雰囲気に出ると温度の上昇が生じ、水位が回復すると温度は低下し、クエンチする。

小破断の場合も、大破断の場合と同様のシナリオが成立する。

(1) ECCS 単一故障実験シリーズ

BWR の ECCS 駆動用ディーゼル発電機は 3 台あり、1 台は HPCS ポンプを駆動し、1 台は LPCS と 3 台ある LPCI ポンプのうちの 1 台を、残りの 1 台のディーゼル発電機は 2 台の LPCI ポンプを駆動する。したがって、ECCS の単一故障としては、① HPCS、② LPCS + 1 LPCI、③ 2 LPCI の 3 種の故障モードが可能性として存在する。

第21図は、全 ECCS が作動した場合、上記①～③の ECCS の単一故障を仮定した場合、さらに全く ECCS が作動しないとした場合の 200% 大破断実験で得た、それぞれの PCT を比較したものである⁽¹¹⁾。たとえ ECCS の単一故障を仮定しても、ECCS は燃料棒温度上昇を抑え、良い冷却状態を回復する能力を有していることがわかる。①の HPCS 故障を仮定した場合の PCT が 785 K で最も高く、次が②の (LPCS + LPCI) 故障を仮定した場合で 729 K、その次が③の 2 LPCI 故障を仮定した場合で 675 K、最も低いのは全 ECCS 作動を仮定

第21図 再循環ポンプ吸込側配管両端破断 LOCA 時の最高被覆管温度へのECCS 単一故障の影響

した場合の652Kである。大破断LOCAの場合、できるだけ早期にECCS水の注入を開始することが事故を抑え込むのに重要であることがわかる。また、いずれの場合もPCTは安全審査上のPCT上限である1,473Kより充分低く、現行ECCSの安全余裕度が実証された。

ECCSの単一故障を仮定した5%小破断実験においても、同様の結果が得られている⁽¹²⁾。

(2) 破断面積パラメータ実験シリーズ

第22図は、破断面積を200%から0%まで変化させた実験で得た圧力挙動を图示したものである⁽¹³⁾。HPCS故障を仮定した場合が最も厳しい結果となる前項(1)の結論から、いずれの実験もHPCS故障の仮定のもとで行われた。200%破断は両端破断であり、それ以外はスプリット破断である。200~50%の大破断領域では、再循環配管へのダウンカム出口ノズルが蒸気相に露出し、蒸気の系外への流出が開始することにより系圧力の急減が開始され、結果としてLPCSの注水が始まる。50~5%の中破断領域では、再循環配管へのダウンカム出口ノズルの蒸気相への露出による圧力減少は、その後に作動するADSにより加速されLPCSの注水がうながされる。5%以下の小破断領域では、系圧力は安全弁の作動する圧力まで上昇する。再循環配管へのダウンカム出口ノズルの露出は生ぜず、圧力の急減はADS作動のみによってもたらされ、LPCS注水が始まる。各実験でのPCTと破断面積との関係を示したのが第23図である。図から明らかなように、50%破断時に最高PCT 925Kが記録されたが、現行の規制値1,473Kより十分低い値であった。

第22図 破断面積を変えた場合の系圧力変化の比較

第 23 図 破断面積と PCT

(3) CSNI 国際標準問題 No.12 実験

本実験は、HPCS 故障を仮定した 5% 小破断実験である。BWR の総合 LOCA 実験としては世界初の標準問題ということで実験データを公開し、実験後解析として実施された。国内から 4 機関、海外からは 4 ヶ国 4 機関が参加した。参加機関、使用計算コード、使用計算機は第 4 表に示すとおりである⁽¹⁴⁾。第 24、25 図は、系圧力と炉心中央より 587.5mm 上方(P2)における燃料棒表面温度について、実験値と計算値とを比較したものである。計算結果の多くは実験結果の傾向をよく表わしているが、一部の計算結果と実験値に差異が見

