資 料

世界の高速実験炉運転経験の評価, (Ⅶ)

エンリコ・フェルミ FBR および ドンレー FBR の1967~1968年

中 川 弘*, 二 見 常 夫*

(1969年 7月22日 受理)

*Appraisal Study of Reported Operating Experiences of
Various Fast Breeder Reactors in the World, (Ⅶ)**Enrico Fermi APP & Dounreay FBR in 1967~1968*

By Hiroshi NAKAGAWA and Tsuneo FUTAMI

As a sequel to the precedent reports (Vol. 11, No. 4~6, No. 8~10, this Journal^{(34)~(39)}), the present article reviews and evaluates the operating experiences of Enrico Fermi APP and Dounreay FBR in 1967~1968.

前報にひきつづき^{(34)~(39)}, 1967年から1968年にかけてエンリコ・フェルミ FBR(米)およびドンレー FBR(英)において得られた経験の主なものを取りまとめ紹介する。この両者はこの期間、故障修理のため停止した。すなわち、エンリコ・フェルミ FBR は1966年10月5日に発生した燃料溶融事故の修理、ドンレー FBR は1967年春から夏へかけて原子炉容器の Na 出口ノズル付近の微小漏洩が発見されその修理にそれぞれ終始した。

しかしエンリコ・フェルミ FBR では、大いなる意欲をもって技術的困難を克服してその修理をほぼ終えており(1969年秋現在)、ドンレー FBR も微小漏洩の位置の検知に非常な苦心と工夫をし、また従来修理不可能とされていた部位の修理に成功して再び運転を開始している(1968年6月)。

これらの故障診断技術、事故回復作業を通じて眺めると、Na 冷却 FBR の運営や事故の修復方法、微小漏洩の位置をつきとめる方法などに大きな工夫のあとがうかがえて、今後もしもこの種の類似の場面に遭遇した際には参考とするべき点が非常に多いのではないかと考えられる。信頼性の高い FBR の設計開発の上にも大いに参考になると思われる。

I. エンリコ・フェルミ FBR の1967~1968年

1. 炉心溶融事故以前の運転状況の概要

炉心溶融事故以前の運転状況については本シリーズの(I)ですでに述べたのでそれを参照されたい⁽³⁵⁾。事故になんらかの関係を持つと思われるが、1966年8月5日~7日にフェルミ炉が100 MWt 出力で60 hr の運転を達成した時、原子炉出口温度高が検出された。さらにその後行なった65 MWt 運転でこれが確認されたので、出口温度高を示したサブ・アセンブリの位置を変更している。

2. 溶融事故時(1966年10月4, 5日)の運転状況⁽⁴⁴⁾

10月4日からの運転再開と試験計画は、原子炉容器内移送ロータ, No. 1 蒸気発生器, サブ・アセンブリ出口等における温度の測定, 主蒸気バイパス・ラインに取り付けた新しい圧力制御装置の調整結果のチェック, 自動給水制御系の調整などが主であった。

10月4日 20:00 臨界, 同23:08 1 MWt

10月5日 3:45 1次冷却材温度 518.2°F, 65.2
Ihr を測定。それまでの運転経験からして起動
が正常に行われていることを確認。

同13:45 出力上昇開始。

同14:00 出力が約5 MWtに達したところでボイ
ラ給水ポンプ制御系が故障し、出力を約2 MWt
に下げた。

* 東京電力(株)東電原子力開発研究所(At. Power Res. & Develop. Inst., Tokyo Elec. Power Co., Inc.)

同14:20 出力上昇を再開し 8 MWt に達したところで原子炉を自動制御系に入れた。

同14:45 出力が13 MWt に達したところでボイラ給水ポンプを自動制御系に入れた。

同15:00 出力が20 MWt に達したところで中性子レベルと dn/dt 信号の乱れを運転員が見つけたが、以前にも経験した現象であり、制御系が雑音を拾ったものと考えた。制御系を手動に戻し、乱れが消えたところで再び自動に入れた。

同15:05 給水制御系を自動に入れたところで再び dn/dt 信号の乱れを観測、また制御棒が出力レベルに相当する以上に引き抜かれたことに気がついた。出口上昇を止めて炉心出口温度をチェックした結果、サブ・アッセンブリーM-140, M-098の出口温度高を検知した。M-140とM-098の出口温度は712°と690°F でおおの正常温度より115°, 80°F 高い値であった。この時の原子炉入口温度は535°F, 平均出口温度600°F で出力は31 MWt であった。

同15:09 上部原子炉建屋廃棄ダクト内放射能大の警報が鳴った。ただちに出力を下げる操作を開始し、格納容器は自動的に隔離された。またF.P. 検出建屋内のF.P. 検出器もセット値を越え隔離された。

