

JAERI-M

7983

炉内水ループを利用した人工欠陥燃料
試料照射によるFP放出実験(その2)

1978年11月

石 渡 名 澄

この報告書は、日本原子力研究所がJAERI-Mレポートとして、不定期に刊行している研究報告書です。入手、複製などのお問い合わせは、日本原子力研究所技術情報部（茨城県那珂郡東海村）あて、お申しこしてください。

JAERI-M reports, issued irregularly, describe the results of research works carried out in JAERI. Inquiries about the availability of reports and their reproduction should be addressed to Division of Technical Information, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken, Japan.

炉内水ループを利用した人工欠陥燃料試料照射
によるFP放出実験(その2)

日本原子力研究所東海研究所安全工学部

石 渡 名 澄

(1978年10月30日受理)

軽水型動力炉の破損燃料からFPよう素が追加放出される現象を明らかにするため、あらかじめ被覆管に欠陥穴を作った二酸化ウランペレットステンレス・スチール被覆管型燃料試料を製作し、水冷却型インパイル・ループの炉内管において照射し、ループ冷却水中にFPを放出させた。

実験パラメータとして、ループ冷却水の圧力降下および温度降下、そして燃料試料被覆管欠陥穴の直径と位置を選定した。各実験について、それぞれ燃料系内および冷却水系内におけるよう素131インベントリーおよびその移行に関する経時変化の様相を求めた。

よう素131の追加放出量に関して、ループ実験の結果と実用の軽水型動力炉プラントの測定結果の比較を試みた。

JAERI-M 7983

Release of fission products from a fuel rod with an artificial hole through cladding irradiated in an in-pile water loop (No.2)

Nasumi ISHIWATARI

Division of Reactor Safety, Tokai Research Establishment, JAERI

(Received October 30, 1978)

To make clear the iodine spiking phenomenon from a defective fuel rod into the primary coolant, the fuel rod (UO₂ pellets, with stainless steel sheath) with an artificial pin hole was irradiated in the in-pile test section of water loop JMTR-OWL-1.

Experimental conditions were depressurization and temperature drop of the primary loop coolant and diameter and position of the pin hole. Iodine 131 and cesium 137 in loop coolant were measured under various coolant conditions.

The inventory and translation rate of iodine 131 in fuel rod related to irradiation histories were calculated. The levels of I-131 and Cs-137 released to loop coolant from fuel rod were compared. Comparison of the results with LWRs was made by way of the spiked amount and release rate of iodine 131.

Key words: Iodine 131, Iodine Spiking, Cesium 137, Fission Products Release, Defective Fuel, Release Rate, Heat Rate, In-pile Loop, JMTR, LWR.

目 次

1. はじめに	1
2. OWL-1による人工欠陥燃料試料の照射	2
2.1 OWL-1の運転モード	2
2.2 人工欠陥燃料試料の概要	2
3. ループ冷却水中のよう素131とセシウム137の測定結果	2
4. 討 論	2
4.1 ^{131}I のインベントリー	2
4.2 ^{131}I の移行速度	3
4.3 ^{131}I 追加放出量/ ^{131}I 平均放出速度	4
5. むすび	5

Contents

1. Introduction	1
2. Irradiation of Fuel Rod with an Artificially Made Hole through Clad at In-Pile Water Loop	2
2.1 Operation Mode of OWL-1	2
2.2 Description of Fuel Rod with Artificially Made Hole through Clad	2
3. Results of Measurements of Iodine 131 and Cesium 137 in Primary Loop Coolant	2
4. Discussion	2
4.1 Inventory of I-131	2
4.2 Ratio of Spiked Amount to Averaged Release Rate of Iodine 131	3
5. Conclusion	5
 Acknowledgement	 5
 References	 6

1. はじめに

軽水型動力炉においては、出力運転が進行するとともに炉心の核燃料棒中に核分裂生成物（FP）が生成・蓄積する。そして、非常に低い確率ではあるけれども破損燃料が発生し、一次冷却水中にFPを放出するに至る場合がある。

軽水型原子力発電所においては、プラント外に放出する放射性物質の量が放射線管理上の許容基準よりも低い状態であれば、破損燃料を装荷した状態で出力運転を継続することができる。しかし、炉心に破損燃料が存在する場合には、原子炉起動に続く出力上昇時や原子炉停止に続く原子炉冷却水圧力の降下時に、一時的に多量のFPよう素が放出されるようになる。

特に原子炉停止時には、上述のような例の大部分は、プラントの運転モード、原子炉の運転履歴および破損燃料の状態などにより多様なFP放出のパターンを示すが、原子炉冷却水中のよう素 ^{131}I レベル（ $\mu\text{Ci}/\text{ml}$ ）または破損燃料よりのよう素 ^{131}I 放出速度（ $\mu\text{Ci}/\text{s}$ ）は、原子炉停止直前の出力運転時よりも相対的に目立つ増大を示すようになる。上述のような現象は、FPよう素の追加放出（Iodine Spiking）と呼ばれることが多く、原子炉事故時の安全解析においても、周辺環境の公衆のための放射線被曝の評価に相当の影響を与えている。

一方、原子炉の炉心内に燃料破損が増大して行くと、平常運転時においてもプラントから周辺環境に放出する放射性物質の量も増大して許容基準を越えるようになり、原子炉を停止する必要が生じることになる。上に記したような事態は、①プラント周辺環境の公衆に対する放射線被曝の影響、②プラント内従業者の放射線管理、③電力の安定供給のためのプラントの信頼性、などのために望ましくない。

上記のような背景にもとずいて、破損燃料よりのFP放出の様相を明らかにするため、特にFPよう素の追加放出現象に与える冷却材圧力の影響を明らかにするため、JPDR-Iにおける人工欠陥穴付燃料棒の照射によるFP放出実験を初めに、JMTR・OWL-1—人工欠陥燃料棒によるFP放出実験および関連炉外実験を行なってきた。現在までに行なってきたFP放出実験の実績をTable 1に示した。

Table 1に記載した実験において、実験1～4の目的は、主にFP放出のパラメータに対する実験施設の対応性を明らかにすることにあつたし、実験5～8の目的は、主にFP放出の様相と付与した実験条件の関係を明らかにすることにあつた。実験5～6については既に報告済みであるが、その要点は次に記すとおりであつた。⁽¹⁾実験の結果から、線出力密度約 $400\text{W}/\text{cm}$ （目標値）におけるよう素 ^{131}I の燃料棒中 UO_2 ペレット内インベントリー(A)と燃料棒内自由空間部分のインベントリー(B)の比として、 $B/A \div 0.1$ を得た。この分布比(B/A)は、Hannらの希ガス放出モデルを用いた計算コードFPRM-1の計算結果とほぼ満足し得る一致を見た。⁽²⁾そして、燃料試料中の UC_2 ペレットより UO_2 ペレット外に放出されるよう素 ^{131}I の挙動は、線出力密度約 $400\text{W}/\text{cm}$ 以上において、FP希ガスと同様に取り扱うことができると結論した。

この報告においては、主にTable 1の実験7と8を対象に、必要に応じて実験5と6の結果

を引用し、よう素131の放出の様相を中心にして討論した。

2. OWL-1による人工欠陥燃料試料の照射

Table 1の実験7と8について、JMTR・OWL-1の運転モードおよび人工欠陥燃料試料の二項目に分け、それらの概要を以下に記した。

2.1 JMTR・OWL-1の運転モード

実験7の時のJMTR・OWL-1の運転モードは、Fig. 1に示すとおりであった。実験8の時のJMTR・OWL-1の運転モードは、Fig. 2に示すとおりであった。

2.2 人工欠陥燃料試料

実験7において使用した人工欠陥燃料試料(75LF-27A)および実験8において使用した人工欠陥燃料試料(76LF-29A)の概要をFig. 3に示した。なお燃料試料中 UO_2 ペレットのU-235濃縮度は1.5w/o、比重は理論密度の95(1±0.015)%であった。