られた。これは安全弁のモデリングの不十分さおよび ADS からの流出流量計算の不正確さによっている。

被覆管表面温度変化と炉心混合水位との間には密接な相関がある。米国とスイスの計算結果は、混合水位の計算が不十分なため実験結果とあまりよく一致しなかった。スウェーデン・フィンランドおよび日本の 4 参加機関の計算結果は実験結果と比較的よく一致した。しかし、原研・原子炉データ解析室(JAERI, React. Saf. Eval. Lab.)の計算では、混合水位の計算のためのパラメータの選択が不適当であったためドライアウトの時刻が相当遅くなっている。(財)原子力工学試験

第 4 表 国際標準問題 No.12 の参加機関一覧

国 名(機関名)	計算コード	計 算 機
米国(INEL [†])	TRAC-BD1	CDC 176
スイス(EIR [†])	RELAP4/MOD6	CDC 6600
スウェーデン・フィンランド (Studsvik-VTT [†])	RELAP5/MOD1(Cycle 014)	CDC Cyber 173
オランダ(ECN [†])	RELAP4/MOD6	CDC Cyber 175
日本(原子力安全解析所)	RELAP4/MOD6/U4/J3(一部修正)	IBM 3033
日本(原研安全性コード開発室)	THYDE-B1	FACOM M200
日本(原研原子炉データ解析室)	RELAP4/MOD6/U4/J3	FACOM M200
日本(原研安全工学第 1 研究室)	RELAP5/MOD1(Cycle 001)	FACOM M200

[†] INEL : Idaho National Engineering Laboratory
EIR : Swiss Federal Institute for Reactor Research
Studsvik: Studsvik Energiteknik Ab
VTT : Technical Research Center of Finland
ECN : Netherlands Energy Research Foundation

センター原子力安全解析所(JINS)および原研・原子炉データ解析室の計算では、ドライアウト後の温度上昇速度は実験より大きい。これは、低圧炉心スプレイ系注入開始後 RELAP4/MOD6/U4/J3 コードでは評価

モデルの熱伝達相関式が使用されるためである。原研・安全工学第1研究室(JAERI, Reac. Saf. Lab. 1)の計算におけるドライアウト後の温度上昇速度は、実験より相当小さくなっている。これは RELAP5/MOD1

(Cycle 001)コードの熱伝達相関式に問題があるためであるが、この点は Cycle 014 以後のコードでは修正されている。

(4) 各種パラメータ実験シリーズ

いずれの実験も HPCS 故障仮定のもとに行われた。以下にその結果を列挙する。

(1) 給水温度の変化は炉心熱水力挙動と PCT に大きな影響を与えない。

(2) 初期下部プレナムサブクーリングを 10 から 20 K に増加させると、200% 両端破断実験において、PCT に 121 K の増加が見られた。

(3) 初期上部プレナムクオリティを低下させると、初期シュラウド内水量が増えて炉心水位の低下が遅れ、200% 両端破断実験では PCT に 33 K の低下が見られた。

(4) 炉心内チャンネル間の出力分布を均一にすると、チャンネル間はもちろん、同一チャンネル内でも燃料棒温度挙動は均一化の方向に向う⁽¹⁵⁾。

(5) 燃料棒内の初期蓄積熱量は LOCA 過程で燃料棒から流体へ伝えられる伝熱量に影響を与える。大破断においてはこの影響は大きく PCT

に変化を与えるが、小破断では小さく PCT は変化しない⁽¹⁶⁾。

(6) ECCS 水温を通常の 313 から 393 K に増加させても、PCT に変化はない。

(7) 破断口の形状をノズル状またはオリフィス状とした場合、流出流量の差はサブクール水流出過程でのみ見られた。したがって、その違いの LOCA 過程全般への影響は小さい⁽¹⁷⁾。

(5) 破断位置パラメータ実験シリーズ

破断位置を再循環ポンプ出口側配管とした場合と、圧力容器中央の高さで圧力容器にとりついている配管(例え

第 24 図 系圧力の比較(国際標準問題 No. 12)