同15:20 原子炉の状況評価が完了し、原子炉を手動でスクラムした。この結果、出力は26 MWt から瞬間的に3.3 MWt に下がった。

同16:50 1次カバー・ガスのサンプリングを行なった。

3. 事故直後の検査状況

(1966年10月6日～1967年7月)⁽⁴⁴⁾

(1) 安全棒引抜き試験(1966年10月6日): -422 の反応度損失を測定し、事故が部分的で炉心全体にわたっていないことを知った。

(2) ポンプ流量試験(1966年10月21日): 同じく事故の規模を知るため炉心圧力降下の変化を測定した。流量は -2% 、水頭は $+4\%$ の変化を示し、閉塞があったとしても6アッセンブリー以内とみられた。ただし、これは以前から誤差範囲に入る程度の値であることがわかっている⁽⁸⁵⁾。流量減衰試験は差異なく、また聴音試験を行なったが、これは以前に試験例がなく何とも判断を下しかねた。

(3) ホールド・ダウン機構の引上げ⁽⁴⁴⁾: 同時にホールダウン機構とサブ・アッセンブリー攪み用ヘッ

ドとの分離を確認した。

(4) オフセット・ハンドリング・マシン(OHM)による重量検査(1967年1月終了)⁽⁴⁴⁾: サブ・アッセンブリーを格子位置から約 $\frac{1}{4}$ in. 引き上げる力を測定した。これはOHMのバネの伸びの長さの変化から、要する力の測定を行なったものであるが、感度をよくするために弱いバネにとりかえている。感度は ± 20 lb 程度である。炉心サブ・アッセンブリーの重量が112 lb であるところを大いに力を要し、M-127 サブ・アッセンブリーは570 lb, M-098は568 lb, M-122は543 lb を示した。M-127とM-122に隣接するM-140を取り出したのち、再び引き上げによる重量の測定を行なった。今度は前述のサブ・アッセンブリーはそれぞれ563 lb, 457 lb, 457 lb を示し、またこの時 M-127 と M-098 が溶着していることが発見された。

(5) サブ・アッセンブリーの取り出しと検査(1967年1月～5月)⁽⁴⁴⁾: まず不審の目でみられていたサブ・アッセンブリーを4本程度取り出して Battelle Memorial Institute (Columbus, Ohio) へ輸送して各種の検査を行なった。はじめに送り出された燃料アッセンブリーは次のようなものがある。

M-091: 10月5日の事故のしばらく前に出口温度測定用の熱電対の指針が高くなっており位置を交換したもの。

M-099: 燃焼度が0.2%の時点の試料として取り出した2本のアッセンブリーの1本で、必要に応じて再検査するため貯蔵室に保存してあったもの。

M-140: 以前に熱電対の指示が通常よりも127°F も高く他の位置へ移動されたもの。

M-156: 19通りのさまざまな成形加工法によって製造された燃料ビンより成るアッセンブリーである。

検査の結果、これらはいずれも燃料ビン、アッセンブリー共にほぼ完全で、閉塞の徴候やアッセンブリー出口温度上昇や破損の原因らしきものは見当らなかった。M-140のみは少し曲がっていたが、これは隣接するアッセンブリーからの溶融金属が流れ出てきたためと見られた。

次に、溶融して融着した2本の燃料の取出しにとりかかった。炉心内は上部サポート・プレートの下1 in. までNaをドレンしM-127とM-098の融着状態を詳細にボロスコープを使って検査し、2本がわずかな部分で融着していることを確かめた。その後特殊なノミを用意し、光学系の助けを借りて両サブ・アッセンブリ

一を分離して1本ずつ取り出すことに成功した。この間、使用に至らなかったが、2本のアッセンブリーを同時に掴み引き上げる装置、2本同時に収納するキャスク等を設計し発注している。M-098とM-127アッセンブリーはBMIに輸送されて検査を受けた結果、M-127は全重量は変化なし、重心が11/16 in. 下方に移動、サブ・アッセンブリー上部が彎曲していることなどがわかった。また、両アッセンブリーともに内部に閉塞を起こす原因となるような物はなかった。引き続きM-098に隣接するM-122を取り出して検査し、合金燃料の相転位から温度が約1,100°Fに達したことが判明した。

4. 異物の発見と取出し

(1967年8月～1968年12月)⁽⁴⁹⁾

(1) プレナム部への接近： 原子炉上部の回転遮蔽ブラグにある直径6 in. の1対の貫通孔から、直径14 in. の主冷却回路のエルボー部分に穴をあけて、ここから遠隔操作器具を挿入したが、おのおの不活性ガス雰囲気中で作業をすすめる必要があつて厄介であつた。上部の回転遮蔽部の貫通孔は上にバルブとグラندシールのついたスタンドパイプを取り付け、作業期間中はここからベリスコープ、光源、特殊カメラ、spine tool等を入れた。冷却管からは、エルボーにあけた穴のところにグローブ・ボックスを取り付け、作業中はそれを介して新設計の遠隔操作のフレキシブル・グリップ(直径5 in. の長く柔軟な金属製ホースとグリップ)を挿入した。グローブ・ボックスからはみ出す長い機器にはプラスチックの袋をかぶせた。

