



高速実験炉「常陽」運転経験報告書

原子炉容器内ナトリウム液位異常低下時における
液位監視方法の確立

1991年7月

動力炉・核燃料開発事業団
大洗工学センター

複製又はこの資料の入手については、下記にお問い合わせください。

〒311-13 茨城県東茨城郡大洗町成田町4002

動力炉・核燃料開発事業団

大洗工学センター システム開発推進部・技術管理室

Enquires about copyright and reproduction should be addressed to: Technology Management Section O-arai Engineering Center, Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation 4002 Narita-cho, O-arai-machi, Higashi-Ibaraki, Ibaraki-ken, 311-13, Japan

動力炉・核燃料開発事業団 (Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation)

高速実験炉「常陽」運転経験報告書
原子炉容器内ナトリウム液位異常低下時における液位監視方法の確立

藤枝 清*，竹内 徹*，高津戸 裕二*
今井 勝友**，小沢 健二***，堀米 利元*
照沼 誠一*

要 旨

「常陽」の原子炉容器ナトリウム液面計は、安全保護系に組み込まれている3本の誘導式ナトリウム液面計で構成されている。その測定範囲は、1本が長尺型で通常液位に対して+350mm～-1600mm、他の2本は、±350mmで、1次主配管の下部レベルまでカバー出来るが、-1600mm以下の原子炉容器内ナトリウム液位を監視する手段がなかった。

このため1次補助冷却系の吐出配管が原子炉容器最下部まで挿入されていることから、1次補助冷却系電磁ポンプの吐出圧力計の指示値を用いて原子炉容器内ナトリウム液位を求めることが出来ると判断し、原子炉容器内ナトリウム液位と1次補助冷却系電磁ポンプ吐出圧力の関係を求める試験を実施した。

試験の結果

- (1) 1次補助冷却系を用いて燃料集合体上部までの原子炉容器内ナトリウム液位を推定することは、十分可能である。また、原子炉容器内ナトリウムドレン中の試験によって、原子炉容器内ナトリウムが $47.5\text{m}^3/\text{h}$ の速度で低下している過渡時においても、1次補助冷却系を用いて原子炉容器内ナトリウム液位の推定が可能であることを確認した。
- (2) 1次補助冷却系電磁ポンプ吐出圧力、ナトリウム循環流量およびナトリウム温度から、原子炉容器内ナトリウム液位を求める近似的式を導出した。
- (3) 測定データを基に多重回帰分析を行い、1次補助冷却系電磁ポンプ吐出圧力およびナトリウム循環流量から、原子炉容器内ナトリウム液位を推定出来るグラフを作成した。

* 実験炉部 原子炉第一課

** 実験炉部 原子炉第二課

*** もんじゅ建設所 プラント第1課

Operation Experience Report of Experimental Fast Reactor JOYO

-A special level monitoring for Reactor Vessel in the occurrence of the abnormal level incident-

Kiyoshi Fujieda * Toru Takeuchi* Hiroshi Takatsuto*
Tomoaki Imai** Kenji Ozawa *** Toshiyuki Horigome*
Seiichi Terunuma*

Abstract

A reactor vessel in JOYO provides three induction type level meters which is defined in the safety protection system. They have two kinds of measuring range and display the sodium level below to the discharge nozzle of the primary cooling system. One is from 350mm about the normal sodium level to 1,600mm below it and other two sets are from 350mm above to 350mm below it.

This report describes a special monitoring method of sodium level in the occurrence of the abnormal sodium level incident which reaches it more than 1600mm below the normal sodium level in the reactor vessel.

The special monitoring method uses the discharge sodium pressure of the primary auxiliary cooling pump. A discharge sodium pipe from the primary auxiliary cooling pump is located in the bottom of the reactor vessel and it's discharge pressure is correlated with the reactor vessel sodium level which works back pressure to the pump. Therefore, it was assumed that abnormal sodium level which reaches it more than 1600mm below the normal sodium level can be monitored using this discharge sodium pressure.

A verification test was conducted to measure the correlation of the discharge sodium pressure and the reactor vessel sodium level. Main results obtained from this test were as follows.

- (1) Validity of this special level monitoring method was confirmed in the sodium level range from normal to 3,390mm below it and in case of sodium level changing which is decreased at the rate of 47.5m³/h by this test during the system sodium drain work.

- (2) A correlation equation is obtained using parameters of discharge sodium pressure, flow and temperature of the primary auxiliary cooling system to gain sodium level of reactor vessel.

- (3) Parameter chart of the reactor vessel sodium level was made using multi regressive analysis.

* Operation Section, Experimental Reactor, O E C.
** Maintenance Section, Experimental Reactor, O E C.
*** Operation Engineering Section, Monju Construction Office.

目 次

1. 緒 言	1
2. 補助冷却系の概要	3
3. 原子炉容器内ナトリウム液位と1次補助冷却系電磁ポンプ吐出圧力の 関係を求める試験の概要	6
4. 試験の結果と検討	7
4.1 1次補助冷却系ナトリウム循環流量一定における 原子炉容器ナトリウム液位と1次補助冷却系電磁ポンプ吐出圧力の関係	7
4.2 1次補助冷却系ナトリウム循環流量と電磁ポンプ吐出圧力の関係	15
4.3 原子炉容器内ナトリウムドレン中における 原子炉容器内ナトリウム液位と1次補助冷却系電磁ポンプ吐出圧力の関係	31
4.4 原子炉容器内ナトリウム液位を求める計算式の導出	35
5. 結 言	40

1. 緒 言

「常陽」では、これまで段階的に自然循環試験を実施し、主循環ポンプのトリップにより冷却材（液体金属ナトリウム）の駆動力を喪失した場合でも原子炉容器内ナトリウム液位が確保されていれば、冷却材の自然循環によって炉心の崩壊熱の除去が可能であることが確認されており、原子炉容器の液面監視は、プラント安全上、運転上、非常に重要である。特に、原子炉冷却材バウンダリ部においてナトリウム漏洩事故が発生した場合においては、原子炉容器内ナトリウム液位を監視しつつ、適切な処置を行うことが運転員に要求される。加えて、設計想定事象を超えた苛酷事故の対応においては、プラントの系統・設備・機器を、その本来の機能役割を超えて活用し、プラントの状態監視と事故の収束を図らねばならない。

「常陽」の原子炉容器内ナトリウム液面計は、原子炉安全保護系に組込まれている3本の誘導型ナトリウム液面計で構成されている。その測定範囲は、1本が長尺型で+350mm～-1600mm、他の2本は±350mmであり、1次主冷却系配管の原子炉容器ノズル下部レベルまでカバー出来るが、-1600mm以下の原子炉容器内ナトリウム液位を監視する手段が無かった。（図1-1、1次冷却系各レベルと原子炉容器液面計測定範囲参照）

そこで、設計の想定事故を超える苛酷事故に対応するうえで重要な位置付けにある原子炉容器内ナトリウム液位の冗長性を含めた監視手段に関する方策について検討を行う必要が生じた。

このため、1次補助冷却系の吐出配管が原子炉容器の最下部まで挿入されていることから、1次補助冷却系電磁ポンプ（EMP）の吐出圧力計の指示値を用いて原子炉容器内のナトリウム液位を推定出来ると判断し、原子炉容器内ナトリウム液位と1次補助冷却系電磁ポンプ吐出圧力の関係を求める試験を計画し実施した。

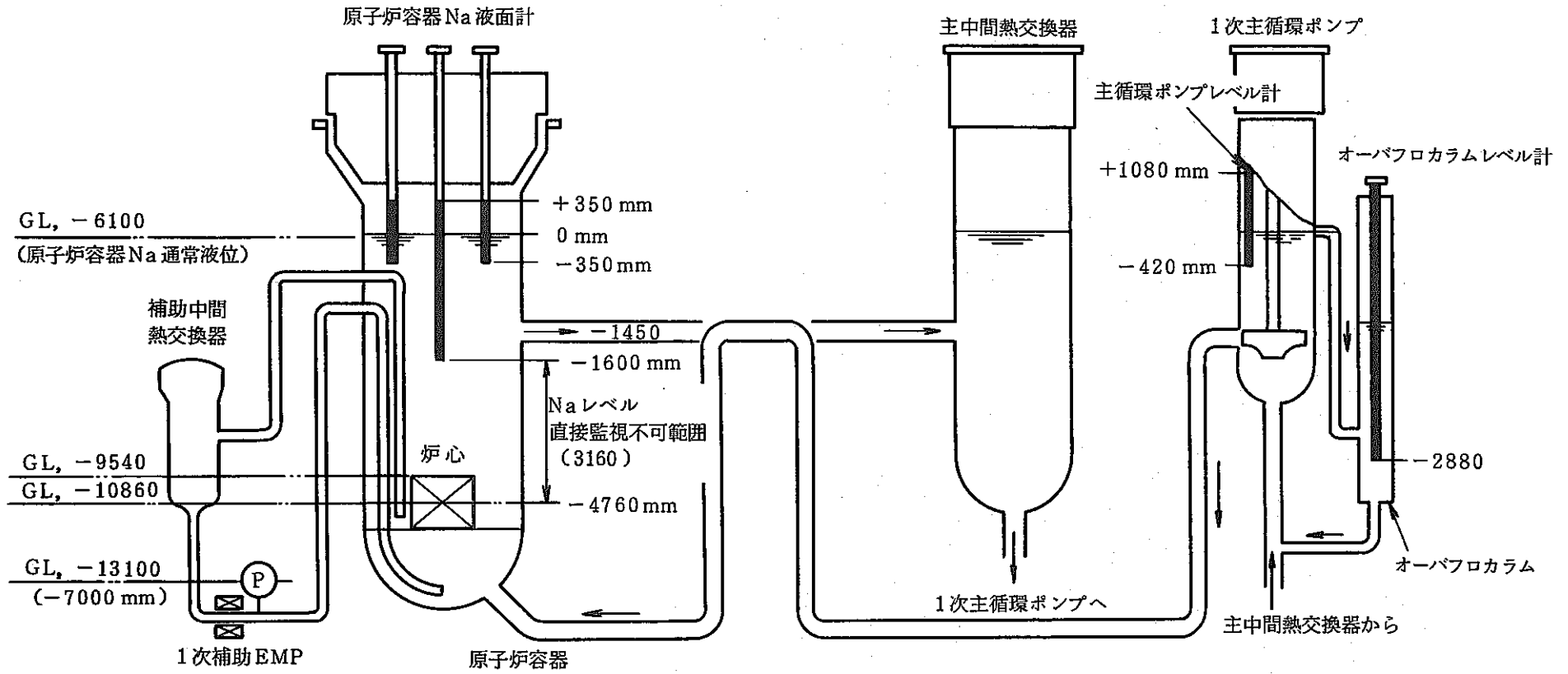


図-1 1次冷却系各レベルと炉容器液面計測定範囲の関係

2. 補助冷却系の概要

高速実験炉「常陽」の補助冷却系は、A・B二つの主冷却系統設備をバックアップする非常用炉心冷却設備として設けられている。補助冷却系は、主冷却系統設備にて炉心の崩壊熱除去が出来なくなった時、原子炉容器内ナトリウム液位低下時、および原子炉容器内ナトリウム液位を燃料頂部まで低下させて行う炉内検査時等に炉心にて発生する崩壊熱の除去が出来るように独立して設置された冷却ループである。

補助冷却系は、原子炉の炉心で発生する崩壊熱を除去し、補助中間熱交換器（補助 IHX）を介して 2 次補助冷却系へ熱伝達を行う 1 次補助冷却系と、1 次補助冷却系から熱交換器を介して伝えられる原子炉の熱を大気に放散する 2 次補助冷却系により構成されている。図 2-1 に「1 次・2 次補助冷却系系統概要図」を示す。

主冷却系の運転中、1 次補助冷却系は原子炉容器下部プレナムに位置する吐出配管から逆止弁バイパスオリフィスを通して待機（停止）中の 1 次補助電磁ポンプ、熱交換器を経由して、再び原子炉容器へ戻る逆流状態となっている。また、補助中間熱交換器を介して接する 2 次補助冷却系は、2 次補助電磁ポンプを 100% 定格流量で運転し、補助空気冷却器は送風機自動待機の状態では 2 次側コールドレグ温度を 398°C に制御している（温態待機状態下では、送風機は手動切保持、温度は 250°C となっている。）

主冷却系統設備の主循環ポンプトリップ時は、直ちに原子炉はスクラムされ、崩壊熱除去はポニーモータにより行われるが、主冷却系統のナトリウム液位が低下し過ぎると主中間熱交換器でナトリウムの流れが阻害され崩壊熱の除去が出来なくなる。そこで、1 次補助電磁ポンプが起動され、炉心の崩壊熱除去は、独立したループを持つ補助冷却系統が受持つことになる。

原子炉容器内から補助 IHX へ送り出すナトリウム吸込み配管下端は、燃料頂部よりも下に位置し、液面低下時に於いても炉心の崩壊熱除去が行なえる点が主冷却系と大きく異なる。