第 25 図 被覆管表面温度の比較(国際標準問題 No. 12)

ば、HPCS 系配管)が破断した場合との 2 種類の破断位置について実験を行なった。

(1) 再循環ポンプ出口側配管破断実験： HPCS 故障を仮定して、200%, 100%, 50%破断の 3 実験を行なった⁽¹⁸⁾。200%, 100%の再循環ポンプ出口側配管破断では、熱力学的挙動はほぼ同じとなることが明らかとなった。これは、ジェットポンプ駆動ノズルの配管断面積(第17図の④; 再循環ポンプ入口側配管断面積の21%相当)および再循環ポンプ出口の配管断面積(第17図の⑤; 同じく51%相当)により破断流量(臨界流量)が制限されるためである。また、50%出口側破断の実験結果より、72%以下の破断の場合、同様な理由で出口側配管破断と入口側配管破断の熱力学的挙動はほぼ同じとなることが明らかとなった。これは、両者の場合の破断口に至る経路の最小断面積で制限される破断流量にあまり差がないことによる。

以上の実験での PCT は第23図に再循環ポンプ入口側配管破断の場合の PCT と比較して示されている。上記の議論から明らかなように、再循環ポンプ出口側配管破断の場合、100%および200%破断時の PCT は再循環ポンプ入口側配管破断の場合より高く、50%破断では両者の PCT は等しくなっている。しかし、いずれの場合の PCT も現行の安全規準の1,473K より十分低い。

(2) 圧力容器中位の破断： HPCS 配管破断を想定し、しかも ECCS 単一故障を仮定し、HPCS または LPCS+1LPCI から ECCS 水の注入がないという条件で実験は行われた⁽¹⁹⁾。破断口径は実炉の HPCS 配管口径を模擬して定められた。その大きさは再循環配管口径の15%に相当する。ダウンカマ水位が破断口位置に下がるまでは破断口からは飽和水が流出するが、水位が破断口位置まで下がるとそれ以後、水位は破断口位置に維持され、100 s の間二相流流出の状態となった。そのため、再循環ポンプ吸込側配管15%破断の場合に比べて炉心内保有水量の減少が早く、PCT は985 Kとなり、139Kも高くなった。しかし、LPCI 作動後炉心は冠水し、現行の PCT 安全規準1,473K よりも十分低い値に抑えられた。

(6) 主蒸気管配管破断シリーズ

ECCSの単一故障、破断面積、破断位置(格納容器内側および外側)等を実験パラメータとして、主蒸気系配管破断模擬実験を行なった⁽²⁰⁾⁽²¹⁾。破断位置により MSIV, ADS 等の作動ロジックは異なるが、破断に対する背圧は一定(大気圧)である。より保守的な実験として、ECCS はダウンカマ水位による起動信号で起動す

るものとし、ドライウェル正圧高による起動ロジックの不作動を仮定した。本実験シリーズにより以下の点が明らかとなった。

格納容器内破断でHPCSの故障を仮定した場合、破断面積が大きいほど減圧速度が大きくなり、ダウンカマ部のボイド率も大きくなる。このスエリング作用により、ダウンカマの水位低下およびこの水位により起動する ECCS の作動が遅れて PCT が高くなる。また、ダウンカマ水位より炉心水位の方が低くなることも特徴的である。

第23図に、HPCS 故障を仮定して行なった実験での PCT を、再循環ポンプ入口側配管破断の場合の PCT と比較して示す。破断面積は再循環配管流路面積を100%として無次元化されている。主蒸気管完全破断を仮定しても PCT は1,050Kにとどまり、現行安全規準の1,473K より充分低い値である。

格納容器外での主蒸気管破断の場合、MSIV が閉じて安全弁が作動する圧力まで系圧力は上昇し、再循環ポンプ吸込側配管の小破断(5%以下)LOCA と同様の炉内熱水力現象が見られた。

