資 料

廃液輸送管の検査

町田忠司*¹, 森 昭次*²

(1976年9月3日受理)

Leak Test of the Pipe Line for Radioactive Liquid Waste

Chuji MACHIDA*¹ and Shoji MORI*²

In the Tokai Research Establishment, most of the radioactive liquid waste is transferred to a wastes treatment facility through pipe lines. As part of the pipe lines a cast iron pipe for town gas is used. Leak test has been performed on all joints of the lines. For the joints buried underground, the test was made by radioactivity measurement of the soil; and for the joints in drainage ditch by the pressure and bubble methods. There were no leakage at all, indicating integrity of all the joints. On the other hand, it is also known by the other test that the corrosion of inner surface of the piping due to liquid waste is only slight. The pipe lines for transferring radioactive liquid waste are thus still usable.

I 検査前の状況

1. 廃液輸送管

東海研究所内で発生する放射性廃液（以下、廃液という）の大部分は、廃液輸送管を用いて廃棄物処理場へ輸送される。廃液輸送管の概要を第1表に示す。この表で明らかなように、廃液輸送管は大別して3系統に分かれるが、そのうち最も距離が長く、使用頻度の高いのは研究炉系統である。研究炉系統は、さらにホットラボ、JRR-2, 3, 4, RI 製造工場の廃液発生施設に属する5系統と、これらを廃棄物処理場へつなぐ排水溝系と、廃棄物処理場内の低、中レベル貯槽系の2系統からなる（第1図参照）。

この研究炉系統によって、1962年から1973年までの12年間に中レベル廃液 ($10^{-3} \sim 1 \mu\text{Ci/cc}$) を約 2000 m³, 低レベル廃液 ($10^{-5} \sim 10^{-3} \mu\text{Ci/cc}$) を約 10,000 m³ 輸送している。廃液の pH は 5.5~6.5 が約 30%, 8.5~9.5% が約 30%, 残りが約 40% であるが、pH 9 以上が約 10% を占めている。これらを輸送する配管材料は、一部がステンレス、残りが铸铁管である。

この铸铁管は都市ガス輸送用であるから、直接土中に埋設しても長期間にわたって使用できることが実証されている。しかし、原研では万一の場合を考慮して、铸铁管の継手部のうちの一部に点検孔を設け、土壌を定期的に測定し、廃液の漏洩のないことを確認しながら使用してきた。第2図は、铸铁管の仕様である。

2. 輸送管の一部更新

東海研究所では、廃棄物処理場の更新整備計画の一環として、1973年に研究炉系統廃液輸送管の一部を更新することとなった。更新内容は、当時研究炉系統の全系統に使用されていた铸铁管をステンレス管にかえ、さらにこれを専用ダクト内に収めることと、輸送管系統の最低部である排水溝系と廃棄物処理場の貯槽系の接続点に中継タンクを設けることである。このうち、配管の更新は経

*¹ 日本原子力研究所企画室; 東京都港区新橋 1-1-13 (〒 105)

Office of Planning, Japan Atomic Energy Research Institute; 13-1-1 Shimbashi, Minato-ku, Tokyo.

*² 日本原子力研究所保健物理安全管理部; 茨城県那珂郡東海村 (〒 319-11)

Div. of Health Physics and Safety, Japan Atomic Energy Research Institute; Tokai-mura, Nakagun, Ibaraki-ken.