(2) 外ずれたZr板の確認(1968年1月)と取出し(1968年3月)： 1方向のみに曲がる小さなコンベヤー・チェーンからなる器具を作り、プレナム内の異物をプレナム内の写真を撮りやすい場所に動かし、新設計のベリスコープを製作し、強い光源、特殊カメラ(顕微鏡用のNikon)を用いて遠隔操作でカメラを操作し、100枚以上の異物の写真を撮影した。

入口プレナムの実物大モック・アップと異物の模型とを比較することにより、この異物は下部プレナム中央の円錐形フロー・ガイドの表面を、燃料溶融事故の際に溶融UからS.S.を保護する目的で設けられた厚さ0.04 in. のZrカバー板の1枚が、Na流によりZr板の取付け部が破損して剥がれ落ちたものであるらしいことがわかった。円錐の一面からZr板がなくなり3本のネジがいまだ残っていることも観察された。

これ以後このZr板を取り出す器具の設計製作を意

欲的に展開し、先に述べたspine toolで異物を拾い上げてプレナム中を動かし、フレキシブル・グリップのグリップ部で掴み、金属製の柔軟なホース内に引き入れて、とうとう問題のZr板を外に取り出すことに成功した(1968年3月)。勘違いがあつて異物の寸法が直径5 in. のホースに入るには少し大きすぎたことや(のちにグリップに牙をつけて握りつぶした)、光源用のランプが時々断線したこと(のちに石英のシュラウドでランプを覆い、シュラウドとランプの間をArガスを流して冷却した)、など苦労を重ねつつも、成功裡に事が運ばれている。

本番の作業をする前に実寸規模と実際の光源状態の中で試験できるモック・アップを作り、取出し作業手順を詳しく検討した。

(3) 残るZr板の取出し(1968年12月)

残りの5枚に対する危惧やAECの警告もあり、また安全解析をさらに行なつた結果、なくともよいことがわかつたので、残る5枚のZr板(実際はさらに1枚外ずれていたので4枚)のおのおの3本の取付けネジを外ずし、Zr板を外す作業にとりかかつた。ネジを外すのに遠隔操作のノミによる法、遠隔操作のアーク溶接による法の2方法が検討されたが、結局アーク溶接法(1,350 Aの電流で0.3 secのバルス)が採用された。その理由は、与える衝撃が少ない、ネジ金属片等の飛散がない、ZrとS.S.の間に強い結合が生じない、等の好成績がモック・アップ試験で得られたからである。また、それにもなつて遠隔操作器具類に設計の改良を加えた。すなわち、spine toolを液圧駆動としてベリスコープの傍でspine toolのグリップの操作ができるようにし、またグリップ自体も回転できるようにした。

フレキシブル・グリップの方はグリップがフレキシブル・ホースから出入りができ、かつ握る力が以前より強いものとされた。これらの実際の取出し作業を始めるにあたって大がかりなモック・アップ試験がなされた。

他のZr板の状況は、フローガイドの南西部でネジが1つ紛失していたが、Zr板は付いておりその他は完全であつた。ただし、この時は上部遮蔽ブラグ貫通孔の都合からフロー・ガイドの南と北の部分は見る事ができず、外ずれたZr板は1枚と考えられていた。

プレナム内で発見された他の異物は、ベリスコープを挿入する際炉の構造物と当って削り取られたと思われる大きさ約 $\frac{1}{2}$ in. $\times$ $\frac{1}{4}$ in. かんなくず状のAl3個、

黒こげた紙, ネジ, 小さな金属片多数, Na酸化物多数等であった。U-Mo合金と思われるものは発見されなかった。

このような苦勞の末1968年12月遂に残る5枚のZr板の取出しに成功した。なお, この時の取出し作業中に, 先に見ることのできなかったフロー・ガイドの南と北の部分を調べた結果, 南部のZr板もはがれていたことを見出している。

(4) 1次Naのドレン: この取出し作業を通じて, 炉心内のNaを数回ドレンしたりもとに戻したりする必要にせまられた。この原子炉は往時の安全設計方針から炉心Naがドレンされないよう, したがって, ドレン配管やその設備は設けられていなかったため, 放射性Naを随分苦勞して数回ドレンしている。この事故の経験にもとづいてAPDAは原子炉容器中のNaが万一の時にはドレンできるような設計をとることを勧告している。

5. 事故の経験からなされた勧告⁽¹⁴⁾

高価な対価と苦しい経験の結果であるが, この事故にはいくつかの有益な教訓があり, またAPDAから今後のFBRの設計についていくつかの勧告が出されている。それらの主なものを述べると以下のとおりになる。