3. ループ冷却水中のよう素131とセシウム137の測定結果

実験期間中、OWL-1ループ冷却水中のよう素131とセシウム137の含有量を測定した。ループ冷却水試料採取の方法および試料水中各核種の測定方法は、前回の⁽¹⁾とおりであった。測定結果をFig. 4~7に示した。

4. 討 論

4.1 よう素131のインベントリー

軽水型動力炉プラント用核燃料棒の UO_2 ペレット中において、燃焼度の初期($t=0\sim$)を除くならば、FPの質量131系列中のよう素131のペレット外放出挙動は、親核種の挙動の影響をほとんど受けないものとして取り扱うことができる。すなわちTable 2と3に示すように、よう素131の親核種はテルル131mを除けば、それらの半減期は30分よりも小さく、

を引用し、よう素131の放出の様相を中心にして討論した。

2. OWL-1による人工欠陥燃料試料の照射

Table 1の実験7と8について、JMTR・OWL-1の運転モードおよび人工欠陥燃料試料の二項目に分け、それらの概要を以下に記した。

2.1 JMTR・OWL-1の運転モード

実験7の時のJMTR・OWL-1の運転モードは、Fig. 1に示すとおりであった。実験8の時のJMTR・OWL-1の運転モードは、Fig. 2に示すとおりであった。

2.2 人工欠陥燃料試料

実験7において使用した人工欠陥燃料試料(75LF-27A)および実験8において使用した人工欠陥燃料試料(76LF-29A)の概要をFig. 3に示した。なお燃料試料中 UO_2 ペレットのU-235濃縮度は1.5w/o、比重は理論密度の95(1±0.015)%であった。

3. ループ冷却水中のよう素131とセシウム137の測定結果

実験期間中、OWL-1ループ冷却水中のよう素131とセシウム137の含有量を測定した。ループ冷却水試料採取の方法および試料水中各核種の測定方法は、前回の⁽¹⁾とおりであった。測定結果をFig. 4~7に示した。

4. 討 論

4.1 よう素131のインベントリー

軽水型動力炉プラント用核燃料棒の UO_2 ペレット中において、燃焼度の初期($t=0\sim$)を除くならば、FPの質量131系列中のよう素131のペレット外放出挙動は、親核種の挙動の影響をほとんど受けないものとして取り扱うことができる。すなわちTable 2と3に示すように、よう素131の親核種はテルル131mを除けば、それらの半減期は30分よりも小さく、

を引用し、よう素131の放出の様相を中心にして討論した。

2. OWL-1による人工欠陥燃料試料の照射

Table 1の実験7と8について、JMTR・OWL-1の運転モードおよび人工欠陥燃料試料の二項目に分け、それらの概要を以下に記した。

2.1 JMTR・OWL-1の運転モード

実験7の時のJMTR・OWL-1の運転モードは、Fig. 1に示すとおりであった。実験8の時のJMTR・OWL-1の運転モードは、Fig. 2に示すとおりであった。

2.2 人工欠陥燃料試料

実験7において使用した人工欠陥燃料試料(75LF-27A)および実験8において使用した人工欠陥燃料試料(76LF-29A)の概要をFig. 3に示した。なお燃料試料中 UO_2 ペレットのU-235濃縮度は1.5w/o、比重は理論密度の95(1±0.015)%であった。

3. ループ冷却水中のよう素131とセシウム137の測定結果

実験期間中、OWL-1ループ冷却水中のよう素131とセシウム137の含有量を測定した。ループ冷却水試料採取の方法および試料水中各核種の測定方法は、前回の⁽¹⁾とおりであった。測定結果をFig. 4~7に示した。

4. 討 論

4.1 よう素131のインベントリ

軽水型動力炉プラント用核燃料棒の UO_2 ペレット中において、燃焼度の初期($t=0\sim$)を除くならば、FPの質量131系列中のよう素131のペレット外放出挙動は、親核種の挙動の影響をほとんど受けないものとして取り扱うことができる。すなわちTable 2と3に示すように、よう素131の親核種はテルル131mを除けば、それらの半減期は30分よりも小さく、

を引用し、よう素131の放出の様相を中心にして討論した。

2. OWL-1による人工欠陥燃料試料の照射

Table 1の実験7と8について、JMTR・OWL-1の運転モードおよび人工欠陥燃料試料の二項目に分け、それらの概要を以下に記した。

2.1 JMTR・OWL-1の運転モード

実験7の時のJMTR・OWL-1の運転モードは、Fig. 1に示すとおりであった。実験8の時のJMTR・OWL-1の運転モードは、Fig. 2に示すとおりであった。

2.2 人工欠陥燃料試料

実験7において使用した人工欠陥燃料試料(75LF-27A)および実験8において使用した人工欠陥燃料試料(76LF-29A)の概要をFig. 3に示した。なお燃料試料中 UO_2 ペレットの $U-235$ 濃縮度は1.5w/o、比重は理論密度の95(1±0.015)%であった。

3. ループ冷却水中のよう素131とセシウム137の測定結果

実験期間中、OWL-1ループ冷却水中のよう素131とセシウム137の含有量を測定した。⁽¹⁾ループ冷却水試料採取の方法および試料水中各核種の測定方法は、前回のとおりであった。測定結果をFig. 4~7に示した。

4. 討 論

4.1 よう素131のインベントリ

軽水型動力炉プラント用核燃料棒の UO_2 ペレット中において、燃焼度の初期($t=0\sim$)を除くならば、FPの質量131系列中のよう素131のペレット外放出挙動は、親核種の挙動の影響をほとんど受けないものとして取り扱うことができる。すなわちTable 2と3に示すように、よう素131の親核種はテルル131mを除けば、それらの半減期は30分よりも小さく、

それらの沸点はテルルの1390℃よりも高い。よう素とキセノンの沸点差は約300℃近くあるが、よう素も単体相当の挙動をすると仮定すれば、原子炉運転時の UO_2 ペレット中では気体状FPとして取り扱うことができる。そして、Table 1の実験5の結果は上記の推論を支持するものであった。⁽¹⁾すなわち、原子炉起動に続く出力上昇2回と原子炉停止に至る出力降下2回の他に、ループ冷却水に40℃以上の温度降下を付与する操作4回、およびループ冷却水に10kg/cm²の圧力低下を付与する操作1回を含む外乱付与の回数により、燃料棒中 UO_2 ペレットより UO_2 ペレット外に放出されたよう素131のほぼ100%（誤差±10%とする）が燃料棒からループ冷却水系に移行した。

上記の理由により、燃焼度の初期において反跳機構にともなうFP放出の寄与が大きい期間を除けば、 UO_2 ペレットからペレット外に放出されるよう素131は、ペレット内に生成して分布するよう素131が、拡散・ボイドトラップ・組織変化などの機構により放出されるものと考えることができる。

この報告書の実験においては、原子炉出力の変動、すなわち中性子束密度を実験パラメータとして取り上げていないが、よう素131のインベントリを求める場合、原子炉起動に続く出力上昇時、原子炉燃料の交換のための原子炉停止と再起動に続く出力上昇時に、中性子束密度の変化の影響を考慮する必要がある。実験期間（約2～4週間）中の燃料試料ペレットよりペレット外に放出されるよう素131について、その平均的な様相を求める場合、上記の運転条件下における中性子束密度の変化の影響は、前述した理由により UO_2 ペレット中のよう素生成量すなわち核分裂数を支配的なパラメータとして考えることができるので、トラブルによる運転モードの変更が無い場合には最大24時間程度の時間範囲において平均化して処理することができる。

上記の理由により、よう素131のインベントリの計算においては、1日間当りの原子炉内平均出力相当の中性子束密度を計算コード「FPRM-1」の入力として用いた。

FPRM-1により、Table 1の実験5～8にともなうよう素131インベントリを算出する時、各実験の照射履歴における計算上の起点時間として、最終のJMT R停止時の出力降下操作開始時点と同終了時点の中間点時刻を採用し、計算の便宜から各照射履歴を24時間単位で分割した。各燃料試料の線出力密度およびペレット表面温度に対し、入力数値としてそれぞれ400w/cmおよび550℃を採用した。ループ冷却水系（冷却水およびイオン交換樹脂脱塩器）内のよう素131インベントリは、3に示した測定結果から算出した。計算の結果をTable 4に示した。