(7) 自然循環実験シリーズ

実験パラメータは、炉心出力、ダウンカマ水位、給水温度、系圧力である。実験の結果、行なった実験の範囲内では炉心出力が定常運転時の20%以下の場合、ダウンカマ水位がジェットポンプ吸込側配管より上にあれば、定常自然循環により炉心冷却を維持し、したがって、自然循環により十分崩壊熱を除去し得ることを明らかにした⁽²²⁾。

4. 結 論

ROSA-II 実験の結果から、以下の結論が得られた。

(1) BWR の幅広い範囲の LOCA のシナリオが理解できた。

① HPCS 故障を仮定した再循環系配管の大破断と小破断のシナリオは似ている。異なるのは急減圧のメカニズムであり、大破断ではダウンカマの再循環系への出口ノズルが蒸気中に露出することによっており、小破断では自動減圧系の作動によっている。

② 再循環系のジェットポンプ駆動ノズルと再循環ポンプ出口の2箇所縮流部での面積の和 s (約80%破断相当)より破断面積が小さい場合には、再循環系配管破断の LOCA 挙動は破断位置に依存しない。また s より大きい MRP 出口側破断の LOCA 挙動は破断面積に依存しない。

- ③ 主蒸気隔離弁より上流側での主蒸気系配管破断ではダウンカマ水位の低下が遅い。したがって、HPCS 故障および格納容器圧力高での ECCS 作動の失敗を仮定した場合には、炉心露出が起り被覆管温度が上昇する。
- (2) ECCS の有効性を確認した。
 - ① 実験を行なった幅広い範囲の LOCA に対して、HPCS 故障が最も厳しい ECCS 単一故障条件である。
 - ② 幅広く破断位置、破断面積を変えた LOCA に対し、ECCS 単一故障を仮定しても PCT は現行の安全規準の 1,473K と比較して大きな安全余裕がある。
- (3) 被覆管表面温度は炉心水位の過渡と密接に関連している。
 - ① 温度の上昇開始は水位低下に伴う露出に対応し、温度の低下開始は水位上昇に伴う冠水に対応する。
 - ② PCT は最高出力位置での露出開始時間と露出している時間で決まる。
- (4) 予期していなかった以下の事象を明らかにした。
 - ① 200%破断より小さい破断の方が PCT が高くなることもある。
 - ② 再循環ポンプ入口側破断より出口側破断の方が PCT が高くなる。
 - ③ 給水系配管内の水が 2.2 MPa でフラッシングして減圧速度を低下させ、LPCI の作動が遅れる。
- (5) ダウンカマ水位がジェットポンプの吸込口の高さ以上に維持されれば、自然循環により充分崩壊熱を除去することができる。
- (6) 安全解析コードの評価、開発のための幅広い有用なデータの提供を行なった。特に 5%小破断実験の結果は BWR 体系としては世界で初めての OECD/NEA の CSNI 標準問題に選ばれ、各種 BWR の安全解析コードの検証に多大の貢献をした。

V. 結 言

原研におけるこれまでの LOCA/ECCS の実験研究の結果から、以下の成果が得られた。

ROSA-II 実験の結果から、PWR の大破断 LOCA 時の基本的熱水力挙動が解明された。特に ECCS の有効性のためには早期作動が重要であり、炉心出口とダウ

ンカマ上部での蒸気上昇流による CCFL および ECC 水による凝縮減圧効果が大きく影響することを明らかにした。実験結果の物理的考察から、非常に有効な改良型 ECCS を見出して実験で有効性を確認した。これは 120°C 程度の高温 ACC 水と常温 ACC 水をそれぞれ上下プレナムに注入し、LPCI 水をホットレグに注入するものである。

大型再冠水効果実証試験計画の結果から、現行の PWR の ECCS の有効性が示された。また大型炉心の再冠水挙動も高さ方向へ 1 次元的であり、半径方向の挙動の差が小さいことが明らかとなった。研究成果は解析コード REFLA に集約されつつある。

