



JAEA-Testing

2006-002



JP0650480

HTTR原子炉格納容器の全体漏えい率試験

Leakage Rate Test for Reactor Containment Vessel of HTTR

近藤 雅明 関田 健司 江森 恒一 坂場 成昭 君島 悟
黒羽 操 野地 喜吉 青野 哲也 早川 雅人

Masaaki KONDO, Kenji SEKITA, Koichi EMORI, Nariaki SAKABA, Satoru KIMISHIMA
Misao KUROHA, Kiyoshi NOJI, Tetsuya AONO and Masato HAYAKAWA

大洗研究開発センター
高温工学試験研究炉部

Department of HTTR
Oarai Research and Development Center

June 2006

Japan Atomic Energy Agency

日本原子力研究開発機構

JAEA-Testing

本レポートは日本原子力研究開発機構が不定期に刊行している研究開発報告書です。
本レポートの全部または一部を複写・複製・転載する場合は下記にお問い合わせ下さい。
〒319-1195 茨城県那珂郡東海村白方白根2-4
日本原子力研究開発機構 研究技術情報部 研究技術情報課
Tel.029-282-6387, Fax.029-282-5920

This report is issued by Japan Atomic Energy Agency irregularly.
Inquiries about the copyright and reproduction should be addressed to :

Intellectual Resources Section,
Intellectual Resources Department
2-4, Shirakata-shirane, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken, 319-1195, JAPAN
Tel. 81 29 282 6387, Fax. 81 29 282 5920

©日本原子力研究開発機構, Japan Atomic Energy Agency, 2006

HTTR 原子炉格納容器の全体漏えい率試験

日本原子力研究開発機構大洗研究開発センター高温工学試験研究炉部

近藤 雅明・関田 健司・江森 恒一・坂場 成昭・君島 悟*

黒羽 操*・野地 喜吉*・青野 哲也・早川 雅人

(2006年1月27日受理)

高温工学試験研究炉(HTTR)の原子炉格納容器(以下、CVと呼ぶ。)は、1次冷却設備の二重管破断事故等の減圧事故時に、放射性物質の外部への放散を抑制し、原子炉施設周辺の一般公衆及び従事者の安全を確保するためのものである。CVは、放射性物質の最終的な閉じ込め機能を担う重要な設備であることから、その漏えい率について、許容値を超えないことが要求されている。

原子力機構では、HTTRのCVバウンダリの気密性の確認を目的として、JEAC4203-2004「原子炉格納容器の漏えい率試験規程」に準拠し、CV全体漏えい率試験(A種試験)を実施している。A種試験は、一般に、原子炉冷却材圧力バウンダリをCV内雰囲気に開放して実施する。しかしつつ、ヘリウムガスを原子炉冷却材とするHTTRでは、圧力バウンダリを開放できないため、これを閉鎖したままA種試験を実施するという方法を確立し、採用している。また、HTTRでは、CV漏えい率試験データ収録処理装置を開発したが、近年、より高精度、高信頼度の計測・処理能力をもたせ、試験状態の監視機能の強化を図る等の改良を加えて、本試験をより確実に実施できるようにした。この他、平成16年にJEAC4203が改定されたことを受けて、試験時に適用するCVバウンダリ構成の見直しを行い、さらには、CV内温度測定用検出器の校正方法を改善する等、新たな知見を踏まえつつ、経済的に優れた試験方法への改善に努めている。

本報では、HTTRのCV全体漏えい率試験について、漏えい率の評価方法、試験の実施体系及び実施手順等を中心に記述するとともに、これまでの試験経験を踏まえて、今後、さらに効率的・経済的に試験を実施していく上で有効と考えられる課題についてまとめている。

大洗研究開発センター：〒311-1393 茨城県東茨城郡大洗町成田町4002

+原子力基礎工学研究部門核熱応用工学ユニット

*※出向職員

Leakage Rate Test for Reactor Containment Vessel of HTTR

Masaaki KONDO, Kenji SEKITA, Koichi EMORI, Nariaki SAKABA⁺, Satoru KIMISHIMA[※],
Misao KUROHA[※], Kiyoshi NOJI[※], Tetsuya AONO and Masato HAYAKAWA

Department of HTTR
Oarai Research and Development Center
Japan Atomic Energy Agency
Oarai-machi, Higashibaraki-gun, Ibaraki-ken

(Received January 27, 2006)

The reactor containment vessel of HTTR is provided for preventing excessive radioactive release to the public during the postulated accidents such as a rupture of the primary concentric hot gas duct. The reactor containment vessel belongs to the engineered safety features so that it is designed to meet the requirement for leak-tightness of the reactor containment vessel, which is enough less than the specified leakage limit.

The leakage rate test for the reactor containment vessel of HTTR is conducted in accordance with the absolute pressure method provided in Japan Electric Association Code(JEAC4203). Although leakage test of a reactor containment vessel is, in general, performed in condition of reactor coolant pressure boundary to be opened in order to simulate an accident, the peculiar test method to HTTR which use the helium gas as a reactor coolant has been established, in which the pressure boundary is closed to avoid the release of fission products into the environment of the reactor containment vessel.

The system for measuring and calculating the data for evaluating the leakage rate for containment vessel of HTTR was developed followed by any modifications. Recently, the system has been improved for more accurate and reliable one with any useful functions including real time monitoring of any conditions related to the test.

In addition, the configuration of containment vessel boundary for the test and the calibration method for the detectors for measuring temperatures in the containment vessel have been modified by reflecting the revision of the code mentioned above.

This report describes the newly developed method, system configuration, procedures and items to be considered from efficient and economical point of view for the leakage rate test for reactor the containment vessel of HTTR.

Keywords: Reactor Containment Vessel, Leakage Rate Test, HTTR

+ Nuclear Applied Heat Technology Division, Nuclear Science and Engineering Directorate

※Research Staff on Loan

目 次

1.はじめに	1
2.原子炉格納施設の概要	2
2.1 設備仕様	2
2.2 機器仕様	2
3.原子炉格納容器漏えい率の評価方法	4
3.1 評価方法の概要	4
3.2 局部漏えい率の評価	6
3.3 全体漏えい率の評価	7
4.漏えい率試験の実施	8
4.1 試験の準備	8
4.1.1 試験用検出器の校正	8
4.1.2 検出器の設置	8
4.1.3 測定系統の構成	9
4.1.4 原子炉格納容器内機器の養生	12
4.1.5 原子炉格納容器バウンダリの構成	12
4.2 試験の実施	13
4.2.1 実施手順	13
4.2.2 実施結果	18
5.まとめ	19
謝辞	20
参考文献	20
付録1 平均漏えい率評価における統計処理について	46
付録2 原子炉格納容器の漏えい試験規程(JEAC4203)の改定について	49

Contents

1. Introduction	1
2. Outline of the Reactor Containment Vessel of HTTR	2
2.1 Characteristics of the Containment Vessel	2
2.2 Components of the Containment Vessel	2
3. Evaluation Method of Leakage Rate for the Reactor Containment Vessel	4
3.1 Outline of the Evaluation Method	4
3.2 Partial Leakage Rate Evaluation	6
3.3 Whole Leakage Rate Evaluation	7
4. Execution of the Leakage Rate Test for the Reactor Containment Vessel	8
4.1 Preparation for the Leakage Rate Test	8
4.1.1 Detectors Calibration	8
4.1.2 Detectors Configuration	8
4.1.3 Measurement and Calculation Systems	9
4.1.4 Preservation of Components Equipped in the Containment Vessel	12
4.1.5 Configuration of the Containment Vessel Boundaries for the Leakage Rate Test	12
4.2 Execution of the Leakage Rate Test	13
4.2.1 Procedures for the Leakage Rate Test	13
4.2.2 Results of the Leakage Rate Test	18
5. Summary	19
Acknowledgement	20
References	20
Appendix 1 Statistical Method for Evaluating the Leakage Rate for the Reactor Containment Vessel ..	46
Appendix 2 Revision of the Japanese Standard for the Leakage Rate Test of the Reactor Containment Vessel (JEAC 4203)	49

図表リスト

- 表4-1 A 種試験用検出器の測定範囲及び校正精度
表4-2 A 種試験用初期入力データ一覧
表4-3 測温抵抗体の設置区分(H16施設定期検査時)
表4-4 露点計の設置区分(H16施設定期検査時)
表4-5 A 種試験時の耐圧養生対象計器一覧(その1～その2)
表4-6 原子炉格納容器バウンダリ系統構成(その1～その2)
表4-7 A 種試験の経過

- 図2-1 HTTR 原子炉格納容器の外観図
図3-1 HTTR 原子炉格納容器全体漏えい率試験実施体系
図3-2 %漏えい量と漏えい率の関係
図3-3 C 種試験時の系統構成例(試験対象隔離弁: 165VI9)
図4-1 A 種試験における測温抵抗体及び露点計の配置
図4-2 HTTR 全体漏えい率試験・データ収録処理システム系統図
図4-3 A 種試験用データ収録処理システムの入出力概念図
図4-4 A 種試験実施状況の監視画面例
図4-5 A 種試験時の原子炉格納容器バウンダリ系統構成
図4-6 A 種試験・実施工程
図4-7 A 種試験・測定系統の概要
図4-8 原子炉冷却材圧力バウンダリ等圧力の測定方法説明図
図4-9 A 種試験・加圧空気給排気系及び圧力測定系
図4-10 H16年度・原子炉格納容器 A 種試験 CV 内圧力監視履歴
図4-11 原子炉格納容器 A 種試験 圧力・温度・水蒸気分圧の推移(H16施設定期検査)
図4-12 原子炉格納容器 A 種試験 %漏えい量の推移(H16施設定期検査)

This is a blank page.

1. はじめに

日本原子力研究開発機構(以下、「原子力機構」と呼ぶ。)の高温工学試験研究炉(HTTR: High temperature Engineering Test Reactor)の原子炉格納容器(以下、「CV」と呼ぶ。)は、1次冷却設備の二重管破断事故等の減圧事故時に、放射性物質の外部への放散を抑制し、原子炉施設周辺の一般公衆及び従事者の安全を確保するためのものである。CVは、放射性物質の最終的な閉じ込め機能を担う重要な設備であることから、その設計において、構造強度及び材料強度上の要求は元より、所定の漏えい率を超えないことが要求されている。原子力機構では、CV バウンダリ全体の気密健全性を確認することを目的として、この漏えい率が許容値を超えないことを CV 漏えい率試験で確認し、国の検査(施設定期検査)を受けている。

HTTR の CV 漏えい率試験は、(社)日本電気協会の JEAC4203-2004「原子炉格納容器の漏えい率試験規程」⁽¹⁾に準拠して実施している。本規程では、CV 漏えい率試験は、CV バウンダリ全体を加圧して行うCV全体漏えい率試験(A種試験)、CVバウンダリを構成するシール部と貫通部を加圧して行うCV局部漏えい率試験(B種試験)及びCV隔離弁局部漏えい率試験(C種試験)に分類されているが、HTTR では、使用前検査からの全ての検査をA種試験で受検している。

ただし、A種試験は、一般に、原子炉冷却材圧力バウンダリを CV 内雰囲気に開放して行われるが、原子炉冷却材がヘリウムガスである HTTR では、このバウンダリを開放すると、放射性物質を含むヘリウムガスが CV 内に放出されてしまう。そこで、軽水炉等で実施されている方法とは異なり、当該バウンダリに属する隔離弁の C 種試験を先行して実施し、その結果を当該バウンダリを閉鎖したまま実施した A 種試験の結果に加味して、CV 全体の漏えい率を評価するという方法を確立し⁽²⁾、採用している。

また、JEAC4203-2004 では、A 種試験は、常温の空気又は窒素により、CV バウンダリを試験圧力(CV 最高使用圧力の 0.9 倍)まで加圧して実施する「設計圧力試験」を基本としているが、HTTR では、従前の試験実績を踏まえて、JEAC4203-2004 で認められている、試験圧力を半分にした「低圧試験」で実施できる見通しが得られたため、平成 13 年度よりこの試験方法を採用している。

また、A 種試験においては、CV 内の圧力、温度及び露点温度を測定し、このデータを基にして各種統計処理を含む一連の計算処理を行う必要がある。HTTR では、CV 漏えい率試験用データ収録処理装置を開発し、改良を加えてきたが、近年、より高精度、高信頼度の計測・データ処理能力をもたらすと共に、試験状態の監視機能の強化を図る等の改良を加えて、本試験をより確実に実施できるようにした。

この他にも、平成 16 年に JEAC4203 が改定されたことを受けて、試験時に適用する CV バウンダリ構成の見直しを行い、さらには、CV 内温度測定用検出器の校正方法を改善する等、新たな知見を踏まえながら、経済的に優れた試験方法の改善に努めている。

本報では、HTTR の CV 全体漏えい率試験(A 種試験)について、漏えい率の評価方法、試験の実施体系及び実施手順等を中心にまとめると併に、これまでの試験経験を踏まえ、今後、さらに効率的・経済的に試験を実施していく上で有効と考えられる課題を提示している。

2. 原子炉格納施設の概要

原子炉格納施設は、原子炉格納容器及びその附属設備で構成され、1次冷却設備の二重管破断事故時等において放射性物質の外部への放散を抑制し、原子炉施設周辺の一般公衆及び従事者等の安全を確保するためのものである。

原子炉格納容器は、二重管破断事故時等に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の拡散に対する障壁を形成するため、原子炉格納容器を貫通する配管には隔離弁を設けている。

原子炉格納容器への出入は、エアロックを通して行い、補修等における機器の搬出入は、メンテナンスハッチにより行う。また、燃料交換等は、燃料交換ハッチを通して行う。

2.1 設備仕様

原子炉格納容器及びその附属設備の設備仕様は、以下のとおりである。

- (1) 原子炉格納容器は、1次冷却設備の二重管破断事故による減圧事故に対して、事故時の最大の圧力と温度に耐える。
- (2) 原子炉格納容器の設計荷重は、通常運転時荷重、試験時荷重、事故時荷重及び設計用地震力を考慮し、これらの組合せ荷重状態において、必要な構造強度を有する。
- (3) 非延性破壊防止のため、原子炉格納容器については、最低使用温度(-12.7°C)を考慮した温度で破壊じん性試験を行い、規定値を満足する材料を使用している。
- (4) 配管、電線等すべての原子炉格納容器貫通部は、漏えいが十分小さい構造とし、原子炉格納容器は、常温、空気、最高使用圧力の0.9倍の圧力において原子炉格納容器内空気重量の0.1%/d以下の漏えい率を満足する。
- (5) 原子炉格納容器を貫通する配管で、事故時に閉鎖が要求されるものには隔離弁を設け、原子炉格納容器内部と外気間に障壁を構成することで、事故時に原子炉格納容器の機能を維持する。
- (6) 原子炉格納容器は、原子炉格納容器の全体漏えい率試験を行うことができる。また、ベローズを用いてシールする配管、電線、エアロック等の貫通部も、個々にあるいは小群にまとめて漏えい試験又は漏えい率試験を行うことができる。
- (7) 減圧事故時に原子炉圧力容器内にある黒鉛構造物の酸化により発生する可燃性ガスの燃焼を防止することができる。

2.2 機器仕様

原子炉格納施設を構成する原子炉格納容器及びその附属設備である燃料交換ハッチ、メンテナンスハッチ、エアロック等の仕様は、以下のとおりである。

(a) 原子炉格納容器本体

原子炉格納容器本体は、図2-1に示すように、鋼製で円筒形胴部と上部及び下部の皿形鏡板より成る。胴部には、熱電対交換ハッチ、エアロック、非常用避難口及び配管、電線貫通部スリーブ等が取り付けられている。また、上鏡部には燃料交換ハッチ及びメンテナンスハッチ等が取り付けられている。

種類	鋼製上下部皿形鏡円筒型
最高使用圧力	0.39 MPaG

最高使用温度	150 °C
耐震クラス	As
許容漏洩量	格納容器内空気重量の0.1%/d以下 ^(*) (常温、空気、試験圧力=最高使用圧力×0.9)
胴内径	約18.5 m
全 高	約30.3 m
厚さ(胴)	30 mm
自由体積	約2800 m ³
主要材料	炭素鋼 (SGV49)
重 量	約700 ton

*1) 安全評価上は 0.25%/d を使用⁽²⁾

(b) 原子炉格納容器附属設備

(i)燃料交換ハッチ

燃料交換ハッチは、プラント建設時の原子炉格納容器内設置機器の搬入及び運転開始後の燃料交換、制御棒点検等の為に設けられている。燃料交換ハッチの形状は、円筒形で外側に蓋が取り付けられており、原子炉格納容器バウンダリを形成している。

(ii)メンテナンスハッチ

メンテナンスハッチは、プラント運転開始後、原子炉格納容器内設置機器のメンテナンス及びISI機器搬出入の為に設けられている。メンテナンスハッチの形状は円筒形で、外側に蓋が取り付けられており、原子炉格納容器バウンダリを形成している。

(iii)熱電対交換ハッチ

熱電対交換ハッチは、原子炉運転開始後の熱電対の交換用に設けられている。熱電対交換ハッチの形状は、円筒形で外側に蓋が取り付けられており、原子炉格納容器バウンダリを形成している。

(iv)エアロック

エアロックは、原子炉格納容器内への業務従事者の立入通路として設けられている。扉は、機械式の2重扉であり、両側の扉が同時に開とならないようにインターロックを有し、原子炉格納容器内の気密性を確保している。

(v)非常用避難口

非常用避難口は、原子炉格納容器内からの業務従事者の脱出用として設けられている退避通路で、蓋は、原子炉格納容器内の内側から開閉できる構造となっている。

(vi)貫通部スリーブ

貫通部スリーブは、原子炉格納容器壁を電線及び配管等を貫通させるために設けられている。貫通部スリーブの形状は、円筒形で胴部は原子炉格納容器壁と、端部は貫通側と溶接され、原子炉格納容器バウンダリを形成している。

3. 原子炉格納容器漏えい率の評価方法

3.1 評価方法の概要

HTTR原子炉格納容器の全体漏えい率試験(A種試験)は、JEAC 4203-2004で規定する絶対圧力法に準拠し、実施している。A種試験の実施体系を図3-1に示す。上記規程によれば、A種試験は、常温の空気又は窒素により、原子炉格納容器バウンダリを試験圧力(最高使用圧力の0.9倍)まで加圧して実施する、「設計圧力試験」を基本としている。実際、HTTRでは使用前検査を含む3回のA種試験を設計圧力試験で実施してきた。しかし、従前の試験実績を踏まえ、JEAC 4203-2004で認められている、試験圧力を半分にした「低圧試験」で実施できる見通しが得られたため、平成13年度より「低圧試験」を採用している。低圧試験で実施する意義は、格納容器及び内包する機器への加圧によるダメージを低く押さえられること、昇・降圧時間を含めた試験全体の所要時間を短縮できることにある。反面、設計圧力試験に比べ低圧試験における許容漏えい率は当然厳しくなる(3.3節参照)。