以下に、1 次・2 次補助冷却系の主要目を示す。

(1) 1 次補助冷却系の主要目

- ループ数 1 ループ
- 除熱容量 2.6 Mw
- 冷却材流量 56.5 T/h
- 定格運転温度

原子炉出口ナトリウム温度	500°C
原子炉入口ナトリウム温度	370°C

(2) 2次補助冷却系の主要目

- ループ数 1 ループ
- 除熱容量 2.6Mw
- 冷却材流量 56.5T/h
- 定格運転温度

補助空気冷却器入口ナトリウム温度 470°C

補助空気冷却器出口ナトリウム温度 340°C

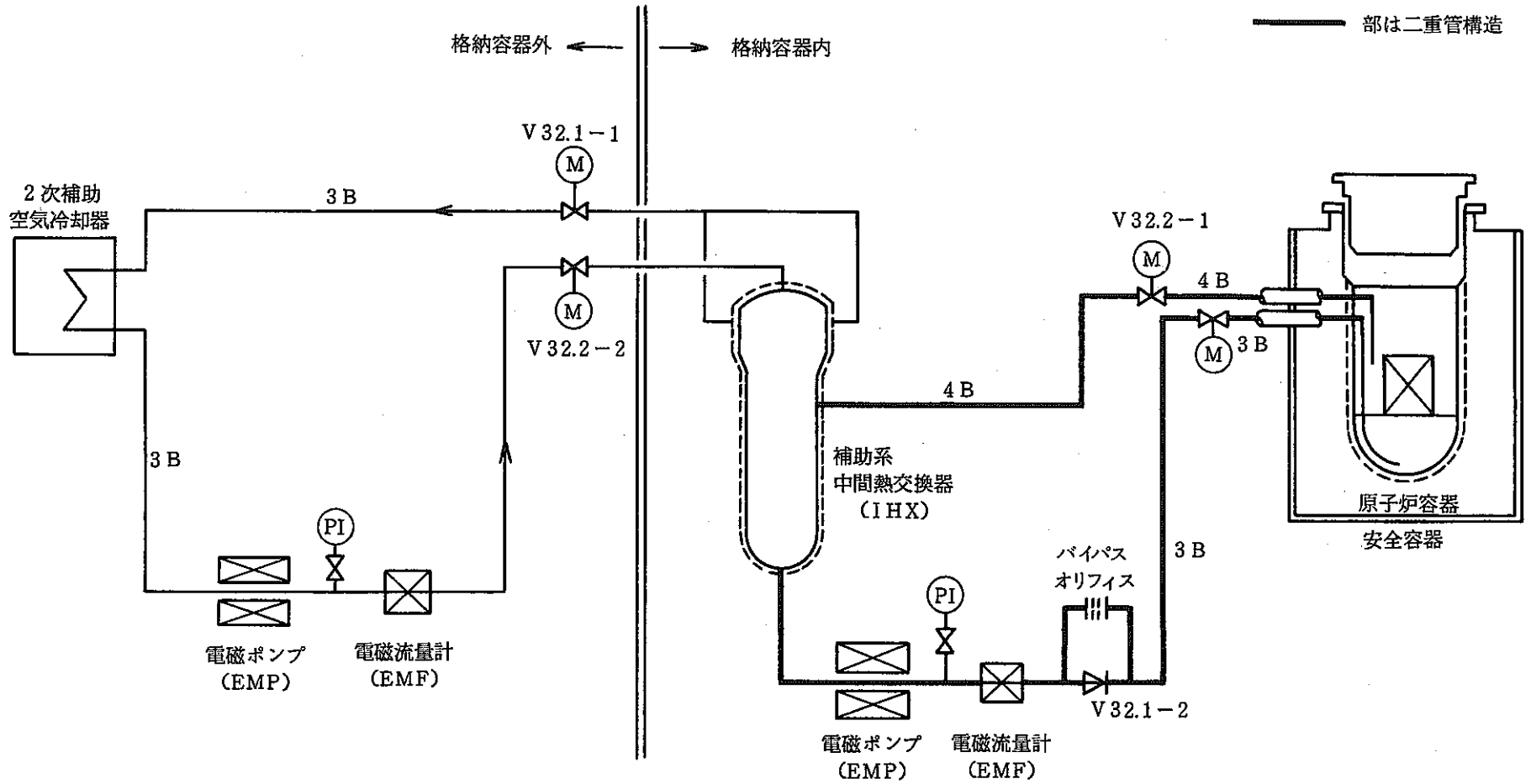


図 2 - 1 1次・2次補助冷却系系統概要図

3. 原子炉容器内ナトリウム液位と1次補助冷却系 電磁ポンプ吐出圧力の関係を求める試験の概要

原子炉容器内ナトリウム液位と1次補助冷却系電磁ポンプ吐出圧力の関係を求める試験に当って、事前に炉心圧損の影響、機器・配管配置設計等の調査を行うとともに、次の項目について試験を実施した。

- ① 1次補助冷却系ナトリウム循環流量一定下における原子炉容器内ナトリウム液位と1次補助冷却系電磁ポンプ吐出圧力の関係
- ② 1次補助冷却系ナトリウム循環流量と電磁ポンプ吐出圧力の関係
- ③ 1次補助冷却系ナトリウム循環流量一定下における原子炉容器内ナトリウムドレン時における原子炉容器内ナトリウム液位と1次補助冷却系電磁ポンプ吐出圧力の関係

なお、これらの試験は、定期点検時のナトリウムドレン時で且つ1次補助冷却系電磁ポンプ運転時にしか実施できないこと、流量特性試験や原子炉容器内ナトリウムドレン中における試験を数回実施する必要性から、約2.5年を要した。

これらの試験結果から、①原子炉容器内ナトリウム液位と1次補助冷却系電磁ポンプ吐出圧力（原子炉容器内ナトリウムドレン中含む）の関係および②1次補助冷却系電磁ポンプ吐出圧力のナトリウム循環流量特性等を求めた。

4. 試験の結果と検討

4.1 1次補助冷却系ナトリウム循環流量一定下における

原子炉容器ナトリウム液位と1次補助冷却系電磁ポンプ吐出圧力の関係

(1) 結果

1次補助冷却系は、主に原子炉停止中で且つ1次主冷却系統の冷却材ナトリウムをドレンした場合および1次冷却系のナトリウム漏洩により原子炉容器内ナトリウム液位が低下した場合の崩壊熱除去のために運転される。この場合のマニュアルに規定されている1次補助冷却系ナトリウム循環流量は、65m³/hである。

そこで、65m³/h一定流量下における原子炉容器内ナトリウム液位と1次補助冷却系電磁ポンプ吐出圧力の関係を求める試験を、59年11月14日、60年6月6日、63年11月4日および63年12月16日～17日に実施した。これらは、定期点検に伴う運転モード変更における1次冷却系ナトリウムドレン・充填に合せて試験を計画しデータを採取した。

これらデータのうち原子炉容器内ナトリウム液位に関しては、通常液位から-1600mm (GL. -6100 ~ GL. -7700mm) までは長尺型原子炉容器ナトリウム液面計により測定したものである。また、GL. -9540mmは、原子炉容器内ナトリウムをサイフォン効果を利用してドレンする配管(部分ドレン配管と称す)が設置されており、この配管の先端までドレンした液位である。それ以外の液位は、液位計が無い場合、ダンプタンクにドレンされたナトリウム量から換算した値であり、多少の誤差を含んでいる。

表4.1-1から4.1-3に「原子炉容器内ナトリウムドレン時の補助冷却系の測定データ」を示す。

図4.1-1に「原子炉容器内ナトリウム液位と1次補助冷却系電磁ポンプ吐出圧力の関係」を示す。また、表4.1-1および表4.1-2の測定データを基に、パソコンを使用して最小二乗法による回帰分析を行った結果を図4.1-2～4.1-4に示す。

(2) 検討

1次補助冷却系ナトリウム循環流量一定下、即ち流量の影響の無い場合、1次補助冷却系電磁ポンプ吐出圧力は、原子炉容器内ナトリウム通常液位と求める原子炉容器内ナトリウム液位との差の水頭圧に比例して変化すると仮定でき、基本的には、次の式で表わすことができる。

$$\left(\begin{array}{c} \text{一次補助冷却系電磁ポンプ} \\ \text{吐出圧力差} \end{array} \right) = \left(\begin{array}{c} \text{通常液位を基準とした} \\ \text{原子炉容器内ナトリウム液位差} \end{array} \right) \times \left(\begin{array}{c} \text{ナトリウム} \\ \text{比重量} \end{array} \right) \dots\dots\dots(1)$$

(1)式は,

$$\left(\begin{array}{l} \text{通常液位を基準とした原子炉} \\ \text{容器内ナトリウム液位差} \end{array} \right) = \frac{\text{(一次補助冷却系電磁ポンプ吐出圧力差)}}{\text{(ナトリウム比重量)}} \quad \dots(2)$$

となる。更に(2)式は,

原子炉容器内ナトリウム通常液位 (GL. -6100mm) における1次補助冷却系電磁ポンプ吐出圧力を P_1 (kg/cm^2), 求める原子炉容器内ナトリウム液位における1次補助冷却系電磁ポンプ吐出圧力を P_2 (kg/cm^2), ナトリウム比重量を γ (g/cm^3) としたとき, 求める原子炉容器内ナトリウム液位 L (mm; GL基準で表わす) は, 次式で表せる。

$$L = -6100 - \frac{(P_1 - P_2) \times 10^4}{\gamma} \quad \dots\dots\dots(3)$$

尚, (3)式におけるナトリウム比重量 γ は, ナトリウム温度 t ($^{\circ}\text{C}$) のとき,

$$\gamma = 0.9501 - 2.2976 \times 10^{-4} \cdot t - 1.460 \times 10^{-8} \cdot t^2 + 5.638 \times 10^{-12} \cdot t^3$$

である。

図4.1-1によると, 1次補助冷却系ナトリウム循環流量一定下における原子炉容器内ナトリウム液位と1次補助冷却系電磁ポンプ吐出圧力の関係は, 直線性を示しており, 上記(3)式にはほぼ一致していることが確認できる。測定データ①は, 目視読取りのため若干ずれているが, 特にJOYDASにより採取した測定データ①, ③は良く一致している。

但し厳密には,

- (1) ナトリウム温度の違いによる比重量の違い
- (2) 1次補助系冷却系循環流量の違いによる圧力損失の違い

により, 電磁ポンプ吐出圧力は違ってくると共に,

- (3) 原子炉容器カバーガス圧力
- (4) 1次補助冷却系電磁ポンプ吐出計 (NaK圧力計) 予熱ヒータの温度変化
- (5) 圧力測定系の誤差, 経年変化

等による影響を考慮する必要があり, 次項以後検討を行う。

表4.1-1. 原子炉容器内ナトリウム時の補助冷却系測定データ①

原子炉容器内 ナトリウム液位	1次補助電磁 ポンプ吐出圧力	1次補助ナトリウム 循環流量	系統温度	備 考
0 mm (GL. -6100mm)	1.41 (kg/cm ²)	65 (m ³ /h)	235(°C)	昭和60年6月 6日のデータ
-2500mm (GL. -8600mm)	1.2 (kg/cm ²)	65 (m ³ /h)	223(°C)	同 上
-3440mm (GL. -9540mm)	1.09 (kg/cm ²)	64.8 (m ³ /h)	227(°C)	昭和59年11月 14日のデータ

(JOYDASデータ)

表4.1-2 原子炉容器内ナトリウムドレン時の補助冷却系測定データ②

原子炉容器内 ナトリウム液位	1次補助電磁 ポンプ吐出圧力	1次補助ナトリウム 循環流量	補助熱交換器 入口温度	補助熱交換器 出口温度	1次補助電磁 ポンプ電圧	備 考
0 mm (GL. -6100mm)	1.40 (kg/cm ²)	65 (m ³ /h)	203 (°C)	204 (°C)	222 (V)	昭和63年10月7日 の測定データ
-500mm (GL. -6600mm)	1.35 (")	64.5 (")	205 (")	206 (")	221 (")	同 上
-1000mm (GL. -7100mm)	1.29 (")	64 (")	205 (")	205 (")	221 (")	同 上
-1370mm (GL. -7470mm)	1.25 (")	64.5 (")	212 (")	212 (")	221 (")	同 上
-2500mm (GL. -8600mm)	1.15 (")	65 (")	248 (")	248 (")	221 (")	昭和63年11月4日 の測定データ

表4.1-3 原子炉容器内ナトリウムドレン時の補助冷却系測定データ③

原子炉容器内 ナトリウム液位	1次補助電磁 ポンプ吐出圧力	1次補助ナトリウム 循環流量	補助熱交換器 入口温度	補助熱交換器 出口温度	1次補助電磁 ポンプ電圧	備 考
0 mm (GL. -6100mm)	1.420(kg/cm ²)	65 (m ³ /h)	201.9 (°C)	204.5 (°C)	—	昭和63年12月16日 の測定データ
-1370mm (GL. -7470mm)	1.298(")	65 (")	204.8 (")	207.3 (")	—	同 上
-1400mm (GL. -7500mm)	1.297(")	66 (")	224.8 (")	224.8 (")	—	昭和63年12月17日 の測定データ
-1600mm (GL. -7700mm)	1.262(")	65 (")	208.5 (")	211.6 (")	—	同 上
-3440mm (GL. -9540mm)	1.108(")	65 (")	219.3 (")	220.0 (")	—	同 上

(JOYDASデータ)

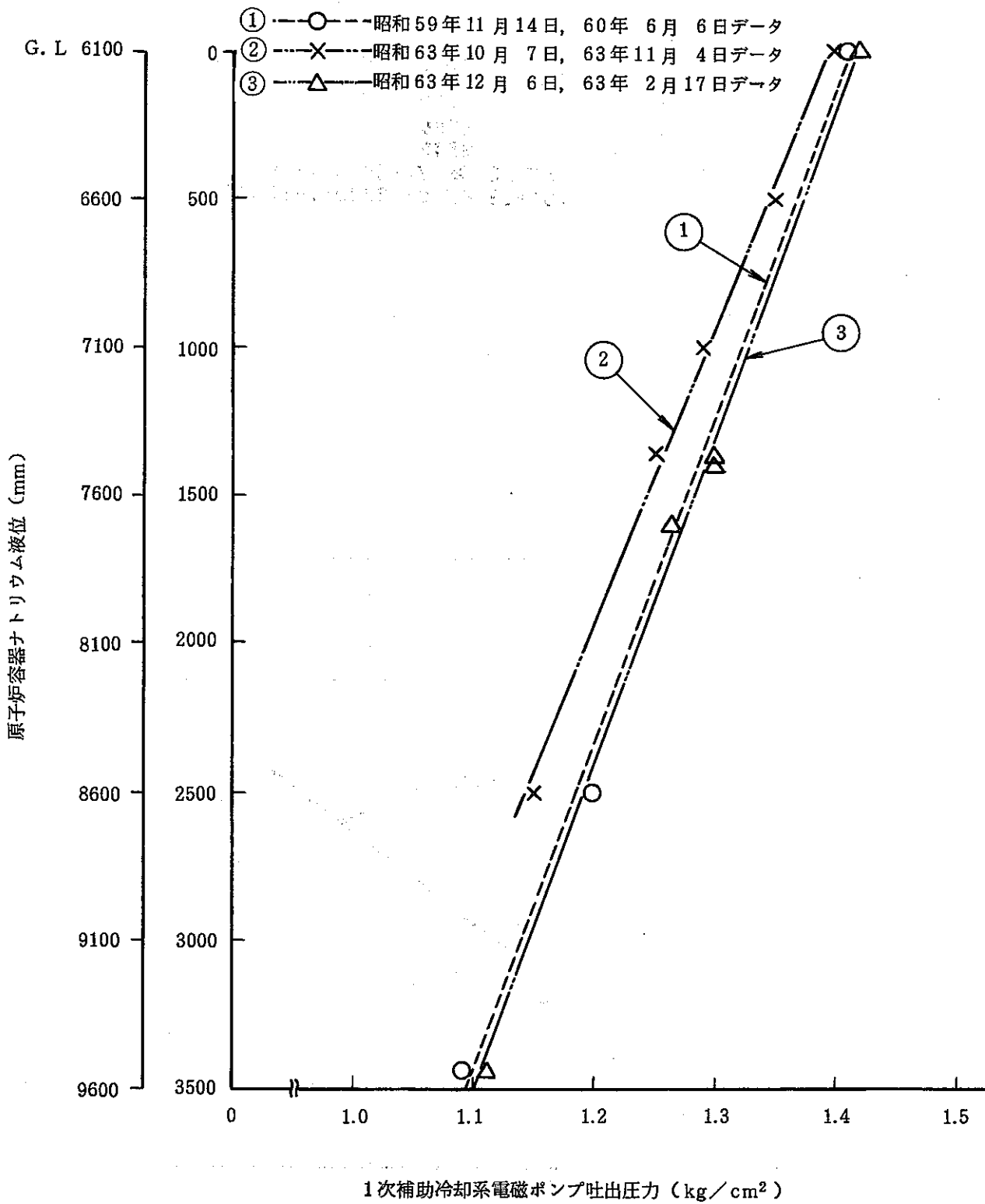


図4.1-1 原子炉容器内ナトリウム液位と1次補助冷却系電磁ポンプ吐出圧力の関係

No.	Press.	Level.
1	1.41	-6100
2	1.2	-8600
3	1.09	-9540

SCALE OF X(1.5 , 1) , SCALE OF Y(-5000 , -10000)
 SCALE OF X(1.5 , 1) , SCALE OF Y(-5000 , -10000)
 1 Y=A*X+B
 A= 10903
 B= -21527
 R SQUR= .994
 ERROR RMS = 112.5