- (1) 燃料アセンブリの冷却材流路を閉塞する異物, 不純物による析出物などを, いち早く検出するモニタおよび適当な構造系による閉塞防止系を設けること。比較的ゆるやかに進む流路閉塞と急激に生ずるもののおおのの特性に応じた炉内モニタ方法を開発する必要があること。
- (2) 炉心溶融の徴候その他の異常現象をいち早く検知し, 原子炉を早期に停止に導くこと。このため, 炉心内モニタ, 信号解析系等の研究開発を一層積極的に進めること。
- (3) 燃料溶融事故等が万一発生した場合を考えて, 事故処理のしやすい設計としておくこと。たとえば数本融着した燃料アセンブリをそのまま炉外に取り出すための機器, 貫通孔等の配慮, 1次Naをドレンするなんらかの手段を講じておく必要性, 炉内検査のため全炉心燃料を取り出して一時貯蔵, 冷却する施設, 炉心内を検査する光学系, 現場における照射済燃料検査施設の必要性があること。

6. 運転再開の準備(1969年～)⁽¹⁴⁾

異物取出し用のフレキシブル・グリッパを入れるた

めに開けた1次配管の穴を再溶接し, 1次Naの充填と浄化を行い, また同種の事故を防止するために開発したMDA (Multifunction Detection Analyzer)⁽¹⁵⁾を取り付けた。これは反応度バランス, サブ・アセンブリ—入口出口間における冷却材温度上昇, F.P.検出等をそれぞれ5 sec, 1 min, 1～5 minごとに算出して, 異常値を示す場合, 警報とスクラムを行うものである。

その後U.S.AECの要求により各燃料アセンブリ—下端に, 異物による流路閉塞から保護する籠状に突出したフロー・ガードをとりつけつつある。これに伴いアセンブリがやや長くなったので, 燃料交換時の炉内外移動に際して支障がないことも検討している。

臨界の予定は1970年2月12日とされ, 最後の準備が進められている。再起動計画は従来の起動手順とほぼ同じで⁽³⁵⁾⁽⁴¹⁾, 次のような項目が挙げられている。

臨界前試験: 1次Na流量特性試験, ホールド・ダウン機構の整列状態の試験, 制御棒・安全棒駆動試験

低出力試験: isothermal 温度係数測定, 制御棒校正, 安全棒落下試験, 炉心reproducibilityの決定, 伝達関数の測定

高出力試験: 反応度出力係数測定, 炉心出口温度分布測定, 伝達関数測定

なお, これらの各種試験を行なった後, 4月中旬約2週間200 MWtの認可全出力でデモンストレーション運転を行う予定である。その後は定常運転のために制御棒駆動機構の多少の手直しを行なった後, 酸化物燃料の照射試験のため110 MWtで運転される模様である。

7. 追記

U.S.AECは1966年8月よりエンリコ・フェルミ炉での運転経験等を収集しつつあり, APDAより毎月レポートとなってAECに提出されている。このレポートは直接関連ある場合を除いてやや詳しくすぎるが, 参考文献⁽⁴⁵⁾に掲げた。またAPDAも独自に主要機器の設計, 製作, 運転を通じて得られた経験をまとめつつあり, 蒸気発生器⁽³²⁾, 制御棒駆動機構⁽⁴⁰⁾, 1次Na系ポンプ⁽⁴²⁾等について, すでにまとまった資料として発表されている。

本稿は主として参考文献^{(37)～(45)}をよりどころとした。

II. ドンレー FBR の1967～1968年⁽³⁷⁾⁽³⁸⁾

漏洩事故以前の運転状況については, 本シリーズの

(Ⅲ)ですでに述べたのでそれを参照されたい⁽²⁸⁾。

1. 漏洩の発見(1967年5月9日)

1次冷却系 NaK 漏洩の警報が鳴った。警報は、原子炉容器壁の外側 $\frac{1}{8}$ in. の間隔において、および Na 出入口配管部では容器壁から約 8 ft. までの部分を覆うリーク・ジャケットの下部の、小さなドレン・タンクに設けられたスパーク・プラグ型検出器からのものであった。その後、リーク・ジャケットから採取された NaK 試料を分析した結果、3ヵ月間程度主冷却回路から隔離されていたような、古い F.P. を含むことが判明した。これは漏洩率が非常に小さいことを物語っている。

2. 冷却材温度と漏洩, 原子炉の停止 (1967年7月29日)

原子炉を停止すると、系は 35 psi に加圧されたままであったが、漏洩は停止した。原子炉を停止した状態で漏洩を再開させて確認することはうまくゆかず、原子炉を再び運転開始したら、2日後にリーク・ジャケットに漏洩が再現し、100 l/日の漏洩率で3週間、ほぼ一定の状態で漏洩が続いた。