4.2 よう素131の移行速度

各実験の燃料試料について、各々の照射履歴中の時間区分毎に、燃料中 UO_2 ペレットよりペレット外部に放出されたよう素131の平均移行速度(a)および燃料試料より冷却水系内に放出されたよう素131の平均移行速度(b)の算出を試みた。この報告の実験条件においては、核分裂により生成した質量131核種系列の形成にともなうよう素131量の時間依存変化の影響を UO_2 ペレット内部においてのみ考慮し、 UO_2 ペレット外に存在するよう素131は、親

核種が無いとして取り扱った。^{*}

平均移行速度(a)は燃料試料照射によるFP放出実験中一定であったと仮定し、FPRM1を用いて算出した。平均移行速度(b)はFig.4, 5などに示すようなよう素131の測定値とループ一次系冷却水量, ループ一次冷却水浄化系流量の値を用い, 測定時刻毎に質量平衡の関係式から算出した。計算結果をTable5に示した。Table1の実験5の場合を除くならば, 同一燃料試料の照射の終了時点における(a)と(b)を比較するとほぼ(a)>(b)であり, (b)/(a)は0.33~0.45程度の値を示した。

上記の結果は, 燃料試料中のUO₂ペレットよりUO₂ペレット外に移行したよう素131の相当部分が燃料試料内に残留する事実を示唆している。

4.3 よう素131の放出量/よう素131の放出速度

各燃料試料の照射において各種の冷却水条件が付与されたが, それらの中の主要な照射運転条件について, 討論対象の照射運転期間中のよう素131放出量とその平均放出速度の比(T)を求めた。これらのT値と軽水型原子力プラントの実炉における原子炉停止時の測定値から得たT値の比較を試みた(Table6参照)。燃料試料を用いた実験の場合, よう素131の平均放出速度は, 4.2において用いた計算法により求めた値を採用し, 実炉の場合, 原子炉停止直前の原子炉水中よう素131のレベルから算出した値を用いた。

よう素131の平均放出速度および追加放出量は, FPを放出している燃料内のよう素131インベントリに依存しているが, 燃料棒被覆管の欠陥部分の形状が破損初期の微小な状態(<10 μ m穴径相当)にある場合は, 平均放出速度成分に被覆管欠陥部依存性が付加される。そして被覆管欠陥部分が拡大し, 欠陥部分を径由する冷却水流動の状態がFP放出の様相に対して支配的な状態に至ると, 平均放出速度に対する被覆管欠陥部依存性が消失し, 代って線出力密度依存性が強まる傾向を示している。

燃料被覆管欠陥部分よりのFP放出の様相に対し, 欠陥部分を径由する冷却水流動の状態が支配的である場合, 冷却水圧力・温度の変動に対応した冷却水中のよう素131とセシウム⁽¹⁾137のレベルの変化は, 相互に正の相関性を示すことが認められている。この報告書の実験においても同様な傾向を確認することができた(Fig.4~7)。

原子炉燃料体の挙動に関する研究や燃料被覆管破損の機構を解明する研究が進展するとともに, 上記のような定性的関係はより定量化された表現を得るにすることが期待されよう。

* このような取り扱い(許容誤差 $\pm 15\%$)が可能であることを測定実験に依り確認した。

5. む す び

- ① 各燃料試料 (Table 1; 実験 5, 6, 7, 8) の照射終了時点における UO_2 ペレット内のよう素 131 インベントリーとして, FPRM1 による計算結果から, それぞれ 32.4 Ci, 31.6 Ci, 27.7 Ci, 16.8 Ci を得, 同じくペレット外に放出されたよう素 131 インベントリーとして, 3.5 Ci, 3.4 Ci, 3.0 Ci, 1.8 Ci を得た。
- ② 各燃料試料について, UO_2 ペレット部分より UO_2 ペレット外に移行したよう素 131 の平均移行速度と燃料試料被覆管欠陥部分よりループ冷却水系内に移行したよう素 131 の平均移行速度の比は, それぞれ後者が前者の約 33, 45% であり, UO_2 ペレット部分より UO_2 ペレット外に移行したよう素 131 の約 $1/2 \sim 2/3$ 程度は, 冷却水系に移行しないで燃料試料内に残留する傾向がある事実を明らかにすることができた。
- ③ 各燃料試料の照射による FP 放出実験の結果と軽水型動力炉プラントにおける測定データから, よう素 131 の平均放出速度 (x) と追加放出量 (y) の対応関係について, 幾つかの定性的な傾向を捕えた。
- i) x と y は, おおむね正の相関性を示す (このような燃料被覆管欠陥の状態の場合, 欠陥部分の規模は穴径 $10 \mu m$ 以下相当と推定される)。
- ii) 新しい破損が極く微小である場合, y/x の値は極度に大きい値を示すが, 被覆管欠陥部よりの FP 放出に対して冷却水流動の影響が支配的な状態に至るならば, x および y の欠陥部依存性はほとんど失なわれる。
- iii) 燃料被覆管の欠陥部分が穴径 $50 \sim 500 \mu m$ 相当の範囲である場合, $(y/x) < 1$ の範囲に偏在して分布する。^{*}
- iv) 燃料被覆管欠陥部分よりの FP 放出に対して冷却水流動の影響が支配的であり, 原子炉出力および冷却水蒸気質が一定である場合, 冷却水の圧力・温度の変動 (変動の幅, 変動の速度, 頻度, 要因の単一性などを因子とする) による外乱が, 欠陥部よりの FP 放出に対して支配的な影響を与える。

謝 辞

この報告書に記した各燃料試料を OWL-1 において照射を行なう実験に関し, 本研究所大洗研究所 J M T R 部にその実施を依頼した。

東京大学工学部原子力工学科の都甲泰正氏には, FP 放出実験の実施に関して御指導を得るとともに, 同氏を主席とする FP 研究会会員諸氏の御支援を得た。

* $x = 10^7 \cdot X$, $y = Y$. ただし, $X = \mu Ci / s$, $Y = Ci / sequence$.

本研究所東海研究所安全性試験研究センターの村主進氏ならびに同安全工学部の能沢正雄氏には、FP追加放出機構に関して有益な討論を載いた。同燃料安全第2研究室の永井齊氏には、セシウム137の測定実験を担当して貰い、同じく武田常夫氏には、参照用の計算コード「CODAC No4」(本文Table 4)を借用した。

附記して謝意を表します。

文 献

- (1) 石渡名澄；“炉内水ループを利用した人工欠陥燃料照射によるFP放出実験”JAERI-M 7092 May 1977
- (2) 石渡名澄；“計算コード「FPRM-1」による各種燃料試料中のFP生成・蓄積量の予備計算”JAERI-M 印刷準備中
- (3) 武田常夫；“複雑な生成壊変鎖列中の核種存在量算出用プログラム；CODAC-No4 入力手引”JAERI-M 7230 August 1977
- (4) 日本化学会編；“化学便覧”基礎編I，丸善 1966
- (5) Meek M.E., Rider B.F.；“Compilation of Fission Product Yields Valcitos Nuclear Center 1974”NEDO-12154-1, 1974
- (6) 浅田，大山，倉本，法貴，三島監修；“原子力ハンドブック”オーム社(1977)
- (7) 長谷川正義，三島良績監修；“原子炉材料ハンドブック”日刊工業新聞社(1977)
- (8) 私信資料。

Table 1 List of Runs of Fission Products Release Experiments (performed)