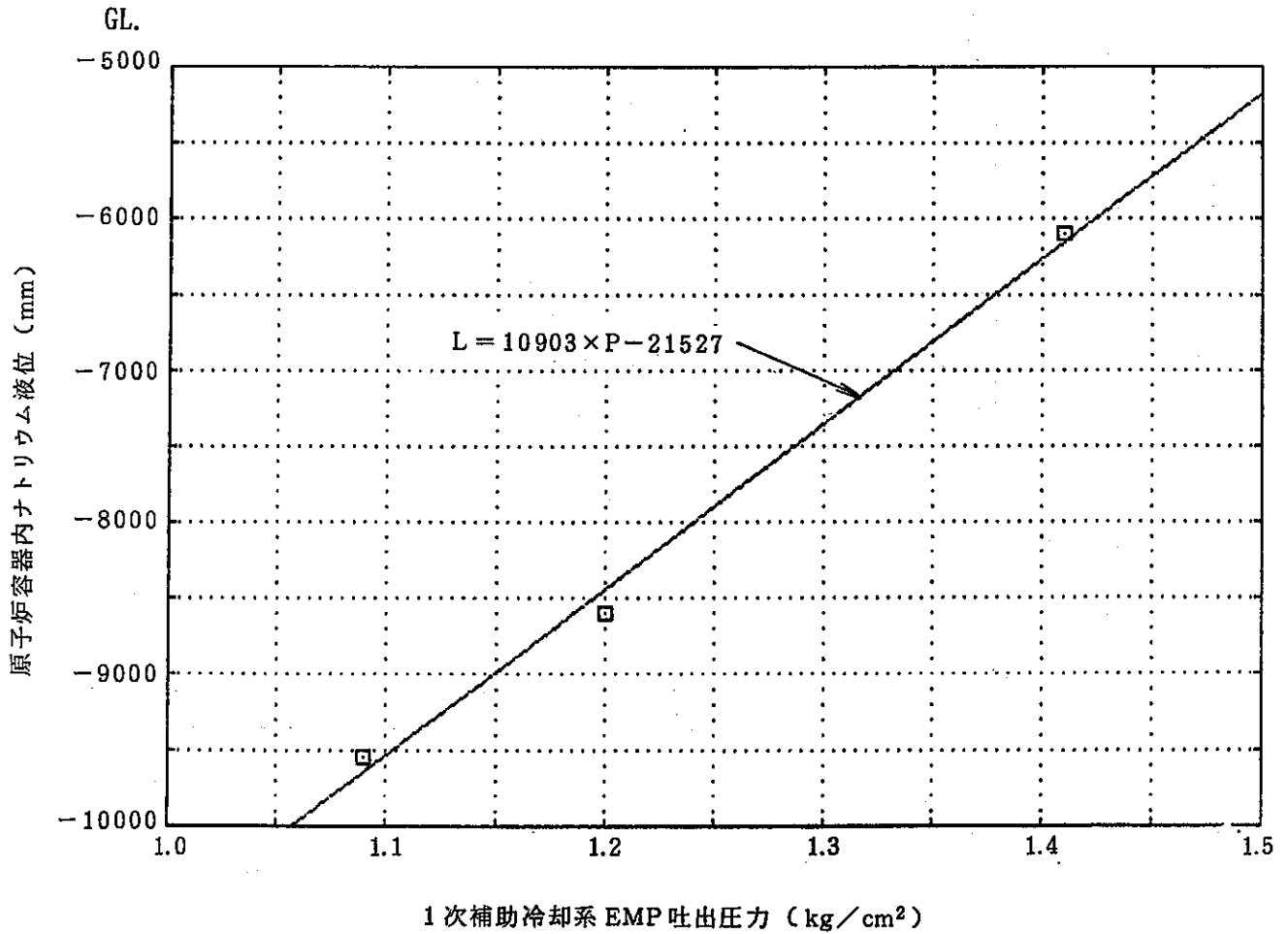


図4.1-2 原子炉容器内ナトリウム液位と1次補助冷却系電磁ポンプ吐出圧力の関係
 (昭和59年11月14日及び60年6月6日測定データ)

No.	Press.	Level.
1	1.4	-6100
2	1.35	-6600
3	1.29	-7100
4	1.25	-7470
5	1.15	-8600

SCALE OF X(1.5 , 1) , SCALE OF Y(-5000 , -10000)
 SCALE OF X(1.5 , 1) , SCALE OF Y(-5000 , -10000)
 1 Y=A*X+B
 A= 9871.56
 B= -19888.6
 R SQUR= .995652
 ERROR RMS = 56.0548

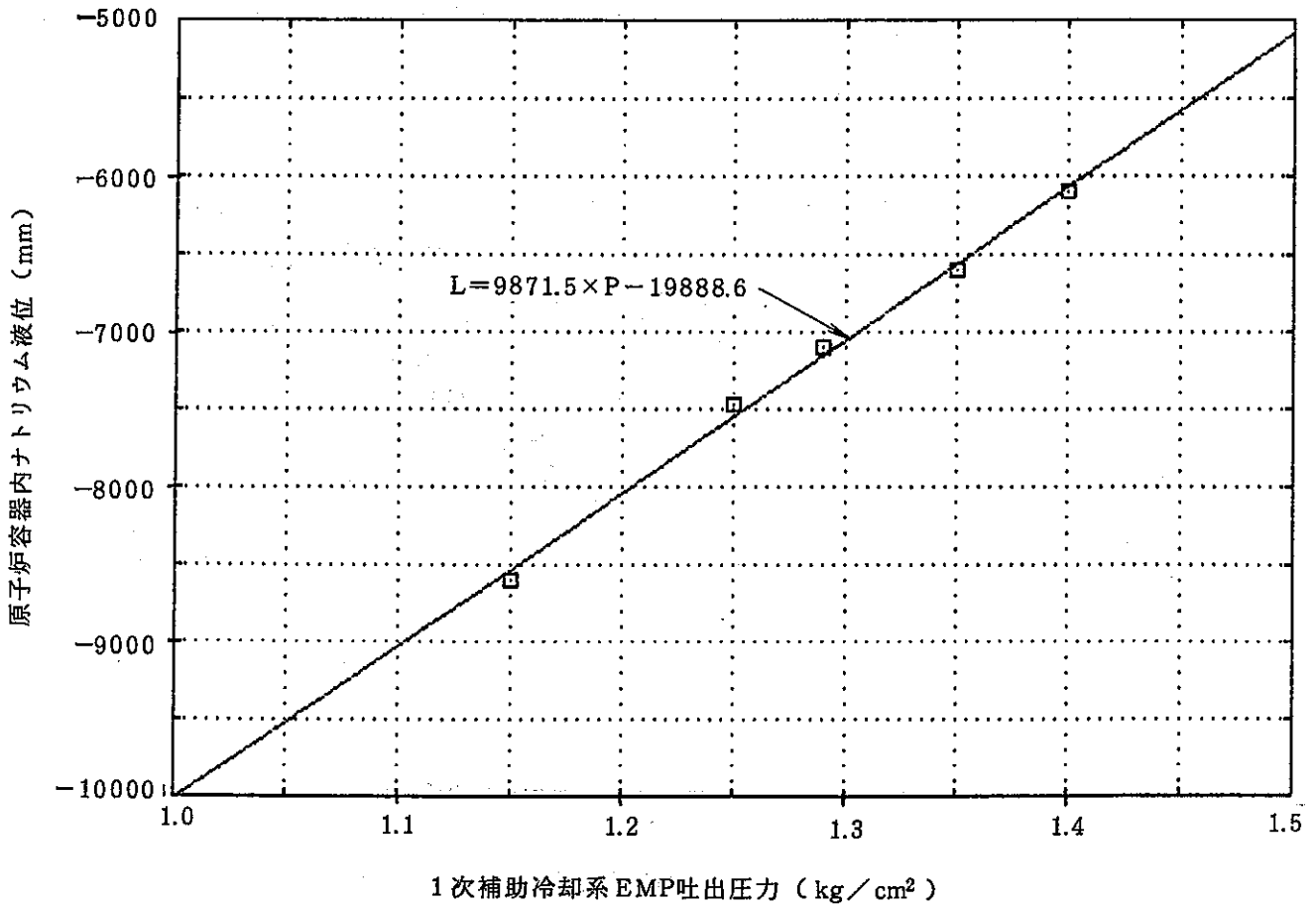


図4.1-3 原子炉容器内ナトリウム液位と1次補助冷却系電磁ポンプ吐出圧力の関係
 (昭和63年10月7日及び11月4日測定データ)

No.	Press.	Level.
1	1.42	-6100
2	1.298	-7470
3	1.297	-7500
4	1.262	-7700
5	1.108	-9540

SCALE OF X(1.5 . 1) , SCALE OF Y(-5000 . -10000)
 SCALE OF X(1.5 . 1) , SCALE OF Y(-5000 . -10000)
 SCALE OF X(1.5 . 1) , SCALE OF Y(-5000 . -10000)
 SCALE OF X(1.5 . 1) , SCALE OF Y(-5000 . -10000)
 1 Y=A*X+B
 A= 10955.2
 B= -21651.9
 R SQUR= .996453
 ERROR RMS = 65.4148

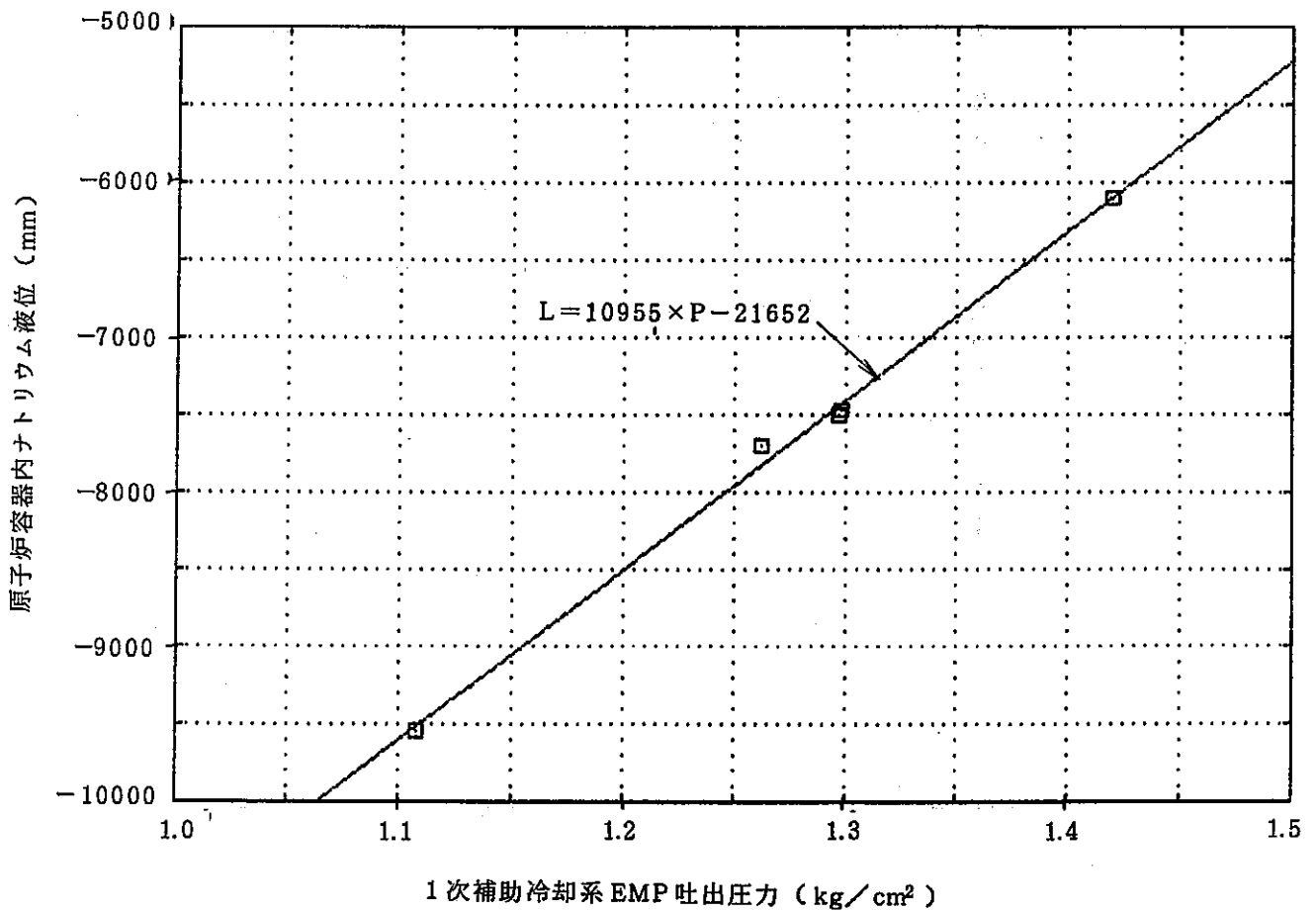


図4.1-4 原子炉容器内ナトリウム液位と1次補助冷却系電磁ポンプ吐出圧力の関係
(昭和63年12月16日及び12月17日測定データ)

4.2 1次補助冷却系ナトリウム循環流量と電磁ポンプ吐出圧力の関係

(1) 結 果

1次補助冷却系電磁ポンプ吐出圧力によって原子炉容器内ナトリウム液位を推定する上において、ナトリウム循環流量による補正を加えないと正確な原子炉容器内ナトリウム液位の推定が困難となるため、1次補助冷却系ナトリウム循環流量特性を把握する必要がある。

そこで、昭和61年6月30日、61年7月2日、63年10月11日および63年12月16日の4回に渡って1次補助冷却系電磁ポンプ吐出圧力に係るナトリウム循環流量特性のデータを採取した。