その後2, 3日して漏洩が増加したので、1967年7月29日とうとう修理のため原子炉を停止した。この時も原子炉が停止すると漏洩も止まっている。このように原子炉内で発熱が停止すると止まるような漏洩の性質であること、および計算によると、漏洩は直径 0.015 in. 程度の小さな穴に相当することなどが初めの手がかりであった。

3. 漏洩個所の検査の方針

漏洩が小規模であることと、このように性質が厄介なので、いくつかの方法を考えなければ漏洩位置を探索することはできまいと考えられた。トレース物質、ガス検出、ノイズ検出法等を使用したいくつかの方法が計画された。原則として次のような方針のもとに検出をすすめることにした。

- (1) 原子炉を運転しながら漏洩個所を発見することは、非常に困難と汚染の可能性を伴うので、原子炉が停止した状態で、漏洩が持続するようにする。
- (2) リーク・ジャケットや回路を切り取る前に、できるだけ正確に漏洩位置をつきとめておく。
- (3) 1次系から NaK をドレンしなければならぬ場合も、残留 NaK の除染は行わず、回路を不活性 Ar ガスで満たす。

修理作業はすべて気密グローブ・ボックスで行なった。放射性があるため、遠隔取扱装置が常に必要であ

るが、この方は今までの経験から、これまで以上に大きな問題は生じないであろうと考えられた。

4. 初期の漏洩測定(1967年8月)

原子炉上半分のガス漏洩試験を行なったが検出されないで、停止時の NaK 漏洩を測定してみた。系を 35 psi に加圧し、温度を等温的に 250°C まで上昇させたが、ドレン・タンクに出てくる NaK の量は非常に少なく、0.5 l/日程度であった。この方法でこれ以上に漏洩量を増加させることは難しいとわかった。

5. 金粉によるトレース試験

10 g の金を 50 t の 1次冷却材の中に入れ、ポンプを運転して十分に混合し、回路を以前の圧力と温度に10日間保った末、ドレン・タンクから採取した NaK を調べた結果、非常にわずかではあるが、1次系が漏洩していることを示す 0.04 $\mu\text{g/cc}$ の金が発見された。金の分析は、漏洩 NaK の少量の試料カプセルを、ドンレー材料試験炉で 30 min 間照射して放射化し、その後 γ 線エネルギー分析により行なったものである。

6. He 漏洩試験による漏洩位置の探索 (1967年10月)

金粉トレースの結果に勇気を得て、リーク・ジャケット内にガス・サンプル用装置をとりつけ、炉心上部近くまで NaK レベルを下げて He 漏洩試験を行なった。しかし、この時は漏洩は発見されず、原子炉容器上部あるいは24本の入口パイプには多分漏洩がないであろうと結論された。

次に、原子炉容器と配管系全体のガス漏洩試験を行うことに決めた。これには崩壊熱をもつ炉心燃料の NaK 冷却ができなくなるので、すべての炉心燃料要素とブランケット燃料要素を取り出さなければならなくなった。約4週間かかって燃料を取り出し、10月20日~24日に He/Ar の 40/60% 混合ガスを 35 psi に加圧しながら、原子炉容器内の冷却材液面を徐々に低下させた。質量分析器で He ガスを分析しながら作業を続けると、冷却材液面が底部出口ノズルに達すると、それまで 0.1 v.p.m. 以下であった He 濃度が急に 30 v.p.m. に増加し、漏洩が生じていることが示された。しかしこの時は、この後数 hr たっても He 濃度は 30 v.p.m. から増えず、再び漏洩個所が多分酸化物で塞って閉じてしまったらしいことが察知された。

次に、高温の状態で漏洩試験を行うため、系に NaK を満たして 235°C に加熱し、ドレン・タンク内に NaK が漏洩してきていることを確認した後、急速に NaK を出口ノズルレベルまで排出した。予想どおり再び He がリーク・ジャケット内で検出され、今度は漏洩が

持続したが、漏洩ガスの量は200 cc/日で予測した計算値よりはるかに少なかった。

こうして24個の出口ノズルの1つか、あるいは出口ノズルとリーク・ジャケットの終端にあたる熱電対ブロックの間の4 in. 配管部のいずれかに漏洩が発生していることがほとんど疑いなくなった。次の問題は漏洩が起こっているノズルまたは配管の位置を突き止めることである。

7. He 濃度, ラドン・ガス, 音響等による追跡

各リーク・ジャケットから He ガス・サンプルを採取して He 濃度の違いを測定する方法, He ガスよりも検出しやすい Rn ガスで追跡する方法, リーク・ジャケット側空間を加圧して1次回路内の NaK ヘガスが逃げる時の気泡音を聞く方法, などが試みられたが, 漏洩が非常に少ないので, この時はいずれも不成功に終わっている。

8. 配管に与えたいずみによる漏洩クラックの拡大と漏洩個所の確認(1967年11月27日)