ROSA-II 実験の結果から、現行の BWR の ECCS に単一故障を仮定しても大きな安全余裕があることを確認した。これは、主に ECC 水を炉心近傍に注入することと、炉心で発生した蒸気を圧力容器から容易に除去できることの 2 点によっている。また、破断位置と破断面積を幅広く変えた実験の結果から BWR の LOCA シナリオを明らかにした。

ROSA-IV 計画では現在、定常二相流実験装置において PWR の小破断 LOCA において特に問題となる個別実験、すなわち非常に低い流量での炉心熱伝達実験およびホットレグでの二相流挙動実験を行っており、興味ある結果が得られ始めている。大型非常試験装置は 1985 年 4 月に完成し、5 月から小破断 LOCA の総合実験を開始する予定となっている。ROSA-IV 計画は米国の TMI-2 事故に直接応えた研究計画であり、米国を初めとする諸外国の大きな関心を呼んでいる。米国とはすでに協定を締結して協力を開始している。今後大きな成果が期待される。

終りに、ROSA 計画ならびに大型再冠水実証試験計画を長年にわたってご指導頂いた日本原子力研究所安全工学部の斯波正直ならびに平野見明の両氏に深く感謝いたします。また両計画を遂行する上で有益な助言を頂いた LOCA 研究委員会委員長の内田秀雄東京大学名誉教授を初め委員各位に深く感謝いたします。

—参考文献—

- (1) OLSON, D.J.: Semiscale blowdown and ECC project test report—Test 845(ECC injection), ANCR-1014, (1972).
- (2) 島宗弘治, 他: 軽水炉冷却材喪失事故時の 1 次冷却系内の熱水力学的挙動(ROSA-I による模擬試験結果), JAERI-M 6318, (1975).
- (3) ADACHI, H., et al.: ROSA-II experimental program for PWR LOCA/ECCS integral tests, JAERI-1277,

- (1982).
- (4) 平野見明, 村尾良夫: 大型再冠水実証試験, 原子力誌, 22[10], 681~686 (1980).
- (5) MURAO, Y., et al.: Experimental study of system behavior during reflood phase of PWR-LOCA using CCTF, *J. Nucl. Sci. Technol.*, 19[9], 705~719 (1982).
- (6) MURAO, Y., et al.: CCTF core I test results, *JAERI-M* 82-073, (1982).
- (7) MURAO, Y., et al.: Reflood code development work in JAERI, *NUREG/CP-0048*, Vol. 1, p 137~149 (1983).
- (8) MURAO, Y., et al.: Status of CCTF test program, *NUREG/CP-0048*, Vol. 2, p 257~276 (1983).
- (9) ANODA, Y., et al.: ROSA-III system description for fuel assembly No. 4, *JAERI-M* 9363, (1981).
- (10) NAKAMURA, H., et al.: ROSA-III 200% double-ended break integral test RUN901 (Full ECCS actuation), *JAERI-M* 84-007, (1983).
- (11) TASAKA, K., et al.: ROSA-III double-ended break test series for a loss-of-coolant accident in a boiling water reactor, To be published in *Nucl. Technol.*
- (12) TASAKA, K., et al.: Simulation experiment of five percent small break loss-of-coolant accident of boiling water reactor, *J. Nucl. Sci. Technol.*, 20[2], 89~104 (1983).
- (13) TASAKA, K., et al.: LOCA/ECC system effects test at ROSA-III changing the break area as test parameter, *NUREG/CP-0027*, Vol. 2, p 910~919 (1983).
- (14) TASAKA, K., et al.: Comparison report for analysis of CSNI International Standard Problem 12 (ROSA-III test RUN912), *JAERI-M* 82-120, (1982).
- (15) 小泉安郎, 与能本泰介, 田坂完二: ROSA-III 装置における BWR の大破断及び小破断 LOCA 実験——炉心出力分布の炉心内熱水力挙動への影響, 原子力学会昭 59 分科会予稿集, D33, (1984).
- (16) KOIZUMI, Y., et al.: Experiment analysis of power curve sensitivity test series at ROSA-III, To be published in *Nucl. Eng. Design*.
- (17) 与能本泰介, 田坂完二: ROSA-III による破断口形状を変えた BWR LOCA/ECCS 総合模擬実験, 原子力学会昭 59 年会要旨集, A9, (1984).
- (18) 安濃田良成, 他: ROSA-III による BWR 再循環ポンプ吐出側配管破断模擬実験, 同昭 57 分科会予稿集, D22, (1982).
- (19) 鈴木光弘, 他: ROSA-III における BWR の LOCA 模擬実験 (HPCS 配管破断の模擬実験および解析), 同昭 58 分科会予稿集, D32, (1983).
- (20) 鈴木光弘, 他: ROSA-III における BWR の主蒸気管破断模擬実験, 同昭 57 分科会予稿集, D21, (1982).
- (21) 鈴木光弘, 他: ROSA-III における BWR の主蒸気管破断模擬実験(2)(破断条件と ECCS 作動条件の影響), 同昭 58 年会要旨集, A39, (1983).
- (22) 中村秀夫, 安濃田良成, 田坂完二: ROSA-III 装置を用いた BWR 自然循環模擬実験, 同昭 57 年会要旨集, A22, (1982).
- (23) NALEZNY, C.L.: Summary of nuclear regulatory commissions LOFT program experiments, *NUREG/CR-3214*, (1983).
- (24) 内田秀雄, 他: LOFT 計画の成果, 原子力誌, 26[5], 375~383 (1984).

