623. ROSA-II による PWR の冷却材喪失事故模擬試験, (I)

斯波正誼*, 安達公道*,
生田目 健*, 岡崎元昭*, 傍島 真*, 鈴木光弘*

(1975年 10月23日 受理)

An Experimental Study on PWR-LOCA by ROSA-II, (I)

By Masayoshi SHIBA, Hiromichi ADACHI, Ken NAMATAME,
Motoaki OKAZAKI, Makoto SOBAJIMA and Mitsuhiro SUZUKI

ROSA-II Test Program is intended to clarify thermal and hydrodynamic behavior in a primary cooling system of pressurized water reactor during a postulated loss-of-coolant accident by an integral test facility, ROSA-II. Thirty eight test runs were performed from February, 1974 to September, 1975.

The present report gives the purpose of the test program, the qualitative investigation of fluid behavior, a description of the test facility and some experimental results of a cold-leg break test. The results are as follows.

- (1) Stored heat of the broken and the unbroken loop steam generators has considerable effect on flow behavior in the primary system.
- (2) Accumulator water injected into the cold-leg piping flows out through the break. However, the coolability of injected water from low pressure coolant injection system into the hot-leg piping is enhanced by the preceded injection of accumulator water.

KEYWORDS: cold-leg break, steam generator, stored heat, accumulator system, low pressure coolant injection system, thermal behavior, hydrodynamic behavior, coolability, preceded injection, PWR type reactors, loss of coolant, reactor cooling system

I. 緒 言

PWR 発電プラントの安全評価においては, 1 次冷却系配管の破断による, いわゆる冷却材喪失事故(LOCA)を想定することになっている。現用の発電プラントには各種の安全防護装置を備え, この事故を想定した場合でも, 周辺の一般公衆に対する事故の影響を小さくするように配慮されている。非常用炉心冷却系(ECCS)はこのような安全防護装置の 1 つであって, 高圧注入系(HPCI), 低圧注入系(LPCI)および蓄圧注入系(ACC)の 3 種類があり, LOCA 時に炉心部を冷却して燃料棒の熔融, 破損を防止することを目的としている。

ECCS の有効性については, 米国 LOFT 計画の“Semiscale Blowdown and ECCS Program”において, 1970年11月から1971年2月までに, ACC を用い

て行われた 6 回の実験⁽¹⁾⁻⁽³⁾の結果が思わしくなかったことから, 大いに疑問視されるようになった。すなわち, ECCS から 1 次系に注入された冷却水が炉心へ流れずに破断口から流出してしまう現象(ECC 水の炉心バイパス)がにわかにクローズアップされた。

この現象は, 実験装置の寸法が小さいことによる固体壁の蓄積熱の違いのほか, 破断ループだけで健全ループがないこと, 注入したのが ACC のみで数種の ECCS による複合効果がないこと, 等が重要な影響因子となった可能性がある。したがって, これらの点を改良した総合実験によって, ECCS の効果を確認しておくことが望まれる。

日本原子力研究所では, 上記の目的のために, 1971 年 6 月から ROSA-II 計画を開始した。これに先行

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

して実施された ROSA-I 計画⁽⁴⁾が圧力容器単体におけるブローダウン過程の熱水力学現象の把握を目的としたのに対して、ROSA-II 計画では、蒸気発生器、循環ポンプ、加圧器等を含む1次系ループを備えた系について、ブローダウン開始から ECCS 作動後までの一連の熱水力学現象を総合的に解明し、ECCS の効果に及ぼす諸因子の影響を明らかにすることを目的としている。

もちろん ROSA-II 装置の中で生ずる事故現象は、そのまま大型の PWR プラントにおけるそれを模擬するものではないが、事故現象の本質を理解して解析モデルの改良等に役立つ基礎的知見の蓄積を可能とし、実用プラントの安全評価を行う上での重要な資料を提供し得るものと期待される。

なお ROSA-II 試験装置は1974年1月に完成し、1975年8月までに35回の放出実験を実施した。今後は、1977年3月まで PWR の LOCA 模擬実験を継続し、その後装置を大幅に改造して、BWR の LOCA 模擬実験 (ROSA-III 計画と称する) を実施する予定である。

II. LOCA 現象の分析

1. 事故現象の全体的推移

LOCA における事故現象の全体的推移については、すでに ROSA-I 計画⁽⁴⁾の中で分析してあるので、省略する。

2. LOCA 時の熱水力学挙動

LOCA 過程において燃料棒被覆材の温度が最高いくらに達するかが最も重要な問題であるが、燃料棒表面の伝熱特性を強く支配しているのは1次系内の水、蒸気の流動の挙動である。

1次冷却系流路を、分岐や急な断面積変化がない多数のレグの結合と考えると、その1つについて流動挙動の因果関係を分析した結果を Fig. 1 に示す。

レグに流入する流体の温度、クオリティおよび流量が低下すると、レグの保有エンタルピーが減少する。レグを構成する構造物の蓄積熱の解放は、このエンタルピーの減少を抑制する作用をする。このほか、炉心では炉心発熱が同じくエンタルピー減少を抑制し、蒸気発生器 (SG) は1次系温度が2次系温度よりも高い間はエンタルピー減少を促進し、温度の関係が逆転すれば逆に抑制作用に移行する。

これらの結果、レグの保有エンタルピーが減少すればレグ内の圧力が低下する。各レグの圧力低下は、1次系全体の圧力低下につながり破断口からの流出流量

Fig. 1 Fluid behavior in a leg of primary cooling system during LWR-LOCA

の減少をもたらすが、レグ内の流体挙動に着目すれば、レグ内の二相流体の蒸気含有割合の値によって、蒸気が発生する場合と逆に凝縮する場合とがある。ECCS からの冷却水の注入は、非常に激しい蒸気の凝縮をひきおこす可能性がある。

蒸気が発生すればレグ内の圧力低下は抑制されるが、同時にレグ内のボイド率が增大してレグから外に向って流体が押出される可能性がある。逆に凝縮が起ればレグの圧力低下は促進され、レグ内のボイド率は減少してレグの外から流れが集中してくることになる。

場合によっては、伝熱や相変化の遅れが関係してこの2つが交互に起り、流れが振動的になったり、大きな圧力振動をひきおこしたりすることも考えられる。また、凝縮に伴う流れの集中により大きな圧力パルスが発生する可能性があり、圧力振動とともにレグの冷却可能な形状を破壊する可能性について十分検討しておく必要がある。

水単相流レグにあっては、保有エンタルピーの減少

はそのままレグから流出する流体の温度低下を意味する。ECCSからの注水はそれを促進する作用を持つ。蒸気または二相流レグにあっては、圧力の低下がレグから流出する流体の温度低下につながり、ECCSからの注水は、蒸気の凝縮を介してやはりそれを促進する方向に作用する。

レグの圧力低下はレグからの流出流量の低下につながり、ボイド率の増大はレグからの二相流出流体のクオリティの減少にマイナスの効果をもたらす。

以上は1つのレグの中の非定常の熱水力学的挙動についての考察結果であるが、実際の1次冷却系は多数のレグの結合であるから、流入流体については多数のレグからの流体の混合が問題になり、逆に流出流体については多数のレグへの流れの分配が問題になる。