一般的にクラックの特性を調べたところ, ほぼ閉じているクラックでも少し引張ると, 漏洩が10倍ないしそれ以上になることが示されたので, この手法を使ってみることに決められた。先に燃料要素をブランケット部も含めて全部取り出したが, 1次冷却系も排出すると生体遮蔽内の放射能も大きく減少し, 中間熱交換器付近で1~2 R/hr となった。5 ft. の壁にアクセス・ホールをあけ, 11月12日初めてその穴から人が入り, 中間熱交換器を順々に約4 in. 動かし, それに合わせてリーク・ジャケットからガス・サンプリング測定を行なった。第1回目はこのような試験手順で, 24個の中間熱交換器を動かして測定を行なったが, 結論は得られなかった。

第2回目は, 中間熱交換器に軽い振動を与えて同様なことをくり返してみたところ, 今度はうまくゆき, 11月27日に No. 10A と No. 10B の回路を動かした時, ガス漏洩が増加して7 l/日となり, このどちらかで漏洩が生じていることがはっきりした。

9. さらに気泡音法と相関計による確認

ここでさらに気泡音法を用いれば, 今度は漏洩位置を明確にすることが可能であろうと考えられ, 4 in. 出口配管に溶接された24個の熱電対ブロックとリーク・ジャケットのおおのに圧電式マイクロフォンを取りつけ, 系が冷いため融点が -12°C の共融 NaK を系内に注入しておいてリーク・ジャケットを8 psig に加圧した。NaK が Na 出口配管まで来た時, No. 10A 回路にとりつけられたマイクロフォンにより NaK 中に

気泡音をはっきりと聞きとれた。その両側の回路の音はそれよりも小さく, その他の回路からはまったく音が聞きとれなかった。

クラック位置をさらに正確につきとめるため3個のマイクロフォンを用いて, このうち2個のマイクロフォンからの信号を相関計に導いて解析を行い, マイクロフォンに達する信号の時間差が200 μsec 程度あることを測定した。この時の解析によると, 漏洩は原子炉容器上でなく少し離れたところが疑わしいと指摘され, その時は容器壁から17 in. のところにある現場溶接による円周溶接部が疑われた。しかし, その後実際に発見された破損部は, この時のノイズ試験により指し示された位置よりもさらに5 ft. 外側に離れたところにあった。

10. 漏洩部の切断(1967年12月19日)

放射線レベルが40 R/hr 程度ある疑わしい個所に近接して検査するために, 黒鉛遮蔽の外に出た4 in. 配管を約10 ft. ほど切りとった(12月19日)。この部分には熱電対ブロックとリーク・ジャケットの一部も取り付けられている。切断作業はふつうの弓鋸を使用し, Ar 雰囲気グローブ・バッグの中で行われた。

切りとった10 ft. の管の最初に疑わしいと考えられた溶接部を肉眼やイントロ・スコープ, 超音波試験等により検査したが, 溶接部にも異常がなく, He 漏洩試験でも漏洩はなかった。

この管のいくらか放射性 NaK が残留している部分を除染し, 加圧試験を行なってみたところ, この方にただちに漏洩があらわれた。

4 in. 配管と熱電対とを接合する円周溶接部の, 1 in. 直径のT字管接合部のつけ根と同じ側で, その付根から約1 in. の距離のところに長さ $1\frac{1}{4}$ in. のクラックが見つかった。

11. 温度勾配いずみによる漏洩

この時, この位置の漏洩試験を行なったが, 測定された漏洩率は回路の漏洩率測定試験中に得られた値とほぼ同程度であるが, 原子炉運転中の約200 l/日に比べるとはるかに小さい。漏洩率には近傍の温度勾配による応力が影響を及ぼすのではないかと考えられ調べられた。この位置にT字型にとりつけられている1 in. 直径の配管は, ホット・トラップから NaK が主冷却系へ戻ってくるための管で, ドンレー FBR の建設の後期にとりつけられたが, 実際の運転中には1度も使用されず, このため全出力運転状態では1 in. 配管中の冷却材と, 4 in. 主配管中の冷却材の間に約 100°C の温度差ができていた。

この温度差を再現するために、ちょうど管接合部を液体チッ素に浸して冷却し、主配管との間に約 100°C の温度差を作り出し、同程度の熱応力をクラック部に与えてみた。その結果、ただちにしかも再現性をもって漏洩が約40倍に増加した。このようにして、ここで原子炉運転中と停止時にあらわれた漏洩現象の差を、T字管部とその近傍の間の温度差とから説明できるようになった。

12. 破損部の金属学的試験

クラックは疲労破壊の特長を有しているほかに次のような異常も見つかった。配管と熱電対ブロックの配管接合部で壁厚0.080 in. のところに0.049 in. のズレがあった。配管と配管接合部との間のつき合わせ溶接のズレもあった。円周上一方向への溶接からまた逆方向へ溶接を返った位置に、母材浸透不足と応力増加があった。熱応力は計算によれば、制限値以内であったし、また、ほかからの応力がなければ、上のような欠陥だけでは破損は生じなかったであろうと考えられた。