京大原子炉実験所 短期研究会 研究用原子炉による半導体の研究

会 期 昭和60年 1 月21日(月), 22日(火)

会 場 京都大学原子炉実験所事務棟会議室

(大阪府泉南郡熊取町)

○プログラム

1 月21日(月) 11:30~20:30

開会の辞 (早大・理工) 大泊 巖

座長 (京大・工) 石川順三

原子炉中性子場と半導体 (京大炉) 木村逸郎

<分科 1 構造解析>

半導体研究の立場からみた構造解析の必要性

(早大・理工) 大泊 巖

構造解析の可能性

(京大炉) 渋谷 巖

<分科 2 不純物等の分析>

座長 (関西大・工) 横田勝弘

放射化分析による半導体中の不純物の分析

(京大炉) 小山睦夫

固体飛跡検出法によるゲート電極材料中の

ウラン微量分析

(近大・原研) 鶴田隆雄

座長 (京大炉) 小山睦夫

有機半導体中の不純物の分析 (筑波大・物質工) 白川英樹

熱処理用保護膜付着時における GaAs にイオン注入

された Cd の電気的活性化と再分布 (関西大・工) 横田勝弘
半導体材料中の不純物分布の分析 (早大・理工) 大泊 巖
<分科 3 転換ドーピング>

座長 (千葉工大) 前川隆雄

シリコンの転換ドーピングの現状と問題点

(小松電子金属) 滝口蓮一

原研研究炉におけるシリコンドーピング技術の開発

(原研) 梅井 弘

NTD シリコンを用いた放射線検出器 (立教大・原研) 白石文夫

座長 (名工大) 宇佐美 晶

NTD GaAs における放射線損傷とドーピング効果

(法政大・工) 矢萩正人, (京大炉) 川久保鉄哉

(懇 親 会)

1 月22日(火) 9:30~12:20

<分科 4 材料およびデバイスの照射効果>

座長 (宮崎大・工) 中村孔治

半導体の格子欠陥

(大放研) 北川通治

半導体デバイスの放射線損傷

(阪大・工) 飯田敏行

座長 (電総研) 梨山 勇

LSI の放射線損傷

(電々厚本通研) 塩野 登

耐放射線特性からみた耐環境強化素子の現状の問題点

(宇宙科学研) 後川昭雄

ま と め

(早大・理工) 大泊 巖

閉会の辞

(京大炉) 木村逸郎

(お問合せは京大炉・木村逸郎まで)