61年6月30日および61年7月2日は、原子炉容器内ナトリウム液位0mm (GL. -6100mm)におけるナトリウム循環流量降下時および上昇時のナトリウム循環流量と1次補助冷却系電磁ポンプ吐出圧力のデータを採取した。また、63年10月11日は、-1400mm (GL. -7500mm)におけるナトリウム循環流量降下時、および63年12月16日は、-3440mm (GL. -9540mm)におけるナトリウム循環流量上昇時に、ナトリウム循環流量と1次補助冷却系電磁ポンプ吐出圧力のデータを採取した。

表4.2-1、表4.2-2、表4.2-3、表4.2-4に、上記の各測定日ごとの「1次補助冷却系ナトリウム循環流量と電磁ポンプ吐出圧力データ」を示す。

図4.2-1～図4.2-7に「1次補助ナトリウム循環流量－電磁ポンプ吐出圧力線図」を示す。このうち、図4.2-1～図4.2-6は、表4.2-1～表4.2-4の測定データを基に、パソコンを使用して最小二乗法による回帰分析を行った結果である。

図4.2-7は、原子炉容器内ナトリウム液位0mm、-1400mm、-3440mmのそれぞれの1次補助冷却系ナトリウム循環流量と電磁ポンプ吐出力線図を比較するためにまとめたものである（原子炉容器内ナトリウム液位0mmは、代表例を記載した）。

(2) 検 討

一般的に流体が管内を流れる流速と圧力損失の関係は、

$$\Delta p = \lambda \cdot \frac{\ell}{d} \cdot \gamma \cdot \frac{w^2}{2g} \dots\dots\dots(4)$$

- Δp ; 系統の圧力損失 (kg/cm²)
- λ ; 係 数 (—)
- d ; 流路直径 (cm)
- ℓ ; 流路長さ (cm)
- γ ; 比重量 (kg/cm³)
- g ; 加速度 (cm/sec²)
- w ; 流 速 (cm/sec)

で表わせる。また、

$$Q = s \cdot w$$

$$\therefore w = \frac{Q}{s} \dots\dots\dots(5)$$

Q ; 流 量 (cm³/sec)
 s ; 流路断面積 (cm²)
 w ; 流 速 (cm/sec)

であるから、(3)式に(4)式を代入すると、

$$\Delta p = \lambda \cdot \frac{l}{d} \cdot \gamma \cdot \frac{\left(\frac{Q}{s}\right)^2}{2g} \dots\dots\dots(6)$$

で表わせる。

ここで、d、l、γ、g、sを一定とみなし、λも流速の関数であるから(5)式は、

$$\Delta p \propto Q^2 \dots\dots\dots(7)$$

で表わせる。

従って、原子炉容器内ナトリウム液位一定下における1次補助冷却系の流量と圧力損失の関係は、

$$P = A Q^2 + B \dots\dots\dots(8)$$

で表わすことができる。ここで、Aは定数、Bは1次補助冷却系電磁ポンプ吐出圧力計取付位置と原子炉容器内ナトリウム液位の水頭圧に相当する圧力+その他の要因によるものである。その他の要因としては、原子炉容器カバーガス圧力の影響、NaK圧力計予熱ヒータの影響、圧力測定系の誤差、圧力計の零点のドリフト等が考えられる。

ここで、表4.2-1~4.2-4の測定データを基に、 $P = A Q^2 + B$ で最小二乗法により回帰分析すると、それぞれ、

- | | |
|--|------------------------|
| (1) $P = 1.83093 \times 10^{-4} \times Q^2 + 0.656584$ | } (原子炉容器内ナトリウム液位 0 mm) |
| (2) $P = 1.81907 \times 10^{-4} \times Q^2 + 0.652087$ | |
| (3) $P = 1.78673 \times 10^{-4} \times Q^2 + 0.661031$ | |
| (4) $P = 1.79587 \times 10^{-4} \times Q^2 + 0.644304$ | |

- (5) $P = 1.73658 \times 10^{-4} \times Q^2 + 0.531401$ (原子炉容器内ナトリウム液位-1400mm)
- (6) $P = 1.80707 \times 10^{-4} \times Q^2 + 0.347148$ (原子炉容器内ナトリウム液位-3440mm)

が得られた。本回帰分析結果のA項は、補助冷却系の系統圧損曲線を示しており、循環流量が異なるにもかかわらず循環ポンプ吐出圧力が同じであったり、測定データがバラついていること、測定点数の違い、測定中の温度変化及びその他の要因等により、若干の違いはあるが、ほぼ同様の値が得られている。

次に、回帰分析結果の第2項Bについて検討する。測定データ④～⑦(表4.2-1～表4.2-4)を基に求めた回帰分析結果第2項Bと水頭圧との比較を表4.2-5に示す。第2項Bは、表4.2-5で示すⓐと①に分けられる。ⓐは、圧力計取付位置と原子炉容器のNaの液位差の水頭圧に相当し、①は、誤差を含む各種要因(カバーガス圧力の影響、NaK圧力計予熱ヒータの影響等)によるものである。従って、前述の(8)式は、

$$P = A Q^2 + B + C \dots\dots\dots(9)$$

- B ; 圧力計取付位置と原子炉容器Na液位差相当分
- C ; 各種要因及び誤差等による圧力指示

で表わすことができる。

更に、測定データ④～⑦(表4.2-1～4.2-4)の全てのデータについて、 $P = A Q^2 + B + C$ からB(水頭圧相当分)を減じた値を最小二乗法で回帰分析を行った結果、 $P = 1.81266 \times 10^{-4} \times Q^2 + 0.237172$ (図4.2-8参照)が得られ各測定点は、この曲線にほぼ乗っている。

従って、1次補助冷却系電磁ポンプ吐出圧力指示は、1次補助冷却系系統圧力損失、原子炉容器ナトリウムレベルに相当する水頭圧、及びその他の要因による圧力指示の3つの項で表すことができ、回帰分析の結果

$$P = 1.81266 \times 10^{-4} \times Q^2 + B + 0.237172$$

が得られた。

表 4.2 - 1 1次補助冷却系ナトリウム循環流量-吐出圧力測定データ④

昭和61年6月30日 測定
原子炉容器ナトリウムレベル 0 mm

イ) 流量増加時

循環流量 (m ³ /h)	循環ポンプ 印加電圧(V)	循環ポンプ 吐出圧力 (kg/cm ²)	IHX 入口温度 (°C)	循環ポンプ吐出圧力から水頭圧相 当分 (表4.2-5 ㊟) を減じた値
-5.04	—	0.646	211.5	—
0.87	40.0	0.674	211.9	0.038
11.52	49.6	0.676	"	0.04
20.00	82.4	0.742	"	0.106
31.05	124.0	0.836	"	0.2
40.33	147.2	0.956	"	0.32
50.23	178.0	1.119	"	0.483
60.75	214.0	1.332	"	0.696
65.08	228.0	1.434	"	0.798
65.42	228.8	1.436	211.9	0.8

ロ) 流量減少時

68.31	236.0	1.499	221.1	0.870
57.79	201.2	1.256	221.1	0.625
47.82	169.2	1.072	"	0.443
36.62	133.6	0.903	"	0.274
27.06	101.6	0.789	"	0.160
19.02	72.0	0.719	"	0.09
9.60	39.2	0.665	221.1	0.036
4.84	—	0.650	220.7	0.021
0	26.8	—	—	—

*印加電圧は仮設電圧計の指示値, 循環流量・吐出圧及び温度はJOYDASから採取した。

表 4.2 - 2 1次補助冷却系ナトリウム循環流量-吐出圧力測定データ⑤

昭和61年7月2日 測定
原子炉容器ナトリウムレベル 0 mm

イ) 流量増加時

循環流量 (m ³ /h)	循環ポンプ 印加電圧(V)	循環ポンプ 吐出圧力 (kg/cm ²)	IHX 入口温度 (°C)	循環ポンプ吐出圧力から水頭圧相 当分(表4.2-5 ㊟)を減じた値
-3.7	0	0.639	249.8	—
0.3	34.0	—	"	—
8.9	52.8	0.672	249.5	0.0429
13.2	64.8	0.678	248.7	0.0489
17.0	68.0	0.697	248.3	0.0679
18.6	78.4	0.725	248.1	0.0959
22.0	88.0	0.747	248.0	0.1179
24.0	96.0	0.747	"	0.1179
26.7	105.2	0.789	"	0.1599
29.4	109.6	0.824	"	0.1949
30.5	122.0	0.854	"	0.2249
34.2	132.0	0.856	"	0.2269
38.8	140.0	0.929	"	0.2999
39.9	148.0	0.959	"	0.3299
41.7	154.0	0.999	"	0.3699
44.4	166.6	0.999	"	0.3699
47.5	172.0	1.047	"	0.4179
50.1	180.4	1.132	"	0.5029
52.1	188.0	1.170	"	0.5409
54.3	197.2	1.173	"	0.5439
56.9	208.0	1.261	"	0.6319
61.8	212.0	1.329	"	0.6999
63.8	224.8	1.390	"	0.7609
66.8	230.4	1.436	248.0	0.8069

ロ) 流量減少時

59.6	204.8	1.280	248.4	0.6554
49.0	173.2	1.077	"	0.4524
38.5	138.0	0.912	"	0.2874
29.2	105.6	0.800	"	0.1754
19.0	70.0	0.710	248.4	0.0854
9.7	38.0	0.657	248.0	0.0324

*印加電圧は仮設電圧計の指示値、循環流量・吐出圧及び温度はJOYDASから採取した。

表4.2-3 1次補助冷却系ナトリウム循環流量変化時の補助冷却系各部データ⑥

(昭和63年10月11日)

原子炉容器内ナトリウム液位		-1400mm	-1400mm	-1390mm	-1390mm
		(GL. -7500mm)	(GL. -7500mm)	(GL. -7490mm)	(GL. -7490mm)
データ採取時刻		10:17	11:22	14:19	16:22
一 次 補 助 冷 却 系	電磁ポンプ吐出圧力 (kg/cm ²)	1.25	0.8	0.49	0.55
	電磁ポンプ電圧 (V)	218	184	91	47
	循環流量 (m ³ /h)	64.5	38.5	26	12.5
	IHX入口温度 (°C)	250	249	248	247
	IHX出口温度 (°C)	250	248	245	238
	電磁ポンプ吐出圧力から水頭圧相当分 (表4.2-5 ⑥) を減じた値	0.7504	0.3004	-0.0096	0.0504

表4.2-4 1次補助冷却系ナトリウム循環流量途電磁ポンプ吐出圧力⑦

データ採取日時 昭和63年12月16日(流量増加時)
 原子炉容器ナトリウム液位 -3440mm (GL. -9540mm)

循環流量 (m ³ /h)	0	20.12	34.62	49.54	64.81
電磁ポンプ吐出圧力 (kg/cm ²)	0.333	0.434	0.566	0.791	1.104
補助IHX入口温度 (°C)	222	224	224	224	224
補助IHX出口温度 (°C)	223	220	224	225	225
電磁ポンプ吐出圧力から水頭圧相当分(表4.2-5 ②)を減じた値	0.0281	0.1321	0.2641	0.4891	0.8021

表4.2-5 測定データ④～⑦から求めた回帰分析結果第2項Bと水頭圧の比較

測定データ	㉔原子炉容器Naレベル (mm)	㉕測定時流量 増加, 減少	㉖IHX 入口温度測定時範囲 (°C)	㉗比重量計算のためのIHX 入口平均温度 (°C)	㉘IHX 入口平均温度におけるNa 比重量 (g/cm ³)	㉙圧力計と原子炉容器Na レベル差 (cm)	㉚圧力計と原子炉容器Naレベル差 水頭圧 (kg/cm ²)	㉛第2項B の値 (kg/cm ²)	㉜=㉛-㉚ (kg/cm ²)
④-イ)	0	↑	211.5 ┆ 211.9	211.65	0.9008	700	0.630609	0.656584	0.025975
④-ロ)	0	↓	220.7 ┆ 211.1	220.9	0.8987	700	0.629086	0.652087	0.023001
⑤-イ)	0	↑	248.0 ┆ 249.8	248.9	0.8921	700	0.624467	0.661031	0.036564
⑤-ロ)	0	↓	248.0 ┆ 248.4	248.2	0.8923	700	0.624582	0.644304	0.019722
⑥	-1400	↓	247 ┆ 250	248.5	0.8922	560	0.499626	0.531401	0.031775
⑦	-3440	↑	220 ┆ 224	223	0.8982	336	0.301795	0.347148	0.045353

No.	Flow.	Press.
1	.87	.647
2	11.52	.676
3	20	.742
4	31.05	.836
5	40.33	.956
6	50.23	1.119
7	60.75	1.332
8	65.08	1.434
9	65.42	1.436

SCALE OF X(70 , 0) , SCALE OF Y(1.5 , 0)
 SCALE OF X(70 , 0) , SCALE OF Y(1.5 , 0)
 8 Y=A*X^2+B
 A= 1.83093E-04
 B= .656584
 R SQUR= .999638
 ERROR RMS = 5.76616E-03

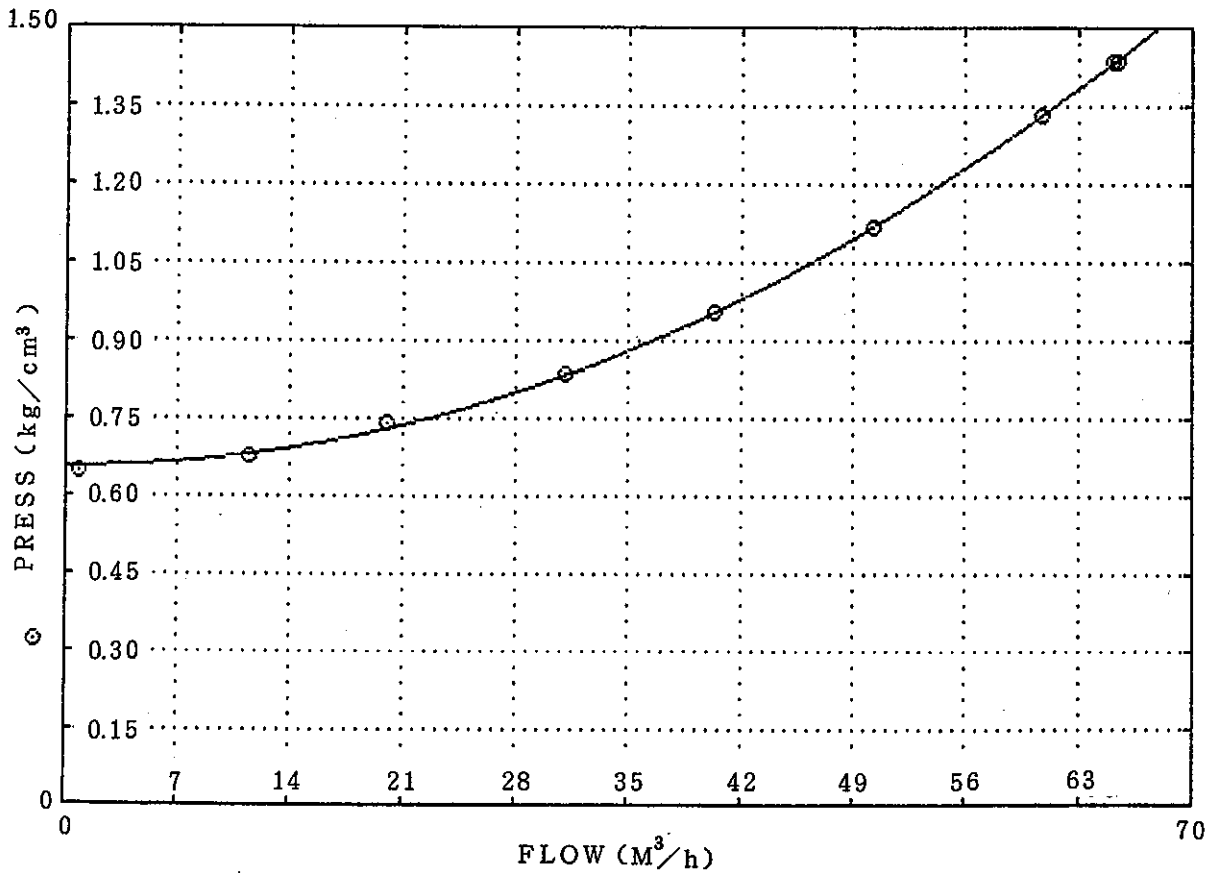


図4.2-1 1次補助ナトリウム循環流量-電磁ポンプ吐出力線図

(測定日:昭和61. 6. 30, R/V Naレベル0 mm, 流量上昇時)