試験圧力に到達した後は、CV内の圧力及び温度が静定するのを待ってから、CV内圧力(湿り空気の絶対圧力及び水蒸気分圧)及び温度(CV内の平均温度)を所定の時間間隔(原則、1時間)で所定の時間(原則、24時間以上)測定する。この測定開始時刻(測定開始基準時刻)から各測定時刻までの圧力降下量(湿り空気の絶対圧力から水蒸気分圧の平均値を引いた値)を温度で補正し、以下の式により、各測定時刻における%漏えい量(測定経過時間の間の漏えい気体重量とCV内空気重量の比)を算出する。

$$Q = \left(1 - \frac{P_{m2}T_1}{P_{m1}T_2} \right) \times 100 \quad (\%)$$

ただし、

Q	%漏えい量(測定経過時間の間の漏えい気体重量と 原子炉格納容器内空気重量の比)	(%)
P_m	原子炉格納容器内空気の絶対圧力 ($P_m = P - P_v$)	(hPa[abs])
P	原子炉格納容器内湿り空気の絶対圧力	(hPa[abs])
P_v	原子炉格納容器内水蒸気分圧	(hPa)
T	原子炉格納容器内絶対温度	(K)

添字

1:測定開始基準時刻における値

2:各測定時刻における値

次いで、経過時間に対する%漏えい量に線形最小二乗法を適用し、回帰直線の傾き(回帰係数)として漏えい率(単位時間当たりの%漏えい量)を求める。ここで、原子炉格納容器から漏えいがあれば、図3-2に示すように、毎時刻の%漏えい量は経過時間に対して直線的に増加することになるが、実際の測定では、漏えい率が小さく測定誤差を伴う。そこで、上記規程に従い、統計的手法により直線性の検討を行う。具体的には、分散分析による有意差検定を行い、%漏えい量が経過時間に対して線形関係

になると結論付けることに、統計的に意味があるかどうかを判定する。有意差検定の結果、有意差がなければ、経過時間に対し無関係であり、バラツキの範囲内で漏えい率は 0(ゼロ)とする。有意差が認められれば、以下の式により、平均漏えい率及びその 95%信頼限界を算出する。(付録1参照)

$$L_{av} = 24(b + t(\phi, \alpha)\sigma) \quad (\%/\text{d})$$

ただし、

L_{av} : 平均漏えい率 (<%/d>)

b : 単位時間当たりの%漏えい量であり、以下により表される。

$$b = \frac{S(x, y)}{S(x, x)}$$

$t(\phi, \alpha)$: 自由度 $\phi (=N-2)$ 、危険率 $\alpha (=5\%)$ の t 分布関数

σ : 以下により表される値

$$\sigma = \left(\frac{V_{y,x}}{S(x, x)} \right)^{1/2} = \frac{\left([S(x, x)][S(y, y)] - [S(x, y)]^2 \right)^{1/2}}{(N-2)^{1/2}[S(x, x)]}$$

$$S(x, x) = \sum Hi^2 - \frac{(\sum Hi)^2}{N}$$

$$S(y, y) = \sum Qi^2 - \frac{(\sum Qi)^2}{N}$$

$$S(x, y) = \sum HiQi - \frac{(\sum Hi)(\sum Qi)}{N}$$

H : 測定開始基準時刻から各測定時刻までの経過時間 (h)

Q : %漏えい量 (%)

N : 測定回数

$V_{y,x}$: 不偏分散であり、 $S_{y,x}/\phi_{y,x}$ により表される。

$\phi_{y,x}$: 第2自由度 ($=N-2$) である。

$S_{y,x}$: 残差であり、 $S(y, y) - S_R$ により表される

S_R : 回帰であり、 $[S(x, y)]2/S(x, x)$ により表される。

A 種試験では、一般に、このように評価した平均漏えい率の 95%信頼限界(上側限界)が許容漏えい率以下であることを確認する。しかし、HTTR の評価では、固有の設備条件により、別途、局部漏えい率試験(C 種試験)を実施し、その結果も使用して、CV 全体漏えい率を評価している。この詳細については、次節で述べることとする。

3.2 局部漏えい率の評価

A種試験は、一般に、原子炉冷却材圧力バウンダリを CV 内雰囲気に開放して実施する。しかし HTTR は、原子炉冷却材がヘリウムガスであることから、原子炉冷却材圧力バウンダリを開放すると、核分裂生成物が CV 内に放出されてしまうため、軽水炉等で行われている試験方法とは異なり、原子炉冷却材圧力バウンダリを閉鎖したまま A 種試験を実施するという方法を確立し⁽²⁾、採用している。具体的には、まず、CV バウンダリを構成する隔離弁のうち、原子炉冷却材圧力バウンダリも兼ねているものを対象に、設計圧力試験圧力(最高使用圧力の 0.9 倍の圧力)で C 種試験を実施する。原子炉冷却材ヘリウムのサンプリング設備の CV 隔離弁(165VI9)を例として、C 種試験時の系統構成を図 3-3 に示す。局部漏えい率試験の手順及び評価方法は以下の通りである。

① 試験手順

- (イ) 試験は JEAC 4203-2004「原子炉格納容器の漏えい率試験規程」の圧力降下法に準拠し実施する。
- (ロ) C 種試験対象をヘリウムで、試験圧力(最高使用圧力の 0.9 倍:0.35 MPa[gauge])まで加圧する。
- (ハ) 15 分以上保持し、測定開始時と測定終了時の圧力を記録する。

② 評価方法

以下の式により、漏えい率 L_{ri} 、原子炉格納容器換算漏えい率 L を算出する。

(ニ) 漏えい率 L_{ri}

$$L_{ri} = \frac{24}{H} \times \frac{P_1 - P_2}{P_1} \times 100 = \frac{24}{H} \frac{\Delta P}{P_1} \times 100 \quad (\%/\text{d})$$

(ホ) 原子炉格納容器換算漏えい率 L

$$L = L_{ri} \times \frac{V_i}{V_o} \quad (\%/\text{d})$$

ただし、

L_{ri} : 漏えい率 $(\%/\text{d})$

L : 原子炉格納容器換算漏えい率 $(\%/\text{d})$

P : 任意の時刻の検査圧力 $(\text{kPa}[\text{gauge}])$

V_o : 格納容器内空間容積 ($= 2,800$) (m^3)

V_i : 局部漏えい率試験対象構成要素内空間容積 (m^3)

H : 経過時間 (h)

ΔP : 圧力降下値 ($= P_1 - P_2$) (kPa)

添字

1: 測定開始時における値

2: 測定終了時における値

このようにして得られた CV 換算漏えい率を全ての対象隔離弁について総和し、別途実施する、A 種試験の平均漏えい率との和をもって、CV 全体漏えい率とする。全体漏えい率評価の詳細については次節で述べることとする。

3.3 全体漏えい率の評価

HTTR 原子炉格納容器漏えい率試験では、前述のように、A 種試験の平均漏えい率と C 種試験の原子炉格納容器換算漏えい率の和が、許容漏えい率を超えていないことを確認する。低圧試験における許容漏えい率は、JEAC の規程により、設置許可申請書に記載されている許容漏えい率に試験圧力比を乗じて算出した値 0.05(%/day)に、一年間の劣化による余裕 [$\times(1-0.1)$]を考慮した値として以下の式により計算された、0.045(%/d)である。

$$L_t = L_d \left(\frac{P_t}{P_p} \right) (1 - A)$$

ただし、

L_t : 低圧試験における許容漏えい率 (%/d)

L_d : 原子炉設置許可申請書に記載の許容漏えい率 (%/d)
(=0.1)

P_t : 低圧試験圧力 (=0.195) (MPa[gauge])

P_p : 最高使用圧力 (=0.39) (MPa[gauge])

A : 劣化による余裕係数 (次の試験までの計画間隔が1年の場合=0.1)

4. 漏えい率試験の実施

4.1 試験の準備

HTTRの全体漏えい率試験は、前章で述べたように、原子炉冷却材圧力バウンダリをCV内雰囲気に開放できないため、1次冷却材を内包する設備のCV貫通部について、別途、C種試験を実施し、CV換算漏えい率の総和を求め、A種試験の平均漏えい率に加算した値をCVの漏えい率と定義している。そこで、A種試験に先立ち、対象隔離弁(32台)のC種試験を、JEAC4203-2004の圧力降下法により実施する。また、A種試験の準備作業として、試験用検出器の校正、CV内所定場所への検出器の設置、測定系統の構成、CV内機器の養生、さらには、JEAC4203-2004を反映させて、CV設計用想定事象を模擬した状態に隔離弁等を設定する、CVバウンダリ構成等を実施する。

4.1.1 試験用検出器の校正

A種試験で使用する検出器は、CV内圧力を計測するクオーツマノメータ1台、CV内温度を計測する白金測温抵抗体28台、CV内水蒸気分圧を計測する露点検出器7台及び露点変換器2台で構成される。それぞれの検出器について、A種試験計画の中で、公的校正機関にトレーサビリティーの取れた校正を実施している。

なお、白金測温抵抗体の校正は、平成15年の試験までは、GaM.P.及びInF.P.を用いた定点校正法で実施してきた。しかしながら本校正方法は、校正回数を重ねるごとに、白金測温抵抗体素子の抵抗値が増加し、規格限界を逸脱する恐れがあることが判明した。その要因の一つは、校正の都度、InF.P.(156.6°C)まで過熱することによる組成変化にあると推察される。そこで平成16年の試験において、全ての白金測温抵抗体を更新するとともに、校正方法を、比較校正法と基準関数を併用した校正方法に変更した。

更新にあたっては、使用する白金測温抵抗体素子の全数について、素子のMicro Focus(拡大X線)を用いた選別を行い、検出部コイルの間隙が均一な素子を使用し安定した測定値が得られるよう努めた。また校正法については、使用温度範囲である0~50°Cの範囲で、要求される精度に対し十分な精度が得られることを事前に確認した。これにより、HTTR供用期間中、白金測温抵抗体を新規に購入することなく、試験を継続できる見通しを得た。

A種試験で使用している検出器の測定範囲と校正精度は、表4-1に示すように、JEAC4203-2004の絶対圧力法標準方案における標準計器仕様に照らしても、十分な精度を確保している。

4.1.2 検出器の設置

試験用検出器の配置は、JEAC4203の「計器計画」の考え方を踏まえ、かつ、実施上の課題(評価精度の向上、作業者の被ばく線量の低減化等)の検討も行って、現在に至っている。現状では、漏えい率の測定精度に影響を与える CV 内温度、露点温度の測定位置は、平均温度指示に対するサンプリング誤差を少なくするよう計画し、次のように設置している。まず、原子炉圧力容器室を除くCV内空間については、CV内の高さ方向に対し 6 分割、それぞれを各部分ごとに、3~5 分割し、温度検出器を 24 台、露点検出器を 5 台配置する。また、原子炉圧力容器室の空間については、高さ方向に対し 3 分割、それぞれを各部分ごとに、1~2 分割し、温度検出器を 4 台、露点検出器を 2 台配置する。A 種試験用の測温抵抗体及び露点検出器の配置を図4-1に示す。この他、CV 内圧力の監視・測定用のゲージ圧力計及びクオーツマノメータを漏えい率試験データ収録室(非管理区域)に設置する。

なお、原子炉圧力容器室内への検出器の設置に先立ち、炉室入り口扉の開放とともに、炉容器冷却設備水冷管パネル(*1)の取外し作業を実施する必要がある。本作業と検出器の設置は、放射線管理下での作業となるため、各作業の段階で、区域放射線管理担当に線量当量率の測定を依頼し、被ばく低減策も併せて実施する。参考までに、平成 16 年度試験の本作業における線量当量率の最大値は、炉心側部で約 $130 \mu \text{Sv/h}$ であった。

*1) 炉容器冷却設備とは、強制循環による炉心の冷却が期待できない減圧事故時等に、原子炉圧力容器等の健全性を維持し、燃料に過大な損傷を生じさせないように、炉心から崩壊熱及び他の残留熱を除去するために設けられており、水冷管パネル、循環ポンプ等から構成される。このうち水冷管パネルは、原子炉圧力容器を取囲む1次遮へい体等の表面に設け、原子炉圧力容器の外面から間接的に炉心を冷却する。

4.1.3 測定系統の構成

CV の漏えい率を評価するためには、3.1 節で述べたように、CV 内の圧力、温度及び露点データを所定の時間収録し、このデータを統計処理する必要がある。そこで HTTR では、CV 漏えい率試験データ収録処理装置を開発したが、当初のシステムでは、漏えい率評価上必要最低限の情報を測定時刻毎に確認することしか出来なかった。加えて、近年、老朽化によると思われる不具合が頻発するようになった。そこで、より高精度、高信頼度の計測・データ処理能力をもたらすと共に、試験状態の監視機能等を強化し、より実用的な改良を加え、A 種試験を確実に実施できるようにした。改良したデータ収録処理システムの構成及び機能を以下に示す。

(1) データ収録処理システムの構成

原子炉格納容器漏えい率試験データ収録処理システムの構成をデータ収録処理フローの概略と併せて図4-2に示す。本システムは、主に計測ステーション部、データ処理計算機及び無停電電源装置から構成される。各構成部の機能は以下の通りである。

1) 計測ステーション部

計測ステーション部には、温度、露点及び圧力測定用モジュール(横河電機株)PC ベース計測器 WE7000 シリーズ)が実装されており、各モジュールの識別及びモジュールと PC 間の通信制御は、計測ステーション(WE800)によりサポートされている。

- ・ 温度測定モジュール(WE7231)は、測温抵抗体に一定の電流(1mA)を印加し、各測温抵抗体の雰囲気温度に応じた電気抵抗値に応じた電圧値を入力して、バッファする機能を有する。測温抵抗体は、現状では、計28個設置しているが、16 チャンネル(4線式)高速スキャニングボックスを 2 台併設することで、対応している。
- ・ 露点測定モジュール(WE7241)は、露点計の設置雰囲気の水蒸気分圧に応じた露点変換器の出力電圧を測定し、バッファする機能を有する。
- ・ 圧力測定モジュール(WE7021)は、高精度クウォーツマノメータにより測定された CV 内空気の絶対圧力を所定のタイミングで収録する、GP-IB コントロールモジュールである。
- ・ この他、計測ステーションと PC 間を Ethernet で接続するための通信用モジュール(WE7052)が装備されている。

2) データ処理計算機

データ処理計算機としては、信頼性の高い産業用パソコン(日立産業用パソコン HI-7500-50WJA)を使用している。主な仕様を以下に示す。

- ・CPU: Pentium® 42GHz
- ・メモリ: 256MB
- ・HDD: 60GB

また、漏えい率評価に使用する主なソフトウェアを以下に示す。

- ・OS: Windows 2000 Professional Sp4
- ・開発言語: LabView7
- ・WE コントロール API: WE コントロール API Ver. 4

HTTRで開発したデータ収録処理システムは、以下の①～⑤に示す機能を有しており、従前よりも、データの保全性を格段に向上させるとともに、個別データをリアルタイムで監視することにより、CV内の状況、試験の経過を連続的・総合的に評価できるようになった。

- ① 試験データを、指定したサンプリングレートで計算機 HD に保存し、漏えい率に関するデータ処理は、この保存データから必要データを自動抽出し行う(図4-3参照)。
- ② CV 内領域に設置した検出器のうち、任意の検出器を指定して漏えい率データ処理が行える。
- ③ データの出力先は、CRT、ファイル、プリントから任意に指定できる。
- ④ 漏えい率データ処理と並行して、任意の検出器の測定値及び物理量がトレンドグラフで監視できる(図4-4参照)。
- ⑤ 計算機 HD に保存したデータを、CSV ファイルに変換できる。

3) 無停電電源装置

無停電電源装置(APC 社製 UPS(SUA1500J))は、商用電源喪失等により、無停電電源に供給されている電源が切断された場合にも、データ処理計算機に供給されている交流100V 電源を一定時間安定して供給し続ける機能を有する。一定時間経過後は、データ処理計算機は安全にシャットダウンするようになっている。

(2) データ収録処理の流れ

データ収録処理装置における CV 平均漏えい率の計算は、主に、以下の処理から構成される。

- ・ CV 内の温度、露点及び圧力データの入力
- ・ CV 内平均温度の算出
- ・ CV 内平均水蒸気分圧の算出
- ・ CV 内空気の絶対圧力の算出
- ・ %漏えい量の算出
- ・ 平均漏えい率の算出

データ収録処理の主な流れを以下に示す。

- ① CV 内に設置された各測温抵抗体の設置場所雰囲気の温度に応じた電圧値、露点計の設置場所雰囲気の水蒸気分圧に応じた露点変換器出力電圧値、及びクオーツマノメータにより測定され

た CV 内湿り空気の絶対圧力値を計測ステーションから PC に入力する。

- ② 入力した電圧値を基にして各測温抵抗体の温度(国際温度目盛 90)、各露点計の水蒸気分圧を算出する。
- ③ 算出された温度及び水蒸気分圧に検出器の設置区分の容積比による重み付けをして、加重平均処理を行い、CV 内の平均温度及び平均水蒸気分圧を求める。
- ④ CV 内湿り空気絶対圧力から CV 内平均水蒸気分圧を引いたものを CV 内空気絶対圧力とする。
- ⑤ ①～④の処理を所定の時間間隔(1時間毎)に行う。
- ⑥ 測定開始時刻から各測定時刻までの CV 内の平均温度及び CV 内空気絶対圧力の変化割合から、毎時刻の%漏えい量を算出する。
- ⑦ ⑤⑥の処理を所定の時間(24時間)継続する。
- ⑧ ⑦で計算、収録された毎時刻の%漏えい量に基づいて、線形最小二乗法による回帰式の導出、分散分析による直線性の評価(F 値の算出)、及び平均漏えい率の信頼限界を求める。

(3) 評価用データの設定

データ収録処理装置を使用する際には、事前に、以下のデータをセットする必要がある(表4-2参照)。

1) 平均温度評価用データ

CV 内の平均温度は、まず、各測温抵抗体に一定の電流を印加し、設置場所雰囲気の温度に応じた抵抗値に対する電圧値を収録する。ついで、各測温抵抗体の基準抵抗値と電圧値との関係を表した、基準関数に基づいて、雰囲気温度が算出される。算出された温度に測温抵抗体の設置区分の容積比(設置区分容積/CV 自由体積/同区分内設置台数)による重み付けをして、加重平均処理を行い、CV 内の平均温度求める。主な入力データを以下に示す。

- ・各測温抵抗体の基準抵抗値(Ω)と基準関数の係数 a 及び b
- ・設置区分、区分容積、CV 自由体積 (表4-3参照)
- ・印加電流(1mA)

2) 水蒸気分圧評価用データ

CV 内空気絶対圧力は、前述のように、CV 内湿り空気絶対圧力から CV 内平均水蒸気分圧を引いたものとして、計算する。このうち、平均水蒸気分圧については、まず、露点計の設置雰囲気の水蒸気分圧に応じた露点変換器の出力電圧を収録する。ついで、露点計の入出力特性(出力電圧と水蒸気分圧の関係)から、水蒸気分圧が求められる。算出された水蒸気分圧に露点計の設置区分の容積比(設置区分容積/CV 自由体積/同区分内設置台数)による重み付けをして、加重平均処理を行い、CV 内の平均水蒸気分圧を求める。主な入力データを以下に示す。