また、特に炉心部にあっては、ボイド率の上昇が熱除去能力の減少を介して燃料温度の上昇につながる一方、自由表面の盛上りが熱除去能力の減少にマイナス効果をもたらすことに注目する必要がある。

3. ECCS 注入水の炉心バイパス

ECCSの目的は、燃料棒被覆材の温度上昇を制限して被覆材の熔融、破損を防止し、放射性物質が1次系に放出されさらに大気へ放散されることを未然に防止することにある。

ところで、ECCSの注入圧力がその時点における1次系の圧力に比べて十分に高ければ、注入水が1次系内に入ることは確実である。また、十分な量の冷却水が炉心に到達すれば、燃料棒被覆材温度が許容限度以下に抑えられることもかなり確かである。しかし、ECCS注入位置から破断口に至る流れの道筋には、一般に

- (1) 健全側配管→上部プレナム→破断口
- (2) 健全側配管→上部プレナム→炉心→下部プレナム→ダウンカマ→破断口
- (3) 健全側配管→ダウンカマ(または健全ループ入口ノズル)→下部プレナム→破断ループ入口ノズル)→破断口
- (4) 健全側配管→ダウンカマ→下部プレナム→炉心→上部プレナム→破断口

の4つがあり、これらのうち(2)、(4)は炉心を経由するが(1)、(3)は炉心を経由しないので、1次系に入った注入水は必ずしも炉心に到達するとは限らない。ECCSからの注入水が炉心を経由しないで破断口から流出してしまう現象をECCS注入水の炉心バイパスといい、ECCSの有効性の度合いは第1次的にこの炉心バイパスの程度に強く依存しているということになる。

ECCS注入水の炉心バイパスの原因となる現象にはいろいろのものが考えられる。以下にその概要を述べる(ここでは、ECCSの効果をそこねる現象はすべてとりあげるという主旨で、冷却水が炉心に到達しても炉心の一部に到達できない現象も、炉心バイパスの1つとして扱った)。

(1) 主として炉心内にある原因

- (1) 燃料棒が蒸気中に露出して高温になってしまうと、その後にECCS注入水が炉心端部に到達してもその一部が炉心内に入れば、激しく沸騰・蒸発するので、その膨脹圧によってそれ以上はECCS注入水が炉心に入らない。
- (2) ECCS注入水が炉心の上方から供給される場合には、上向き蒸気または二相流速が大きい間は、ECCS注入水はその流れに運び去られて炉心に入らない。
- (3) 燃料棒の変形等により炉心流路の一部が閉塞されると、その部分の流動抵抗が大きいため局部的にECCS注入水が到達できない。
- (4) ECCS注入水が、非発熱固体面に沿って流れてしまい、高温の発熱面には到達できない。

(2) 主として炉心以外にある原因

- (1) ECCS注入水が、1次系構造物や2次系保有水の蓄積熱等のために蒸発してしまつて炉心に到達できない。
- (2) ECCS注入水の一部が、1次系構造物や2次系保有水の蓄積熱等により激しく沸騰・蒸発し、その膨脹圧に邪魔されて残りの部分が炉心に到達できない。
- (3) ダウンカマ部の水位の高さが不十分なために、ECCS注入水が炉心部流動抵抗にうちかって炉心に入ることができない。
- (4) ダウンカマ部の上向き蒸気または二相流速が大きい間は、ECCS注入水はその流れに運び去られて炉心に入ることができない。
- (5) 1次系(SGなど)のU部に蒸気がたまって、ECCS注入水の流れが妨げられる。

(3) 1次系全体にかかわる原因

- (1) ブローダウン過程においては、高温水があるところはすべて加圧器として作用している。また、1次系内の流れは二相流となっており、時々刻々流動抵抗が変化している。この加圧器効果と各部の流動抵抗とのバランスによって1次系内の流れが決まるが、ECCS注入位置における流れが炉心をバイパスして直接破断口に向かっている場合に

は、ECCS 注入水がその流れに押し流されてしま
って炉心に到達できない。

(2) ECCS 注入水が蒸気または二相流体中に注入さ
れると激しい凝縮が起り、局所的に圧力の低下を
生ずる。これが1次系全体の流動のバランスを変
えて炉心バイパスをうながす。

(3) 衝撃波、水撃、圧力振動等により ECCS 注入配
管が破損したり、炉心の冷却可能な形状が破壊さ
れれば、ECCS の機能は失われる。

以上は、あくまでも一般的検討によって考えられる
原因であって、破断位置、破断口径、ECCS 注入位置、
注入流量、注入圧力、注入時刻によっては起り得ないも
のも含んでおり、したがってこれらが必ず起るという
ことではない。また、上述の諸現象が互いに関連しあ
ったり、同時に起ったりすることもあり得る。

Ⅲ. 試験装置

1. 装置設計の基本方針

Table 1 に、ROSA-II 試験装置の主要な諸元を示
す。

ROSA-II の設計にあたって採用した基本方針は、
ブローダウンおよび再冠水過程を通じて、系内各部の
圧力、温度、クオリティなどの時間的变化が、実炉にお
けるそれらとなるべく一致するように工夫したこと
である。具体的には、

(1) 実炉の1次系主要機器の構成を模擬する。

Table 1 Major dimensions of ROSA-II facility

Pressure vessel	Inner dia. (mm)	380-280-380
	Axial length(mm)	4,855
	Volume (m ³)	0.3
Model fuel rod	Outer dia. (mm)	10.7
	Heated length (mm)	1,500
	Lattice pitch (mm)	14.3
	Number of rods	109
Primary cooling system	Number of loops	2
	Circulating flow rate	
	No.1 loop (l/min)	460
	No.2 loop (l/min)	1,400
Heating power	Total power (kW)	2,240
	Maximum heating rate	
	High flux rod(kW/m)	61.6
	Low flux rod(kW/m)	12.5
ECCS activation pressure (kg/cm ² ·G)	ACC	0-70
	HPCI	0-125
	LPCI	0-20
Model break orifice	Diameter (mm)	7.5-37.5
Operational condition	Pressure (kg/cm ² ·G)	160
	Fluid temperature (°C)	325

(2) 定常運転時の圧力、温度を実炉の場合に合せる。

(3) 実炉の1次系4ループのうち1つに配管破断が
生じたと想定し、健全な3ループを1つにまと
めて流量、水容積、蒸気発生器の冷却能力等を1:3
にした2つのループを設ける。