No.	Flow.	Press.
1	68.31	1.499
2	57.79	1.256
3	47.82	1.072
4	36.62	.903
5	27.06	.789
6	19.02	.719
7	9.6	.665
8	4.84	.65

SCALE OF X(70 , 0) , SCALE OF Y(1.5 , 0)
 SCALE OF X(70 , 0) , SCALE OF Y(1.5 , 0)
 8 Y=A*X^2+B
 A= 1.81907E-04
 B= .652089
 R SQUR= .999772
 ERROR RMS = 4.34233E-03

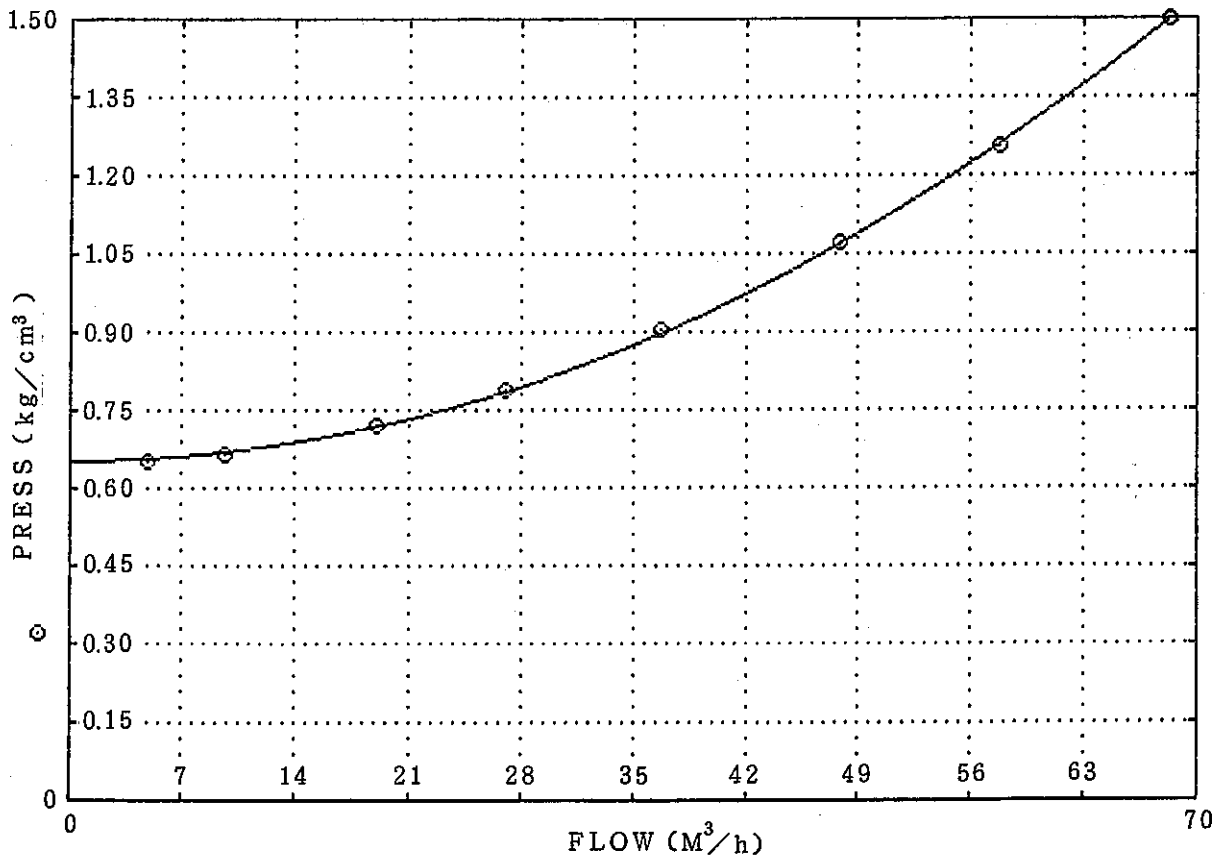


図4.2-2 1次補助ナトリウム循環流量-電磁ポンプ吐出圧力線図
 (測定日: 昭和61. 6. 30, R/V Naレベル0 mm, 流量降下時)

No.	Flow.	Press.
1	8.9	.672
2	13.2	.678
3	17	.697
4	18.6	.725
5	22	.747
6	24	.747
7	26.7	.789
8	29.4	.824
9	30.5	.854
10	34.2	.856
11	38.8	.929
12	39.9	.959
13	41.7	.999
14	44.4	.999
15	47.5	1.047
16	50.1	1.132
17	52.1	1.17
18	54.3	1.173
19	56.9	1.261
20	61.8	1.329
21	63.8	1.39
22	66.8	1.436

SCALE OF X(70 , 0) ,SCALE OF Y(1.5 , 0)
 SCALE OF X(70 , 0) ,SCALE OF Y(1.5 , 0)
 8 Y=A*X^2+B
 A= 1.78673E-04
 B= .661031
 R SQUR= .995355
 ERROR RMS = .0159999

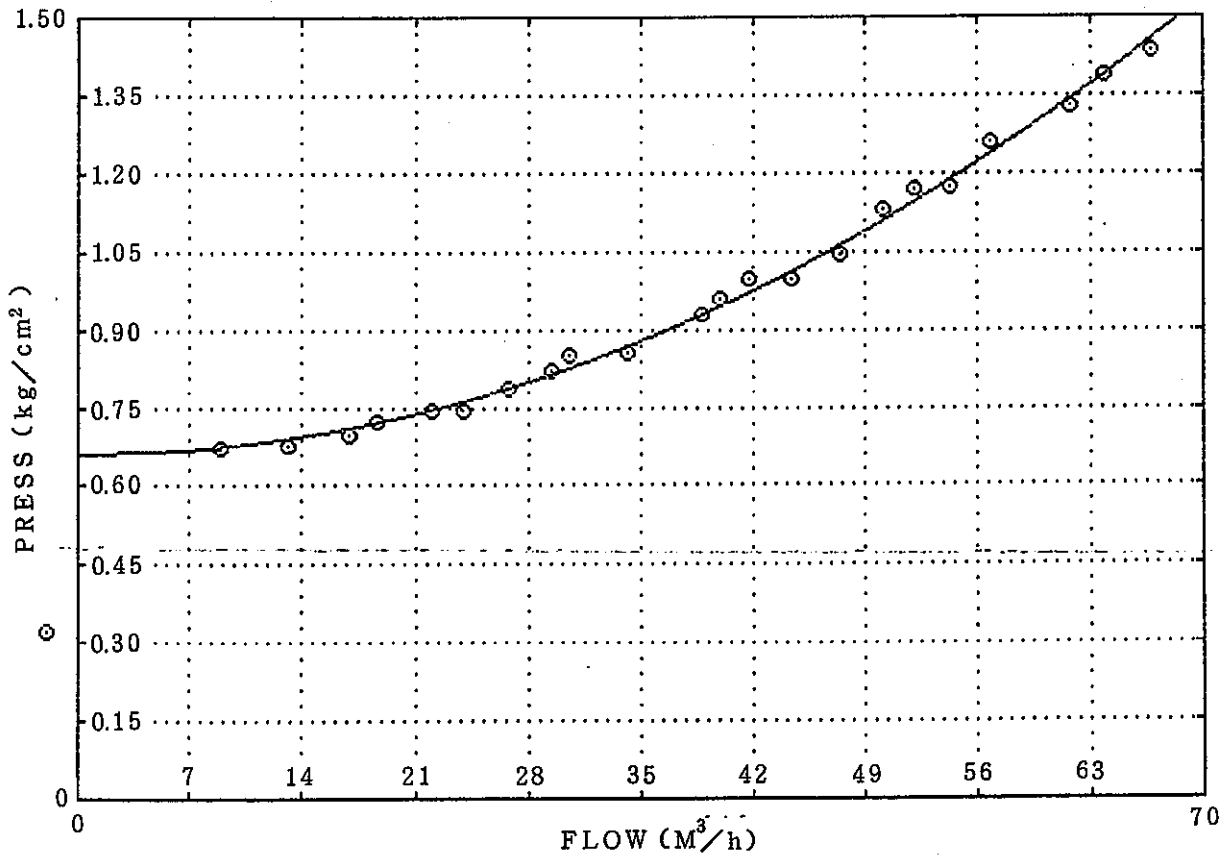


図4.2-3 1次補助ナトリウム循環流量-電磁ポンプ吐出圧力線図

(測定日:昭和61. 7. 2, R/V Naレベル0 mm, 流量上昇時)

No.	Flow.	Press.
1	59.6	1.28
2	49	1.077
3	38.5	.912
4	29.2	.8
5	19	.71
6	9.7	.657

SCALE OF X(70 , 0) ,SCALE OF Y(1.5 , 0)
 SCALE OF X(70 , 0) ,SCALE OF Y(1.5 , 0)
 8 Y=A*X^2+B
 A= 1.79589E-04
 B= .644304
 R SQUR= .99988
 ERROR RMS = 2.39812E-03

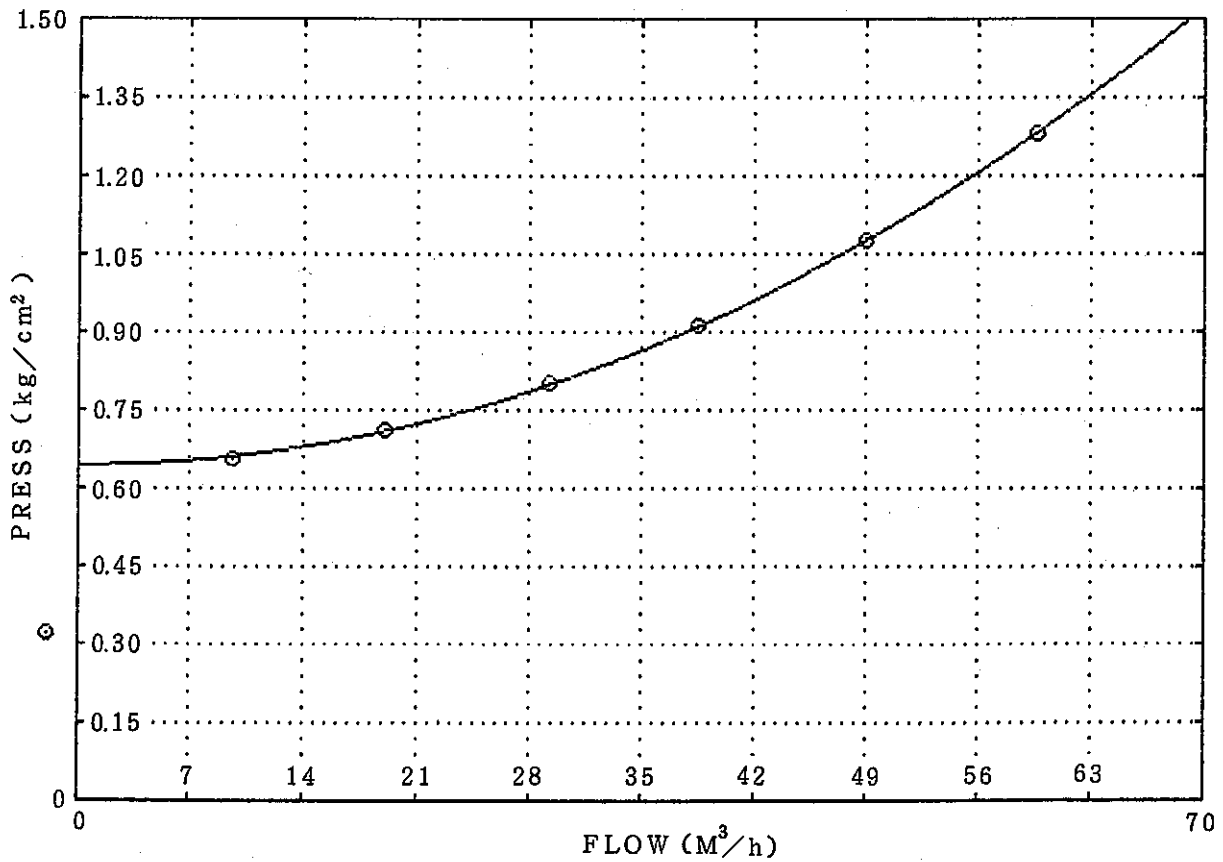


図4.2-4 1次補助ナトリウム循環流量-電磁ポンプ吐出圧力線図

(測定日：昭和61. 7. 2, R/V Naレベル0 mm, 流量降下時)

No.	Flow.	Press.
1	64.5	1.25
2	38.5	.8
3	26	.65
4	12.5	.55

SCALE OF X(70 , 0) .SCALE OF Y(1.5 , 0)
 SCALE OF X(70 , 0) .SCALE OF Y(1.5 , 0)
 8 Y=A*X^2+B
 A= 1.73658E-04
 B= .531401
 R SQUR= .999252
 ERROR RMS = 7.32342E-03