- ・設置区分、区分容積(区分けは測温抵抗体用と共通)、CV 自由体積 (表4-4参照)
- ・露点検出計の入出力特性表(出力電圧ー水蒸気分圧)

3) 統計処理用データ

CV 全体漏えい率を評価する際には、3. 1節で述べたように、分散分析による有意差検定を含む統計処理が必要となる。これに関連して、事前にセットしておくデータを以下に示す。

- ・F 分布/t 分布関数

4) 計算処理条件データ

- ・対象検出器及び設置区分、データサンプリング間隔、漏えい率評価用サンプリング時間、他

4.1.4 原子炉格納容器内機器の養生

試験開始前に、通常の圧力では損傷しないが、全体漏えい率試験の圧力によって損傷するおそれのあるCV内機器に、適切な養生を実施する必要がある。耐圧養生の対象機器を表4-5に示す。

圧力伝送器については、計器止弁を「閉」、差圧伝送器については、計器均圧弁を「開」、計器止弁を「閉」とし、開閉タグで管理して養生する。計器窓にガラスを持つレベル計等については、ガラスをはずして養生管理する。なお、これらの計器については、養生前に出力値を計測し、復旧後にその値を確認して管理する。また、CV内の電球は全て取外し、CV外に保管する。養生対象設備としては、これ以外に、放射線管理設備、CV内ITV監視設備、火災発生熱感知設備、酸欠警報設備、地震加速度計などがあるが、それぞれの設備の検出器、カメラ等の養生は、各設備担当で実施する。

4.1.5 原子炉格納容器バウンダリの構成

HTTR原子炉格納容器の漏えい率試験は、前述のように、JEAC 4203に準じて実施しているが、平成16年7月、要求事項の明確化及び前回改定後の知見の反映等の観点からJEAC4203が改訂された(付録2参照)。この改定により、全体漏えい率試験の必要条件として、試験は、原子炉格納容器設計用の想定事象として、原子炉冷却材喪失事故後を模擬した状態及び隔離範囲に対して行わなければならぬこととされた。すなわち、「想定事象後の状態で、自動的に閉となる隔離弁は閉め、開のままの隔離弁あるいは工学的安全施設が作動するために開となる隔離弁は開けておかなければならない。ただし、想定事象後の状態で開放の隔離弁を本試験実施時に開放しておくと、逆流あるいは流出するおそれのある系統の隔離弁は、可能な限り閉止する。」と明記された。また、「加圧範囲外について、特別な処置を要するものでない。」ことも、明記された。

この改定を反映させて、CVバウンダリを構成する各隔離弁の試験時の状態を以下のようにした。

(1) JEAC4203-2004に明確に規定されている隔離弁の状態

①通常時開、事故時閉の2個の隔離弁。規定に従い、「閉」とする。

- ・ 1次Heサンプリング設備、1次He純化設備、燃料破損検出装置、液体廃棄物処理設備、CV計装(放射能)、放射線監視設備、原子炉建家I系換気空調装置、CV減圧装置

②通常時開、事故時閉の1個の隔離弁。規定に従い「閉」とする。

- ・ 2次Heサンプリング設備、2次He純化設備、空調用冷水装置(CV再循環冷却用)、加圧水冷却設備

③事故時に使用する設備の隔離弁。規定に従い「開」とする。

- ・ 炉容器冷却設備、補機冷却水設備、補助冷却設備(補助冷却水系)

④通常時閉、事故時閉の隔離弁。明確な規定はないが、事故時の状態を模擬して「閉」とする。

- ・ 原子炉圧力容器(主フランジリーク検出装置)
- ・ 1次冷却設備(メンテナンス用CVヘッダ)

⑤通常時開、事故時閉の隔離弁。規定では開とするが、試験に支障がなければ、より安全側の評価となるよう「閉」とする。

- ・ 制御用圧縮空気設備
- ・ 一般用圧縮空気設備

(2) JEAC4203-2004 に規定されているとは言えない弁及び貫通部等の状態

①通常時閉、事故時閉の弁。事故時の状態を模擬して「閉」とする。

- ・原子炉格納施設(漏えい率試験装置:昇降圧用配管)

②通常時開、事故時閉の弁。事故時の状態を模擬して「開」とする。

- ・CV計装(圧力:PAM)

③通常時閉、事故時閉の弁。試験時の測定系統を確立するために「開」とする。

- ・原子炉格納施設(漏えい率試験装置:クオーツマノメータサンプリング配管)

- ・原子炉格納施設(漏えい率試験装置:精密圧力計サンプリング配管)

④その他

- ・エアロックは、事故時の状態を模擬して内扉・外扉と共に「閉」とする。

試験時に適用するCVバウンダリ構成を図4-5に、各弁個別の開閉状態を表4-6に示す。

4.2 試験の実施

4.2.1 実施手順

HTTR 原子炉格納容器全体漏えい率試験の実施工程を図4-6に示す。

前節で述べた、試験の準備を終えた段階で、以下のステップに従い試験を実施する。

- ① 試験前条件の確認
- ② 昇圧
- ③ 圧力静定
- ④ 漏えい率評価
- ⑤ 降圧、復旧

各ステップの実施内容を以下に述べる。

(1) 試験前条件の確認

HTTR 原子炉格納容器全体漏えい率試験の試験前条件を以下に示す。

- (イ) 局部漏えい率試験が完了していること。
- (ロ) 使用する計器が校正されていること。
- (ハ) 原子炉格納容器バウンダリ系統構成が図4-5及び表4-6に示したとおりであること。
- (ニ) 原子炉格納容器内の原子炉冷却材圧力バウンダリ圧力及び2次冷却材圧力バウンダリ圧力が試験圧力以下であること。
- (ホ) 測定系統が図4-7に示すとおりであること。
- (ヘ) 原子炉格納容器バウンダリが常温の空気により、試験圧力(最高使用圧力の 0.5 倍:0.195 MPa[gauge]以上)まで加圧されていること。

このうち、(イ)、(ハ)、(ニ)、(ホ)及び(ヘ)については、確認した内容を所定の様式に記録する。(ロ)については計器校正記録で確認する。なお、上記(ヘ)の条件は、試験圧力到達時だけでなく、その後の圧力静定期間及び漏えい率評価用の 24 時間データ取得中も監視を継続し、適宜、記録をとる。

ここで、上記(二)の条件は、CV 内に設置されている 1 次冷却設備等の圧力を試験圧力より低く保つことで、万一、これらのバウンダリから CV 内への漏えいが生じて、見かけ上、漏えい率を小さく評価してしまう(非安全側に評価してしまう)ことを避けるために設けたものである。本来であれば、上記バウンダリ内の圧力を直接確認すべきところ、4.1.4 節で述べたように、該当する圧力計は耐圧養生されている状態にある。このため、以下の代替手段により確認している。

1 次冷却設備及び 2 次ヘリウム冷却設備は、図4-8に示すように、夫々、内包するヘリウムガスの不純物を低減することを主たる目的とした、1 次ヘリウム純化設備及び 2 次ヘリウム純化設備と接続されている。これらの設備は、試験準備段階で CV 隔離弁(161VI1/2, 162VI1)によって隔離されるが、昇圧前に、各純化設備内の圧力が試験圧力以下(通常は大気圧近傍)であることを確認し、これらの隔離弁を開けて、設備間の均圧化を行う。系統内圧力が安定したら、1 次ヘリウム純化設備入口加熱器入口圧力計(161PT3)及び 2 次ヘリウム純化設備入口加熱器入口圧力計(162PT1)により、各系統内圧力を確認する。この値を上記バウンダリ内圧力とみなして記録をとった後に、上記隔離弁を全て閉鎖する。

このように、全体漏えい率試験は原子炉冷却材圧力バウンダリ圧力を大気圧近傍の低い値に保って実施するので、試験期間中に、原子炉冷却材であるヘリウムガスが原子炉格納容器内に漏れ出すことは無い。しかし万が一の安全を期するため、事前に1次冷却材中放射能濃度の測定を放管に依頼し、その値が排出管理基準以下であることを確認すると併に、原子炉格納容器内放射能の測定を行い、これが十分低い値であることを確認し、所定の様式に記録している。

(2)昇圧

CV の昇圧は、制御用圧縮空気設備により専用の加圧空気供給排気系を介して行う。同系統の概要を図4-9に示す。図中にある「接続配管」とは、漏えい率試験中に故意に外部からの空気供給ができないことを保証するために追設したものであり、昇圧前に接続し、試験圧力到達後に取外す。昇圧の主要手順を以下に示す。

- ① CV 内圧力記録計・記録開始
- ② CV 回り・点検シートによる試験前状態確認
- ③ 一斉放送による試験実施及び管理区域内作業規制の周知
- ④ 原子炉冷却材圧力バウンダリ等圧力の確認
- ⑤ 制御用圧縮空気供給ライン系統構成確認(1771V208N「全閉」、143V1「全開」)
- ⑥ CV 内圧力監視用圧力計の零点確認
- ⑦ 全体漏えい率試験データ収録処理システムの起動確認
- ⑧ 全体準備完了確認及び一斉放送による昇圧開始周知
- ⑨ 昇圧開始(*1)
 - 1771V208N 調整開
 - 1771V089N 調整開
 - 1771PIA4N 制御用圧縮空気設備・供給圧力確認(0.44MPaG 以上)
- ⑩ 全体漏えい率試験データ収録処理システム状態確認
- ⑪ 制御用圧縮空気設備加圧空気供給系統の異常有無の確認
- ⑫ CV 内圧力記録計・記録状態確認
- ⑬ 昇圧速度の確認(約 5kPa/h)
- ⑭ 昇圧目標圧力到達後、1771V208N、1771V089N 及び 143V1「全開」

- ⑯ CV 回り・点検
- ⑰ 放出前ガスモニタ指示値確認(*3)
- ⑱ 降圧(*2)→試験圧力設定確認
- ⑲ 停止後・ガスモニタ指示値確認(*3)
- ⑳ 「接続配管」取外し

*1)所定の昇圧レート(約 5kPa/h)で昇圧するように、各弁を慎重に微調整して行う。この際、制御用圧縮空気設備の N 母管供給圧力低警報(設定値 0.47MPa)が発報することがあるが、異常ではない旨、中央制御室に連絡しておく。

*2)安定した試験状態を得るために、CV 内圧力を試験圧力より高めに加圧・維持して、その後、試験圧力まで降圧する(図4-6参照)。

*3)降圧時の排出ガスは原子炉建家 I 系換気空調装置を介して大気中に放出されるため、念のため、排出前後における排出ガス中の放射能濃度を確認するものである。排出ガス中放射能濃度の監視は、本排出操作時と試験データ収集後の降圧時の計 2 回実施する。その方法を以下に示す。

- ①排出前のガスダストモニタ測定値を所定の様式に記録し、いずれの値も通常の範囲内であることを確認する。
- ②減圧操作開始直後から、ガスダストモニタを監視し、いずれかの値に通常の範囲を越える変化がある場合は、直ちに排出を中断し、放管担当者に連絡する。
- ③通常の範囲を越える変化が見られない場合は、排出開始約 10 分後のガスダストモニタ測定値を記録する。
- ④排出が終了したら、その時点のガスダストモニタ測定値を所定の様式に記録し、通常の範囲を越える変化がないことを確認し、以上の結果をまとめて放管担当者に報告する。

(3)圧力静定

試験圧力に到達した後は、CV 内の温度、圧力(湿り空気圧力及び水蒸気分圧)の監視を継続し、各パラメータの値が安定するのを待つ。これまでの実績では、図4-6に示すように、4~5日間費やすが、この間に、必要に応じて、補機冷却水の温度制御幅を通常よりも小さくするなど、試験状態の安定化のための措置を施す(*1)。また、4.1.3 節に示した、データ収録処理装置の各種機能を活用して、以下のような監視を並行して行い、試験状態に異常がなく、安定していることを確認する。

- ・ CV 内平均温度と絶対圧力の間の相関関係をモニターし、測定系の妥当性を確認する。
- ・ %漏えい量の推移をモニターし、直線的に増加することを確認する。
- ・ 分散分析の結果(F 値)をモニターして、直線性の検討を行う。
- ・ 平均漏えい率の推移をモニターし、判定基準に対する到達度を確認する。

*1)補機冷却水設備は、原子炉の安全運転・安全停止に必要な系統・機器に冷却水を供給する設備である。ここでは、残留熱除去を行う工学的安全施設である、炉容器冷却設備への供給水の温度変化を小さくすることによって、原子炉圧力容器周りの温度、ひいては、CV 内温度の安定化を図るために実施している。

(4)漏えい率評価

CV 内の状態が安定したことを確認できたら、漏えい率評価用の24時間データの収録を開始する。実際上は、昇圧後の各種パラメータの測定・監視と並行して平均漏えい率も自動的に算出されるので、監視を継続することを除けば、特段の作業は必要としない。

24時間データの収録及び CV 平均漏えい率の評価が正しく行われたら、その結果が判定基準を満足することを確認すると併に、所定の様式に記録する。

(5)降圧・復旧

CV 平均漏えい率評価が完了した後の主な復旧措置を以下に示す。

- ① 原子炉建家 I 系換気空調装置の起動
- ② 補機冷却水温度制御通常復帰
- ③ CV 回り降圧前準備
 - ・ 降圧前状態確認(点検シート使用)
 - ・ 加圧空気供給排気系「接続配管」取付け(*1)
 - ・ 143V1 微開・接続配管漏えい確認・143V1 閉
 - ・ 143V2 最終開度確認(*2)
- ④ 放出前ガスモニタ指示値確認(*3)
- ⑤ 一斉放送による降圧開始周知
- ⑥ 放出10分後ガスモニタ指示値確認(*3)
- ⑦ 降圧開始
 - ・ 143V1 開
 - ・ 143V2 調整開(最終開度確認)
 - ・ 降圧速度調整(8.4kPa/h)
 - ・ $9.8\text{kPa} \geq \text{CV 内圧力} \rightarrow \text{CV 減圧装置}(*4)$ の起動
- ⑧ 降圧終了確認
- ⑨ 停止後・ガスモニタ指示値確認(*3)
- ⑩ 原子炉建家 I 系換気空調装置(CV 内)の起動
- ⑪ 作業環境モニタリング設備指示値確認
- ⑫ CV 放射線監視設備隔離弁(252VI1A/1B/2A/2B)開 \rightarrow 設備自動起動
- ⑬ CV 内圧力記録計停止確認
- ⑭ CV 回り降圧後状態確認(点検シート使用)
- ⑮ 試験用検出器の取外し、養生機器の復旧等

*1) 4.2.1 節(2)項参照

*2) 4.2.1 節(2)項で述べたように、降圧時の排出ガスは原子炉建家 I 系換気空調装置を介して大気中に放出する。この際に、同設備排気ダクトに過剰な負荷をかけない程度に排気ガス流量を調整する。

*3) 4.2.1 節(2)項(*3) 参照

*4) CV 減圧装置は、通常運転時、昇温による CV 内空気膨張及び CV 内にリークする制御用空気等による圧力上昇を防ぎ、また、定検時の CV 内雰囲気浄化の機能を有しており、CV 内ガスを排気フィルターユニットを介して浄化して排気筒より放出する。

(6) 停電時の試験対応要領

A種試験期間中に、万一、商用電源が喪失した場合には、以下のように対応する。ここで、仮に、検査圧力の到達が半日遅れたとしても、試験には支障ないので、まずは、商用電源の復旧及び負荷投入が正しく行われたことを確認し、その後、系統構成確認、データ収録装置の状態確認、CV周りの巡視等の昇圧前準備を行い、再度、昇圧を開始することを基本とする。

1)停電直後

- 制御用圧縮空気設備が停止するため、昇圧期間中の場合には、1771V089N(H-208)を速やかに閉止し、1771V208N 及び 143V1(N-290N)を閉止する。圧力静定期間中は同措置は必要ない。降圧中の場合は、143V1 及び 143V2(N-290N)を速やかに閉止する。
- データ収録装置は、無停電電源により 10 分程度は測定を継続するが、電源確立までに時間がかかる場合には、一度、装置を停止し、復電後に再起動する。エラーメッセージ(電源障害発生等)が表示される可能性があるが、その場合でも、一度、WE側及びPC側の電源を切ってから起動することで測定を再開できる。

2)停電中

- 停電後、非常用発電機による電源投入及び負荷投入が行われるが、試験期間中、非常用電源に頼ることは出来ないので、商用電源の復帰を待つこととする。半日程度の遅れは支障ない。

3)商用電源復帰後

- 昇圧中及び圧力静定中の場合には、商用電源が復帰し、負荷投入が正しく行われたことを確認し、以下の確認を行う。降圧中の場合は、さらに原子炉建家 I 系(排気A系統)の復旧を再確認し、①及び②を行う。

①系統構成確認

CV隔離弁の開閉状態が試験時の構成になっていることを原子炉格納容器バウンダリ系統構成記録により確認する。状態が変わっているものについては、試験時の構成に復旧する。(隔離弁操作対象設備は基本的に停止中なので、状態復旧が設備に支障を及ぼすことはないと思われるが、換気空調関係等、判断に迷う場合には、設備担当に確認してから操作すること。)

②CV周り巡視点検

現場に異常がないか、CV周りの巡視点検を行い、記録する。

③記録計の再起動

記録計を再起動する。再起動方法は事前に確認しておくこと。

④データ収録装置の起動、測定開始

試験担当が行うので、不在時には連絡をとること。

4)準備完了後

昇圧前準備が終了したら、昇圧手順(上記②⑧以降)に従い昇圧を再開する。必要に応じて、昇圧率の変更等を行う。

圧力静定中の場合は、CV内圧力が検査圧力に達していることを確認する。次いで、他のパラメータに異常がないことを確認し、監視を継続する。(異常時にはその内容に応じて対処する。)降圧中は、

試験終了手順に従い降圧を再開する。

4.2.2 実施結果

HTTR の原子炉格納容器全体漏えい率試験の結果の一例として、平成 16 年 12 月に実施した試験について、その経過及び結果を示す。

(1) 試験の経過

全体漏えい率試験は、12/9 10:00 に昇圧を開始し、12/11 7:20 試験圧力に静定した。引き続き、CV 内圧力、温度、水蒸気分圧の監視を続け、12/16 から 12/17 までの 24 時間データで全体漏えい率を求めた。なお、データ採取期間中は、補機冷却水温度を $\pm 1^{\circ}\text{C}$ の範囲で一定とする運転を依頼し、炉容器冷却設備水冷パネルの温度変化が炉室空間温度に与える影響を抑え、CV 内温度を安定させた。測定結果は、規定の漏えい率を十分満足するものであり、原子炉格納容器が十分な気密性を保持していることを確認した。12/17 14:20 より降圧操作を開始し、12/8 15:00 に降圧が終了した。この期間に実施した主要な操作と経過を表4-7に示す。また、試験期間中の原子炉格納容器内圧力の監視履歴を図4-10に示す。