(4) 装置各部の容積比を実炉の場合に合せる。

(5) 主要機器の設置高さの関係をなるべく実炉の場
合に合せる。

(6) 炉心流速を実炉に合せたと仮定した時に各部に
生ずる圧力損失を実炉の場合に合せる。

(7) 放出開始前の各部のエンタルピー分布を実炉の
場合に合せる。具体的には炉心温度差、蒸気発生
器の出入口温度差を合せる。

Table 2 Dimensions of major components
of ROSA-II and TROJAN reactor

	ROSA-II	TROJAN
Pressure vessel		
Inner height (m)	4.855	12.6
Inner dia.(m)	{ 0.38 (top) 0.28 (middle) 0.38 (bottom)	4.39
Nozzle elevation of primary loop (m)	3.655	8.3
Core		
Core length (m)	2.0	4.06
Fuel rod heating length (m)	1.5	3.66
Fuel rod outer dia.(mm)	10.7	10.7
Fuel rod pitch (mm)	14.3	14.3
Cladding thickness(mm)	1.3	0.61
Core barrel inner dia. (m)	0.23	3.74
Primary loop pipe		
Inner dia.(cm)		
At pressure vessel inlet	{ 5.73(blowdown loop) 8.73(unbroken loop)	70.0
At pressure vessel outlet	{ 4.31(blowdown loop) 10.80(unbroken loop)	73.7
Primary loop total length (m) (except the steam generators and the pumps)	{ 14.9~15.8 (unknown) (blowdown loop) 12.7(unbroken loop)	
Steam generator	{ 3.6 (blowdown loop) 4.5 (unbroken loop)	22.4
Inner height (m)		
U-tube inner dia. (mm)	14.4	19.7
U-tube outer dia. (mm)	19.0	22.2
U-tube mean length (m)	{ 4.97(blowdown loop) 6.45(unbroken loop) (unknown)	
Inner dia.(m)	{ 0.35(blowdown loop) 0.50(unbroken loop)	
Pressurizer inner height (m)	2.55	15

(8) 模擬燃料棒の直径, ピッチ, 配列および熱出力を実炉の場合に合せる。

(9) ECCS は, 実炉と同等以上の圧力, 温度, 流量条件で, 圧力容器内, 健全ループと破断ループの高温側および低温側にそれぞれ注入できる。

(10) 両端(最大口径)破断, 部分(スプリット)破断, 面積配分破断, 片側破断の破断形式を模擬できる。また, 高温側配管破断, ポンプ吸込み側配管破断, 低温側配管破断の破断位置を選ぶことができる。最大破断口径は実炉の最大口径破断のブローダウン時間を下まわれるようにする。

などである。しかし, 装置の大きさ, 1 次系の構造材熱容量と冷却材熱容量との比, 1 次系の構造材表面積と冷却材容積との比, ダウンカム間隙と軸長, 燃料棒の熱容量と熱伝導率, グリッドとスペーサの形状, 寸法, 破断直前の炉心流速, ポンプの減衰特性等を実炉条件に合せることは, 基本方針の中にとり入れることができなかった。なお, 参考にした実炉は米国ウェスチン

Table 3 Volume distribution of ROSA-II and TROJAN reactor

	ROSA-II	TROJAN
Pressure vessel (m ³) (with all internals)	0.292	132
Steam generators(m ³)	0.298 (0.073+0.225)	122 (30.6×4)
Pressurizer (m ³)	0.133	5.1 (including steam 20.4)
Primary loops (m ³) (including pumps & surpline)	0.131 (0.034+0.097)	44.9
Total volume of primary system (m ³)	0.854	355
Inside of pressure vessel (I)	%	%
Upper plenum (m ³)	0.117 (40.0)	
Core (m ³)	0.051††(17.5)	19.3†(14.6)
Lower plenum (m ³)	0.050 (17.1)	
Downcomer (m ³)	0.074 (25.4)	
Inside of pressure vessel (II)	%	%
Below lower end of core (m ³)	0.071 (27.3)	29.2(22.3)
Below upper end of core (m ³)	0.163 (55.7)	63.9(49.1)
Below center of primary loop nozzle (m ³)	0.184 (63.0)	89.2(68.6)
Secondary side of steam generators (m ³)	0.64 (0.19+0.45)	355

† Defined as effective flow area × the length of fuel rod assembly

†† Defined as the volume between the lower and the upper grids including the bypass

ゲハウス社の TROJAN 炉である。

Table 2 および Table 3 に, ROSA-II と TROJAN 炉との主要機器寸法および各部容積の比較を示す。また Fig. 2 に, 1 次系ループの圧力損失の比較を示す。

Fig. 2 Comparison of pressure loss between ROSA-II and the TROJAN reactor with same core flow velocity

2. 装置の概要

Photo. 1 に ROSA-II 試験装置の外観を, Fig. 3 に フローシートをそれぞれ示す。

Photo. 1 Overall view of ROSA-II

圧力容器(PV)を中心に破断ループと健全ループとがあり, それぞれ蒸気発生器および循環ポンプを備え, さらに健全ループには加圧器が接続されている。第Ⅲ-1節の基本方針(3)により, 破断ループと健全ループの水容積は1:3になっている。

破断ループの1個所に急速遮断弁をはさんで2本の

Fig. 3 ROSA-II test facility flow sheet

分岐管があり、それぞれに破断口を模擬する薄刃オリフィス(7.5~37.5 mm ϕ)と、破断を起させるためのラブチャーディスクと槍とが取り付けられる。これら急速遮断弁、薄刃オリフィスおよびラブチャーディスクの組合せによって、両端(最大口径)破断、部分(スプリット)破断、面積配分破断、片側破断など、各種の破断形式を実現することができる。破断ユニットは1式しか用意していないが、破断ループの配管替えにより高温側配管破断、ポンプ吸込み側配管破断、低温側配管破断の3通りの破断位置を自由に選択することができる。

ラブチャーディスクは、下流側から槍で突くことにより機械的衝撃を与えれば、1次系自体の圧力で破裂する。Photo. 2に、破裂したラブチャーディスクの写真を示す。薄刃オリフィスを通して放出された二相流体は、急速凝縮器で冷却水を混合され、完全凝縮されて屋外プールに排出される。冷却水および凝縮水の温度および流量をそれぞれCA熱電対および電磁流量計で測定し、これらの測定値から流出二相流の流量およびクオリティを算出する。

Fig. 4に、模擬炉心を挿入したPVの断面図を示

Photo. 2 Broken rupture disks

す。模擬炉心は電気加熱方式で、最大出力は2,240 kWである。第1次模擬燃料集合体の燃料棒は合計109本あり、このうち6本が61.6 kW/mまで出せる高熱流束燃料棒、90本が12.5 kW/mまで出せる低熱流束燃料棒で、ともに発熱分布は一樣発熱であり、残りの13本は非発熱のタイロッドである。3本の高熱流束燃料棒と1本のタイロッドとが燃料温度測定用で、それぞれ軸方向5個所にCA熱電対が装着されている。模擬燃料棒の外径は10.7 mm ϕ 、配列は14.3 mm

Fig. 4 Simulated fuel assembly in pressure vessel

Table 4 ROSA-II model fuel assemblies

Assembly No.	1	2	3	4
Material				
Heater element	NCH-1	NCH-1	NCH-1	NCH-1
Cladding	Inconel	Inconel	Inconel	Inconel
Dimension				
Outer dia. (mm)	10.7	10.7	10.7	10.7
Heating length (mm)	1,500	1,500	1,500	1,500
Lattice pitch (mm)	14.3	14.3	14.3	14.3
Number				
Low flux rods	90	90	83	83
High flux rods	6	6	21	21
Unheated rods	13	13	17	17
Total	109	109	121	121
Power distribution				
Low flux rods	Uniform	Uniform	Cosine*	Cosine*
High flux rods	Uniform	Cosine*	Cosine*	Cosine*
Horizontal distribution	—	—	2-region	2-region
Maximum heating rate				
Low flux rods (kW/m)	12.5	12.5	21.6	21.6
High flux rods (kW/m)	61.6	61.6	27.3	27.3
Maximum temperature				
Fuel center (°C)	1,100	1,100	1,100	1,100
Fuel surface (°C)	700	700	1,000	1,000
Heating power				
Total power (kW)	2,240	1,890	2,240	2,240

* Chopped cosine distribution of 4 steps for the half length.