Experimental No.	1	2	3	4	5	6	7	8
Facility	JPDR(17-01)*	JMTR, OWL-1	JMTR, OWL-1	JMTR, OWL-1	JMTR, OWL-1	JMTR, OWL-1	JMTR, OWL-1	JMTR, OWL-1
Experimental Period	APR. 3~MAY 11, '68 JUL. 22~SEPT. 1, '69	AUG. 13~SEPT. 3, '71	JUN. 25~JUL. 22, '72	MAY 29~JUN. 17, '75	FEB. 17~MAR. 13, '76	MAY 24~JUN. 18, '76	MAR. 8~MAR. 29, '77	FEB. 25~MAR. 13, '78
Fuel Rod No.	Y-03	70L-7A	69LF-4P	73LF-19P	73LF-21A	75LF-25A	75LF-27A	76LF-29A
UO ₂ pellet ⁺	Number 235U, w/o Dia, mm H., mm	1 2.7 1.06 1.47	1 1.5 1.34 1.80	2 1.5 1.34 1.80×2	2 1.5 1.34 1.80×2	2 1.5 1.34 1.80×2	2 1.5 1.34 1.80×2	2 1.5 1.34 1.80×2
Clad ⁺	material L., mm O.D., mm Thick, mm	Zircaloy 2 8.50 1.22 0.7	SUS 32 10.80 1.50 0.6	SUS 316 1.26 1.50 0.6	SUS 316 1.35 1.50 0.6	SUS 316 1.35 1.50 0.6	SUS 316 1.35 1.50 0.6	SUS 316 1.35 1.50 0.6
Hole through clad ⁺	material Dia, μm Number	plenum 20, 200 2	plenum 200 1	plenum 000 1	plenum 100 1	plenum 50 1	plenum 500 1	plenum 50 1

* Channel address of artificially pin-holed nuclear fuel rod charged in JPDR core.

+ Nominal value.

Table 2 Half Life and Direct Yield of Nuclide in
Fission Products Chain of Mass 131⁽⁵⁾

Nuclide	Half Life	Direct Yield
In 131	0.3 s	2.3283 × 10 ⁻⁴
Sn 131	63 s	9.63163 × 10 ⁻³
Sb 131	23 m	1.532938 × 10 ⁻²
Te 131m	30 h	1.73038 × 10 ⁻³
Te 131	25 m	1.3360 × 10 ⁻³
I 131	8041 d	4.102 × 10 ⁻⁵
Xe 131m	11.99 d	1.14 × 10 ⁻⁸
Xe 131	Stable	1.14 × 10 ⁻⁸
Cs 131	9.69 d	4.02 × 10 ⁻¹³

Table 3 Melting Point and Boiling Point of
Element Listed in Table 2⁽⁴⁾

Element	Melting Point (°C)	Boiling Point (°C)
In	156.4	2100
Sn	231.9	2270
Sb	630.5	1640
Te	450 (18mmHg)	1390
I	113.6	184.4
Xe	-111.8	-108.1
Cs	28.5	670

Table 4 Iodine 131 Inventory in and out of UO₂ Pellet, and in Coolant System

Experimental No.	5			6			7			8																										
	73LF-21A			75LF-25A			75LF-27A			76LF-29A																										
No. of Fuel Rod	13 March 1976, 8:35									18 June 1976, 9:35									29 March 1977, 14:25									13 March 1978, 21:08								
End Point of Irradiation	3.37 Ci									1.47 Ci									L ₀₂ Ci									8.3 ₉ × 10 ⁻¹ Ci								
I-131 Inventory in Loop Coolant System at End Point of Irradiation																																				
No. of Item	a	b	c	a	b	c	a	b	c	a	b	c	a	b	c	a	b	c	a	b	c	a	b	c												
I-131 Inventory** a. Irradiated Time (Day) b. of UO ₂ Pellet c. out of UO ₂ Pellet (Ci)	1	2.27	25.1 × 10 ⁻¹	1	1.73	1.87 × 10 ⁻¹	1	2.8 ₆	3.1 ₆ × 10 ⁻¹	1	0.38(0.32)*	4.1 ₉ × 10 ⁻²	1	0.38(0.32)*	4.1 ₉ × 10 ⁻²	1	0.38(0.32)*	4.1 ₉ × 10 ⁻²	1	0.38(0.32)*	4.1 ₉ × 10 ⁻²	1	0.38(0.32)*	4.1 ₉ × 10 ⁻²												
	2	5.1 ₆	57.1 × 10 ⁻¹	2	4.6 ₃	50.2 × 10 ⁻¹	2	5.7 ₃	6.3 ₃ × 10 ⁻¹	2	5.7 ₃	6.3 ₃ × 10 ⁻¹	2	(0.30)	(0.30)	2	(0.30)	(0.30)	2	(0.30)	(0.30)	2	(0.30)	(0.30)												
	4	1.0.3	1.1 ₄	9	1.9.8	2.1 ₅	6	1.5.1	1.6 ₇	6	1.5.1	1.6 ₇	3	1.29(0.98)	1.4 ₃ × 10 ⁻¹	3	1.29(0.98)	1.4 ₃ × 10 ⁻¹	3	1.29(0.98)	1.4 ₃ × 10 ⁻¹	3	1.29(0.98)	1.4 ₃ × 10 ⁻¹												
	7	1.6.6	1.8 ₄	11	2.2.8	2.4 ₈	7	1.7.0	1.8 ₈	7	1.7.0	1.8 ₈	4	(0.93)	(0.93)	4	(0.93)	(0.93)	4	(0.93)	(0.93)	4	(0.93)	(0.93)												
	8	1.8.4	2.0 ₄	12	2.3.1	2.5 ₁	11	2.3.4	2.5 ₈	11	2.3.4	2.5 ₈	5	(2.48)	(2.48)	5	(2.48)	(2.48)	5	(2.48)	(2.48)	5	(2.48)	(2.48)												
	9	2.0.1	2.2 ₁	13	2.1.3	2.3 ₁	12	2.1.7	2.3 ₉	12	2.1.7	2.3 ₉	12	1.98(1.60)	2.1 ₉	12	1.98(1.60)	2.1 ₉	12	1.98(1.60)	2.1 ₉	12	1.98(1.60)	2.1 ₉												
	10	2.1.6	2.3 ₉	14	1.9.5	2.1 ₃	13	1.9.9	2.2 ₀	13	1.9.9	2.2 ₀	13	2.05(1.74)	2.2 ₇	13	2.05(1.74)	2.2 ₇	13	2.05(1.74)	2.2 ₇	13	2.05(1.74)	2.2 ₇												
	11	2.2.1	2.4 ₄	15	2.0.5	2.2 ₃	14	1.8.4	2.0 ₃	14	1.8.4	2.0 ₃	14	1.89(1.68)	2.0 ₉	14	1.89(1.68)	2.0 ₉	14	1.89(1.68)	2.0 ₉	14	1.89(1.68)	2.0 ₉												
	12	2.0.4	2.2 ₄	16	2.2.1	2.4 ₀	15	1.9.9	2.1 ₉	15	1.9.9	2.1 ₉	15	1.74(1.56)	1.9 ₇	15	1.74(1.56)	1.9 ₇	15	1.74(1.56)	1.9 ₇	15	1.74(1.56)	1.9 ₇												
	13	1.8.7	2.0 ₇	19	2.6.2	2.8 ₄	16	2.1.5	2.3 ₈	16	2.1.5	2.3 ₈	16	1.67(1.44)	1.8 ₅	16	1.67(1.44)	1.8 ₅	16	1.67(1.44)	1.8 ₅	16	1.67(1.44)	1.8 ₅												
	14	1.9.6	2.1 ₇	22	2.9.5	3.1 ₉	17	2.3.0	2.5 ₈	17	2.3.0	2.5 ₈																								
	15	2.1.3	2.3 ₆	25	3.2.1	3.4 ₈	21	2.8.1	3.1 ₀	21	2.8.1	3.1 ₀																								
	19	2.6.7	2.9 ₅																																	
	23	3.0.8	3.4 ₁																																	
	24	3.1.6	3.4 ₉																																	
	25	3.2.4	3.5 ₉																																	
	Center Temperature of UO ₂ Pellet**(C)	1605±10									1605±10									1605±10																

* Estimated by "CODAC No.4" code without consideration of the effect of generation of transuranium elements. (3)

** Estimated by "FPERM-1" code.

Table 5 Ratio of Averaged Release Rate of I-131

Item	(a) Averaged Release Rate of I-131 to out of UO ₂ Pellet at End of Irrad- iation	(b) Averaged Release Rate* of I-131 from Fuel Rod into Loop Coolant at End of Irradiation	(b/a) × 100 , (%)
No. of Fuel Rod			
73LF-21A	4.0, $\mu\text{Ci/s}$	3.8, $\mu\text{Ci/s}$	94
75LF-25A	3.9, $\mu\text{Ci/s}$	1.6, $\mu\text{Ci/s}$	42
75LF-27A	3.7, $\mu\text{Ci/s}$	1.2, $\mu\text{Ci/s}$	33
76LF-29A	2.4, $\mu\text{Ci/s}$	1.1, $\mu\text{Ci/s}$	45

* Based on the assumption that the flow rate of clean up system is constant.