第1表 廃液輸送管概要

輸送管名	設置年度	配管材料	敷設方式	距 離
研 究 炉 系 統				1323m
ホットラボ系	1962	東京ガス型铸铁管	土中直接埋設	371
JRR-2 系	1962	〃	〃	47
JRR-3 系	1964	〃	〃	65
JRR-4 系	1964	〃	〃	132
RI 系製造工場系	1972	SUS 304 LTP	コンクリートダクト内敷設	136
排水溝系	1962	遠心力砂型铸铁管	第2排水溝内敷設	298
低レベル貯槽系	1972	SUS 304 LTP	コンクリート内敷設	106
中レベル貯槽系	1972	〃	〃	168
再処理棟系統	1973	SUS 28	〃	143
JPDR 系統	1972	SGP (白)	〃	739

費の都合上、RI 製造工場系と廃棄物処理場貯槽系だけが選ばれた。

更新の理由は、輸送管設置後11カ年を経過したこと、RI 製造工場など化学系施設の廃液には酸、塩基が多量に含まれているので輸送管の内面が腐食しているおそれがあったこと、輸送管は密閉系でしかも末端の廃棄物処理場の位置が高いので、排水溝系を最低部として管内には常時約 5 m³ の廃液が滞留していて、廃液を送る側と受取る側の放射能濃度に差異を生じ、廃液管理に不都合があったこと、およびこの部分から万一漏洩があると、輸送中でなくても滞留液が流失するおそれがあったことなどである。第1図は、工事完了後の研究炉系輸送管を図示したものである。

この工事の際に撤去した铸铁管の汚染を除去し、切断して詳細に検査を行ったところ、管の外面には錆が認められたが、内面の状態はきわめて良好であった。その状況を写真1に示す。切断面には有害な腐食が認められず、内側表面も簡単な研磨によって容易に健全な金属表面を露出させることができた。この結果と、铸铁管の厚み 9mm を考慮すると、内面からの腐食に対してはさらに 10 年程度使用に耐えると判断できた。

この結果、研究炉系統における廃液漏洩の主要原因と考えていた腐食に対する懸念は解消した。従って残る問題は、铸铁管継手部のゆるみに起因する漏洩だけである。铸铁管は1本の長さが 4 m なので、継手の数が多い。たとえば、ホットラボ系の 370 m には 83 カ所、排水溝系の 298 m には 82 カ所の継手がある。これらの継手にゆるみが生ずると、廃液の漏洩を生ずる。しか

し幸いなことに、铸铁管継手部の軽微なゆるみは、ボルトの増し締めによって比較的容易に補修が可能である。

そこで、铸铁管が使用されている研究炉系の残りの部分の更新をいったん見送り、まず铸铁管継手部の健全性を検査し、その結果によってこの系統の対策を立てることとなった。この報告でのべる輸送管の検査は、1975年に実施した铸铁管継手部の漏洩に関するものである。

II 铸铁管継手部漏洩検査

1. 検査対象

铸铁管を直接土中に埋設した研究炉系統のうち、使用頻度の低い JRR-2, 3, 4 の3系統を除き、ホットラボ系の継手部 83 カ所中 63 カ所と、排水溝系の全数 82 カ所を検査の対象とした。ホットラボ系の継手部のうち20カ所には点検孔が設けており、定期的に土壌の汚染検査を行っているので、今回の検査から除外した。

2. 検査項目

(1) 土壌の汚染検査

ホットラボ系輸送管は土中に直接埋設してあるので、継手部に漏洩があれば、その付近の土壌はホットラボ廃液中に含まれる F.P. 核種によって汚染しているはずである。そこで、この系統の漏洩検査は、継手部に接する土壌の汚染の有無によって行うこととした。

(2) 気密試験、泡出試験

排水溝内に敷設してある铸铁管の継手部にゆるみが生じ、放射性物質の漏洩があったとしても、排水溝内を流れる一般排水によって継手部が洗浄されることがある。従って、そこに汚染が検出されない場合でも、直ちに漏

第1図 研究炉系輸送管配置図

試料採取位置: m-3 継手, 検出器: NaI(Tl) 5"φ×4", P.H.A.: TMC 400, エネルギー幅: 2MeV/200 ch, 測定時間: 400 分。