(2) 試験結果

試験データは、図4-11及び図4-12に示すとおり、原子炉格納容器内圧力、温度、水蒸気分圧及びこれらの値を用いて計算した%漏えい量が安定した、H16.12.16 11:19～H16.12.17 11:19 の期間について収録した。評価結果は、全体漏えい率検査の平均漏えい率が $1.472 \times 10^{-2} (\%/\text{d})$ 、局部漏えい率検査の原子炉格納容器換算漏えい率が $4.673 \times 10^{-4} (\%/\text{d})$ 、総和が $1.522 \times 10^{-2} (\%/\text{d})$ であり、判定基準 $4.5 \times 10^{-2} (\%/\text{d})$ を十分満足していることを確認した。

5. まとめ

HTTR では、CV バウンダリ全体の気密性を確認するために、JEAC4203-2004「原子炉格納容器の漏えい率試験規程」における A 種試験絶対圧力法標準方案に準拠して、CV 全体漏えい率試験を実施している。A 種試験は、一般に、原子炉冷却材圧力バウンダリを CV 内雰囲気に開放して行われるが、原子炉冷却材がヘリウムガスである HTTR では、当該バウンダリを閉鎖したまま A 種試験を行い、この結果に、先行して行う、CV 隔離弁漏えい率試験(C 種試験)の結果を加味して、CV 全体漏えい率を評価するという方法を確立し、採用している。また、平成13年度より、従前の試験実績を踏まえて、試験圧力を通常の半分にした「低圧試験」を採用している。

A 種試験では、CV 内の圧力及び温度等を測定すると伴に、このデータから平均漏えい率を算出するために、各種統計処理を含む一連の計算処理を行う必要がある。HTTR では、CV 漏えい率試験用データ収録処理装置を開発し、改良を重ねてきたが、平成15年度より、より高精度、高信頼度の計測・データ処理能力をもたせると伴に、試験状態の監視機能の強化を図る等、ハードウェア及びソフトウェアの両面から大幅な改良を加えた。この改良により、HTTR の A 種試験がより確実に、かつ、効率的に実施できることがその後の試験により実証された。この他、平成16年に JEAC4203 が改定されたことを受けて、試験時に適用する CV バウンダリ構成の見直しを行い、さらには、CV 内温度測定用検出器の校正方法を改善する等、新たな知見を取り入れつつ、試験方法の改善に努めている。

HTTR の原子炉格納容器漏えい率試験は、このように、試験実施体系も整備され、経済性も向上し、良好な試験実績を積み重ねてきているが、今後、さらに効率的・経済的に試験を行う上で有効と考えられる課題を以下に示し、本報のまとめとする。

(1) B 種・C 種試験への移行

A 種試験は、CV の全体漏えい率を直接的に評価できる利点はあるが、機器の耐圧養生、検出器の設置等の試験準備から試験後の復旧まで含め、約 1 ヶ月の期間を要する。さらに、自主的に実施している B 種及び C 種試験まで含めると、CV 漏えい率に関する試験に約 3 ヶ月を費やさなければならない。加えて、A 種試験期間中は原子炉建家 I 系換気空調装置を停止する必要があることから、管理区域内の作業は全面的に禁止しなければならず、運転・作業工程の計画上も影響が大きい。

平成 16 年、JEAC 4203 が改定され、B 種及び C 種試験を組合せた総合漏えい率をもって A 種試験に代えらるべきことが明記された。現行の CV 全体漏えい率試験が B 種及び C 種試験に替えられれば、試験のコストが大幅に低減できるとともに、運転・作業工程の計画がより柔軟に行える。このため、現在、B 種及び C 種試験を組合せた総合漏えい率試験への移行に向けた検討を実施中である。

(2) 計器計画の見直し

試験用検出器の配置については、前述のように、JEAC 4203 において「計器計画」として規定されており、HTTR 原子炉格納容器漏えい率試験においても、本規定を十分満足するものとなっている。一方、現行の計器配置は、従前のものを踏襲している面もあり、近年の実績を踏まえると、評価精度上は、必ずしも必要のないものもある。今後、より低コストで試験を行える計器計画を実現できる可能性がある。

(3) データ収録装置の改良

原子力機構では、4.1.3 節で述べたように、HTTR 原子炉格納容器漏えい率試験用データ収録処理システムを開発するとともに、改良を重ねて來たが、今後も、より実用的なシステムとなるよう、表示パラメータの改善等の改良を継続する。

謝辞

本報告書を纏めるにあたり御指導、ご助言を頂きました、小森芳廣高温工学試験研究炉部長、中澤利雄同部次長、川崎幸三同部次長、並びに水島俊彦 HTTR 運転管理課長に深く感謝の意を表します。また、HTTR 運転管理課の方々による着実な業務の遂行により、本漏えい率試験を確実に実施することができました。ここに謝意を表します。また、本試験全般を通じてご支援頂きました関係業者の方々に感謝致します。

参考文献

- (1) (社)日本電気協会, “原子炉格納容器の漏えい率試験規程,” JEAC4203-2004, 2004.
- (2) 坂場成昭他, “HTTR 原子炉格納施設に関する機能試験,” JAERI-Tech 98-013, 1998.
- (3) N. Sakaba, K. Iigaki, M. Kondo, K. Emori, “Leak-tightness characteristics concerning the containment structures of the HTTR,” Nucl. Eng. Des., Vol. 233, pp.135-145, 2004.

表4-2 A種試験用初期入力データ一覧

Scanning Step Table

測定部品名	測定部品番号	測定条件		時間設定		基準回路①値		初期		測定区分		区分管轄		
		D1	ON	0	自動停止時間	T.1	0.03914600	-0.000000584	93.9720	1	No.2	D2	2	
T.2	ON	D.2	ON	60	連続入力時間	T.2	0.03914587	-0.000000571	93.9721	1	No.3	862.50000		
T.3	ON	D.3	ON	60	二列シングル	T.3	0.03914592	-0.000000577	93.9730	1	No.4	114.20000	D.3	
T.4	ON	D.4	ON	3600	サンガシングル	T.4	0.03914579	-0.000000564	93.9956	1	No.5	119.20000	D.4	
T.5	ON	D.5	ON	24	サンガリスル	T.5	0.03914582	-0.000000567	93.9821	1	No.6	119.20000	D.5	
T.6	ON	D.6	ON			T.6	0.03914551	-0.000000590	100.0718	2	No.6	672.50000	D.6	
T.7	ON	D.7	ON			T.7	0.03914516	-0.000000580	99.9723	2	No.7	232.30000	D.7	
T.8	ON	D.8	OFF			T.8	0.03914525	-0.000000565	99.9853	2	No.8	69.60000	D.8	
T.9	ON				測定結果出力先	T.9	0.03914574	-0.000000564	99.9846	2	No.9	0.00000	D.9	
T.10	ON				画面	ON			93.9657	2				
T.11	ON				ファイル	ON			100.0718	2				
T.12	ON				カレント	ON			99.9734	2				
T.13	ON				出力ファイル名	H17RT-2			99.9672	2				
T.14	ON								99.9724	2				
T.15	ON								93.9927	3				
T.16	ON				圧力単位切替選択	KPa	T.16	0.03914361	-0.000000595	100.0718	2			
T.17	ON				選択単位	KPa	T.17	0.03914500	-0.000000581	99.9734	2			
T.18	ON						T.18	0.03914507	-0.000000592	99.9672	2			
T.19	ON						T.19	0.03914503	-0.000000568	99.9724	2			
T.20	ON						T.20	0.03914585	-0.000000574	93.9927	3			
T.21	ON						T.21	0.03914589	-0.000000582	100.0718	2			
T.22	ON				平均値出力方法選択		T.22	0.03914584	-0.000000570	99.9723	2			
T.23	ON				平均方法	加重平均	T.23	0.03914584	-0.000000572	100.0718	2			
T.24	ON						T.24	0.03914587	-0.000000541	99.9715	2			
T.25	ON						T.25	0.03914582	-0.000000580	99.9924	3			
T.26	ON						T.26	0.03914559	-0.000000579	99.9930	4			
T.27	ON						T.27	0.03914512	-0.000000570	99.9916	4			
T.28	ON						T.28	0.03914582	-0.000000569	100.0043	5			
T.29	OFF						T.29	0.03914588	-0.000000579	99.9913	6			
T.30	OFF						T.30	0.03914581	-0.000000573	99.9837	7			
T.31	OFF						T.31	0.03914561	-0.000000573	99.9834	0			
T.32	OFF						T.32	0.03914581	-0.000000573	99.9834	0			
												OK	Cancle	

表4-3 測温抵抗体の設置区分 (H16施設定期検査時)

部屋名称	自由空間容積 (m ³)	空間比率	測温抵抗体本数	計器番号
下部主冷却機器室	572.3	572.3+83.1+51.3/3	672.5	0.2389 7 T14,T15,T16,T19,T20,T22,T23
補助冷却機器室	232.3	→	232.3	0.0825 3 T17,T21,T24
プレチャコールトラップ室	69.6	→	69.6	0.0247 1 T18
原子炉圧力容器室	357.5	(上部)	119.2	0.0423 1 T25
		(中部)	119.2	0.0423 2 T26,T27
上部主冷却機器室	835.4	(下部)	119.2	0.0423 1 T28
		835.4+51.3/3	852.5	0.3029 8 T6,T7,T8,T9,T10,T11,T12,T13
スタンダパイプ室	93.2	格納容器再循環冷却装置室に含む	—	—
格納容器再循環冷却装置室	450.8	450.8+93.2+69.3+51.3/3	630.4	0.2240 5 T1,T2,T3,T4,T5
燃料交換ハッチ部	69.3	格納容器再循環冷却装置室に含む	—	—
原子炉格納容器側部空間	51.3	下部主冷却機器室／上部主冷却機器室 格納容器再循環冷却装置室に含む	—	—
炉容器下部室	83.1	下部主冷却機器室に含む	—	—
合計	2814.8	→	2814.8	1.0000 28

表4-4 露点計の設置区分 (H16施設定期検査時)

部屋名称	自由空間容積 (m ³)	空間比率	露点計台数	計器番号
下部主冷却機器室	572.3 572.3+232.3+69.6+63.1+51.3/3	974.4	0.3462	2 D4,D5
補助冷却機器室	232.3 下部主冷却機器室に含む	—	—	—
プレチャコールトラップ室	69.6 下部主冷却機器室に含む	—	—	—
原子炉圧力容器室	357.5 →	357.5	0.1270	2 D6,D7
上部主冷却機器室	835.4 835.4+51.3/3	852.5	0.3029	2 D2,D3
inandパイプ室	93.2 格納容器再循環冷却装置室に含む	—	—	—
格納容器再循環冷却装置室	450.8 450.8+93.2+69.3+51.3/3	630.4	0.2240	1 D1
燃料交換ハッチ部	69.3 格納容器再循環冷却装置室に含む	—	—	—
原子炉格納容器側部空間	51.3 下部主冷却機器室／上部主冷却機器室 ／格納容器再循環冷却装置室へ3分割	—	—	—
炉容器下部室	83.1 →	—	—	—
合計	2814.8 →	2814.8	1.0000	7

表4-5 A重試験時の耐圧養生対象計器一覧(その1)

設備	TAG No	名称	型式	設計圧力	レンジ	流体	員数	備考
	133PT1	1次加圧水冷却器G/C出口圧力	横河電機6354	4.7MPa	0~5MPa	1次He	9台	
	133PT2	中間熱交換器G/C出口圧力			0~5MPa	1次He	3台	
	133PT3	中間熱交換器バ'1バ'アリウム圧力			0~5MPa	1次He	1台	
	133FT1	1次加圧水冷却器ヘリウム流量			0~16.93kPa	1次He	9台	
	133FT2	中間熱交換器1次冷却材流量			0~16.92kPa	1次He	3台	
	133FT3	中間熱交換器バ'1バ'アリウム流量	横河電機6361	4.7MPa	0~12.20kPa	1次He	1台	
	133DPT1	1次加圧水冷却器G/C4t差圧			0~50kPa	1次He	3台	
	133DPT2	1次加圧水冷却器G/C差圧			0~200kPa	1次He	3台	
1次冷却	133DPT3	1次冷却材・加圧水差圧	横河電機INE14	4.7MPa	0~1MPa	1次He/Water	3台	
	133DPT4	中間熱交換器G/C7t差圧			0~50kPa	1次He	1台	
	133DPT5	中間熱交換器G/C差圧	横河電機6361	4.7MPa	0~200kPa	1次He	1台	
	133DPT6	1次・2次アリウム差圧	横河電機6356	5.0MPa	-0.2~0.2MPa	1次He/2次He	3台	
	133V5	中間熱交換器バイパス止弁	---	4.7MPa	---	1次He	2台	
	133PS4	原子炉格納容器安全弁入口圧力	長野計器CS23	4.7MPa	0.04~0.4MPa	大気	2台	圧力SW p _{root} 1~20MPa
	133P14	原子炉格納容器安全弁入口圧力	長野計器BE14-243	4.7MPa	0~7MPa	大気	2台	現場圧力計
	133F/S4	1次加圧水冷却器G/C冷却水流量	長野計器DG-17	0.98MPa	0~50t/h	水	3台	
	133F/S5	中間熱交換器G/C冷却水流量	長野計器DG-17	0.98MPa	0~50t/h	水	1台	
	134PT1	2次アリウムG/C出口圧力	横河電機6354	5.0MPa	0~5MPa	2次He	3台	
2次He冷却	134FT1	2次アリウム流量	横河電機6361	5.0MPa	0~13.98kPa	2次He	3台	
	134DPT1	2次アリウムG/C入口アリウム差圧	横河電機6361	5.0MPa	0~20kPa	2次He	1台	
	134DPT2	2次アリウムG/C差圧	横河電機6361	5.0MPa	0~200kPa	2次He	1台	
	134PS2	2次加圧水冷却器安全弁1入口圧力	長野計器CS23	5.0MPa	0.04~0.4MPa	大気	1台	圧力SW
	134PS3	2次加圧水冷却器安全弁2入口圧力	長野計器CS23	5.0MPa	0.04~0.4MPa	大気	1台	圧力SW
	134P12	2次加圧水冷却器安全弁1入口圧力	長野計器BE14	5.0MPa	0~7MPa	大気	1台	現場圧力計
	134P13	2次加圧水冷却器安全弁2入口圧力	長野計器BE14	5.0MPa	0~7MPa	大気	1台	現場圧力計
	134F/S2	2次アリウムG/C冷却水流量	長野計器DG-17	0.98MPa	0~50t/h	水	1台	

表4-5 A種試験時の耐圧養生対象計器一覧(その2)

補助冷却器	1411PT1	補助冷却器出口ベリカル圧力	日立EPR-75	4.7MPa	0~6.0MPa	1次He	2台
	1411FT1	補助冷却器出口ベリカル流量	日立EDR-75	4.7MPa	0~4.0t/h	1次He	4台
	1411FT2	補助ベリカル/C冷却水流量	日立EDR-75	1.0MPa	0~1.0t/h	水	2台
	1411DPT1	1次冷却材・補助冷却水差圧	日立EDR-75	4.7MPa	0~3.0MPa	1次He/水	3台
	1411DPT2	補助ベリカル/CJ/H差圧	日立EDR-75	4.7MPa	0~10.0kPa	1次He	2台
	1411DPT3	補助ベリカル/C差圧	日立EDR-75	4.7MPa	0~70.0kPa	1次He	2台
	1412PT1	補助冷却水圧力	日立EPR-75	4.7MPa	0~6.0MPa	水	2台
炉容器	142FT1	炉容器冷却水上部パネル流量		0~10.0t/h	水	2台	0~6000mmH ₂ O
	142FT2	炉容器冷却水調節パネル流量		0~15.0t/h	水	2台	0~6000mmH ₂ O
	142FT3	炉容器冷却水下部パネル流量	日立EDR-75	0.98MPa	0~15.0t/h	水	2台
	142FT4	炉容器冷却水側部パネル流量		0~100.0t/h	水	2台	0~7500mmH ₂ O
1次純化	161PT2	1次純化設備入口圧力	横河電機6354	4.7MPa	0~5MPa	1次He	3台
	161PT24	ACS戻りガス圧力	横河電機6354	4.7MPa	0~5MPa	1次He	2台
	161PT25	S/PN°-ジガス圧力	横河電機6354	4.7MPa	0~5MPa	1次He	2台
	161FT1	1次純化設備入口流量	横河電機6361	4.7MPa	0~119.6kPa	1次He	3台
	161FT21	ACS戻りガス流量	横河電機6361	4.7MPa	0~91.20kPa	1次He	2台
	161FT22	S/PN°-ジガス流量	横河電機UNE11	4.7MPa	0~11.23kPa	1次He	2台
	161DPT1	入口フィルタ差圧	横河電機6361	4.7MPa	0~100kPa	1次He	1台
炉心差圧	2413DPT1	炉心差圧	日立EDR-75	4.7MPa	0~13kPa	1次He	3台

表4-6 原子炉格納容器バウンダリ系統構成(その1)

貫通部番号	隔離弁番号	開閉状態	CV・SA隔離	SA隔離	原子炉冷却材圧力バウンダリ	設備名	用途
P101	165VI7	● 1	○	○	●	1次Heサンプリング設備	1次He純化設備入口
	165VI8	● 1	○	○	●		B系戻り
P102	173VI2B	○ 2				補機冷却水設備	B系供給
P103	173VI1B	○ 2					
P104	133VI1	● 3				1次冷却設備	メンテナンス用CVヘッド
P105	142VI1A	○ 2				炉容器冷却設備	A系供給
P106	142VI2A	○ 2					A系戻り
P107	2415VI1D	● 1	○	○	●		
	2415VI2D	● 1	○	○	●		
	2415VI1E	● 1	○	○	●		
	2415VI2E	● 1	○	○	●		
	2415VI1F	● 1	○	○	●		
	2415VI2F	● 1	○	○	●		
	2415VI1G	● 1	○	○	●		
	2415VI2G	● 1	○	○	●	燃料破損検出装置	サンプリングガス導管
P108	2415VI1A	● 1	○	○	●		
	2415VI2A	● 1	○	○	●		
	2415VI1B	● 1	○	○	●		
	2415VI2B	● 1	○	○	●		
	2415VI1C	● 1	○	○	●		
	2415VI2C	● 1	○	○	●		
P109	161VI1	● 1	○	○	●	1次He純化設備	AHXより純化系
	161VI2	● 1	○	○	●		
P111	142VI2B	○ 2				炉容器冷却設備	B系戻り
P112	142VI1B	○ 2					B系供給
P113	161VI4	● 1	※	※	●	1次He純化設備	純化系よりAHX(※:逆止弁)
	161VI3	● 1	○	○	●		
P114	202VI1	● 1	○			液体廃棄物処理設備	CV内ドレン排水
	202VI2	● 1	○				
P115	135VI2	● 1	○			加圧水冷却設備	SPWC戻り
P116	135VI4	● 1	○				SPWC供給
P117	165VI15	● 1	○	○	●		IHX出口
	165VI16	● 1	○	○	●		
P118	165VI3	● 1	○	○	●	1次Heサンプリング設備	原子炉入口
	165VI4	● 1	○	○	●		
	165VI5	● 1	○	○	●		
	165VI6	● 1	○	○	●		原子炉出口
P119	135VI3	● 1	○			加圧水冷却設備	PPWC供給
P120	135VI1	● 1	○				PPWC戻り
P123	165VI9	● 1	○	○	●		PPWC出口
	165VI10	● 1	○	○	●	1次Heサンプリング設備	1次He循環機出口
	165VI13	● 1	○	○	●		
	165VI14	● 1	○	○	●		
P124	173VI2A	○ 2				補機冷却水設備	A系戻り
P125	173VI1A	○ 2					A系供給
P126	1412VI1	○ 2				補助冷却設備(補助冷却水系)	戻り
P127	1412VI2	○ 2					供給
P201	131VI1	● 3				原子炉圧力容器(主フランジリーク検出装置)	リーク検出用
P202	2617VI2	● 1	○			空調用冷水装置(CV再循環冷却用)	戻り
P203	2617VI1	● 1	○				供給
P204	161VI5	● 1	○	○	●	1次He純化設備	純化系よりSP(※:逆止弁)
	161VI6	● 1	※	※	●		