(8)
Table 6 Iodine Spiking Sequence at LWR Plant and JMTR • OWL-1

Facility	Coolant Inventory	Spiking Sequence		Equilibrium ¹³¹ I Release Rate(X) $\mu\text{Ci/s}$	Total I-131 Release(Y) Ci	$\frac{X}{Y}$	$\frac{X}{Y} \leq 10^7$ Yes or No
		From	To				
Plant A	179	1976, 4. 9.	1976, 410.	503 ₆	1894	376×10^5	yes
		18:00	22:00				
		1976, 614.	1976, 615.				
B	247	16:00	18:00	378	168	444×10^6	yes
		1977, 1. 4.	1977, 1. 5.				
B	"	16:00	24:00	299	1492	499×10^6	"
C	224	1976, 531.	1976, 6. 1.	1.47×10^{-1}	1.17×10^{-2}	7.96×10^4	yes
		17:00	24:00				
		1977, 228.	1977, 3. 2.				
C	"	20:00	17:00	5.98×10^{-1}	846	$1.41_5 \times 10^8$	no
D	113	1976, 5. 8.	1976, 5. 9.	482	419	869×10^5	yes
		20:00	24:00				
		1976, 11. 6.	1976, 11. 7.				
D	"	22:00	24:00	268	8.44×10^{-1}	3.15×10^4	"
D	"	1977, 329.	1977, 330.	552	791	1.43×10^6	"
OWL-1, 73LF-21A	075	11:00	14:00	381	2.38×10^{-1}	$6.2_5 \times 10^4$	yes
		1976, 3. 6.	1976, 3. 7.				
		10:07	10:10				
		1976, 224.	1976, 224.				
		9:23	14:48				
		1976, 225.	1976, 225.				
		10:01	17:32				
		1976, 311.	1976, 311.				
		9:29	16:35				
		1976, 311.	1976, 312.				
		19:40	12:27				
1976, 227.	1976, 228.						
14:05	1:02						
1976, 6. 1.	1976, 6. 2.						
10:10	10:20						
1976, 6. 4.	1976, 6. 5.						
14:00	0:45						
1976, 611.	1976, 611.						
9:30	16:30						
1977, 314.	1977, 315.						
10:00	10:10						
1977, 318.	1977, 319.						
10:00	2:05						
1977, 319.	1977, 320.						
15:00	8:00						
1977, 325.	1977, 325.						
9:45	19:00						
1977, 329.	1977, 329.						
14:00	17:30						
1977, 329.	1977, 329.						
17:30	20:50						
1978, 3. 6.	1978, 3. 8.						
10:00	10:00						
1978, 3. 9.	1978, 3. 9.						
9:30	22:30						
1978, 310.	1978, 310.						
13:50	15:50						
OWL-1, 75LF-25A	"			1.6 ₆	7.83×10^{-2}	4.72×10^4	yes
"	"			1.6 ₆	1107	6.67×10^5	"
"	"			1.6 ₆	3.35×10^{-1}	2.02×10^5	"
OWL-1, 75LF-27A	"			1.2 ₁	8.70×10^{-3}	7.19×10^3	yes
"	"			1.2 ₁	3.37×10^{-1}	2.79×10^5	"
"	"			1.2 ₁	1.06×10^{-2}	8.76×10^3	"
"	"			1.2 ₁	2.12×10^{-1}	1.75×10^5	"
"	"			1.2 ₁	1.19×10^{-1}	9.83×10^4	"
"	"			1.2 ₁	1.42×10^{-2}	1.17×10^4	"
OWL-1, 76LF-29A	"			1.1 ₀	1.88×10^{-1}	1.71×10^5	yes
"	"			1.1 ₀	3.81×10^{-1}	3.46×10^5	"
"	"			1.1 ₀	1.02×10^{-2}	9.27×10^3	"

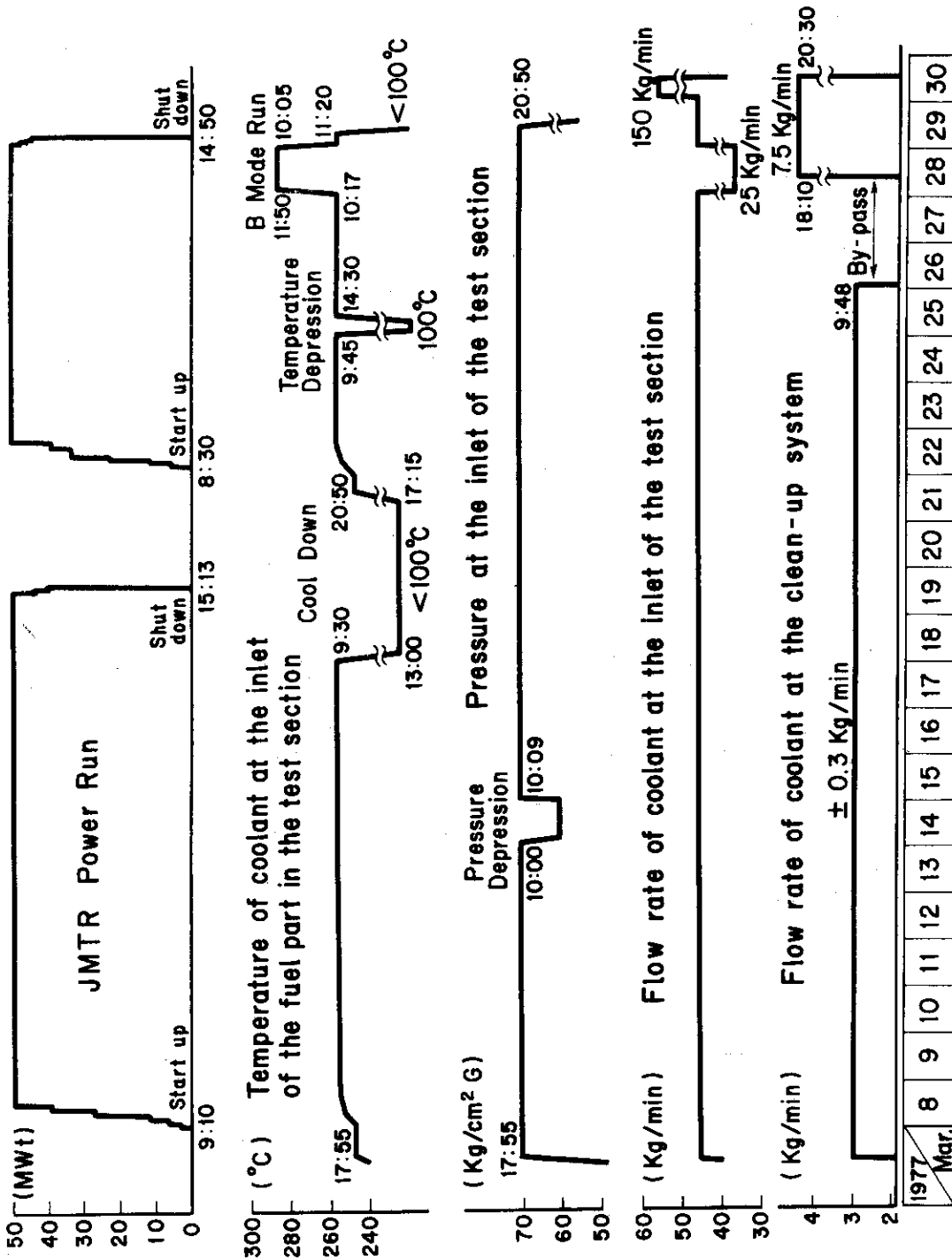


Fig.1 History of Simplified JMTR Power Run and Pressure, Temperature and Flow Rate of OWL--1 Coolant.