第3図 土壌のγ線スペクトル

呼び径	管厚 T	D ₁	D ₂	D ₃	A	C	G
100	10.1	121.4	141.4	251.4	90	207.4	4,000

呼び径	管厚 T	D ₂	D ₅	D ₇	P	L
100	9.0	118.0	230.0	150.0	65	4,000

第2図 輸送管の構造および寸法図

第4図 輸送管内圧力の時間変化

第2表 鋳鉄管継手下部土壌の放射能

単位 pCi/g

継手番号	放 射 能	継手番号	放 射 能	継手番号	放 射 能
c-1	12	j-4	18	r-2	10
c-2	18	j-5	18	r-3	18
c-3	17	k-1	12	r-4	17
e-1	17	k-2	14	s-1	17
e-2	14	k-3	12	s-2	15
e-3	11	k-4	13	s-3	13
e-4	17	l-1	20	s-4	18
f-1	15	l-2	13	t-1	16
f-2	15	m-1	20	t-2	12
f-3	17	m-2	13	t-3	19
g-1	17	m-3	17	t-4	14
g-2	16	m-4	15	u-1	16
g-3	20	o-1	18	u-2	17
h-1	16	o-2	20	u-3	16
i-1	17	o-3	15	u-4	18
i-2	16	o-4	18	v-1	16
i-3	15	o-5	18	v-2	19
i-4	17	p-1	17	v-3	13
j-1	17	p-2	15	v-4	20
j-2	14	q-1	18	w-1	16
j-3	18	r-1	14	w-2	19

$n=63, \bar{x}=16.1, \sigma=2.4.$

洩がなかったと判断できない。また逆に、排水漏内へは所内で発生した基準値以下の極低レベル廃液を流すことがあるから、微量の放射能が検出されても、継手からの漏洩と断定できない。

幸い排水溝系はホットラボ系と異なり、系の前後にフランジがあるので密閉が可能であった。そこで、この系統の漏洩の有無は管内に加圧空気を送り、この空気量の変化を調べる加圧試験と、継手部から漏洩する空気によって生ずる泡を検知する検査方法によることとした。

(3) 外観検査

外観および寸法検査は、鋳鉄管表面に有害な異常がないか、また継手部にゆるみがあった場合、押輪、ボルト、ナットが継手の増し締め耐えるかという観点で行った。

3. 土壌の汚染検査

(1) 検査方法

土壌の汚染検査は、まず輸送管の継手部付近の土を堀削して、継手部に接する土壌を採取し、これを十分乾燥した後この中から試料をとり、 γ 線波高分析器による核

種分析と、GM計数管による放射能測定を行うこととした。波高分析では NaI (Te) 5"φ を用い、2 MeV/200 CH のエネルギー幅で 400 分間測定した。放射能量は 5g 試料皿にとり、10分間測定した。波高分析は 63 カ所中から 3 カ所、放射能量は全数について実施した。

(2) 検査結果

ホットラボ系輸送管の継手には c から w までの点検孔があるが、土壌検査対象の継手部の番号は点検孔の記号に番号を付し、c-1、c-2 で配置順にあらわしている。

γ 線波高分析による測定は、m-3、s-2、t-2 の 3 カ所について行った。測定結果を第3図に示す。図にあらわれた核種は、ウランおよびトリウム系核種と ^{40}K で、天然に存在する核種以外は検出されていない。

つぎに、土壌中放射能量の測定結果を第2表に示す。この結果によると、土壌 1g あたりの放射能量 (pCi) は、最高値 20、最低値 11、平均値 16、標準偏差 (σ) 2.4 である。継手部以外の土壌と比較するために、継手から漏洩があっても、汚染の及ばない隣接した位置* 7

* 継手部より約 1m、地表より 10~20cm

写真 1 廃液輸送管の内面および断面

写真 4 土壌中継手の状態

写真 2 石けん水による泡出試験

写真 5 排水溝内輸送管の状態

写真 3 水中浸漬による泡出試験

写真 6 排水溝内輸送管敷設状況

カ所を選んで土壌を採取し、同じ方法で測定した。その結果は最高 20, 平均 17 pCi/g で、その測定位置に近い継手部土壌 7 カ所の最高 19, 平均 16 pCi/g に比べ、むしろ高い値を示している。