ピッチの正方格子配列で、有効発熱長は1.5mであり、流管はなく、2重のコアバレルの中に一様に配列されている。なお、以上は第1次模擬燃料集合体の場合であるが、第2次以後は発熱分布や計測点などかなりの変更がなされている。Table 4 および Table 5 に、第4次模擬燃料集合体までの主要諸元比較表を示す。

Table 5 ROSA-II in-core instrumentation

Assembly No.	1	2	3	4	Note
Thermo-couple					
Low flux rods	0	0	25	25	Some for BO detector are included. Some for BO detector are included.
High flux rods	15	36	25	20	
Tie rod	5	5	0	0	
Inside of inner core barrel	0	0	18	18	
Total	20	41	68	63	
Level meter					
Channel	0	5	0	0	
Inside of inner core barrel	0	0	18	18	
Flow direction meter	0	0	3	3	Axial 3 points
Electro-magnetic flow meter	0	0	1	1	
Void meter	0	0	1	1	

ECCS としては、HPCI, LPCI, ACC の3系統を備え、それぞれブランジャーポンプ、遠心ポンプおよびチッ素ガス圧により冷却水を注入する。注入圧力、注入水温度、1次系容積当りの注入流量(ACC では注入総量)は実炉条件を上回ることができる。ECCS の注入位置は、破断ループおよび健全ループの高温側および低温側配管、PV 上部および下部 プレナム、およびダウンカマ部2箇所合計8箇所、任意の注入位置に対して3系統の ECCS から任意の組合せで冷却水を注入できる。ただし注入ノズルは、それぞれの注入位置において3系統の ECCS について共通になっている。

試験装置内各部の温度、圧力、差圧、燃料棒表面温度、炉心発熱量、流出流量、ECCS 注入流量、循環ポンプ回転数、各種作動信号など86チャンネル(第2次模擬燃料集合体まで)の測定量の時間的変化は、デジタル電気信号として磁気テープに記録する。これを電子計算機を用いて物理量に換算した後にブラウン管ディスプレイ装置に図形表示し、測定データが正しいことを確認してから、グラフまたは数値の形でアウトプットする⁽⁶⁾。なお、Table 5 に示したように、第3次および第4次燃料集合体では、炉心計測が大幅に拡充されるため収録チャンネル数は104チャンネルとなり、さらにこれとは別に、100チャンネル以下のサンプリング

速度がやや遅いデータ収録装置によるデータの収録も行う。

IV. 実験計画

第I章で述べた研究目的を達成するために、ROSA-II試験においては、試験装置の1次冷却系配管を人為的に破断してLOCA 現象を現出させ、ECCS から非常冷却水を注入して、以下の各量の時間的変化を測定する。

(1) LOCA 前の運転状態

- ① 1次系代表圧力
- ② 1次系代表流体温度
- ③ 1次系循環流量
- ④ 燃料発熱量
- ⑤ 2次系代表圧力
- ⑥ 2次系代表流体温度

(2) 破断の条件

- ① 破断タイミング
- ② 各種連動々作の作動タイミング

(3) 破断直前から LOCA 終了までの事故現象

- ① 1次系各部圧力(圧力波測定を含む)
- ② 破断口オリフィス前後圧力
- ③ 1次系各部差圧
- ④ 1次系各部流体温度
- ⑤ 燃料棒表面温度または被覆材内面温度
- ⑥ 炉心流速、流れ方向、クオリティ、ボイド率等
(計測技術を開発中)

- ⑦ 流出流量
- ⑧ 流出二相流のクオリティ
- ⑨ 燃料発熱量
- ⑩ 1次系循環ポンプ回転数
- ⑪ 2次系代表圧力
- ⑫ 2次系代表流体温度

(4) ECCS 作動条件

- ① 注入開始および終了タイミング
- ② 注入流量
- ③ 注入総量
- ④ 注入水温度

(5) LOCA 終了後の状態

- ① 破断10min後の PV 残存水量

ROSA-II試験における主な試験項目と、それを実施する上で選択すべき主なパラメータについては Table 6 にまとめている。

Table 6 ROSA-II test items and parameters

(1) Parametric test
1. Effect of core heating and ECC on blowdown Core heating "ON"/"OFF", ECC "YES"/ "NO"
2. Fuel temperature behavior with cooling by ECC water Single ended break+Closed end side injection
3. Flow path of ECC water Broken/Unbroken loop injection
4. Effect of SG heat removal Secondary loop close/Blow
5. Separate effect of ECCS Coupled/One excepted/Individual/ All "NO" operation, injection location
6. Effect of break location Hot leg/Cold leg/Pump suction side
7. Effect of break size Orifice dia., Double ended/Single ended/Distributed/Split break
8. Effect of heating rate (DNB) Core heating power, Scrum timing
9. Effect of power distribution Uniform/Cos, One/Two region
10. Effect of pump operation Trip timing
(2) Actual reactor plant simulated test
1. Standard data of blowdown ECCS no operation
2. Effectiveness of ECCS Break location, Break size
3. Effectiveness margin of ECCS Double ended/Single ended/Distributed/ Split break, Break location, Break size, Secondary loop close/Blow
4. Effect of reactor type
(3) Development test of more effective ECCS
1. Effect of injection location
2. Effect of injection condition
3. New type ECCS

V. 実験結果の一部

本章では、第1次および第2次模擬燃料集合体を用いて行われた放出実験の中から、代表的な結果を選んで紹介する。

紹介するデータはすべて低温側配管破断の場合であり、HPCIは高温および低温側配管に、ACCは低温側配管に、またLPCIは高温側配管にそれぞれ注入した。以下のデータのうち、RUN 203は破断ループだけにECCS注入を行なって、破断ループに注入されたECCS注入水の影響を調べたものであり、RUN 303は同じ条件で破断と同時に2次系も放出させて、

SG 2次側の流体温度低下の影響を調べたものである。また、RUN 304は健全ループだけにECCS注入を行なって、健全ループに注入されたECCS注入水の影響を調べたものである。RUN 307, 308, 309は、ACCとLPCIの組合せ作動および単独作動を行なった一連の実験であって、これらの単独機能および組み合わせたことの効果を調べたものである。

なお以下に述べるのは、あくまでもROSA-IIという特定の系の中で実際に生じた現象およびその定性的な解釈であって、これらが実炉の場合にどう適用されるのかは、詳細な解析の裏付けがなければ結論を下せないことを特に指摘しておく。