注記1) 開閉状態

●:閉

○:開

注記2) 開閉状態記号脇の数値は以下の意味する。

- | | |
|---|---|
| 1 | 通常時閉、事故時閉の隔離弁。規定に従い、閉とする。 |
| 2 | 事故時に使用する設備の隔離弁。規定に従い、閉とする。 |
| 3 | 通常時閉、事故時閉の隔離弁。明確な規定はないが、事故時の状態を模擬して、閉とする。 |
| 4 | 通常時閉、事故時閉の隔離弁。規定では閉とするが、試験に支障がなければ、より安全側の評価となるよう閉とする。 |
| 5 | 通常時閉、事故時閉の弁。明確な規定はないが、事故時の状態を模擬して、閉とする。 |
| 6 | 通常時閉、事故時閉の弁。原則、閉とするが、試験時の測定系統を確立するために、閉とする。 |
| 7 | 通常時閉、事故時閉の弁。明確な規定はないが、事故時の状態を模擬して、閉とする。 |

表4-6 原子炉格納容器バウンダリ系統構成(その2)

貫通部番号	隔離弁番号	開閉状態	CV・SA隔離	SA隔離	原子炉冷却材圧力バウンダリ	設備名	用途
P205	143V1	●					加圧・減圧ライン
P206	143V5	○ 6				原子炉格納施設(漏えい率試験装置)	精密マノメータ用
P207	143V3	○ 6					精密圧力計用
P208	2426V101A 2426V1A	○ 7 ○ 7				原子炉格納容器計装(圧力:PAM)	CV内圧力測定用
P209	2426V101A 2426V101B 2426V102A 2426V102B	● 1 ● 1 ● 1 ● 1	○			原子炉格納容器計装(放射能)	サンプリング配管 戻り配管
P211	252V13A 252V13B 252V14A 252V14B	● 1 ● 1 ● 1 ● 1	○			放射線監視設備(作業環境モニタリング設備)	CVガスサンプリング配管(事故) 戻り配管(事故時)
P212	166VI1 166VI2 166VI3	● 1 ● 1 ● 1	○	○		2次Heサンプリング設備	2次He循環機出口 SPWC出口 IHX2次側出口
P213	2426V103A 2426V103B 2426V104A 2426V104B	● 1 ● 1 ● 1 ● 1	○			原子炉格納容器計装(放射能)	サンプリング配管 戻り配管
P214	162VI1	● 1	○	○		2次He純化設備	SPWCより純化系
P215	162VI2	● 1	○	○			純化系よりSPWC
P216	1771VI1B	○ 4				制御用圧縮空気設備	B系供給
P217	2426V101B 2426V1B	○ 7 ○ 7				原子炉格納容器計装(圧力:PAM)	CV内圧力測定用
P218	252VI1A 252VI1B	● 1 ● 1	○			放射線監視設備(作業環境モニタリング設備)	サンプリング配管(通常時)
P219	2426V105A 2426V105B	● 1 ● 1	○			原子炉格納容器計装(放射能)	サンプリング配管
P220	1771VI1A	○ 4				制御用圧縮空気設備	A系供給
P221	1772VI1	● 4				一般用圧縮空気設備	給気ライン
P224	2426V101C 2426V1C	○ 7 ○ 7				原子炉格納容器計装(圧力:PAM)	CV内圧力測定用
P225	252VI2A 252VI2B	● 1 ● 1	○			放射線監視設備(作業環境モニタリング設備)	戻り配管(通常時)
D201	2612VI53 2612VI54	● 1 ● 1	○			原子炉建家 I 系換気空調装置	排気ダクト
D202	2618VI1 2618VI2	● 1 ● 1	○			原子炉格納容器減圧装置	減圧ライン
D203	2612VI52 2612VI51	● 1 ● 1	○			原子炉建家 I 系換気空調装置	給気ダクト

注記1) 開閉状態

- :閉
- :開

注記2) 開閉状態記号脇の数値は以下を意味する。

1	通常時開、事故時閉の隔離弁。規定に従い、閉とする。
2	事故時に使用する設備の隔離弁。規定に従い、開とする。
3	通常時閉、事故時閉の隔離弁。明確な規定はないが、事故時の状態を模擬して、閉とする。
4	通常時開、事故時閉の隔離弁。規定では開とするが、試験に支障がなければ、より安全側の評価となるよう閉とする。
5	通常時閉、事故時閉の弁。明確な規定はないが、事故時の状態を模擬して、閉とする。
6	通常時閉、事故時閉の弁。原則、閉とするが、試験時の測定系統を確立するために、開とする。
7	通常時開、事故時閉の弁。明確な規定はないが、事故時の状態を模擬して、開とする。

表4-7 A種試験の経過

step	日 時	主 要 な 操 作 と 経 過	備 考
1	2004 12/8 17:30	原子炉格納容器閉鎖・試験準備完了	CV内最終点検実施
2	12/9 9:10	試験前条件確認・CV内圧力監視記録計設置	
3	12/9 10:00	昇圧開始	昇圧前 巡視点検実施
4	12/9 21:00	0.06MPaG 到達	0.06 MPaG 巡視点検実施
5	12/10 6:30	0.12MPaG 到達	0.12 MPaG 巡視点検実施
6	12/10 17:00	0.18MPaG 到達	0.18 MPaG 巡視点検実施
7	12/11 2:00	試験準備圧力 0.23MPaG 到達・保持	0.23 MPaG 巡視点検実施
8	12/11 5:30	降圧開始／CV内ガス・放射能濃度監視	
9	12/11 7:20	試験圧力 0.21MPaG 到達・保持	巡視点検実施 (1回／日)
10	12/11 13:01	原子炉建家 I 系停止	
11	12/11 ~	%漏えい量・平均漏えい率監視	
12	12/15 8:00	補機冷却水温度調節A:20±1°C B:25±1°C	VCS温度安定化
13	12/16 11:19 12/17 11:19	平均漏えい率測定データ採取	MEXT立会い
14	12/17 13:16	原子炉建家 I 系起動	
15	12/17 14:20	降圧開始・放射能濃度監視	巡視点検実施
16	12/18 3:00	0.10MPaG 到達	巡視点検実施
17	12/18 13:40	0.01MPaG 到達・CV減圧装置起動	
18	12/18 15:00	降圧終了	巡視点検実施
19	12/18 14:38	CV I 系通気開始	