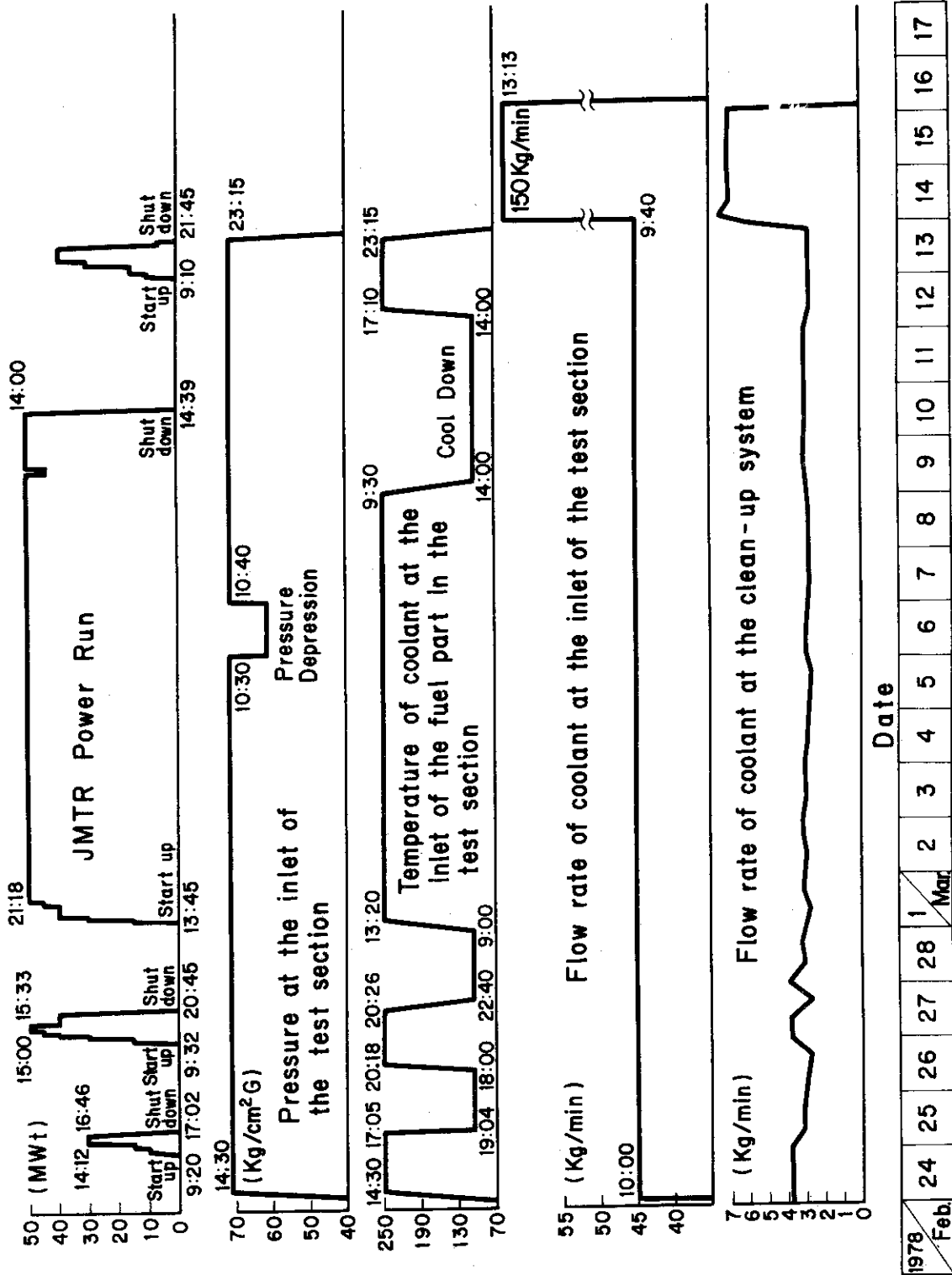
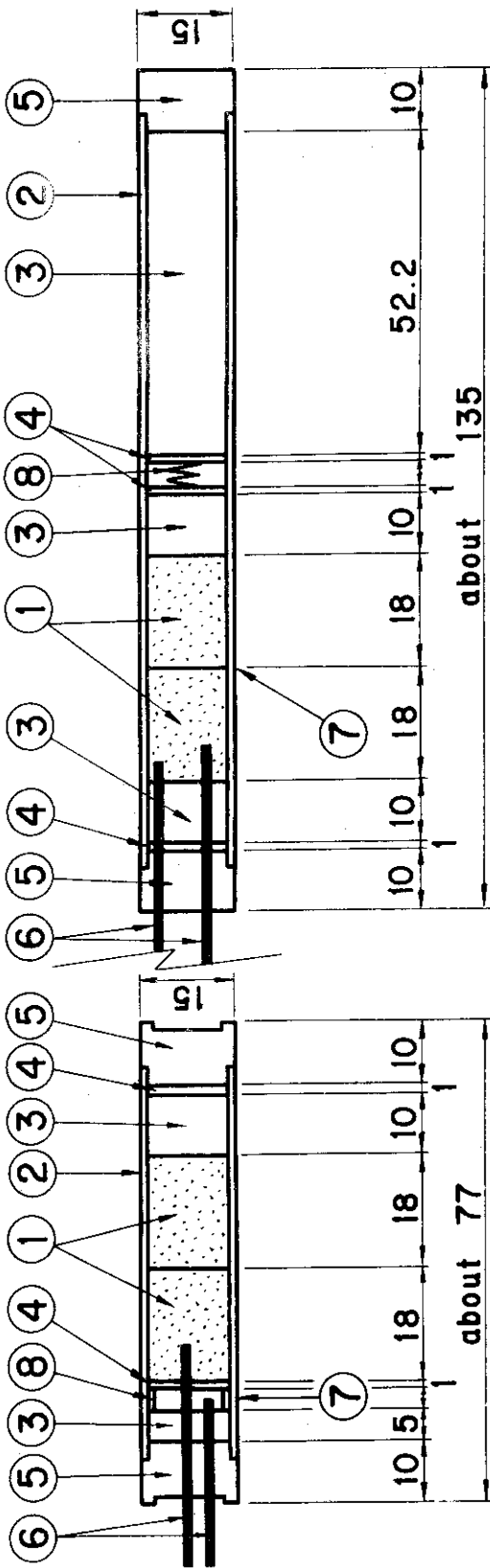


Fig.2 History of Simplified JMTR Power Run and Temperature, Pressure and Flow Rate of OWL-1 Coolant.



76 LF - 29 A

NO.	Name	Material
1	Pellet	UO ₂
2	Clad	SUS316
3	Insulator	Al ₂ O ₃
4	Stopper	SUS304
5	Plug	SUS316
6	Thermo Couple	W-Re, CA
7	Pin - hole	Dia. 0.05
8	Spacer	SUS 304

unit, mm

75 LF - 27 A

NO.	Name	Material
1	Pellet	UO ₂
2	Clad	SUS316
3	Insulator	Al ₂ O ₃
4	Stopper	SUS304
5	Plug	SUS316
6	Thermo Couple	W-Re, CA
7	Pin - hole	Dia. 0.5
8	Spacer	SUS 304

unit, mm

Fig.3 Dimension and specification of two artificially pin-holed fuel rods.