また、別途東海研究所が敷地内のバックグラウンドを測定するために、継続的に観察している 2 カ所の土壌の最近 6 カ年間の平均放射エネルギーは 18 および 16 pCi/g である。

以上の諸結果はいずれも継手部に接する土壌中にはバックグラウンド以外の放射能がないことを示している。従って、鋳鉄管の継手部から土壌中へ放射性物質が漏洩しておらず、ホットラボ系の継手はすべて健全であることが立証された。

4. 加圧試験

(1) 試験方法

排水溝系輸送管のバルブ操作室側にめくらフランジを取付け、中継ポンプ室側はフランジ、バルブを経て空気圧縮機に接続し、管内を加圧し、加圧後密封放置できるようにした。またフランジ、バルブ間にブルドン管型圧力計 (最大 2.0 kg/cm²) のほかに、時間変化を記録するために自記圧力記録計 (最大 7 kg/cm²) を設けた。

管内の加圧は、廃液輸送管の「設計および工事方法」(原子炉規制法) の認可申請書の検査圧力が 1.5 kg/cm² (ゲージ圧, 以下同じ) であること、敷設後 11 年経過した輸送管を急激に加圧するのを避けるため、圧力の上限を 2 kg/cm² で抑えけるとともに、0.5 kg/cm² ずつ段階的に昇圧することとした。

管内から漏洩する空気量は、加圧直後と、24 時間後における圧力計の指示値により測定し、温度補正を行った。

排水溝内における水温は、排水監視施設に設けてある自動温度記録計の記録により、気温は棒状水銀温度計により測定した。

(2) 試験結果

0.5, 1.0, 1.5, 2.0 kg/cm² の各圧力の加圧直後と 24 時間後の圧力計の読みを第 3 表に示す。この表で明らかのように、各圧力段階とも、24 時間後における圧力に降下が認められない。2.0 kg/cm² の加圧の場合の自記記録を第 4 図に示す。

排水溝内気温は最高 10°C, 最低 6°C, 水温はそれぞれ 11°C, 10°C であったが、各圧力で加圧中の 24 時間における気温および水温の差は ±1°C である。加圧試験中は排水溝内の水位が低く、配管はほとんど水中に浸漬していなかったため、気温の差が支配的である。2 kg/cm² の加圧時の気温変化は -1°C であるから、管内の空気に対する影響は -0.007 kg/cm² となるが、この値は圧力計の読みの誤差範囲に含まれる程度である。

以上の観察の結果、最高 2 kg/cm² の圧力を連続 24 時間管内に加えても、排水溝輸送管からは漏洩が認められなかった。

5. 泡出試験

まず排水溝内の輸送管継手部のうち、錆の著しいものはワイヤブラシなどで錆落しを行った後、空気圧縮機により管内に 1.5 kg/cm² の圧力を加えて泡出試験を行った。塗布液には約 3% の中性洗剤溶液を用い、塗布には塗装用刷毛を用いた。

継手部の中には排水溝の壁面および底に接していて、泡の観察のできない部分があった。幸い遂道内を流れる排水は比較的容易にせき止めることができたので、観察困難な個所は排水の水位を上げて漏れ出る気泡を検知す

第 3 表 輸送管内加圧試験

試験圧力	測定時刻	圧力計指示値	気 温	水 温
kg/cm ²		kg/cm ²	°C	°C
0.5	12月 18日 10.00	0.50	6	11
	〃 19日 10.00	0.50	6	11
1.0	〃 19日 10.30	10.00	6	11
	〃 20日 10.30	10.00	7	11
1.5	〃 20日 11.00	15.00	7	11
	〃 21日 11.00	15.00	7	11
2.0	〃 22日 16.00	20.00	10	10
	〃 23日 16.00	20.00	9	11