1. ブローダウン現象

Fig. 5に、オリフィス口径37.5 mmφの低温側配管両端破断の場合の1次系各点の圧力挙動の1例を示す。この場合のECCS注入流量の記録はFig.19(a)に示すとおりである。加圧器では未飽和減圧が見られず、PVに比べて最大50 kg/cm²ほども高い圧力を保ちつつ飽和減圧しているが、1次系の他の点では、圧力降下幅50~90 kg/cm²の未飽和減圧(この中にはいわゆる遷移ブローダウン過程も含まれていると考えられる)の後に飽和減圧に入っている。

Fig. 5 A typical pressure transient in ROSA-II primary system

加圧器接続配管の中で二相臨界流が実現しているかどうかは、接続配管内の減圧量に著者の1人の理論⁽⁶⁾をあてはめてみると、加圧器液相部のほとんど蒸気を含まない飽和水が流出したと考えても、臨界流になっていないものと思われる。蒸気の混入がある場合には、臨界流における減圧量との違いはさらに大きいはずである。ただし、放出開始後20 sec以降のブローダウン末期については、圧力測定精度が十分であると仮定すれば、二相臨界流が実現した可能性がある。Moody⁽⁷⁾の臨界流モデルを使用したRELAP-3コード⁽⁸⁾による予備解析では、放出開始後20数secのころ

に臨界流が実現しているが、各時点での圧力の計算値と実測値とは十分には一致していないから、解析結果の妥当性について詳しい評価はできない。

Fig. 5 で最も注目されるのは、破断ループ循環ポンプ(P1)の吸込み側と破断口オリフィスNo.1 直上流との圧力差が40~50 kg/cm² にも達していることで、P1ポンプの内部で二相臨界流が実現している可能性がある。P1ポンプ吐出側ノズルの一部に流路が24 mmφ に絞られた部分があり、ここがポンプ内の最小流路断面位置になっているが、破断口オリフィス直径の37.5 mmφ に比べて小さいので、破断口だけでなく、ここでも二相臨界流に達することは理論的にも大いに考えられる。RELAP-3 コードによる解析でも、放出開始直後からこのような2箇所臨界流閉塞現象が認められている。また、破断口オリフィス直径が23.6 mmφ の場合に、P1ポンプの前後でたかだか13 kg/cm² 程度の差圧しか生じないことが、別の実験によって確認されている。以上の事実から、Fig. 5 の実験例において、P1ポンプ吐出側ノズルでも二相臨界流を生じたことはほぼ確実であり、実炉の場合でも、循環ポンプを単なる抵抗または駆動力とみなすだけでなく、その構造によっては絞りともみなした解析も行うべきであると考えられる。

2. ECCS 注入水の挙動

Fig. 6 は、オリフィス口径30.5 mmφ の低温側配管両端破断の実験例で、破断ループだけにECCS注入を行なった場合の1次系内各部の流体温度の挙動を示したものである。破断と同時に2次系を密閉したので、破断ループ蒸気発生器(SG1)および健全ループ蒸気発生器(SG2)の胴側温度はほぼ一定に保たれている。このときのECCS注入流量はFig. 7 に示すとおりである。なお、本図には示していないが、高温側配管にも低温側配管への注入流量に近い流量でHPCI

Fig. 6 Fluid temperature behavior (Broken loop ECCS injected, secondary system closed.)

Fig. 7 ECCS injection rate in RUN 203

から冷却水が注入されている。なお、健全ループにはECCS注入を行わなかった。

さて、Fig. 6 からわかるように、破断ループに注入された HPCI からの冷却水は、1 次系の流体温度挙動にほとんど影響を与えておらず、大口径破断では HPCI の効果が小さいことを示している。もちろん、注入した水は直接破断口から流出してしまったものと判断される。

ACC 注入水も、HPCI 注入水と同様に破断口からそのまま流出してしまう。しかし、1 次系圧力が十分低下してから注入される LPCI 注入水は、SG1 の蓄積熱に邪魔されて流出できず PV の方へ逆流するようである。このことは、SG1 入口温度が LPCI 作動後間もなくから規則的な自励振動を起すことから推定される。この自励振動は、SG1 に進入した冷却水の一部が SG1 の蓄積熱によって蒸発し、その発生圧力によって冷却水が PV の方に押しもどかれるという現象が周期的に繰り返されているものと解釈される。LPCI 注入水が PV の方へ逆流するらしいことは、後に述べる燃料温度挙動のデータからも裏付けられるし、PV 上下差圧のデータから、LPCI 注入によってごくわずかながら PV が蓄水されて行くことが認められることによっても裏付けられる。

LPCI 注入水が PV 側に逆流することは、炉心冷却に役立つという効果のほかに、高温側配管からの蒸気の流出を水封により止めてしまう効果を持つことに留意しなければならない。

Fig. 6 の P1 ポンプ出口の温度を見ると、放出開始直後の温度降下が他の測定点に比べて大きい。これは前節で述べたポンプ吐出側ノズルの二相臨界流閉塞のために他の場所よりも圧力が低く、したがって飽和温度が低いためである。

SG1 出口温度と P1 ポンプ出口温度とは、破断後約 20 sec から一旦上昇する。これは SG1 内のクオリテ

ィが増大してほとんど蒸気流になってしまうためである。この時点がACC1が作動しは始める時点とおおよそ一致しているので、ACC1の注水によってダウンカメラ側からの流出二相流のクォリティが下がって流出流量が増加し、その結果PV圧力が低下してSG1への流量が減少するという効果が重畳したことも考えられる。また、破断後40 sec付近で再びこれらの温度が低下するのはLPCIの影響であって、LPCIを高温側配管に注入する場合にだけ見られる挙動である。

次に、Fig. 6の健全ループ側の流体温度挙動を見ると、SG2出口側が非常に長時間にわたって過熱蒸気に覆われ、いわゆる蒸気滞留(Steam Binding)の状態にあることを示している。P2ポンプ出口側でもほぼ同じ時間にわたって蒸気滞留が見られるが、挙動は多少異なっている。この挙動の違いは、場所の違い(ポンプ出口はループの中での最も低い位置である)のほかに、熱電対の取付方向(SG2出口温度のみ熱電対が上から挿入されているので、シース表面を伝って感温部に水滴がたれる可能性がある)が影響したことも考えられる。

この蒸気滞留の原因は断定できないが、SG1入口付近には加圧器からの二相流体の流入等もあって多少水があり、それが蒸発してSG2を通る間に過熱蒸気になるものと解釈することができよう。また、熱電対が固体壁から輻射熱を直接受けることもあるであろう。上記の考えに従えば、SG2入口温度は破断後100 secころから水が蒸発しつくして上昇し始めて蒸発による発生圧力がなくなるため、低温側配管からのミストの進入が起ってP2ポンプ出口、SG2出口の順に冷却されるということになる。

Fig. 8は、上例とほぼ同じ試験条件で破断と同時に2次系も放出させた場合の、装置内各部の流体温度挙動を示す。熱電対の感温部が蒸気中に露出したため、放出開始後40 sec以後SG1およびSG2の胴側温度が高く維持されているが、2次系の残存水の温度がその後も下がり続けていることは、2次系圧力の記録により裏付けられている。この実験例におけるECCS注入流量はFig. 9に示すとおりであり、このほかに、低温側配管に総量として前例とほぼ同じ量のACCからの注入があった。

Fig. 8は、150 sec以降におけるSG2出口温度の上昇がそれほど顕著でない点を除けば、Fig. 6と大差ない温度挙動を見せており、30.5 mm ϕ という比較的大口径(実炉換算で主冷却配管断面積の約0.8倍に相当)の破断では、SG1、SG2の2次側温度挙動の影響はそ

Fig. 8 Fluid temperature behavior (Broken loop ECCS injected, secondary system simultaneously opened.)