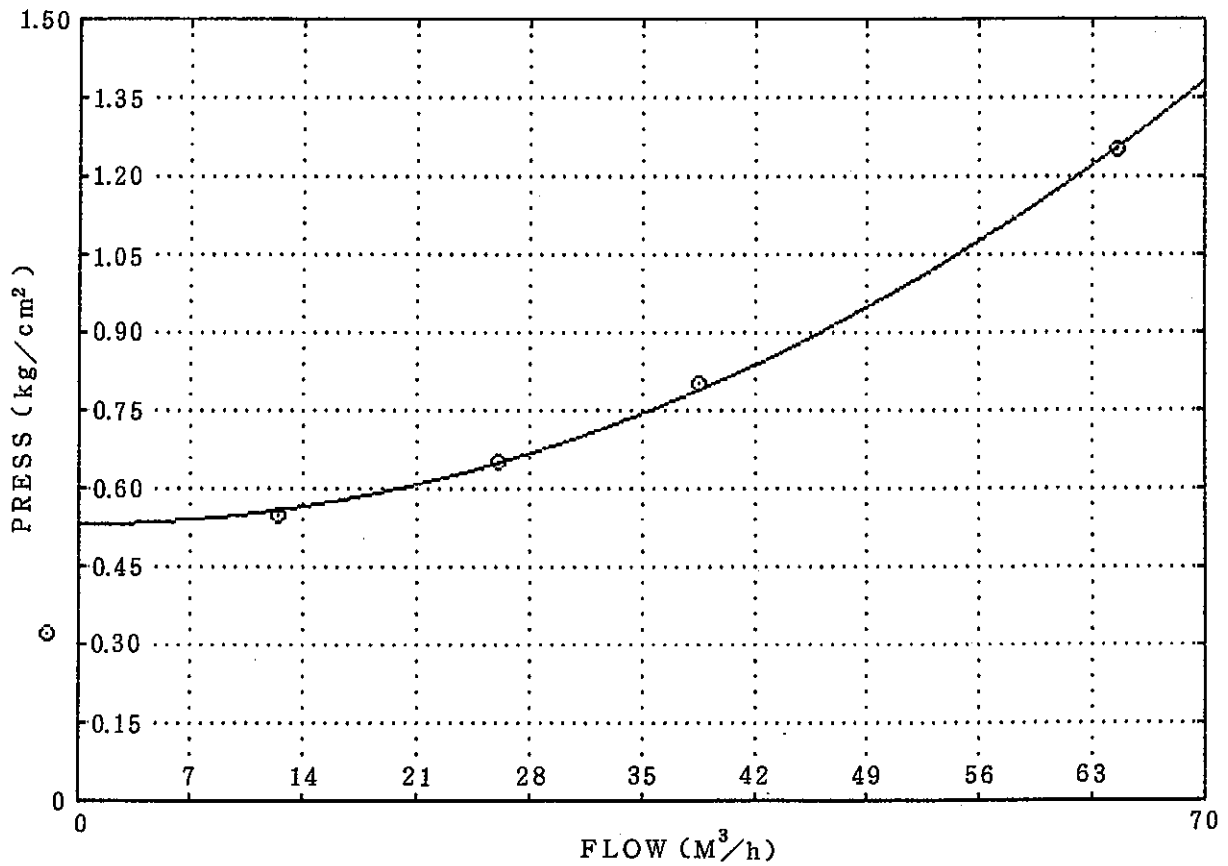


図4.2-5 1次補助ナトリウム循環流量-電磁ポンプ吐出圧力線図

(測定日: 昭和63. 10. 11, R/V Na レベル-1400mm, 流量降下時)

No.	Flow.	Press.
1	0	.333
2	20.12	.434
3	34.62	.566
4	49.54	.791
5	64.81	1.104

SCALE OF X(70 , 0) , SCALE OF Y(1.5 , 0)
 SCALE OF X(70 , 0) , SCALE OF Y(1.5 , 0)
 8 Y=A*X^2+B
 A= 1.80707E-04
 B= .347148
 R SQUR= .998954
 ERROR RMS = 8.92014E-03

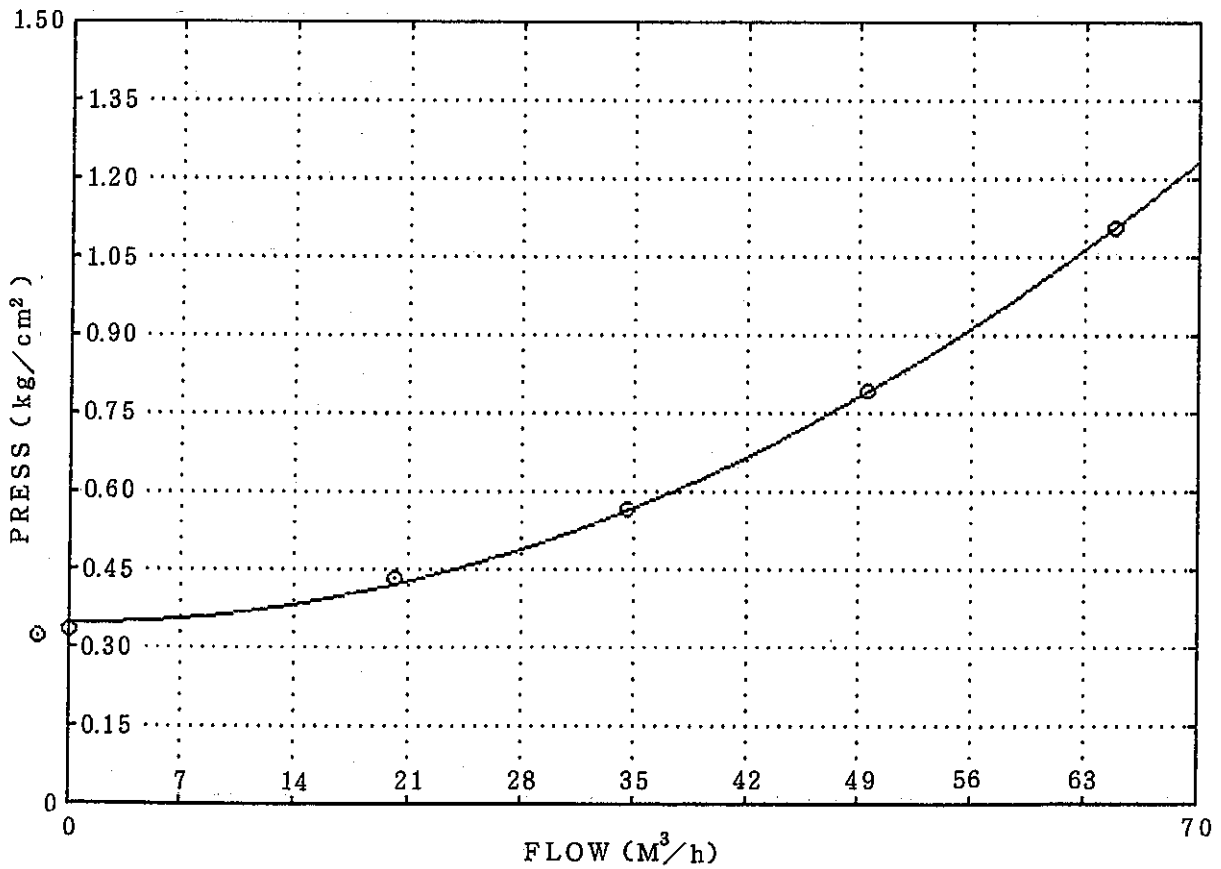


図4.2-6 1次補助ナトリウム循環流量-電磁ポンプ吐出圧力線図

(測定日:昭和63. 12. 16, R/V Naレベル-3440mm, 流量上昇時)

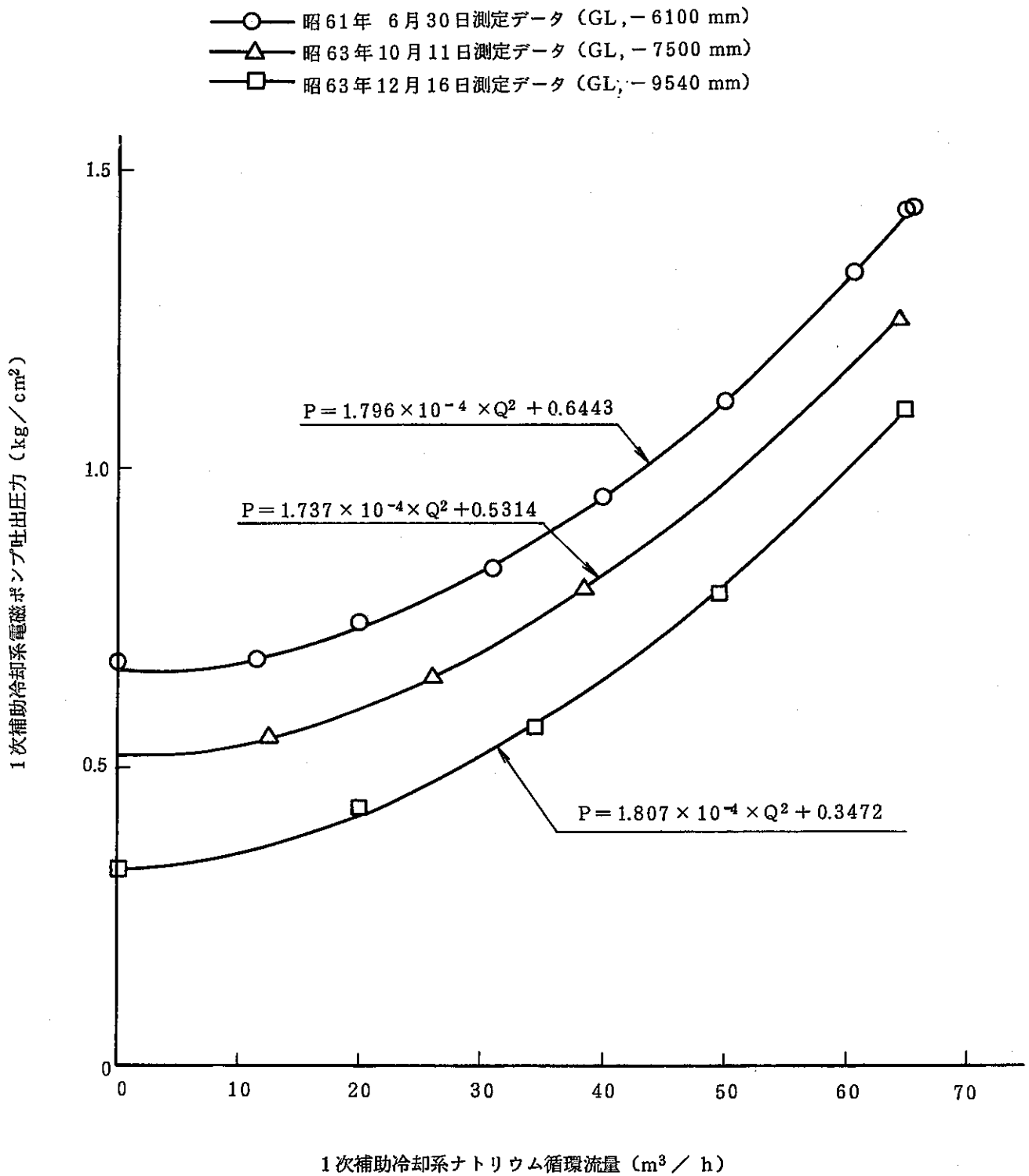


図4.2-7 1次補助冷却系ナトリウム循環流量-電磁ポンプ吐出圧力線図

8 $Y=A*X^2+B$
 A= 1.81266E-04
 B= .0237172
 R SQR= .990785
 ERROR RMS = .0253387

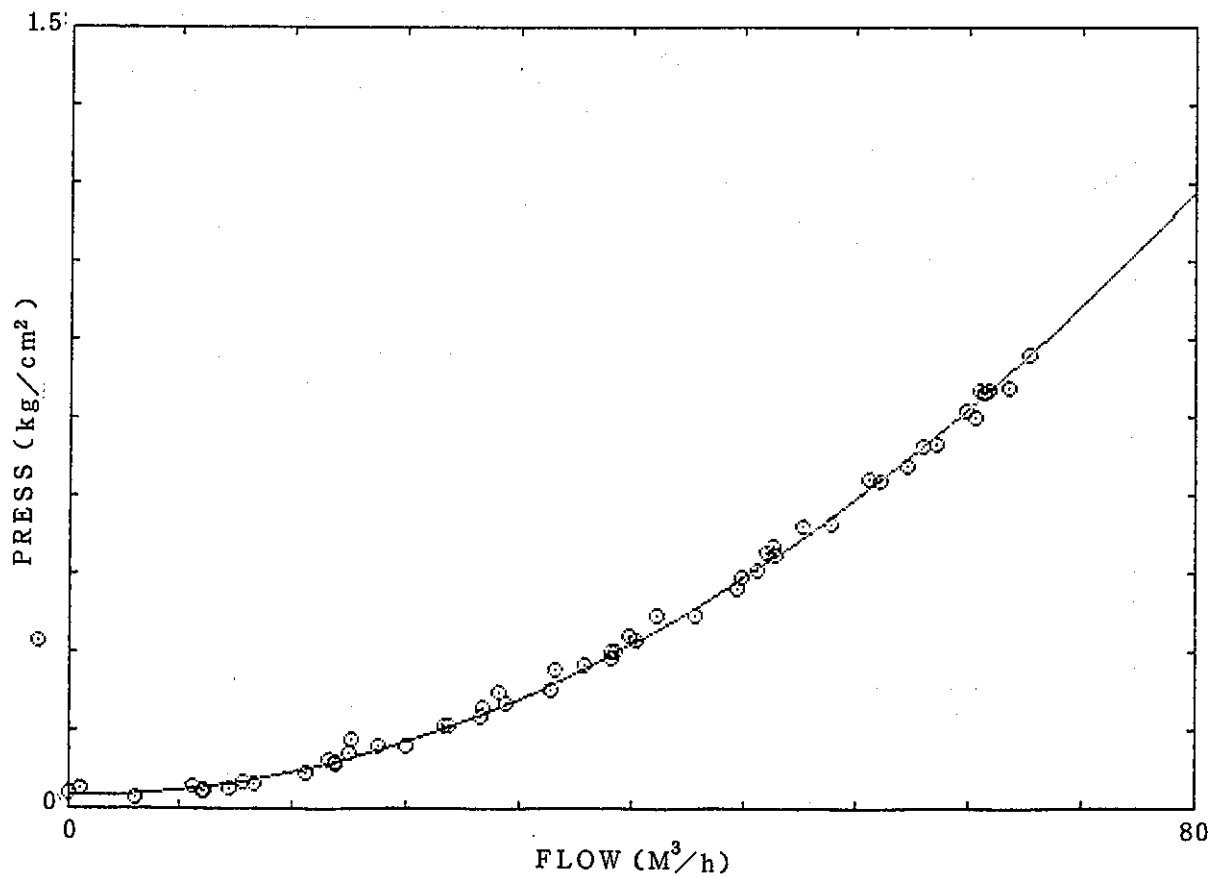


図4.2-8 1次補助冷却系ナトリウム循環流量と電磁ポンプの吐出圧力の関係

(表4.2-1~4.2-4の全データに対して循環流量と、電磁ポンプ吐出圧) (力から水頭圧分を減じた圧力について最小二乗法により回帰分析した結果)