このようなホット・トラップはほかにも6回路あり、これらにもこのような原因の重なりがあらうとは思えないが、このようなT字管部などをなくして熱応力を取り除いてしまうことになった。すでに10A回路で見られた現場溶接個所の異常や、超音波試験の疑わしい結果や、また再溶接用装置の開発の目途などから考えて、第2の漏洩事故の可能性をなくすために、4 in. の配管を原子炉容器壁から15 in. の所で切り出してしまった。この切断は特別に開発した内面からのパイプ切断機を用いてグローブ・ボックスの中で行われた。溶接部の輪郭、厚さ、深さ等に超音波試験の不満足な結果を裏書きするような異常があるが、漏洩は生じていなかった。

13. 漏洩の修理と冷却回路の修正

(1968年1月～4月)

放射性のある原子炉 vault 内で行う必要がある厄介な作業はおおよそ次のようなものであった。

原子炉容器から15 in. のところに新しい溶接を行うために、内面溶接装置を用いて No. 10A 回路の配管 6 ft を取り替える。さらに、リーク・ジャケットについた No. 10A 回路の配管 10 ft を取り替える。7 回路あるホット・トラップを改修する。

溶接の準備は可能なかぎり空気中で行われたが、原子炉回路から修理部をシールするための配管プラグや膨脹栓等を移動しないしは取り替える時には、グローブ・バッグを用いなければならなかった。溶接中に Na K が溶接部に混ってきて気泡を生ずることもわかった

ので、つき合わせ溶接する双方の管の奥へ約 6 in. のところに長さ約 1 in. の固体 Na のプラグを作ってはめこんで溶接を行なった。この Na プラグは気密性もよく、またつき合わせ溶接と X 線検査が終わった後は、配管プラグが入っている部分を適当に加熱して固体 Na を溶かせばよい。

最も難しい溶接作業は、中性子遮蔽内にある長さ 6 ft の管を内面溶接機を開発して取り替えることであった。イントロ・スコープで整列をとり、自動溶接を行なったが、実寸のモック・アップを作り、できるだけ vault 内の条件に似せた状況で多くの溶接の練習と試験を行なってからとりかかった。

つき合わせ溶接終了後は、3½ in. 径の X 線ヘッドを配管の中へ挿入して X 線検査を行なったが、放射能の強い vault 内での影響であるから敏速に行う必要があった。vault 内での溶接個所は全部で 148 個所であり、そのうち 22 個所が 1 次冷却回路上、他がリーク・ジャケット上の点である。1 次冷却回路上の溶接はすべて butt fusion type、リーク・ジャケット・スリーブ上の溶接は fusion fillet type である。

修理期間中に多くの技術者が、自発的に ICRP 許容線量 10 R までの被曝作業を申し出たといわれ、実際にそれらの人達のある者の被曝線量は 6 ヶ月間に 9 R 程度に達したと伝えられている(この修理作業の場合には、1 ヶ月の許容被曝線量 1 R は約 2 hr の作業時間に相当した)。

14. 修理完了と全出力運転(1968年6月22日)

修理作業は実際には 1968 年 3 月初めに開始され、X 線検査も含めて 4 月中旬には完了し、1 次冷却系およびリーク・ジャケットの加圧試験、気泡音試験等を行なって漏洩がないことが確かめられた。

運転再開して最初の数日間は、冷却材の酸化物不純物濃度が 40 ppm であったが、コールド・トラップを運転した結果、数日後に 15 ppm 以下の一定レベルに減少した。1968 年 6 月 22 日全出力運転に達し、その後順調に燃料照射が続けられている模様である。

15. 修理作業の経験と意義

イギリスの述べるところによれば、おおよそ次のとおりになる。このプロジェクトの初期には修理不可能と考えられており、非常に修理しにくい場所の修理を成功裡に行なったことは、大きな意義がある。またこの場合、修理作業に要する時間と努力は、Na 冷却材よりも機器の放射能で支配された。

ドンレー FBR は 24 の冷却回路からなり、数 1,000 個所の溶接部を有しているが、これは当時十分大きな

Na ポンプや熱交換器の経験がなかったためである。しかし今回は、これが非常に複雑な問題を提起し、はからずもイギリスが近年 FBR 原型炉(PFR)で採用したタンク型設計の正当性を裏書きすることにもなった。また、修理期間中に多くの配管検査も行い、約10年間運転されたこのドンレー FBR は、なお材料の pitting, コロージョン, エロージョンがなく、非常に良好な状態である等と述べられている。

本稿は主として参考文献(37), (38)をよりどころとした。

— 参 考 文 献 —

(I. Enrico Fermi APP)