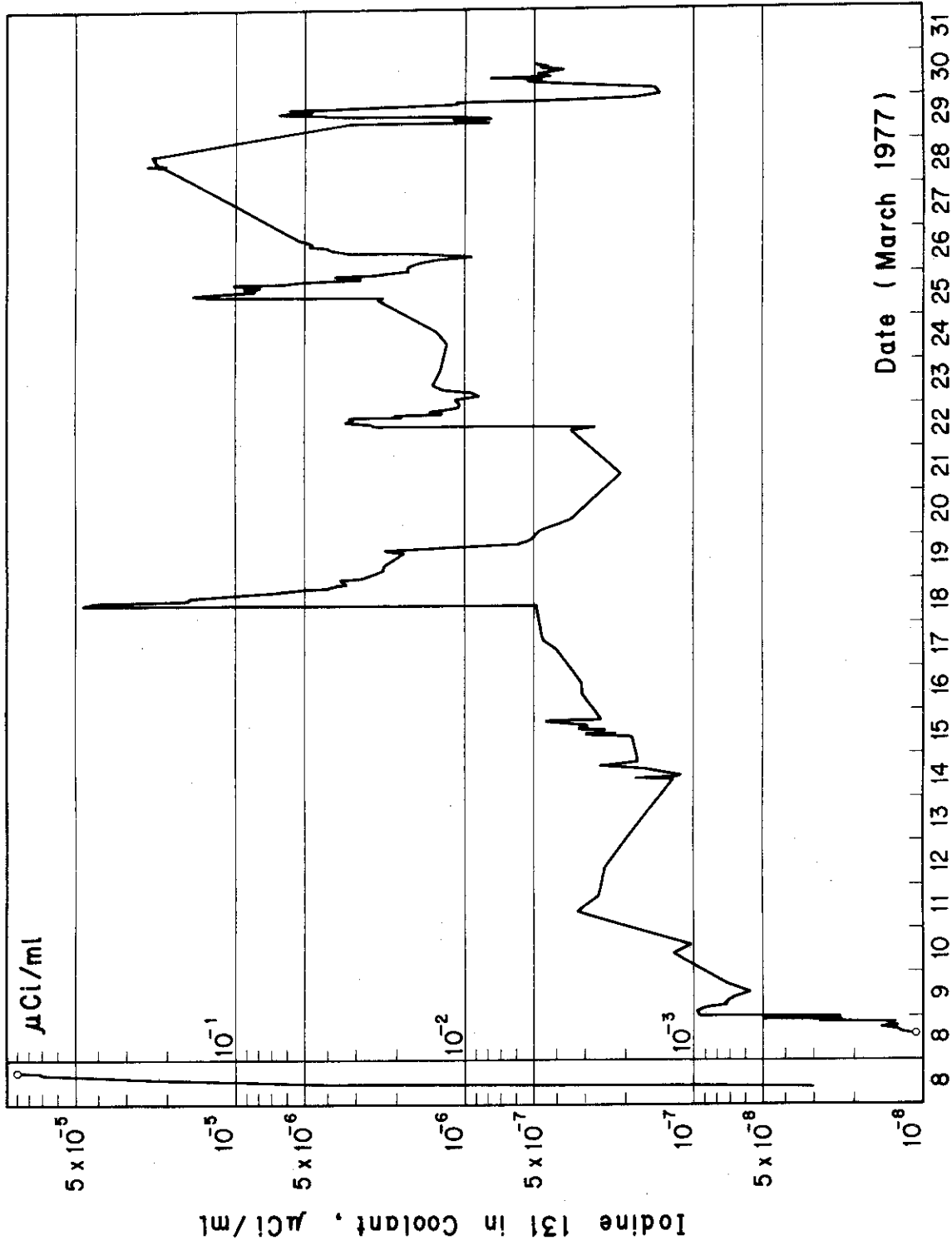


Fig.4 Level of I-131 in OWL-1 coolant.

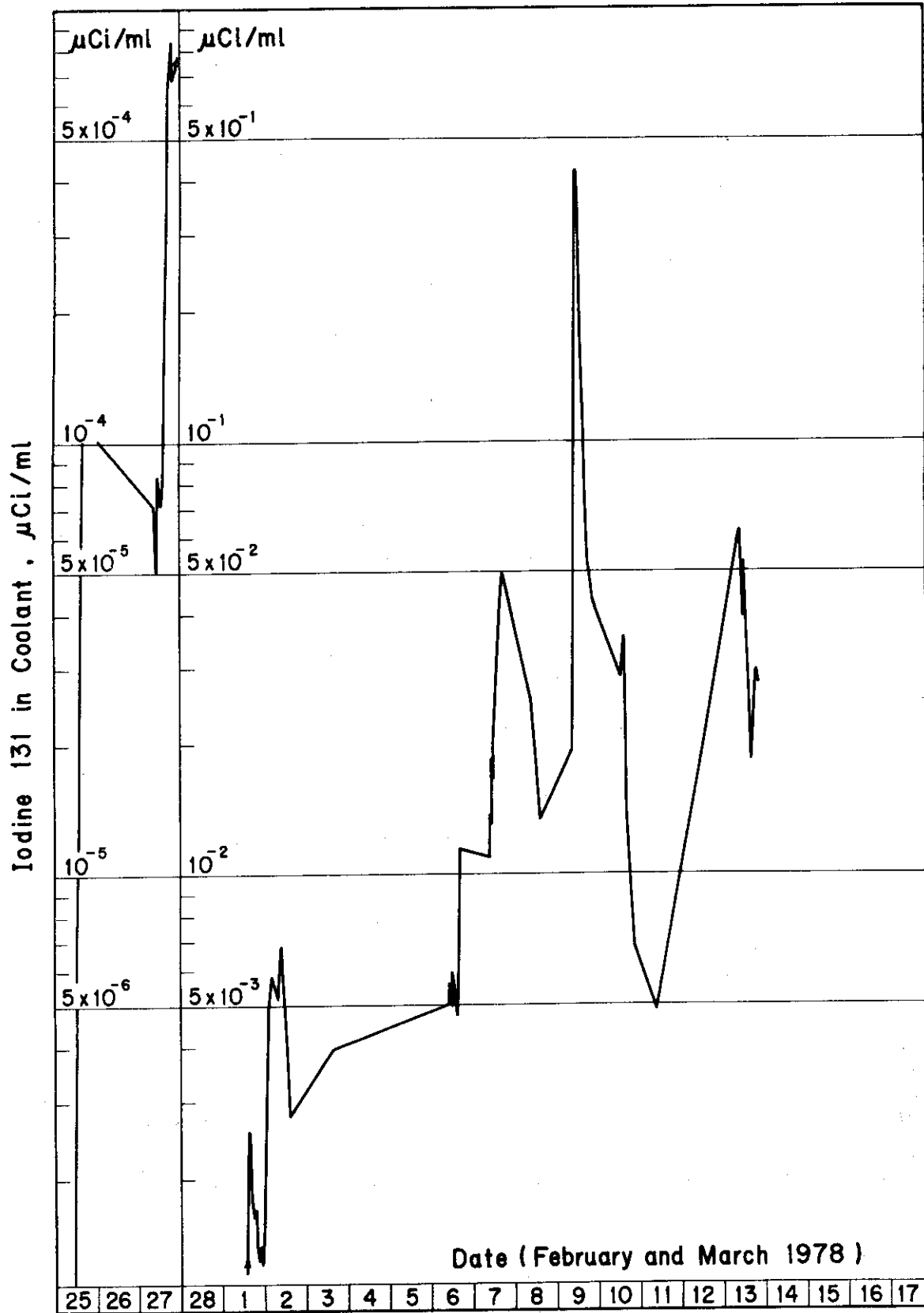


Fig.5 Level of I-131 in OWL-1 Coolant.