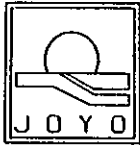
4.3 原子炉容器内ナトリウムドレン中における

原子炉容器内ナトリウム液位と1次補助冷却系電磁ポンプ吐出圧力の関係

図4.1-1「原子炉容器内ナトリウム液位と1次補助冷却系電磁ポンプ吐出圧力の関係」のうち、昭和63年10月7日の測定データの測定点GL. -6600mm（通常液面 -500mm）及びGL. -7100mm（通常液面 -1000mm）は、原子炉容器および1次主冷却系のナトリウムドレン中にデータを取得したものである。

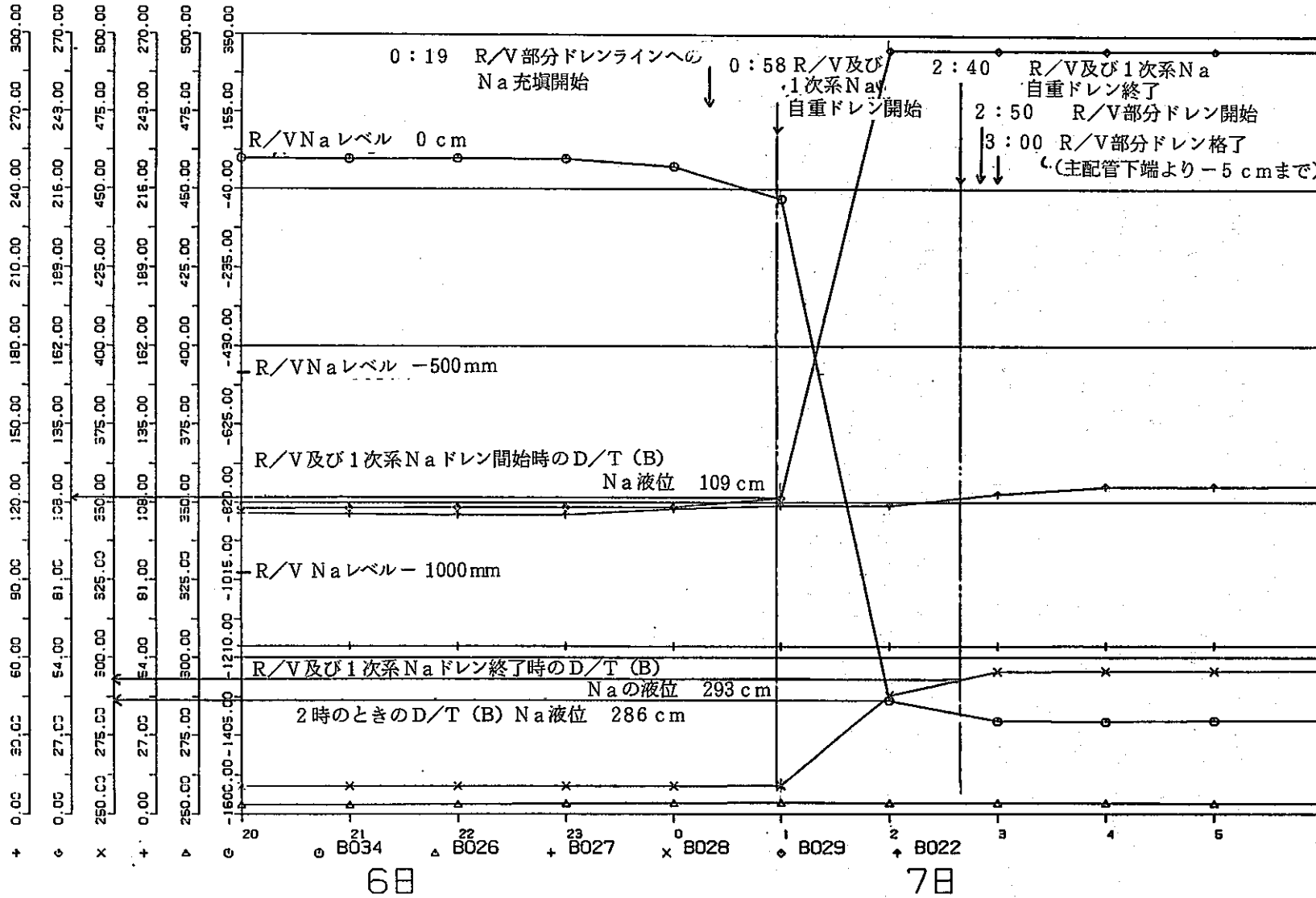
図4.3-1に63年10月7日の「原子炉容器内ナトリウムドレン時のJOYDASトレンド」を示す。また、当日のナトリウムドレンの流れを図4.3-2に示すが、原子炉容器内ナトリウムおよび1次主冷却系内ナトリウムは、ダンプタンク（B）にドレンした。図4.3-1のダンプタンク（B）のナトリウム液位の上昇よりナトリウムドレン流量を求めると10月7日01時00分のダンプタンク（B）液位は、110cm、10月7日2時00分のダンプタンク（B）液位は、286cmであり、図4.3-3「1次系ダンプタンク（A），（B）容量線図」から、一時間の間にドレンされたナトリウム量は、 $64.5 - 17.0 = 47.5 \text{ m}^3/\text{h}$ となる。

図4.1-1の63年10月7日、63年11月4日測定データにおいて、液位一定時に測定したGL. -6100mm, GL. -7470mm, GL. -8600mmのデータと、ナトリウムを $47.5 \text{ m}^3/\text{h}$ の割合でドレンしている途中で測定したGL. -6600mm, GL. -7100mmのデータは直線性を示しており、1次補助冷却系電磁ポンプの吐出圧力差が原子炉容器内ナトリウムの水頭圧に比例していると仮定して導出した計算式(2)にほぼ一致している。このことから、原子炉容器内ナトリウム液位が低下している過渡時（ $47.5 \text{ m}^3/\text{h}$ 以内）を含め、1次補助冷却系電磁ポンプ吐出圧力によって、原子炉容器内ナトリウム液位の推定が可能であることと確認した。



JOYO MK-I I

(1988/10/6 20:0 ~1988/10/7 6:0)



- 原子炉容器 ナトリウム液位
- △ ダンプタンク (A) 液位 (高)
- + ダンプタンク (A) 液位 (低)
- × ダンプタンク (B) 液位 (高)
- ◇ ダンプタンク (B) 液位 (低)
- ↑ オーバフロータンク 液位

R/V : 原子炉容器
Na : ナトリウム
D/T : ダンプタンク

PNC-JOYO JOYDAS-PLOT

図4.3-1 原子炉容器内ナトリウムドレン時のJOYDASトレンド

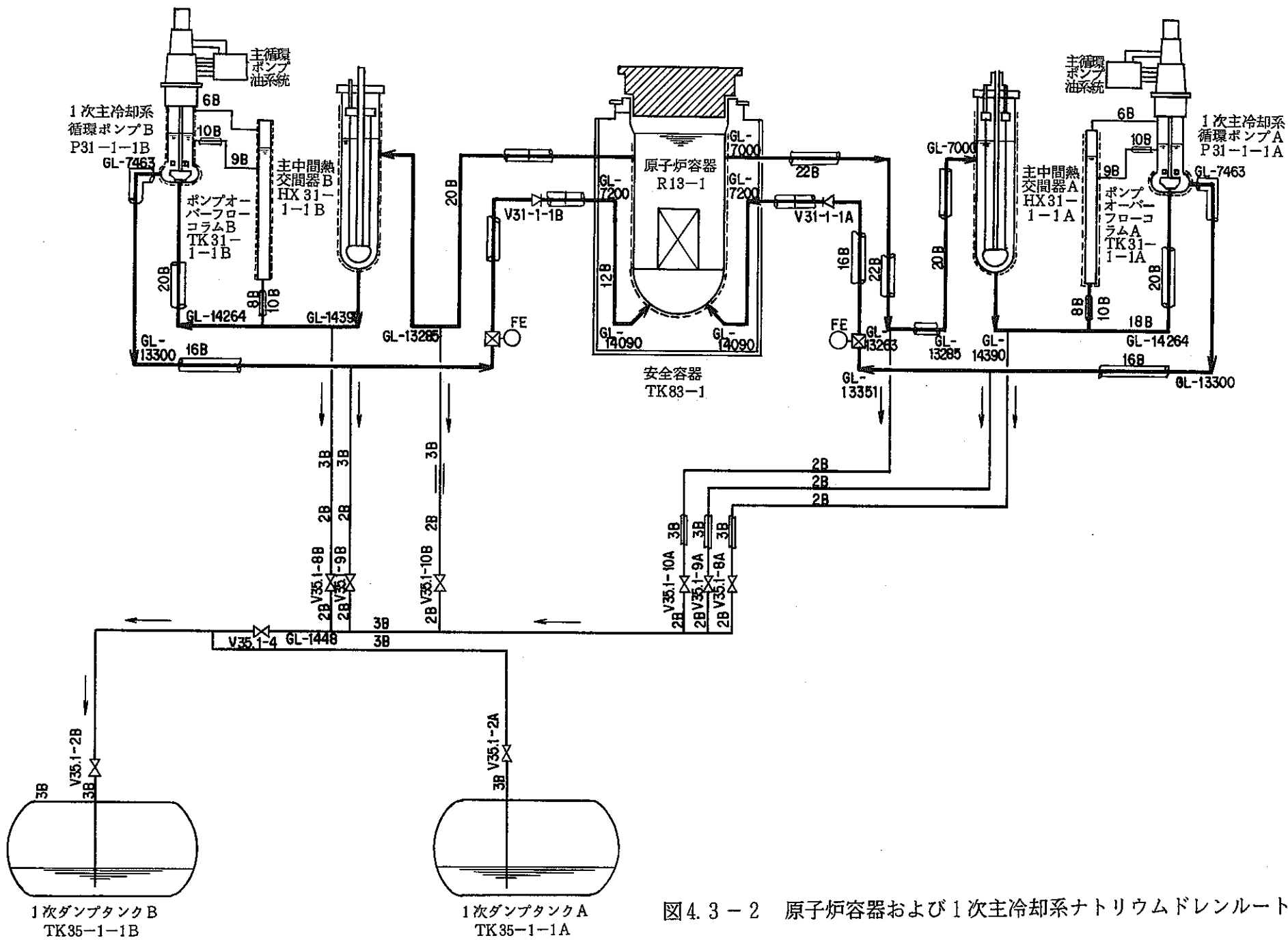


図4.3-2 原子炉容器および1次主冷却系ナトリウムドレンルート

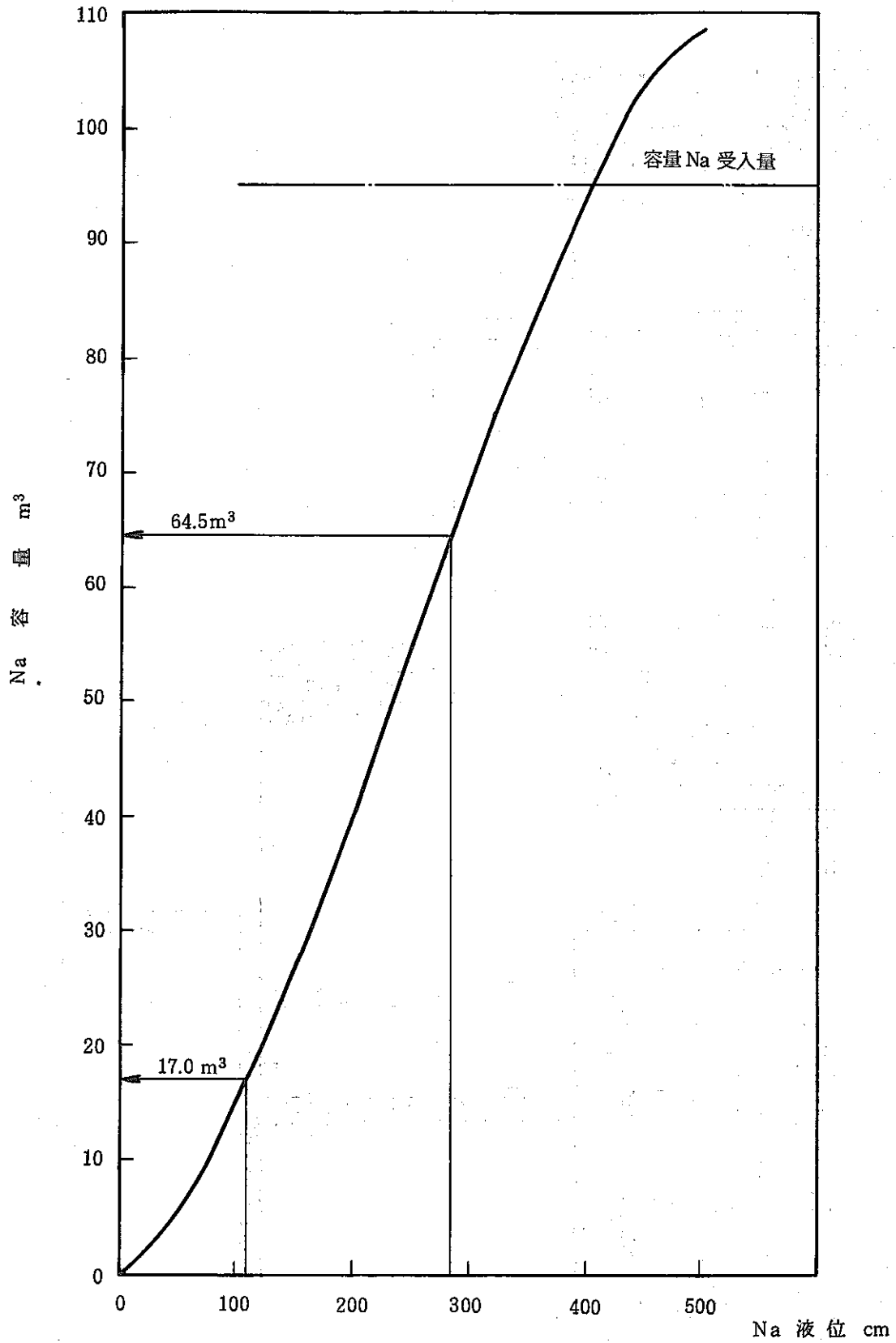


図 4.3 - 3 1次系ダンプタンク(A) , (B) 容量線図

4.4 原子炉容器内ナトリウム液位を求める計算式の導出

(1) 原子炉容器内ナトリウム液位を求める計算式の導出

原子炉容器内ナトリウム液位が低下している時、その時点における1次補助冷却系ナトリウム循環流量と1次補助冷却系電磁ポンプ吐出圧力から、原子炉容器内ナトリウム液位を求める計算式を導出した。