- (35) 中川 弘, 二見常夫: 世界の高速実験炉運転経験の評価(II), エンリコ・フェルミ FBR の運転経験, 本誌, 11[5], 292~300 (1969).
- (36) 中川 弘, 二見常夫: 同上, (III), ドンレー FBR の運転経験, 本誌, 11[6], 362~368 (1969).
- (37) 中川 弘, 二見常夫: 同上, (IV), ラブソディー FBR の運転経験, 本誌, 11[8], 482~488 (1969).
- (38) 中川 弘, 二見常夫: 同上, (V), BR-5 の運転経験, 本誌, 11[9], 555~561 (1969).
- (39) 中川 弘, 二見常夫: 同上, (VI), EBR-I の運転経験, 本誌, 11[10], 626~631 (1969).
- (40) HESS, J.W.: Design and operating experiences with the control and safety rod drive mechanism for the Enrico Fermi FBR, *APDA*-301, (June 1966).
- (41) BALL, G.L.: Results of the low-power nuclear test program for the Enrico Fermi FBR, *APDA*-302, (Feb. 1967).
- (42) ROSS, T.P.: Primary sodium system pumps in the Enrico Fermi APP, *APDA*-309, (June 1969).
- (43) JOHNSON, K.P., *et al.*: Remote retrieval and removal operations in the Fermi Reactor, *Proc. AEC-ANL Conf. Sodium Technology & Large Fast Reactor Design*, ANL-7520, Pt. II, 39~51 (Nov. 1968).

- (44) PRDC & APDA: *Report on the fuel melting incidents in the Enrico Fermi APP on Oct. 5, 1966*, *APDA*-233 (Dec. 1968).
- (45) APDA: Enrico Fermi APP current experience series, *Compilation of current technical experience at Enrico Fermi APP*, *APDA-CFE-1* (Aug. 1966)~31 (Mar. 1969), (未完).
- (46) SCOTT, C.C.: Fermi process instrumentation, *Proc. Symp. Liquid Metal Instrumentation & Control*, ANL-7380, 29~26 (Mar. 1967).

(II. Dounreay FBR)

- (28) 中川 弘, 二見常夫: 世界の高速実験炉運転経験の評価(II), ドンレー FBR の運転経験, 本誌, 11[6], 362~368 (1969).
- (29) 中川 弘, 二見常夫: 同上, (IV), ラブソディー FBR の運転経験, 本誌, 11[8], 482~488 (1969).
- (30) 中川 弘, 二見常夫: 同上, (V), BR-5 の運転経験, 本誌, 11[9], 555~561 (1969).
- (31) 中川 弘, 二見常夫: 同上, (VI), EBR-I の運転経験, 本誌, 11[10], 626~631 (1969).
- (32) PHILLIPS, J.L., *et al.*: "The Dounreay FBR experiment, *Power Reactor Experiments*", Vol. 1, 295~315 (1962), IAEA, Vienna.
- (33) SMITH, D.C.G.: Physics of the Dounreay fast reactor, *Physics of Fast and Intermediate Reactors SM-18/33*, Vol. II, 241~261 (1962), IAEA, Vienna.
- (34) ALEXANDER, R.C., *et al.*: D.E.R.E. highly active Pu examination and reprocessing caves, *Journ. BNES*, Vol. 3, 215~221 (July 1964).
- (35) EDWARDS, A.G.: D.F.R. as an irradiation facility, *Nucl. Eng.*, 10[113], 383~387 (Oct. 1965).
- (36) BIRSS, I.R.: Feasibility of irradiation experiments in D.F.R., *ibid.*, 10[115], 465~468 (Dec. 1965).
- (37) MATTHEWS, R.R., *et al.*: Location and repairs of the D.F.R. leak, *ibid.*, 13[149], 840~844 (Oct. 1968).
- (38) MATTHEWS, R.R., *et al.*: Location and repairs of a leak in the D.F.R. primary circuit, *J. BNES*, 8[3], 168~177 (July 1969).
- (39) DEHN, R.: Fast reactor irradiation testing, *ibid.*, 8[3], 178~179 (July 1969).

高速炉 Na 技術特別専門委員会 成 果 報 告 書

標記報告書は好評頒布中です。残部僅少なので、ご希望の方は、学会事務局へお申し込み下さい。
(A 4 判タイプ印刷 約300頁, 1部1,500円, 干共)

内容は、第1章液体 Na ループの取扱いと防災、第2章 Na 研究施設、第2章 Na の伝熱、流動および沸騰で、詳細は本誌 Vol. 11, No. 9, p. 597 を参照。

核燃料臨界安全性研究専門委員会成果報告書

核 燃 料 の 臨 界 安 全

標記報告書は、原安協の協力をえて刊行され、好評です。ご希望の方は、至急学会事務局へお申し込み下さい。

(B 5 判タイプ印刷 360 頁, 1部1,500円, 干共)

内容詳細は、本誌 Vol. 11, No. 10, p. 660 を参照。