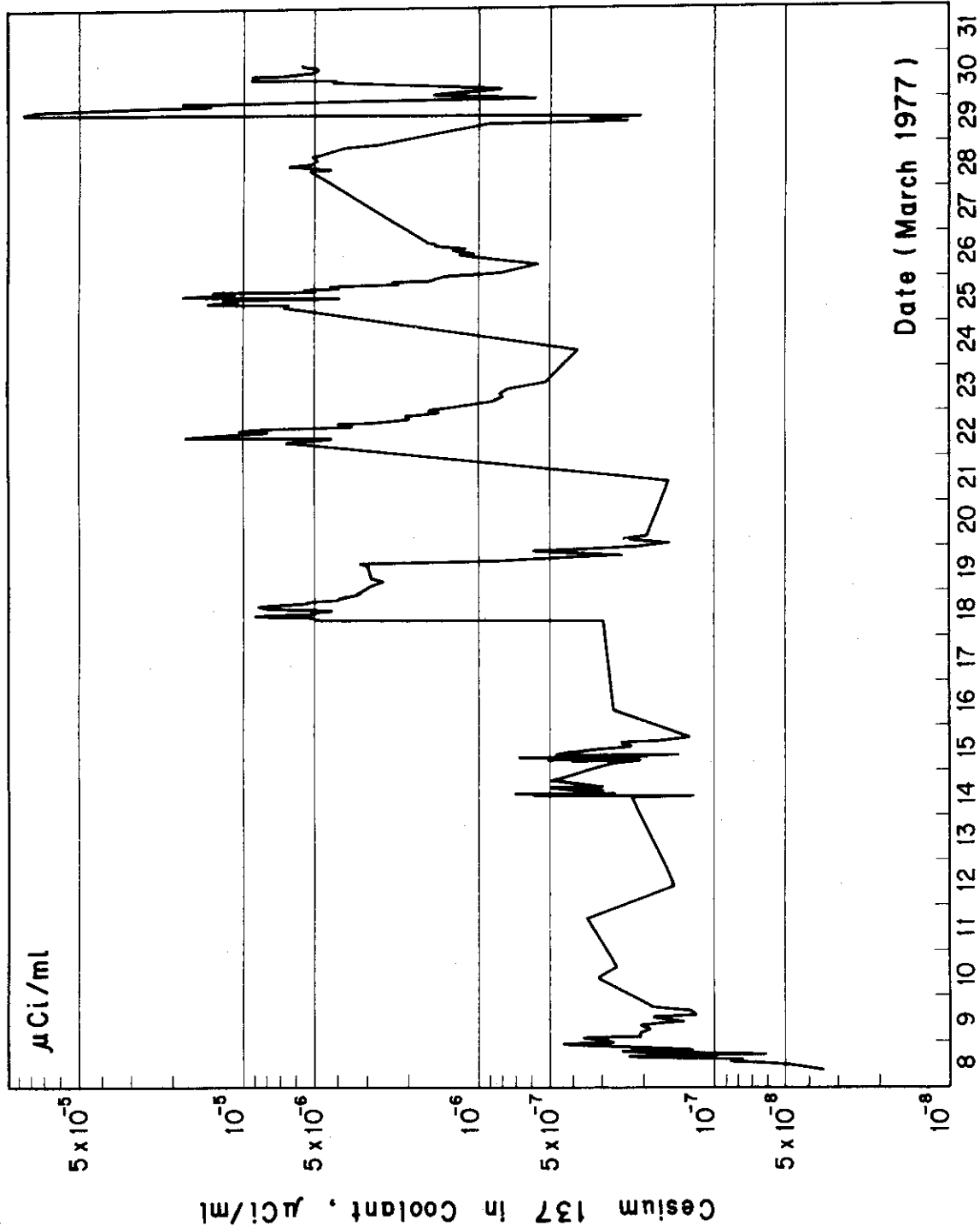


Fig.6 Level of Cs-137 in OWL-1 Coolant.

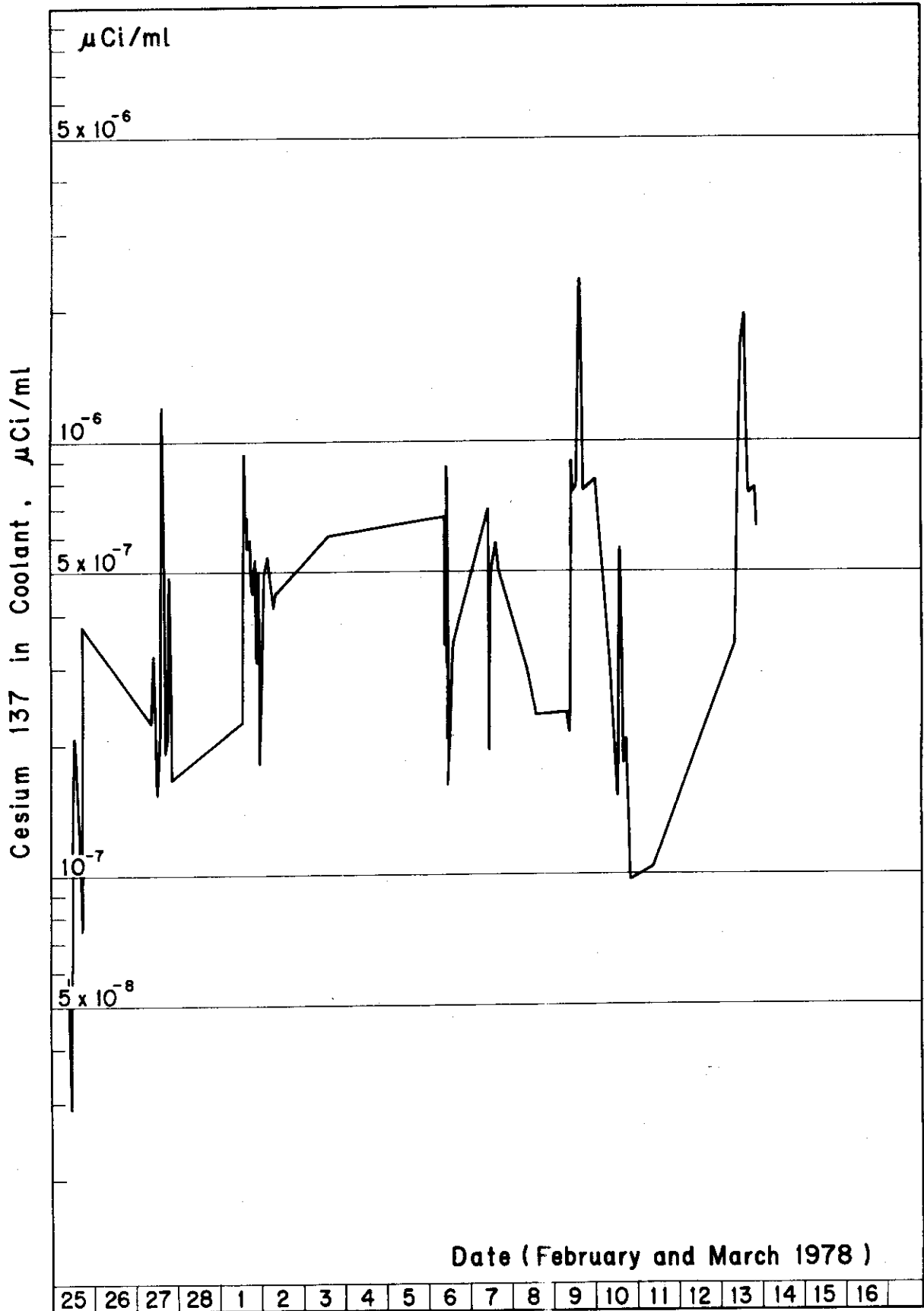


Fig.7 Level of Cs-137 in OWI-1 Coolant.