Fig. 9 ECCS injection rate in RUN 303

れほど大きくないことを示している。このことは、大口徑破断においては、SG構造物の蓄積熱の影響に比べてSG2次側流体の保有熱エネルギーの影響が比較的小さいこと、すなわち、2次側流体の保有熱の影響が現れるにはかなり時間がかかることを意味する。

Fig. 10に、オリフィス口径30.5 mm ϕ の低温側配管両端破断において、健全ループにだけECCSを注入した場合のPV上下差圧の記録例を示す。またFig. 11には、その時の1次系各部の流体温度挙動の記録を、Fig. 12にはECCS注入流量の記録を示す。ただし、ACC注入流量はこの例では蓄圧タンクの水位変化から推定した平均値であり、このほかに高温側および低温側配管に対してごくわずかのHPCIからの注水があった。なお、本例では破断と同時に2次系を密閉したので、SG1、SG2の胴側温度はほぼ一定に保たれている。

ところで、健全ループ注水の場合にもブローダウン過程においては、HPCI、ACCともに注入水のほとんどが炉心をバイパスして破断口から流出してしまったと考えられるが、LPCIの注入水によってPVの保有水量が顕著に増大することが、Fig. 10とFig. 12の

Fig. 10 PV top-bottom pressure difference (Unbroken loop ECCS injected, secondary system closed.)

Fig. 11 Fluid temperature behavior (Unbroken loop ECCS injected, secondary system closed.)

Fig. 12 ECCS injection rate in RUN 304

照合によって知られる。すなわち、PV 上下差圧は LPCI 注入開始と同時に上昇し始めやがて飽和するが、LPCIの注入停止後は次第に減少している。PV 上下差圧が60 sec以降で飽和するのは、自由表面が1次系出口ノズル位置をこえて流出流量が急に増加したためである。なお、ACCの注入時間だけPV 上下差圧が負になっているのは、ダウンカマ内の蒸気の凝縮による下部プレナムの圧力低下により、炉心部の下向き

二相流が加速されたためである。

さて、本例では、破断ループに関してはSG1出口およびP1ポンプ出口温度の一時的な上昇がなくなって単調減少的になること、およびSG1入口温度の自励振動がなくなることのほかには、破断ループ注入の場合と大した違いはないが、PVおよび健全ループ内の流体温度挙動にはかなりの違いを生ずる。すなわち、Fig.11を見ると、SG2入口が長時間にわたって蒸気滞留を起しているから、高温側配管に注入したLPCI注入水は、PV上部プレナムに逆流したものと考えられる。したがって、Fig.10に見られたPVの保有水量の増加は、炉心を流下したLPCI注入水によって生じたものと考えられる。詳しくは次節で述べるが、炉心非加熱タイロッド最上位の温度が、Fig.11に見られるように、80~130 secで顕著に低下していることからこのことが証明できる。

SG2出口およびP2ポンプ出口で蒸気滞留が起っていないところから、SG2内の蒸気流はきわめて遅い速度でSG2入口の方へ逆流したものと想像され、破断ループ注水の場合と全く対照的である。この原因は、主としてLPCI注入水の吸引効果にあると考えられるが、先行するACC注入によってP2ポンプ付近に水がたまっていることも考慮すべきであろう。

最後に、この例では低温側配管に注入したACCの注入流量が非常に大きかったことから、破断ループのPV入口ノズルにおける流体温度が、ACC注入時間だけ極端に低下して、最低80°C程度になっている。この値はACC注入水温の67°Cに比べて13°Cしか高くない、ACC注入水が炉心をバイパスしてそのまま破断口から流出していることを示す。しかし、これはACC注入流量が非常に大きい場合の特殊例であって、通常の(1次系容積換算で実炉なみの)条件では、破断ループのPV入口ノズル温度は、その時点における飽和温度が、それになんかなり近い温度になることを付記する。(Fig.20参照)

なお、2次系流体温度の影響については、破断と同時に2次系を開放する試験を行なった結果、破断ループ注水の場合と同じように、破断オリフィス口径が30.5 mmφ程度の大口徑破断においては顕著な影響は認められなかった。

3. 燃料温度の挙動

Fig.13は、Fig.6,7と同じ実験例における高熱流束燃料棒(炉心の中心)および非発熱タイロッド(炉心中間部)の中央熱電対の示した温度挙動を、熱負荷とともに示したものである。

Fig. 13 Fuel temperature behavior
(Broken loop ECCS injected,
secondary system closed.)

ブローダウン開始後、飽和温度と平行して低下して来た燃料温度(高熱流束燃料棒ではシース内面温度)は、燃料集合体が冷却材から露出することにより、20 sec ごろにまず高熱流束燃料棒が、つづいてタイロッドが急上昇を開始する。高熱流束燃料棒の温度上昇速度はタイロッドのそれよりも大きい。本例では、放出開始後 50 sec に炉心加熱を停止したため約 390°C で温度上昇が止まり、その後ゆっくりと下降しているが、加熱を続けられずと高温になるであろうことは容易に推測される。これは、本例では破断ループにしか ECCS 注入を行わなかったため、このことは後述の健全ループ注水のデータとの比較により明らかである。

高熱流束燃料棒もタイロッドも、最終的には水にぬれることによって燃料温度が急低下(Quench)して飽和温度に近い 120°C 近辺に落ちついてしまうが、温度急低下の様子を詳細に見ると、多くの知見を引き出すことができる。すなわち、Fig. 14(a) および (b) はそれぞれ高熱流束燃料棒(炉心の中心)およびタイロッド(炉心中間部)の各計測点の温度挙動を示すが、高熱流

束燃料棒では、急低下直前の燃料温度は 300°C~400°C 程度であり(他の例では 600°C を超える場合も記録されている)、最上位置(TF1) からかなりの時間をかけて順次下方に急低下点が移動して行くのに対し、タイロッドでは急低下直前の表面温度は 220°C~250°C 程度であり、上から下までほとんど同時に(厳密には最上位置から順次に)急低下している。このことは、高熱流束燃料棒では、PV 上部プレナムから水が供給されても燃料温度が高すぎるためになかなかぬれないのに対して、タイロッドでは、PV 上部プレナムに水が来るとただちにぬれることを示している。Fig. 6, 7 を参照すると、タイロッドの表面温度が急低下する時刻(約 43 sec)は、LPCI 作動開始(約 29 sec)から 14 sec 後にあたっており、さらに SG1 入口温度の自励振動開始(約 37 sec)から 6 sec 後にあたっているから、タイロッドの冷却が PV 上部プレナムに到達した LPCI 注入水によってなされたと考えるのが最も自然な解釈である。いずれにせよ、PV 上部プレナムの水が非加熱面を伝わって流下したことは、炉心部の冷却を考えるうえで極めて重要な情報であるといえよう。