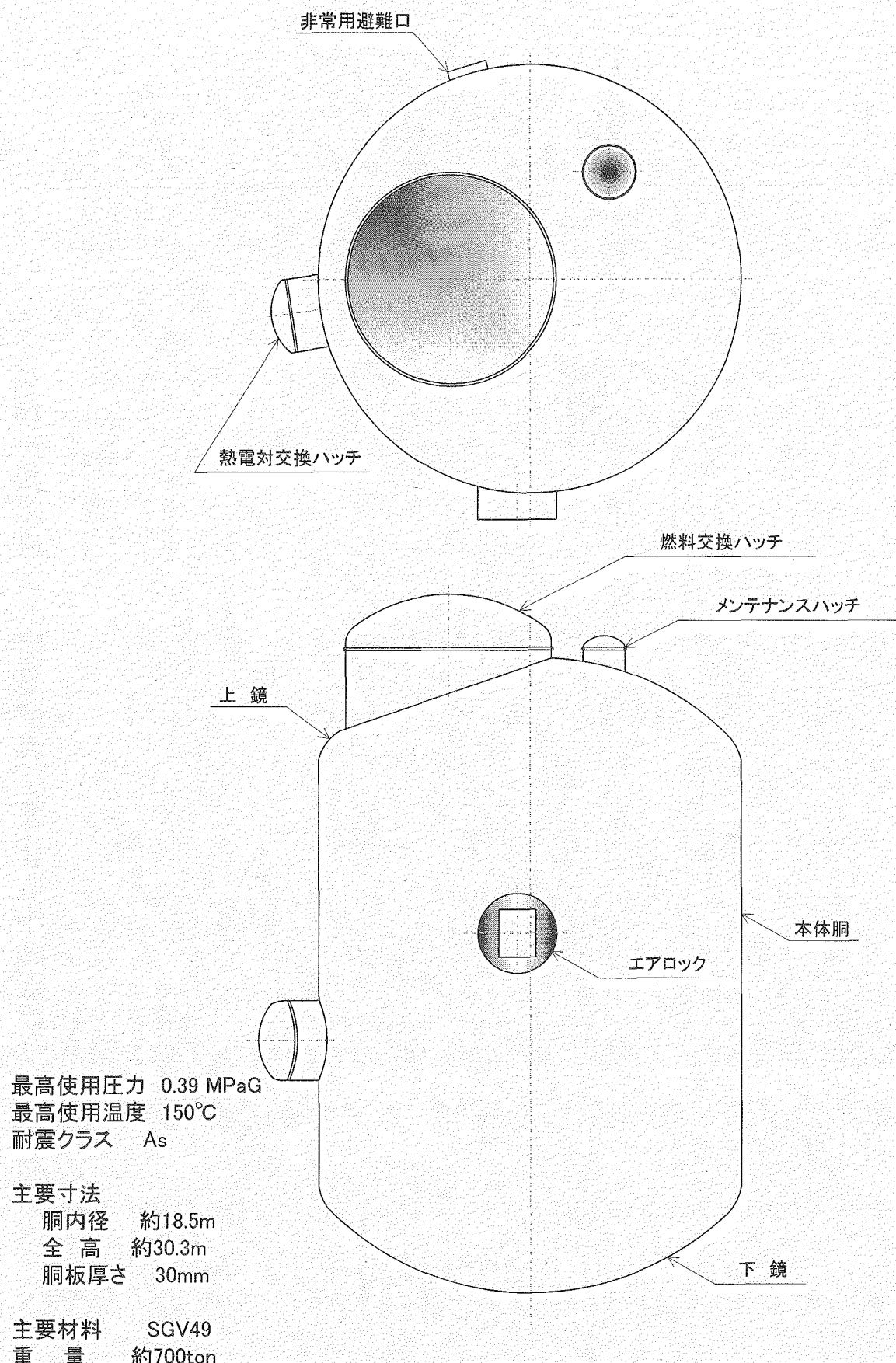


図2-1 HTTR原子炉格納容器の外観図

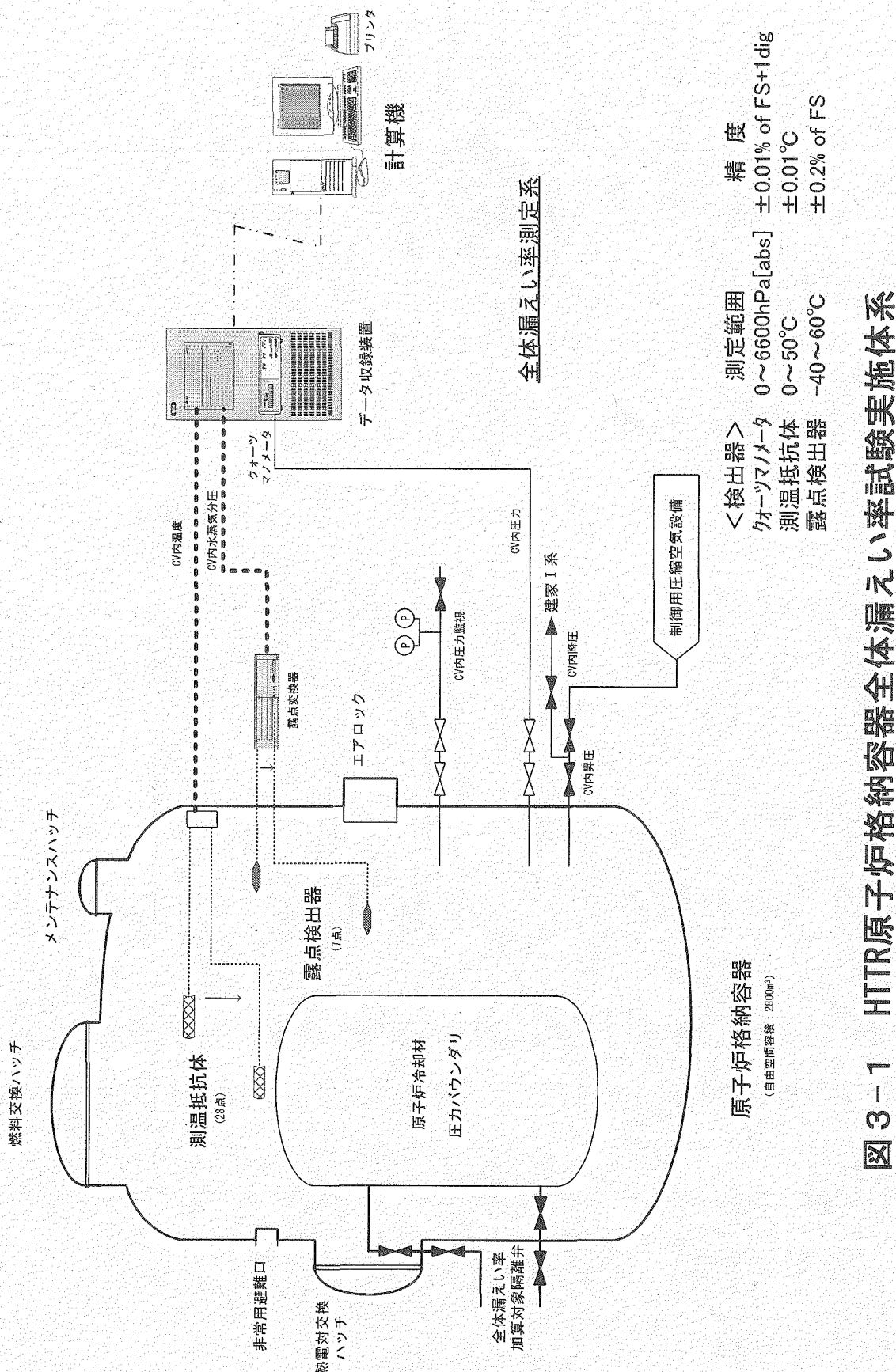


図 3-1 HTTR原子炉格納容器全体漏えい率試験実施体系

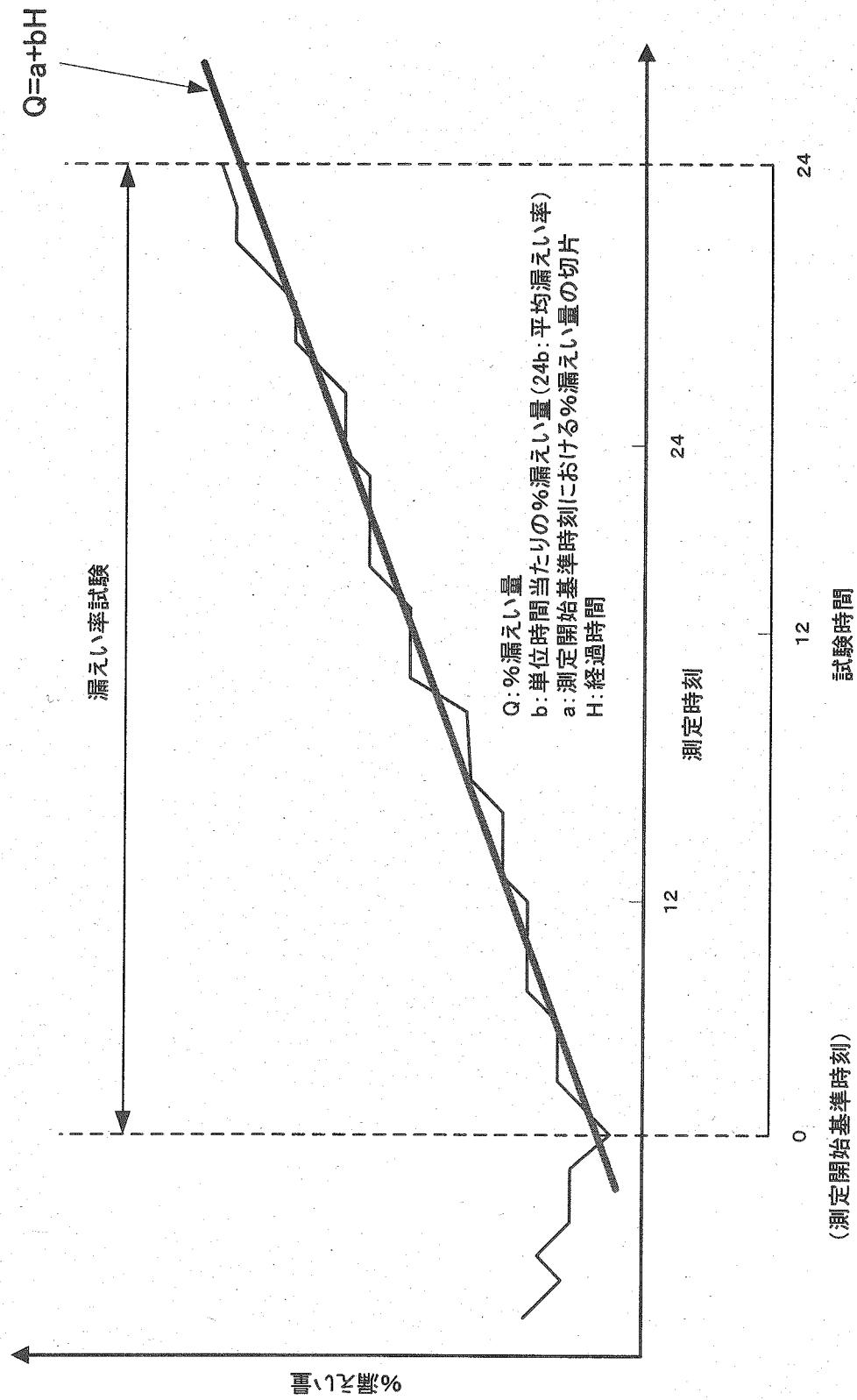


図3-2 %漏えい量と漏えい率の関係

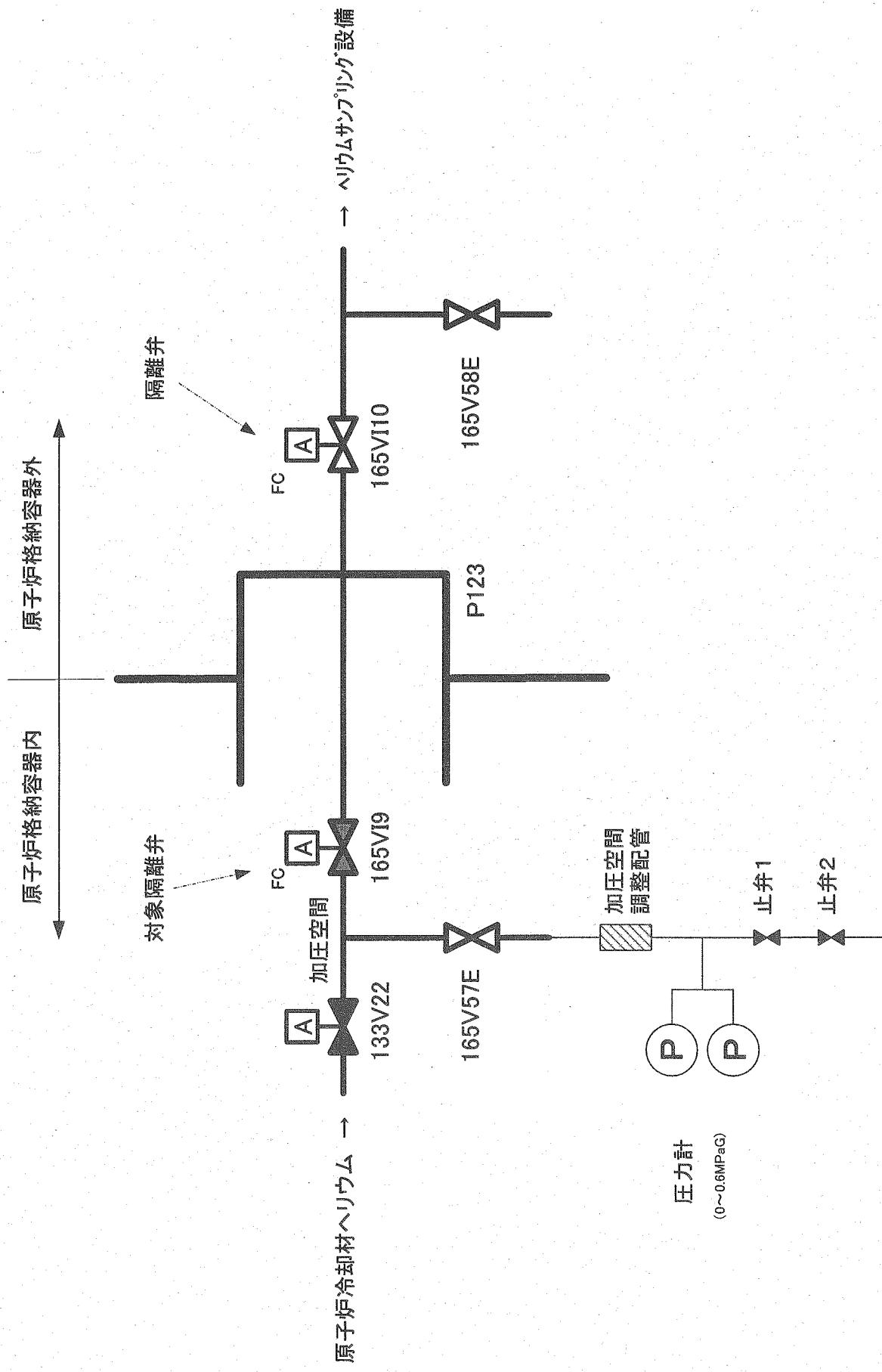


図3-3 C種試験時の系統構成例(試験対象隔離弁:165V19)