ることとした。石けん液による試験の実施状況を写真 2 に、水中浸漬による試験を写真 3 に示す。

試験の結果は、排水溝系 82 箇所のいずれの継手部からも気泡の発生は認められず、漏洩がないことが確認できた。

6. 外観検査

まず土中に埋設されているホットラボ系鉄管の継手部付近の検査は、表面に付着した土砂および錆を取除いた後観察した。鉄管表面の腐食状態は、土壌が砂を主要成分とするか、山砂利を主とするかによって多少の差が認められ、砂の方が錆の発生が少ない。しかし、いずれの場合も錆は少なく、その侵食は管材や締具材料の表面に留まっていた(写真 4 参照)。

つぎに排水溝内の輸送管は、コンクリートで固定されている部分を除いて、全体の観察が可能である。排水溝系の錆の状態は、ホットラボ系に比べ概して進行が鈍く健全であった。表面に付着した泥を取除くと、塗料が残っているところが多く、ことに直管部の状態は良好であった。

排水溝を流れる水は、流量や勾配により水位に差を生ずる。従って輸送管は、その設置位置により水没する機会に差があるが、観察の結果は水没の機会の多い部分が必ずしも錆が多いことは限らず、むしろ差異が認めにくい程度であった。排水溝内の輸送管の状態を写真 5 に、またその排水溝内の敷設位置を写真 6 に示す。

Ⅲ 結 言

以上にのべた汚染検査、加圧試験泡出試験、外観寸法

検査の結果は、排水溝系ホットラボ系のいずれの鉄管継手にも漏洩が認められず、10年以上にわたり各種の廃液輸送に使用してきたにもかかわらず、十分健全な状態を保っていることを示している。JRR-3, 4 の系統はホットラボ系より新しいうえ、使用頻度が低いので、十分健全性を維持しているものと推定されるが、適当な時期に確認する必要がある。

試験方法については、土壌の放射能測定は堀削工事を伴い、試料の測定など手数がかかるのに対し、加圧試験は全系統の漏洩を比較的容易に検知できる利点がある。従って、漏洩試験には加圧試験が適当な方法といえるが、そのためには輸送管系統を密封できるよう、あらかじめ措置しておく必要がある。

今回検査対象とした鉄管の輸送管は、直接土中や排水溝内に設置されているので、廃液の漏洩は直ちに環境汚染のおそれを生ずる。これを防止するためには、この種の検査を定期的実施しながら使用する必要がある。また検査方法については、加圧試験の圧力が 2 kg/cm^2 で十分か否かの検討を行うとともに、全系統を加圧試験するために必要な準備を進め、簡単で確実な加圧法によってまず全系統を検査し、もし不具合な結果が生じたときに汚染検査や、泡出試験によって漏洩箇所の発見を行うという方式の方が合理的であると考えられる。

最後に、本検査の放射線測定についてご協力いただいた原研、加藤清氏に深い謝意を表します。

日本保健物理学会「入会手続の案内」

本会に正会員および準会員として入会を希望される方は、所定の申込書に次の事項を記入のうえ事務局あてお送りください。入会は、役員会の承認をへて決定されます。

- (a) 氏名(ローマ字読み方付)、生年月日
- (b) 勤務先とその所在地、職名および現住所
(英文およびローマ字読み方付)
- (c) 最終卒業学校、学科名とその年次
- (d) 加入している学会(外国を含む)
- (e) 専攻分野(順位をつける)
- (f) 正会員、準会員の別(定款参照)
- (g) 連絡先

入会申込書および定款は事務局にありますからお申出ください。

会 費

正会員費	年額 3,000円
準会員費	年額 2,000円

日本保健物理学会事務局

〒113 東京都文京区弥生 2-4-16
学会センタービル
日本学会事務センター内
電話 東京 (03) 815-1903
振替貯金口座 東京24488番