Fig. 15 は、Fig. 8, 9 の実験例における高熱流束燃料棒(炉心中央)の温度挙動(シース内面温度)を示す。本図は基本的には Fig. 14(a) と同じ特性を見せているが、炉心の上方からだけでなく下方からも冷却されていることが、TF1 および TF3 で 2 回急冷されていることなどが異なっている。前者は、非加熱面を流下した水が PV 下部プレナムに蓄積したためと考えられ、PV 上下差圧のデータからもこのことが裏付けられる。後者は、上部プレナムから流路空間や隣接の加熱面を伝わって落下して来た水によって一時的に冷却された結果と考えられ、2 度目の急冷が本格的なぬれに

Fig. 14 Temperature behavior (Broken loop ECCS injected, secondary system closed.)

Fig. 15 Temperature behavior of center high flux rod (Broken loop ECCS injected, secondary system simultaneously opened.)

対応するものと思われる。

Fig.16は、Fig.10~12の実験例における高熱流束燃料棒(炉心の中心)の温度挙動を示す。これによれば、健全ループ高温側配管への LPCI 注入は炉心の冷却にきわめて有効であって、LPCI の注水を停止した後 TF1 から順次燃料温度の急上昇が見られるだけである。これはすでに前節で述べたように、健全ループ高温側配管に注入された LPCI 注入水が PV 上部プレナムから炉心を通して下部プレナムに流下し、そのために PV が全体的に蓄水されたためであって、LPCI 停止後しばらくたって、PV 蓄水量がかなり減少してから初めて燃料温度が上昇を開始したことが、Fig. 10 との照合によってよく理解できる。なお、ここには示さないが、非加熱タイロッドの各点の表面温度挙動の記録により、炉心部の流体温度が LPCI の注入によって最上位置から順次低下し、LPCI 停止後、発泡による自然循環および自由表面の低下により、最上位置

Fig. 16 Temperature behavior of center high flux rod (Unbroken loop ECCS injected, secondary system closed.)

から順次回復の様子が確認されている。

4. ACC(低温側配管注入)と LPCI (高温側配管注入)の機能

Fig.17は、オリフィス口径 37.5 mmφ(実炉換算で主冷却配管断面積の約1.20倍に相当)の低温側配管両端破断において、

- (1) ACC, LPCI 組合せ作動……RUN 307
- (2) ACC 単独作動 ……………RUN 308
- (3) LPCI 単独作動 ……………RUN 309

の3通りの ECCS 注水を行なった時の各 RUN における PV 上下差圧の比較を示す。また、Fig. 18(a)~(f) に高熱流束燃料棒(炉心の中心)および非発熱タイロッド(炉心中間部)の温度挙動(高熱流束燃料棒ではシース内面温度)を熱負荷とともに示す。なお、これらの RUN における ECCS 注入流量の記録は Fig. 19(a)~(c) に示すとおりである。

Fig. 17 PV top-bottom pressure difference in RUN 307, 308 and 309

Fig.17からわかるように、ACC と LPCI をともに作動させた RUN 307と、LPCI だけを単独に作動させた RUN 309 とでは、PV 上下差圧に関しては目立った違いが見られず、ブローダウン過程でほとんど空になった PV は、LPCI からの冷却水によってある程度再蓄水されている。これに対して、ACC だけを単独作動させた RUN 308 では、PV は再蓄水されることなく PV 上下差圧はゼロに近い一定の値に保持されている。すなわち、ACC 注入水はほとんどすべて炉心をバイパスして破断口から流出してしまうことがわかる。PV の再蓄水が LPCI の作動によるものであることは、RUN 307で LPCI の注入を停止した160 sec以降でPV 上下差圧が減少していることから明らかにである。なお、RUN 307 および 309 の PV 上下差圧の増加割合が Fig.10 に示した RUN 304の場合に比べ

Fig. 18 Temperature behavior

て小さいのは、破断口オリフィス直径が大きく、したがって流出流量が大きいからである。

各 RUN とも放出開始直後に PV 上下差圧はほとんどゼロになり、やがてある時間は負の値になっている。これは炉心部の流れが負(下向き)になるためであ

る。ACC を作動させた RUN 307 および 308 で PV 上下差圧が負になる程度と時間がともに大きいのは、ACC 注水によって PV ダウンカマや低温側配管における凝縮減圧が促進されて、炉心部の下向き二相流が加速されるためと解釈される。

(a) RUN 307

(b) RUN 308

(c) RUN 309

Fig. 19 ECCS injection rate

次に、燃料表面温度の挙動を見ると、高熱流束燃料棒においても非発熱タイロッドにおいても、RUN307と309が比較的類似の挙動を示すことがFig. 18(a)～(f)の比較によってわかる。すなわち、RUN 308ではECCSによる冷却が悪く、炉心加熱を停止しない限り高熱流束燃料棒の温度は上昇し続け、タイロッドについても、高熱流束燃料棒から輻射熱を受けることによって、放出開始前の構造材温度(流体温度に等しい)よりもさらに高温に達しているのに対して、これら2つのRUNでは、露出によって高熱流束燃料棒の表面温度はある程度は上昇するが、やがてECCS(とくにLPCI)注入水により急冷されて飽和温度に近い120°C前後の温度に落ちついてしまう。また、タイロッドについても、飽和温度に平行して低下するだけ

で、温度の上昇は認められない。

このようにACCだけでは炉心冷却が不十分なのは、ACC注入水が炉心をバイパスして破断口から流出してしまうからであるが、より詳細にデータを検討してみると、ACCが炉心冷却に果たす役割が明らかにされる。すなわち、Fig. 18(a)と(e)との比較から、RUN 307の方が309よりも燃料温度の最高値が低く、ACCの先行注入がLPCIの冷却効果を高めていることがわかる。この理由としては、①ACC注入水がPVダウンカマや低温側配管内の蒸気を凝縮させて下部プレナムの圧力を下げ、炉心部の下向き二相流を加速させる結果LPCI注入水が炉心に入りやすくなること、および②ACC注入水がダウンカマや下部プレナム内の残存流体の保有熱を奪い、さらに残存流体を介して間接的に構造物の蓄積熱を奪ってしまうため、ACC注入終了後もこれらの場所での蒸気発生が低く抑えられ炉心部での上向き蒸気流の発生およびそれによるフラッシング効果が減少することが挙げられる。ACC注入水が残存流体および構造物から奪う熱量がかなりの値になることは、Fig. 20にRUN 307の例を示すように、PV破断ループ入口ノズルにおける流出流体温度が、ACC注入期間を通じてほぼ飽和温度に保たれていることから推定できる。同図には参考値として、PV下部プレナム圧力に対する飽和温度と、ACC2注入水が熱を奪って破断ループ入口温度の水になって流出すると仮定したときの熱除去量の積分値とを併記してある。