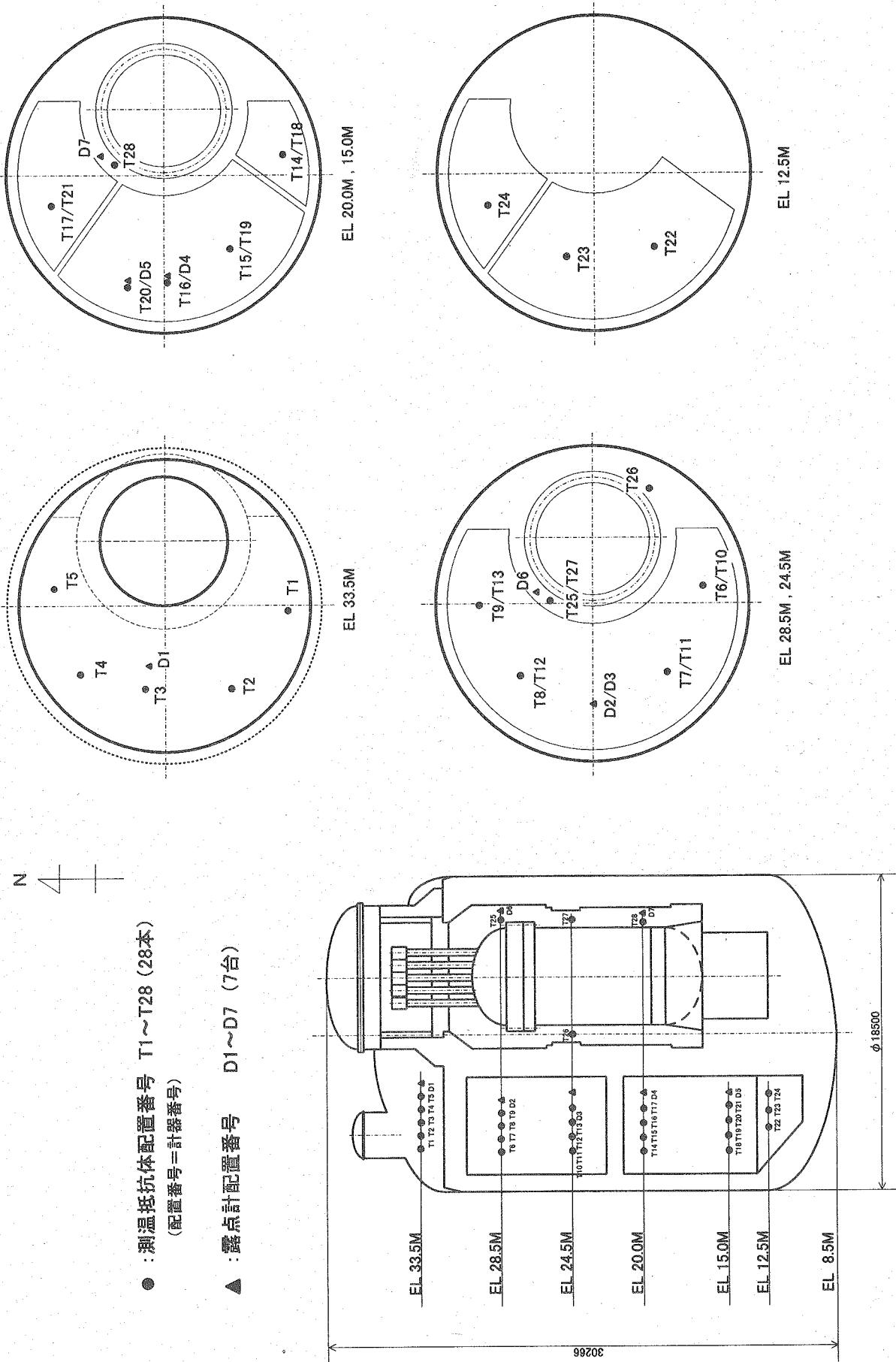


図4-1 A種試験における測温抵抗体及び露点計の配置

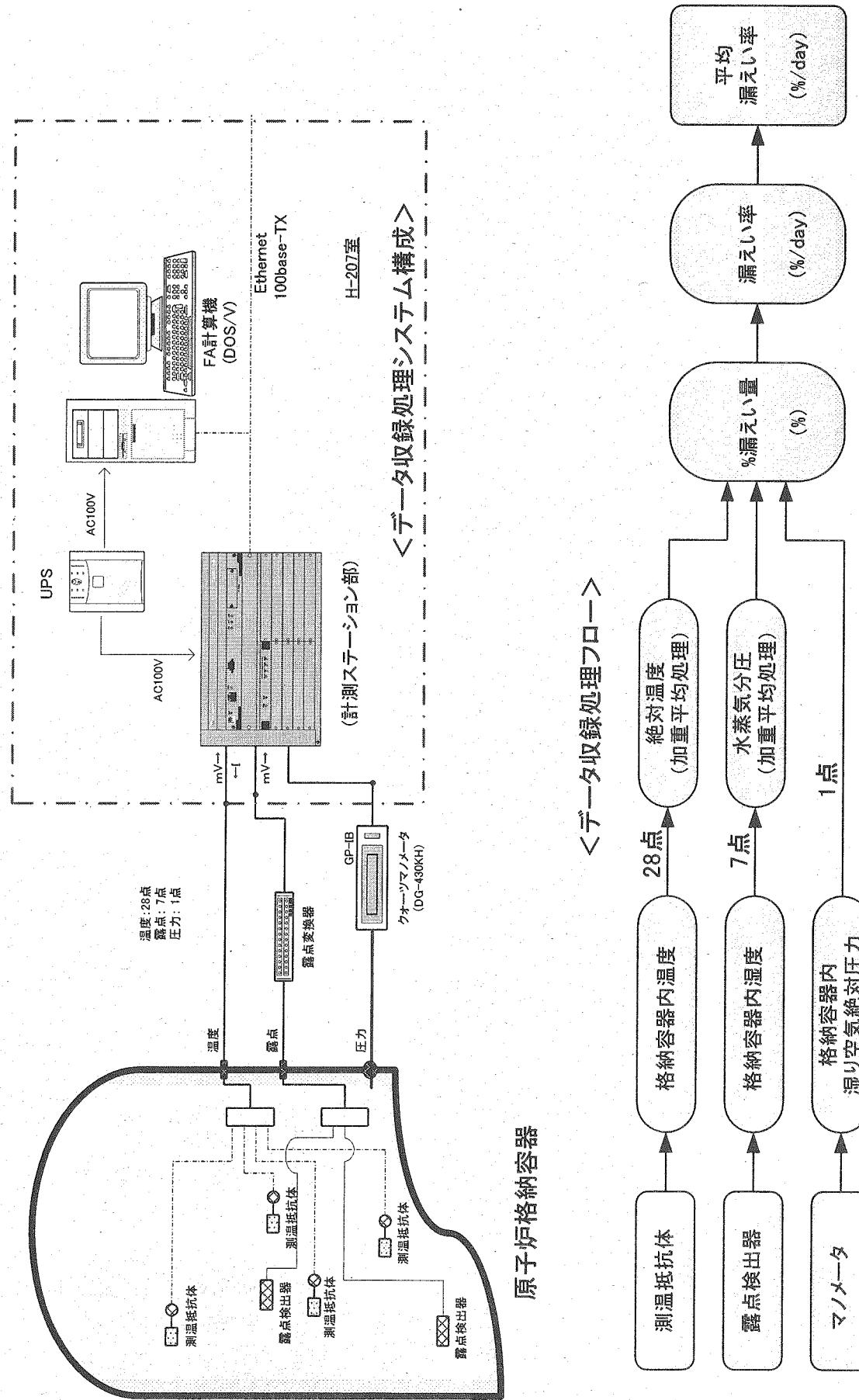


図 4-2 HTTR全体漏えい率試験・データ収録処理システム系統図

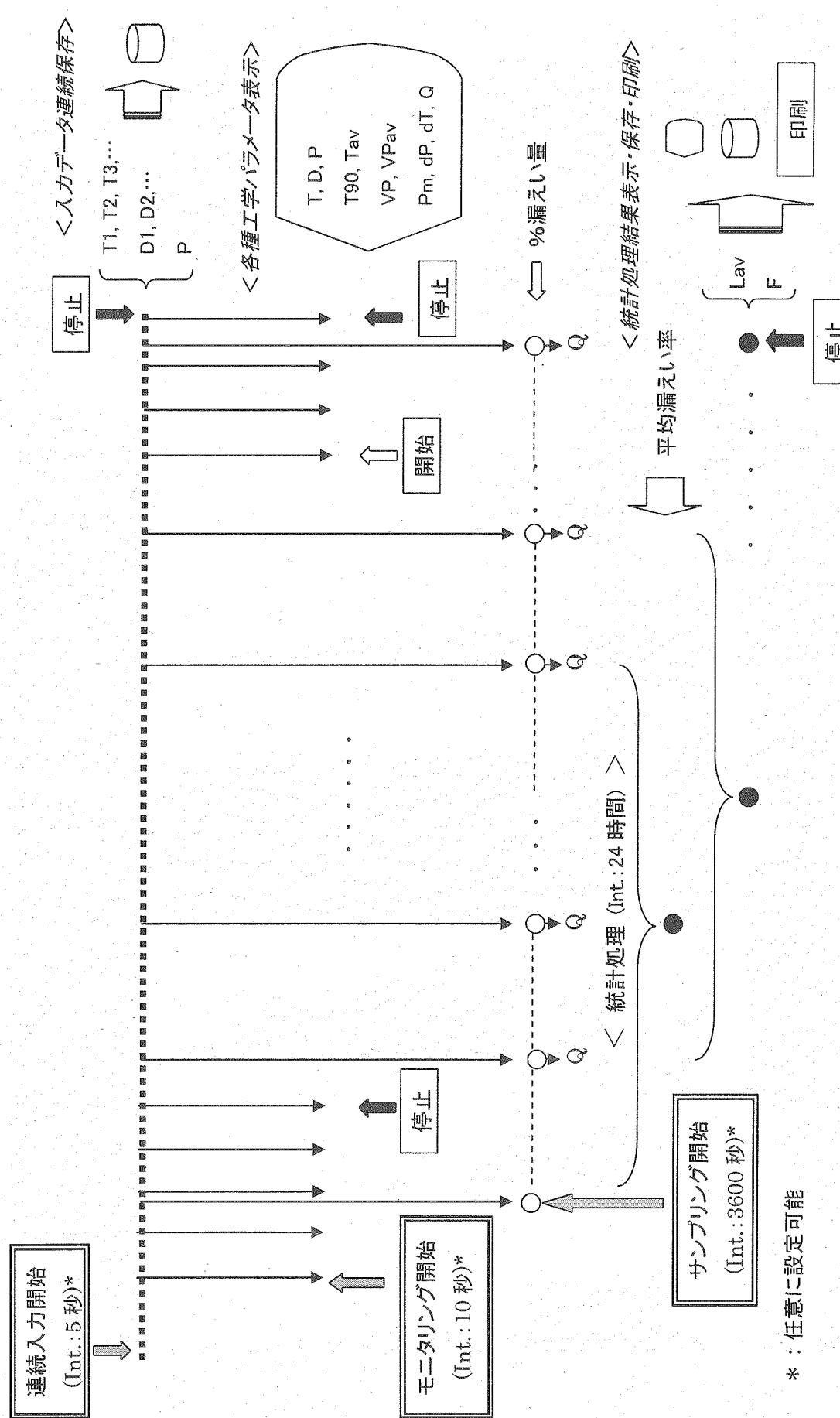


図4-3 A種試験用データ収録処理システムの入出力概念図

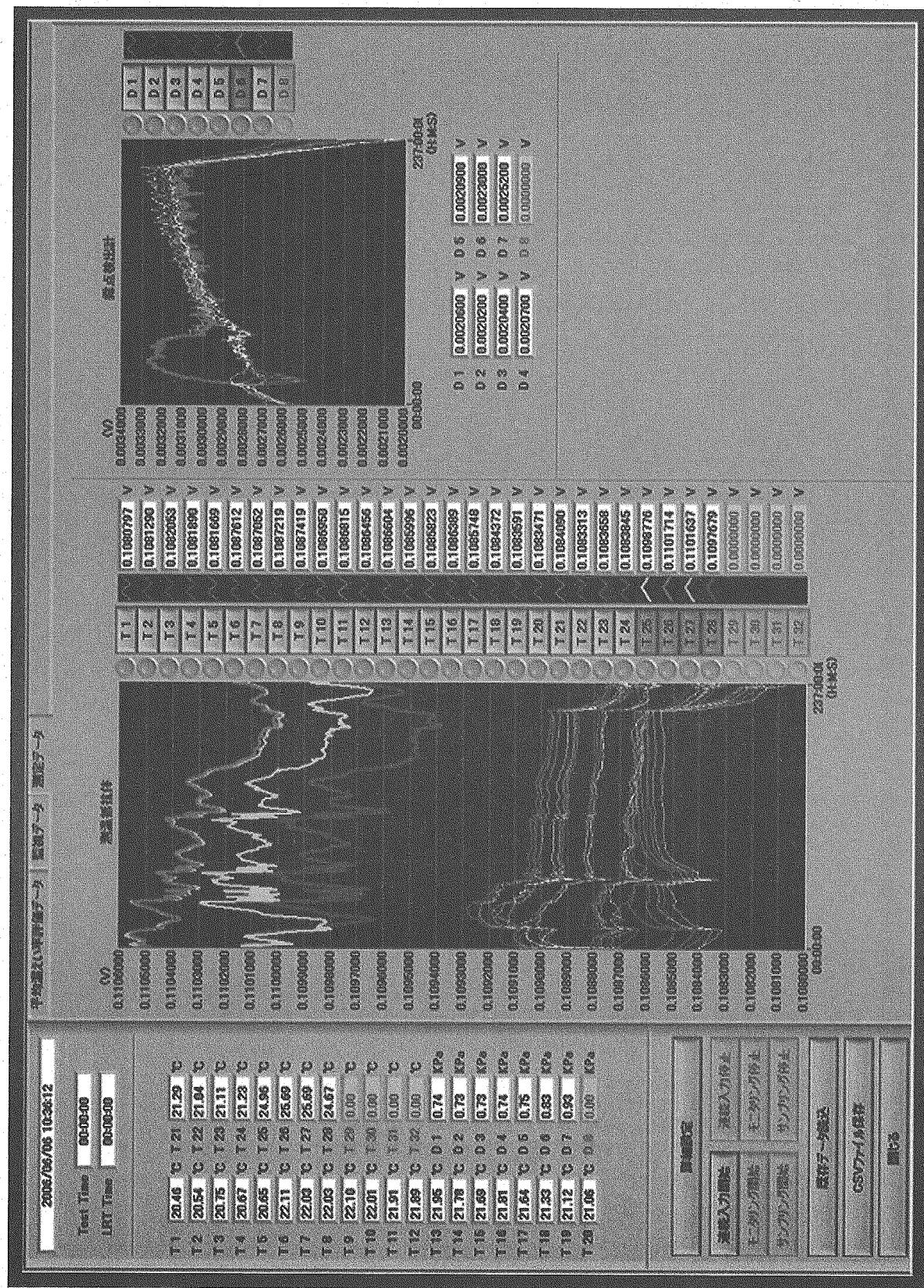


図4-4 A種試験実施状況の監視画面例

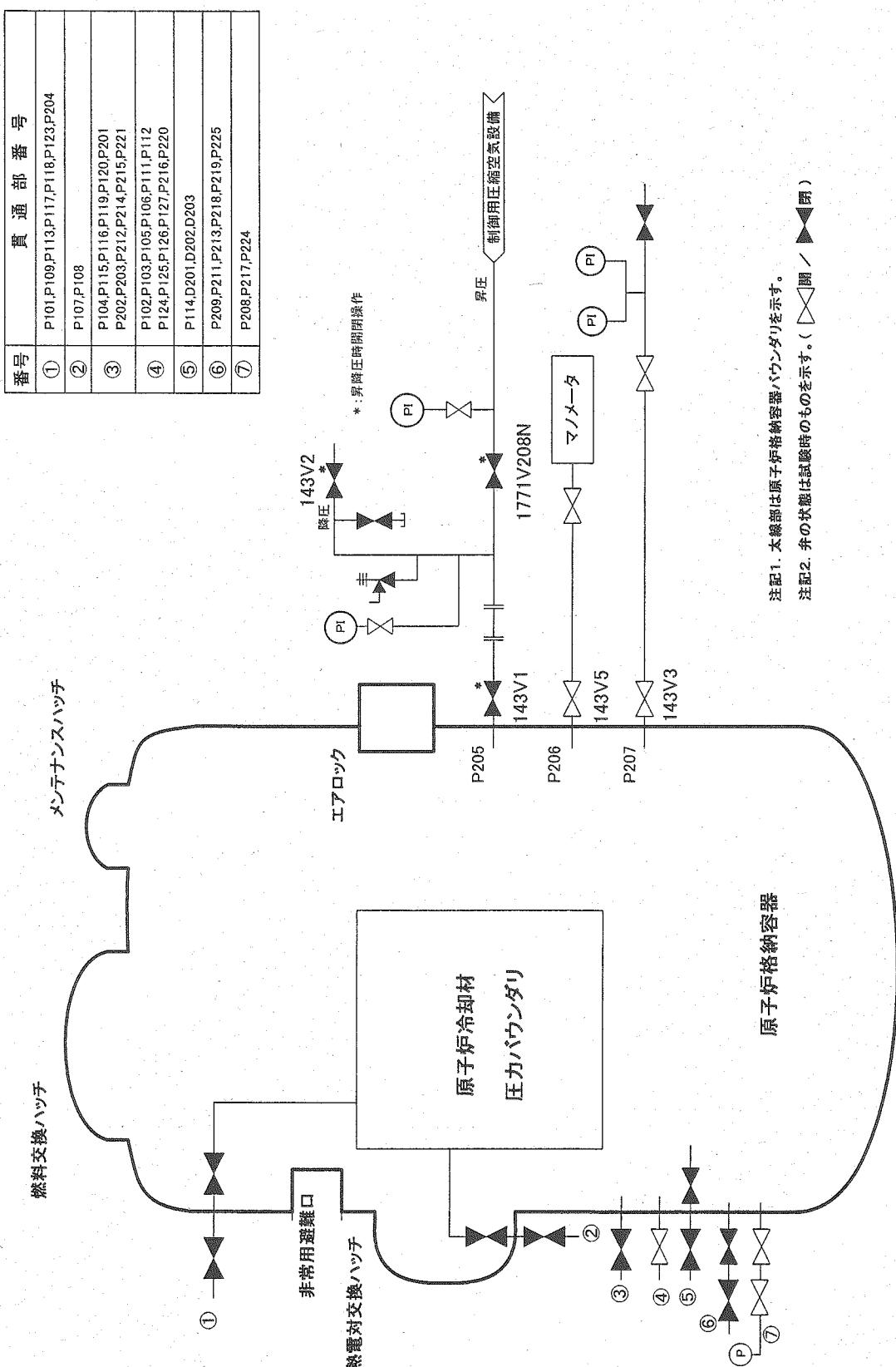


図4-5 A種試験時の原子炉格納容器バウンダリ系統構成

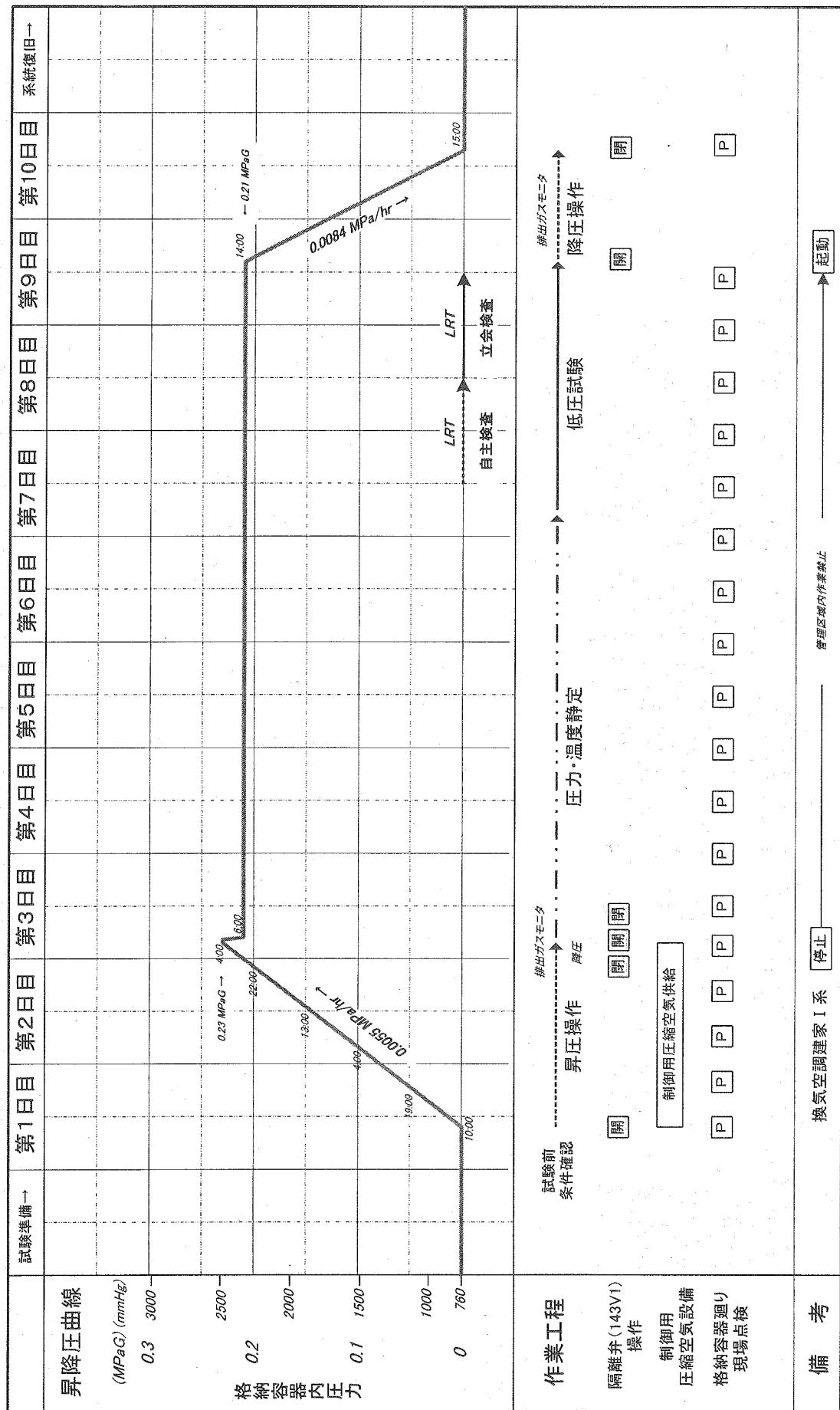


図4-6 A種試験・実施工程

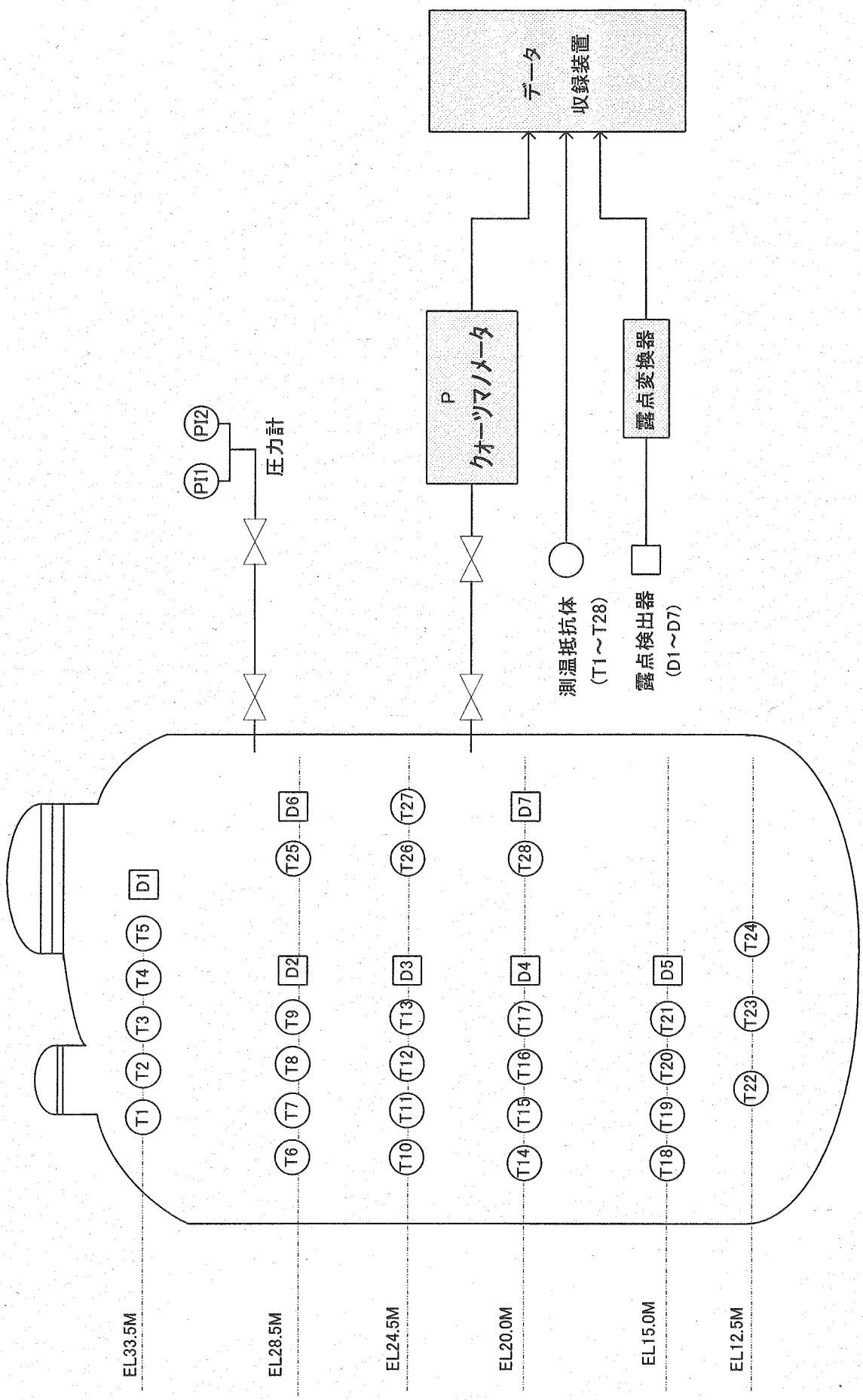


図4-7 A種試験・測定系統の概要

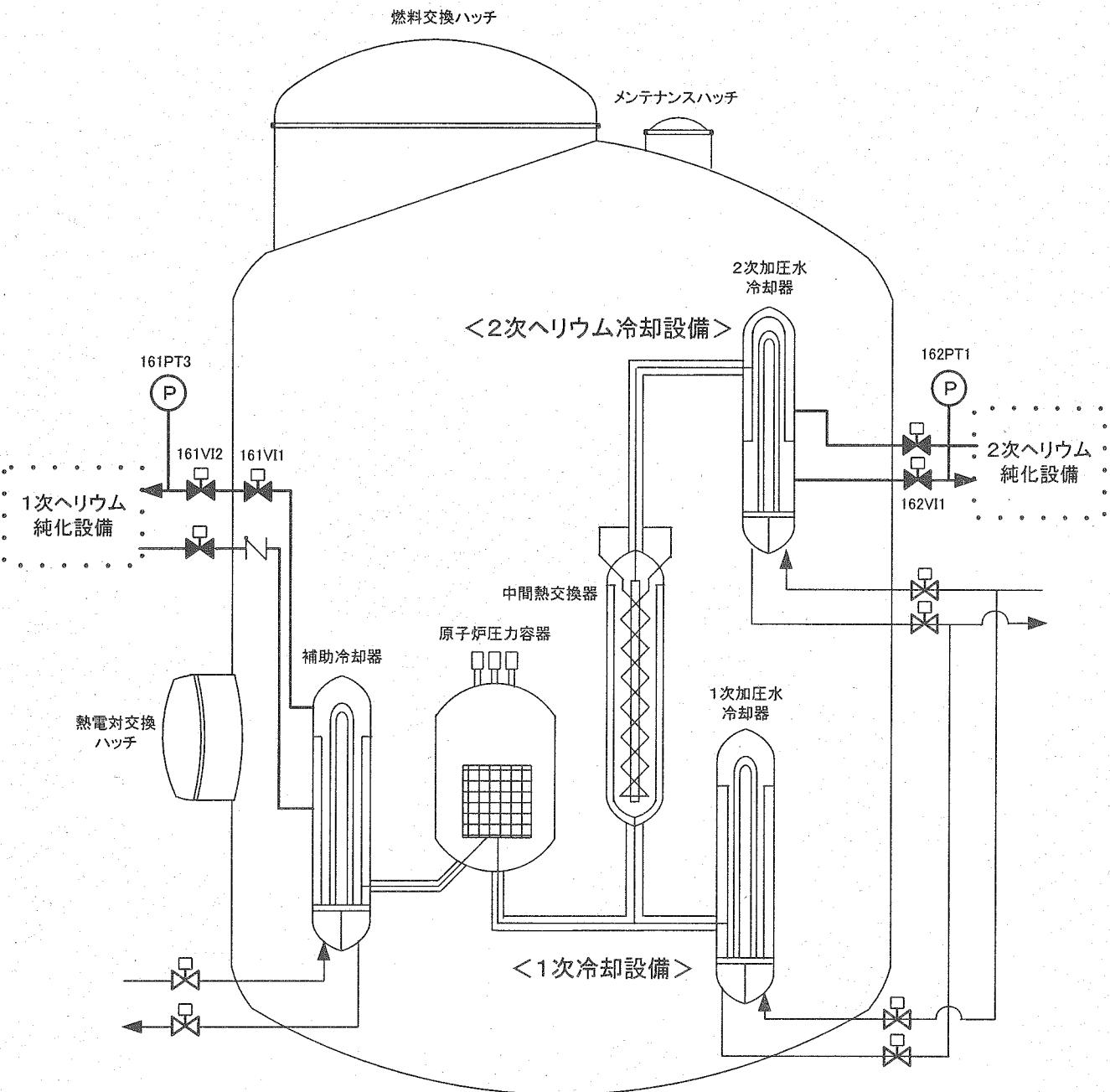


図4-8 原子炉冷却材圧力パウンダリ等圧力の測定方法説明図

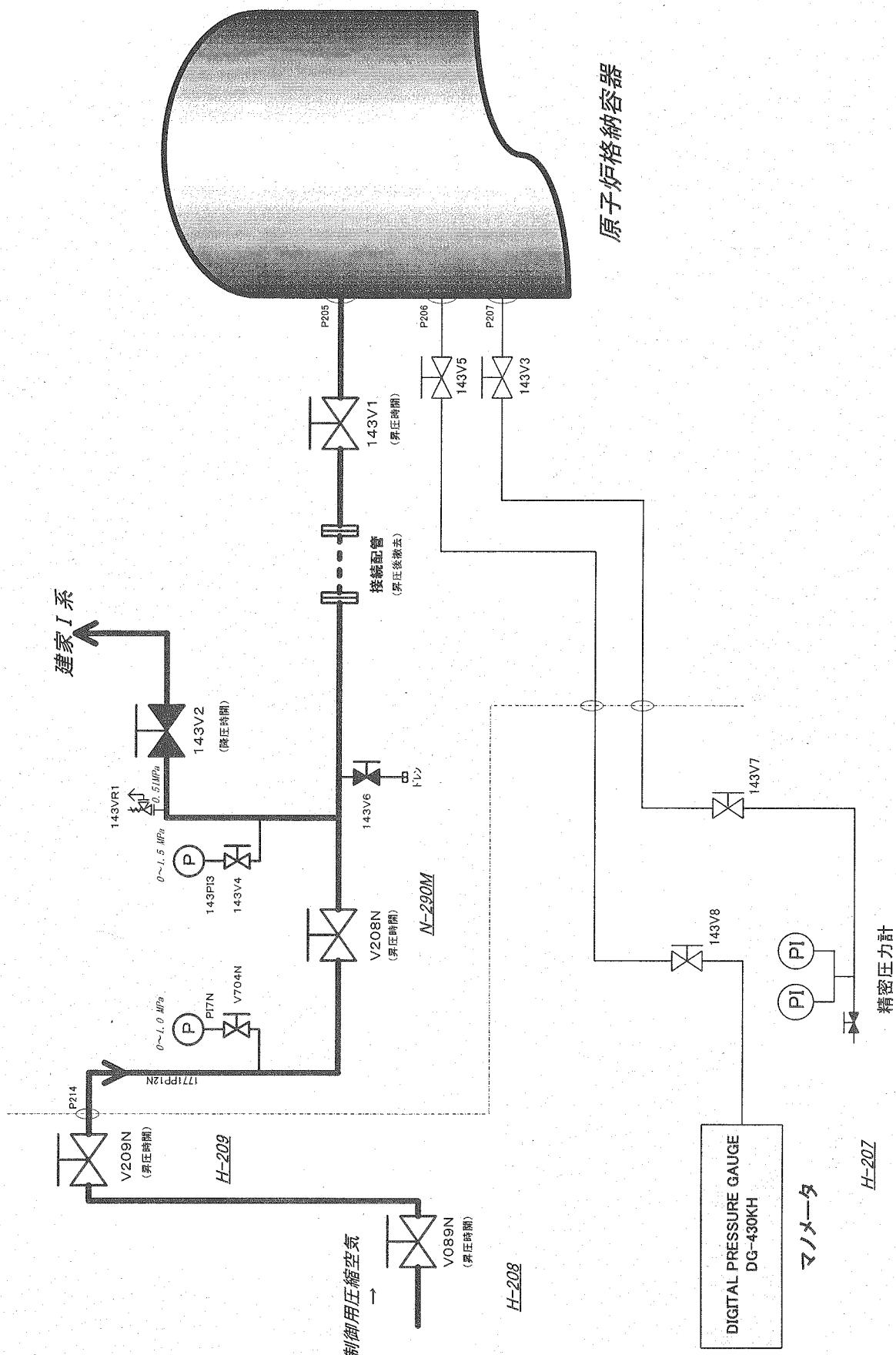


図4-9 A種試験・加圧空気給排気系及び圧力測定系

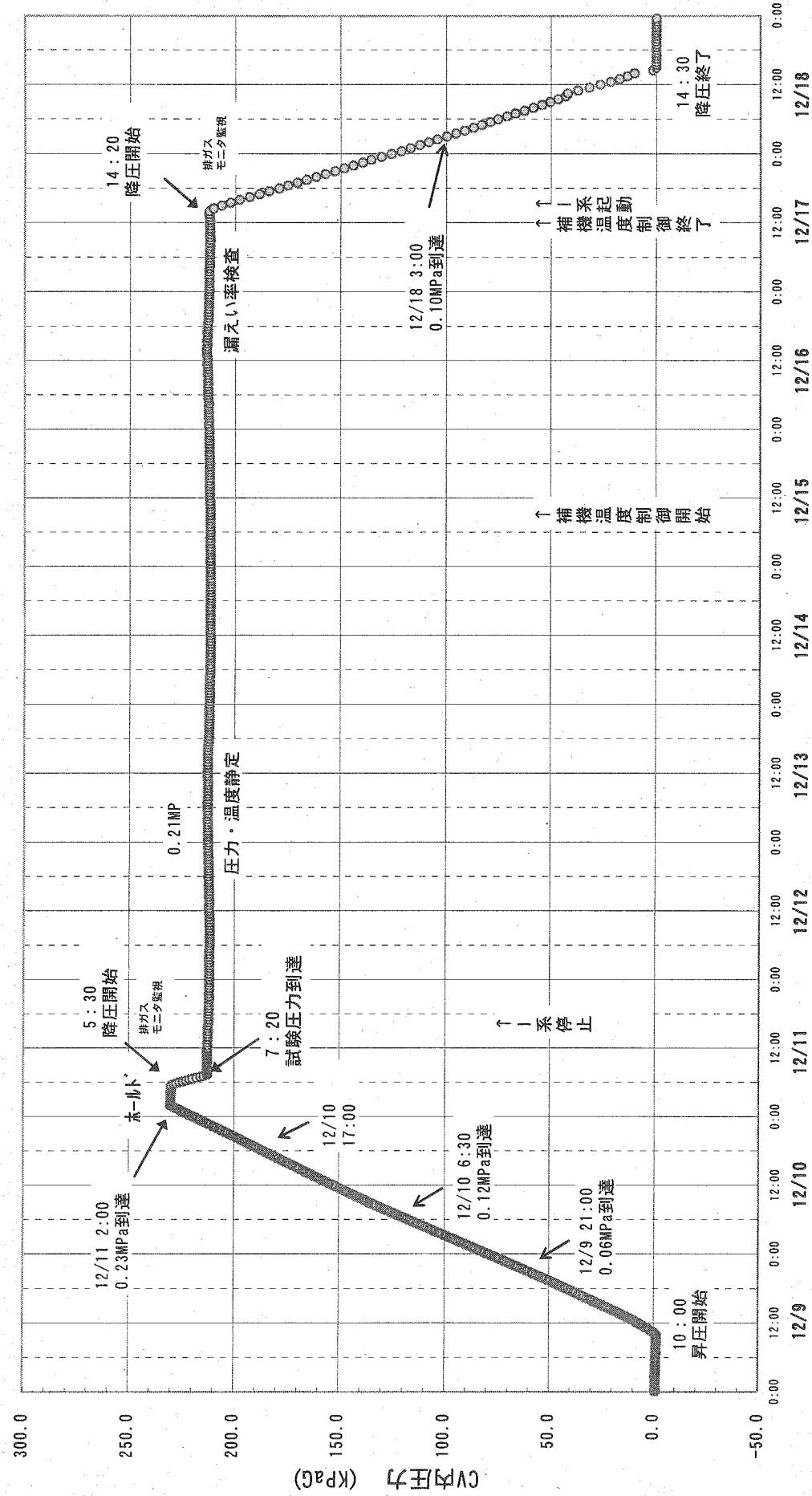


図 4-10 H16年度・原子炉格納容器A種試験 CV内圧力監視履歴

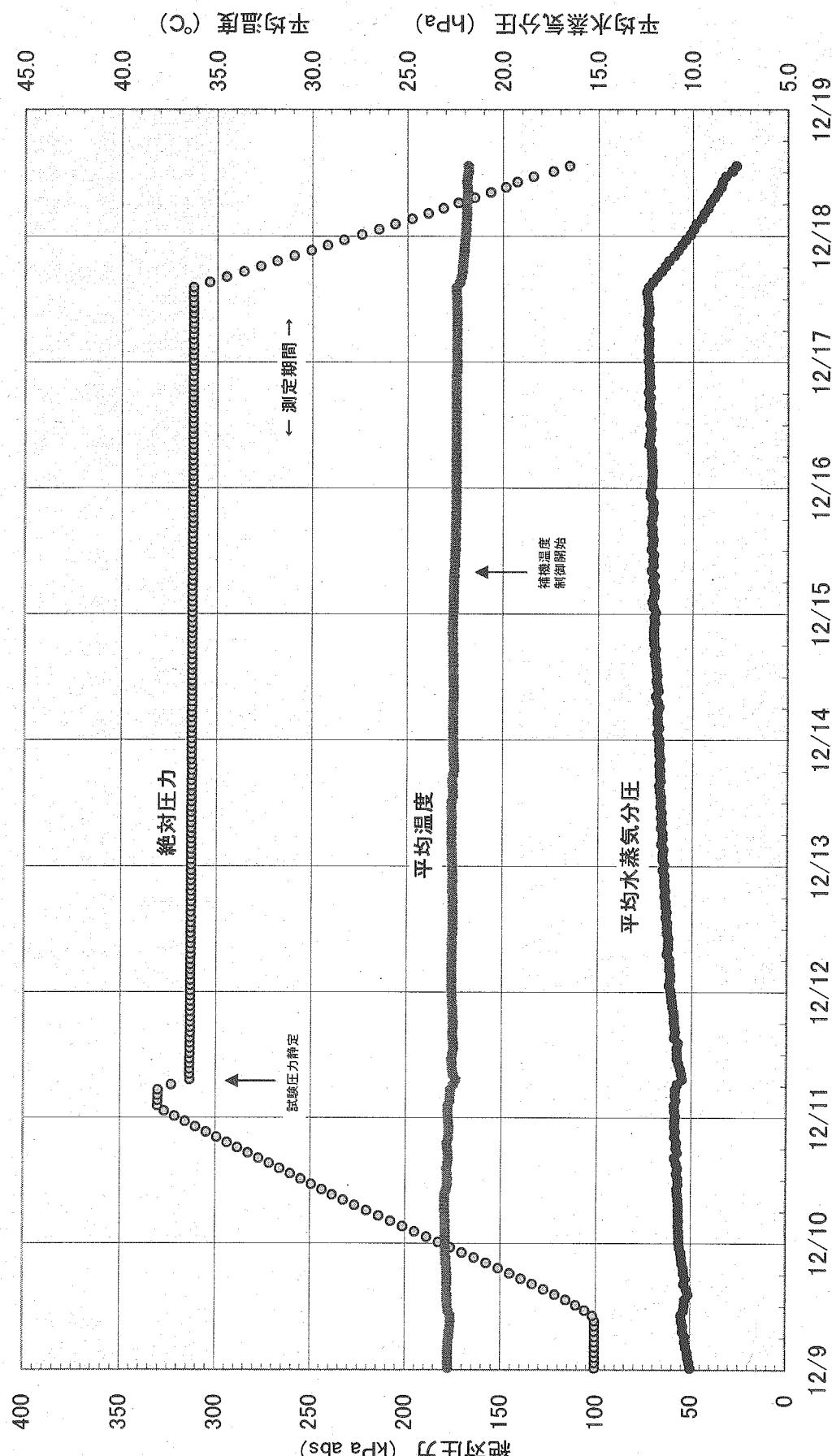


図4-11 原子炉格納容器 A種試験 圧力・温度・水蒸気分圧の推移(H16施設定期検査)

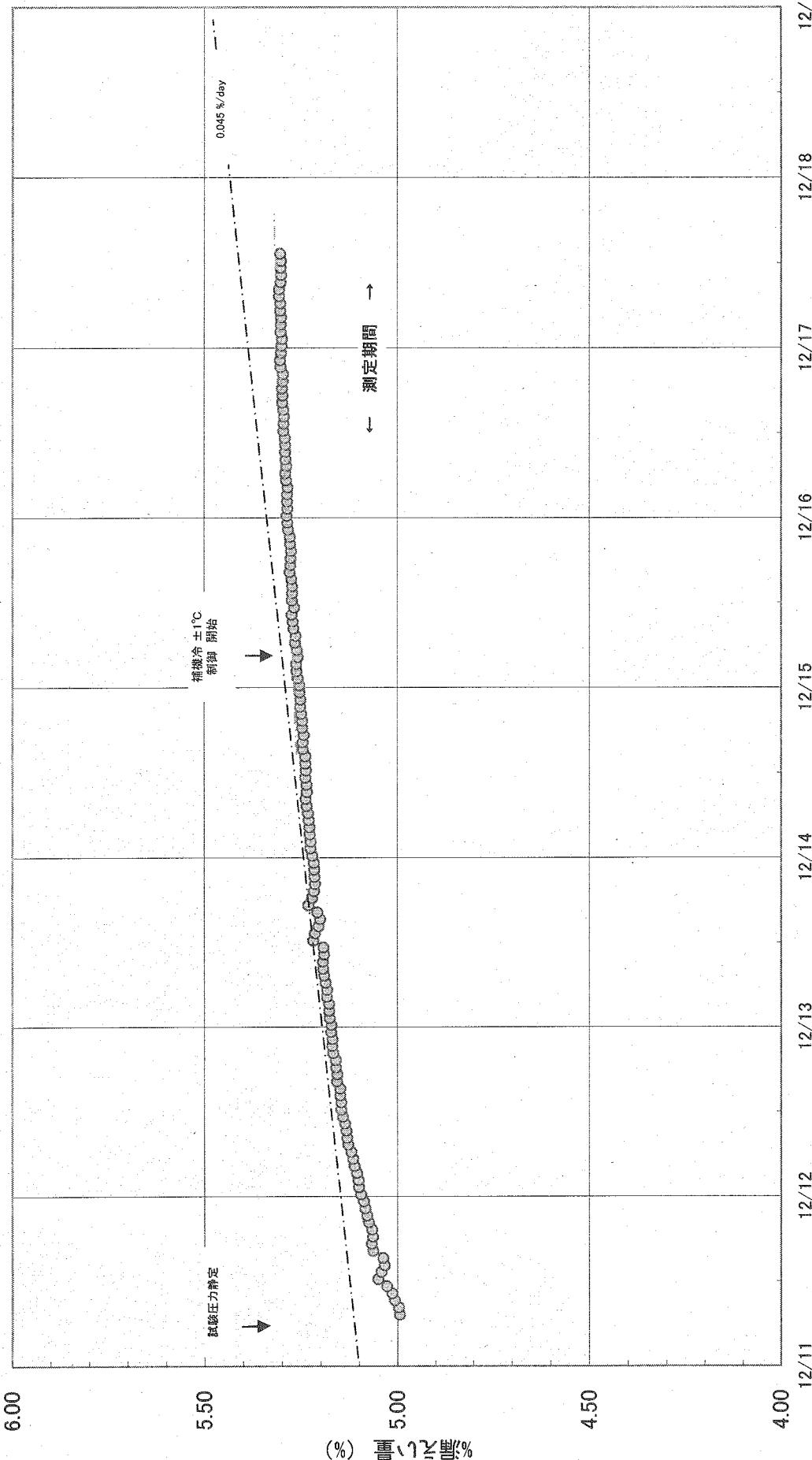


図4-12 原子炉格納容器 A種試験 %漏えい量の推移 (H16施設定期検査)

付録1 平均漏えい率評価における統計処理について

HTTR の原子炉格納容器漏えい率試験は、日本電気協会電気技術規程(原子力編)JEAC 4203-2004「原子炉格納容器の漏えい率試験規程」における原子炉格納容器全体漏えい率試験(A種試験)、絶対圧力法標準方案に準拠し、実施している。本標準方案では、%漏えい量(測定開始時刻から各測定時刻までの漏えい気体質量と測定開始時刻における加圧範囲内(原子炉格納容器バウンダリ内)気体質量の比を%で表した値)に線形最小二乗法を適用して、平均漏えい率及びその95%信頼限界を算出する。ここで、平均漏えい率の算出に当たっては、経過時間に対する%漏えい量の直線性について検討するために、分散分析を行い、有意差検定を行う。

本参考資料は、上記標準方案における平均漏えい率算出方法のうち、分散分析を中心とした統計手法について、補足的に説明を加えるものである。

実験の結果得られた測定値(実験値)は、いくら同じ条件で実験しようとしても、必ず実験誤差をともなう。実験値に対して影響を及ぼすと思われる要素のうちで、どれが実験値に影響を及ぼすのか、またその影響の及ぼし方や程度を調べたいという目的で実験を計画するときに取り上げられる要素を「因子」と呼ぶ。因子はそれぞれ単独で、あるいは幾つかの因子が相互に作用しあって実験値を変動させる原因となりえる。このような実験値を変動させる原因となる可能性をもつたものを「要因」と呼ぶ。

バラツキをともなって得られる実験データから意味のある結論を得るために、実験値に対して影響を及ぼす要因を見つけ出したり、その影響の及ぼし方を調べるために実験の結果を分析するための方法として、分散分析がある。

分散分析とは、基本的にはデータのもつバラツキを要因別に分解し、比較することであり、要因の効果を確認するために使われる「統計的仮説検定法」の一種である。データにバラツキを与える要因としては、実験に取り上げた要因と実験誤差による要因の2つの要因が考えられる。これらの要因によるバラツキを比較して、前者が後者より統計的に大きいかどうかを確認する。実際には、「要因の効果によって生じるバラツキは、それらを含む全体の中で偶然に生じるズレでしかない」という帰無仮説を検証することになる。

分散(バラツキ)の加法性の原理、即ち、「独立した個々の要因のバラツキは加算的に全体のバラツキを構成する」という原理を前提として、観測されたバラツキを次のように分解する。