4.2項で述べたように、1次補助冷却系電磁ポンプ吐出圧力 P_1 と、1次補助冷却系ナトリウム循環流量 Q は、 $P \propto Q^2$ で表すことができ、原子炉容器内ナトリウム液位GL. -6100mmにおける全測定データ(表4.2-1, 表4.2-2)を $P = A Q^2 + B$ で回帰分析した結果、

$$P_1 = 1.805 \times 10^{-4} \times Q^2 + 0.656695 \quad \dots\dots\dots(10)$$

- P_1 : 原子炉容器内Na液位GL. -6100mmにおける
1次補助冷却系電磁ポンプ吐出圧力 (kg/cm²)
- Q : 1次補助冷却系ナトリウム循環流量 (m³/hr)

を得た(図4.4-1参照)。

また、4.1項で述べたように、GL. -6100mmを基準とした原子炉容器内ナトリウム液位と1次補助冷却系電磁ポンプ吐出圧力の関係は、

$$L = -6100 - \frac{(P_1 - P_2) \times 10^4}{r} \quad \dots\dots\dots(11)$$

- L : GL基準の原子炉容器内ナトリウム液位 (mm)
- P_2 : 求める原子炉容器内ナトリウム液位における
1次補助冷却系電磁ポンプ吐出圧力 (kg/cm²)
- r : ナトリウム比重量 (g/cm³)

で表わせる。

(11)式に(10)式を代入すると、

$$L = -6100 - \frac{((1.805 \times 10^{-4} \times Q^2 + 0.656695) - P_2) \times 10^4}{r} \quad \dots\dots\dots(12)$$

となり、(12)式により、その時点における1次補助冷却系ナトリウム循環流量 Q と1次補助冷却系電磁ポンプ吐出圧力 P_2 および1次補助冷却系ナトリウム温度より求めた比重量 r から、原子炉容器内ナトリウム液位を求めることができる。

昭和63年12月16日、12月17日のデータ採取時（表4.1-3）と同条件（ナトリウム循環流量65m³/h、ナトリウム温度約210℃）で(12)式により計算した結果は、実績とほぼ一致した値が得られている。

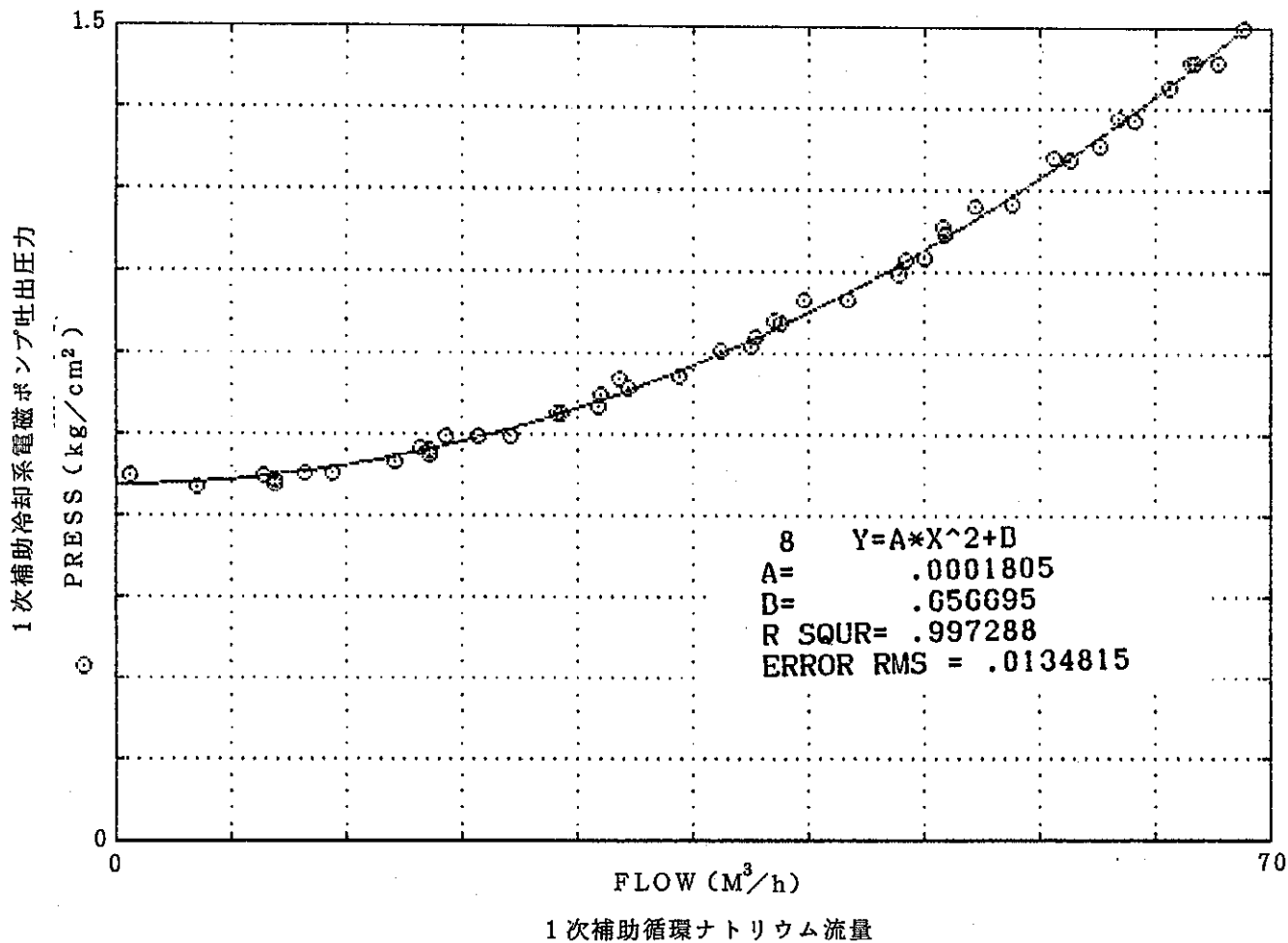


図4.4-1 原子炉容器Na通常レベル時の1次補助冷却系Na循環流量と
1次補助冷却系電磁ポンプ吐出圧力の関係

(表4.2-1, 表4.2-2 測定データ回帰分析結果)

(2) 多重回帰分析による原子炉容器内ナトリウム液位推定グラフの作成

1次補助冷却系EMP吐出圧力(P)を1次補助冷却系ナトリウム循環流量(Q)の二次式と原子炉容器内ナトリウム液位(L)の一次式とで近似すると,

$$P = A_1 Q^2 + A_2 L + C \quad \dots\dots\dots(11)$$

上式より,

$$L = A P + B Q^2 + C \quad \dots\dots\dots(12)$$

ここで, $A_1 \sim A_3$, A, B, Cは定数である。

(12)式のL, P, Qに, 測定データを基に多重回帰分析すると,

$$L = 11241 \times P - 2.01455 \times Q^2 - 13466.1 \quad \dots\dots\dots(13)$$

が得られる。

多重回帰分析により作成した原子炉容器内ナトリウム液位推定グラフを, 図4.4-1に示す。図4.4-1は, X軸の1次補助冷却系EMP吐出圧力の読取り値(P)を上方にたどり, その時点の1次補助冷却系ナトリウム循環流量(Q)の線と交った点のY軸の値が, 原子炉容器内ナトリウム液位である。

原子炉容器内ナトリウム液位低下中の過渡時においても計算式を使用せず, 簡易的に図4.4-1のグラフより直接原子炉容器内ナトリウム液位を読み取ることができる。

$$L = 11241 \times P - 2.01455 \times Q^2 - 13466.1$$

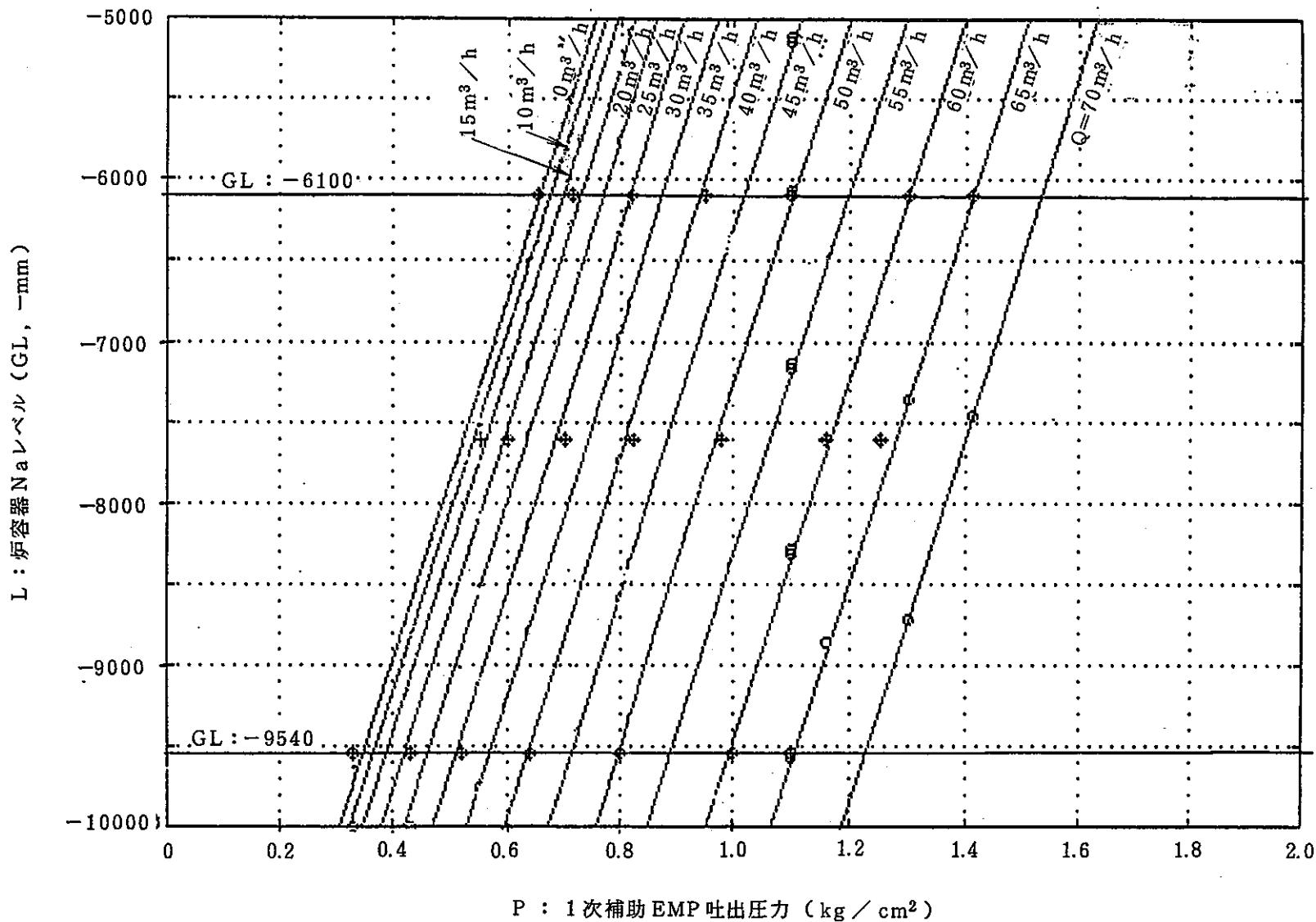


図4.4-2 多重回帰分析による原子炉容器内ナトリウム液位推定のグラフ

5. 結 言

「常陽」の原子炉容器に設置されている3本のナトリウム液面計の測定範囲は、最大のもので通常液位+350mm~-1600mmであり、-1600mm以下の原子炉容器内ナトリウム液位を監視する手段がなかった。

しかし、1次補助冷却系の出口配管が原子炉容器内最下部に挿入されていることから、1次補助冷却系電磁ポンプ吐出圧力指示計に表われるヘッド圧力を用いて原子炉容器内ナトリウム液位を求めることが出来ると判断し、原子炉容器内ナトリウム液位と1次補助冷却系電磁ポンプ吐出圧力の関係を求める試験を実施した。試験は、

- (1) 1次補助冷却系Na循環流量一定における原子炉容器内Na液位と1次補助冷却系EMP吐出圧力の関係
- (2) 1次補助冷却系Na循環流量とEMP吐出圧力の関係
- (3) 原子炉容器内Naドレン中における原子炉容器内Na液位と1次補助冷却系EMP吐出圧力の関係

について実施した。

試験の結果、次の結論を得た。

- (1) 1次補助冷却系電磁ポンプ吐出圧力、ナトリウム循環流量、ナトリウム温度より原子炉容器内ナトリウム液位を推定できることを確認した。

測定データを基に最小自乗法により回帰分析し、原子炉容器内ナトリウム液位を求める次の近似式を導出した。

$$\text{原子炉容器内ナトリウム液位(L)} = -6100 - \frac{((1.805 \times 10^{-4} \times Q^2 + 0.656695) - P_2) \times 10^4}{r}$$

- (2) 測定データを基に多重回帰分析を行い、図4.4-2に示す1次補助冷却系電磁ポンプ吐出圧力及びナトリウム循環流量より原子炉容器内ナトリウム液位を推定可能なグラフを作成した。
- (3) 原子炉容器内ナトリウムドレン中の試験により、原子炉容器内ナトリウム液位が低下している過渡時を含め、1次補助冷却系を用いて原子炉容器内ナトリウム液位の推定が可能であることを確認した。

本試験の結果、これまで全く監視することが出来なかった通常液位-1600mm以下の原子炉容器内ナトリウム液位を推定することが可能となった。

「常陽」の定期検査等における原子炉容器内ナトリウム液位のモードは、格納容器内床下機器点検時における作業者の被ばく低減を図るために実施される1次主冷却系のナトリウムのドレンに当って、①主配管スリーブ部の熱応力を避けるため主配管下部より-50mmのGL. -7550mmとする場合、②制御棒下部案内管交換等におけるGL. -8600mmまでドレンする場合、③炉内検査等において炉心燃料頂部のGL. -9540mmまでドレンする場合の三通りである。原子炉容器ナトリウム液面計の測定範囲最大の通常液面-1600mmは、GL. -7700mmであり、GL. -7550mmまでのドレンは液面計で直接監視可能であるが、液面計が故障した場合や、ナトリウム温度が何らかの原因で低下し熱収縮により液位が低下した場合を考慮すると、三通りのモードいずれにおいても液位の監視が出来なくなる可能性が有る。また、設計基準事象を超えた事象、いわゆる苛酷事故が発生した場合には、現有設備を最大限に活用して事態を収束させ、その影響を緩和させることが重要であり、そのうち原子炉容器内ナトリウム液位異常低下時においては、液位低下に対応して適切な処置が要求される。本試験の結果、これら定期検査時における原子炉容器内ナトリウム液位の各モードの液位監視不可能時および原子炉容器内ナトリウム液位異常低下時の対応において、原子炉容器内ナトリウム液位が低下する過渡時も含め、1次補助冷却系を用いて燃料集合体頂部までの原子炉容器内ナトリウム液位を推定することが可能となり非常に有効である。