Fig. 20 Fluid temperature behavior at broken loop inlet nozzle in RUN 307

なお、Fig. 18(a), (c) および (e) では、炉心中心燃料棒の温度挙動しか示していないが、RUN 307, 309の他の測定点での温度記録を総合的に検討してみると、高温側配管に注入されたLPCI注入水による炉心冷却の様相はきわめて複雑で、時間的、場所的にまったく違った燃料棒温度挙動が得られている。すなわち、炉心内の場所によっては何回も昇温と急冷を繰り返している

し、また最高 700°C を超えた測定点もある。このことは、冷却過程における蒸気および冷却水の流動が、ROSA-II 程度の大きさの炉心においてもまったく 3 次元的に進行していること、およびそれが圧力変化や熱伝達の影響を受けて時々刻々変化していることを意味している。これらのことから、高温側配管に注入された LPCI 注入水による冷却過程はきわめて複雑かつ不安定な現象であって、細かい点についての再現性は期待できないものと推定される。

健全ループおよび破断ループの両方に ECCS を注入した場合の 1 次系内の流体温度挙動は、Fig. 21(a) および (b) に RUN 307 の例を挙げたように、破断ループだけに ECCS 注入を行なった Fig. 6 の場合に近い特性を示す。これらの例では、破断オリフィス口径や HPCI の作動に違いがあるので一概にはいえないが、破断ループに注入された ECCS 注入水が 1 次系全体の流動パターンに与える影響は、無視できないものと考えられる。

Fig. 21 Fluid temperature behavior (Broken and unbroken loop ECCS injected.)

5. その他

Fig. 22 に、Fig. 10~12 に示したのと同じ実験例

における SG2 入口圧力の挙動を、SG2 入口温度および LPCI 2 注入流量とともに示す。放出開始後 70~90 sec で激しい圧力パルスが発生しており、その最大波高値は 40 kg/cm²・G を超えている。

Fig. 22 An example of pressure pulsation due to ECCS injection

この時間帯は LPCI 2 注入開始から 44~64 sec にあっており、すでに蒸気滞留状態になっている SG2 入口の流体温度が大略この時間帯だけ低くなっていることが図から読み取れる。このことから、この圧力パルスが LPCI 2 注入による過熱蒸気の激しい凝縮に起因することが容易に推定される。このパルスがプラントの安全上どのように問題になるかは別として、ROSA-II 装置のいろいろな場所で時々この種の圧力パルスの発生が見られた事実を紹介しておく。

Ⅶ. 結 言

本報では、現在、日本原子力研究所で実施中の RO-SA-II 計画について、試験計画および実験装置の概要を紹介し、合せて第 1 次および第 2 次模擬燃料集合体を用いて行われた放出実験の中から典型的な結果を、その解釈とともに紹介した。なお、本報で紹介した実験結果は、低温側配管破断において LPCI を高温側配管に注入した場合のみである。LPCI を低温側配管や PV の上部または下部プレナム等に注入すると炉心冷却の様子はかなり違ったものになるが、それについては次の機会に報告する。

さて、緒言でも述べたように、ROSA-II 装置の中で生ずる事故現象は、そのまま大型の PWR プラントにおけるそれを模擬するものではない。したがって、これらが実炉の場合にあてはまるか否かは、詳細な解析の裏付けがなければ結論を下すことはできない。

ROSA-II 試験そのものについても、破断位置、破断口径、ECCS 注入位置、注入条件、炉心発熱量などをパラメトリックに変化させて広範囲な実験を行う必要があり、さらに炉心部やダウンカム等における二相流

挙動についても、もっと詳細な情報を得る必要がある。これらは、解析による知識の一般化と並んで ROSA-II 計画の今後課題に課せられた最大の課題であると考えられる。

本稿を終るにあたり、ROSA-II 計画を遂行する上でいろいろと有益な助言をいただいた ROSA 研究委員会委員長 内田秀雄東大教授を初め委員各位に深く感謝の意を表する。

—参考文献—

- (1) OLSON, D.J.: Semiscale blowdown and emergency core cooling (ECC) project test report—Test 845 (ECC Injection), ANCR-1014, (1972).
- (2) *idem*: *ibid.* —Tests 848, 849 and 850 (ECC Injection), ANCR-1036, (1972).
- (3) CURRY, T.E.: Semiscale project test data report—Test 851, ANCR-1065, (1972).
- (4) 島宗弘治, 斯波正誼: 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), 本誌, 14 [5], 231~240 (1972).
- (5) 中村康弘, 他: GROS-II: グラフィック・ディスプレイを用いた ROSA-II のための対話型データ解析システム, JAERI-M 6237, (1975).
- (6) 安達公道: 高速二相流に関する研究(I), 流れに沿う状態変化と臨界流の理論, 本誌, 15[10], 693~701(1973).
- (7) MOODY, F.J.: Maximum flow rate of a single component, two-phase mixture, *Trans. ASME*, Ser. C, 87[1], 134 (1965).
- (8) RETTING, W.H., *et al.*: RELAP-3: A computer program for reactor blowdown analysis, IN-1321, (1970).

現代科学

ラマーシュ (仁科浩二郎・武田充司訳)

原子炉の初等理論(上下)

初学者や技術者のために原子炉理論を詳しく、懇切丁寧に解説されている。また現在の炉設計に役立つ基礎項目も含まれ、各章には豊富に参考文献があげられている。そして多様な演習問題は本書の特長である。学部学生・現場の技術者のテキストとして最適であり、一方研究者・専門家にとっては、基礎項目のマニュアルとして座右に置くのに手頃である。 価 上・4,000円 下・3,500円

▶ 主 要 内 容 ◀

【上巻】原子核物理の復習／中性子と物理の相互作用／核分裂／中性子が連鎖反応を起こす体系／中性子の拡散／吸収のない場合の中性子の減速／吸収と核分裂を伴う場合の中性子の減速／低エネルギー中性子／裸の熱中性子炉のフェルミ理論／付録 I. 定数およびデータ II. 特殊関数
【下巻】多領域の原子炉一組分け拡散の方法／非均質原子炉／原子炉出力の時間的な変動／反応度の変化／制御棒／振動論

物理学叢書

(既刊40冊)

- 1 原子核物理学 フェルミ
小林 稔訳
2,800円
- 2・9 新版量子力学 シュッ
井上 健訳
上・3,000円 下・2,600円
- 別巻 量子力学演習 井上 健監修
三枝 寿勝 著
瀬 藤 憲 昭
2,400円
- 11 古典力学 ゴールドスタイン
(新訂版) 3,800円
野間 進他訳
- 別巻 古典力学演習 瀬 藤 憲 昭 著
吉田 俊 博
2,200円
- 14 原子核理論 ランダウ, スモロ
ディンスキー
1,800円
高木 修二訳
- 25・27 核の磁性 アブラガム
富田和久他訳
上・4,200円 下・4,200円

吉岡書店 606 京都市左京区田中門前町87
075(781)4747 振替 京都4624