$$[\text{全体のバラツキ}] = [\text{要因の効果によるバラツキ}] + [\text{残りのバラツキ}]$$

全体のバラツキは、一般に、個々のデータの全体の平均値からの偏差の二乗和(偏差平方和)として測定される。

$$S(y, \bar{y}) = \sum Q_i^2 - \frac{(\sum Q_i)^2}{N}$$

これを総平方和と呼び S_T で表す。また、要因の効果によるバラツキは、要因の水準毎の平均値とこれらの平均値(全体の平均値)との偏差平方和として測定される。残りのバラツキは、各水準内のデ

一タとこれらの平均値(水準毎の平均値)との偏差平方和を全ての水準に対して足し合わせたものとなる。総平方和 S_T は、回帰モデルによって表現できる変動(回帰平方和(S_R))と回帰モデルによって表現できない変動(残差平方和($S_{y,x}$))に分解される。

$$S_T = S_R + S_{y,x}$$

同様に、 S_T の自由度 ϕ_T は S_R の自由度 ϕ_R 及び $S_{y,x}$ の自由度 $\phi_{y,x}$ に分解される。

$$\phi_T = \phi_R + \phi_{y,x}$$

回帰及び残差それぞれの不偏分散を V_R $V_{y,x}$ とすると、

$$V_R = S_R / \phi_R$$

$$V_{y,x} = S_{y,x} / \phi_{y,x}$$

以下の式により分散比 F_0 を算出する。

$$F_0 = \frac{V_R}{V_{y,x}} = \frac{(N-2)[S(x,y)]^2}{[S(x,x)][S(y,y)] - [S(x,y)]^2}$$

ただし、

F_0 : 分散比であり、 $V_R / V_{y,x}$ により表される。

F : 第1自由度 1 、第2自由度 $N-2$ 、危険率 $\alpha (=5\%)$ のF分布関数

H : 測定開始基準時刻から各測定期時刻までの経過時間 (h)

Q : %漏えい量(測定経過時間の間の漏えい気体重量と原子炉格納容器内空気重量の比をパーセントで示した値)

V_R : 不偏分散であり、 S_R / ϕ_R により表される。

$V_{y,x}$: 不偏分散であり、 $S_{y,x} / \phi_{y,x}$ により表される。

ϕ_R : 第1自由度($=1$)である。

$\phi_{y,x}$: 第2自由度($=N-2$)である。

N : 測定期数である。

S_R : 回帰であり、 $[S(x,y)]^2 / S(x,x)$ により表される。

$S_{y,x}$: 残差であり、 $S(y,y) - S_R$ により表される。

$S(x,x)$ 及び $S(y,y)$: 平方和であり、以下により表される。

$$S(x,x) = \sum Hi^2 - \frac{(\sum Hi)^2}{N}$$

$$S(y,y) = \sum Qi^2 - \frac{(\sum Qi)^2}{N}$$

$S(x,y)$: 共変動であり、以下により表される。

$$S(x,y) = \sum HiQi - \frac{(\sum Hi)(\sum Qi)}{N}$$

(1) $F_0 \geq F$ の場合

本試験においては、測定時間を独立変数(説明変数) X 、%漏えい量を従属変数(目的変数:予測したい変数、結果としてとらえる変数) Y として、回帰及び残差の不偏分散(平方和を自由度で除したもの)を求め、これらの比として分散比 F_0 を求める。帰無仮説が正しければ、 F_0 は自由度 ϕ の F 分布に従う。 F_0 が F -分布表の上側 α % 点より大きければ、意味のある変動の大きさが誤差による変動の大きさよりも十分大きく、実験データに直線を当てはめることに意味があると α % の確信をもって断定する。

(2) $F_0 < F$ の場合

F_0 が F -分布表の上側 α % 点以下であれば、%漏えい量の変動は測定時間とは無関係であり、誤差によるものとみなす。この場合、%漏えい量の変動は、漏えいによる意味のある変動の大きさよりも誤差による変動の大きさのほうが大きく、%漏えい量の経時変化のモデルとして直線を当てはめることに統計的に意味がないということなので、この段階では、測定時間と%漏えい量の関係を表現する適切なモデルについての情報は得られていないことになる。しかしながら、測定誤差等は十分小さいことを前提とすると、%漏えい量の時間変化は無視し得るほど小さいと考えられるので、漏えい率は0とみなす。

上記検討の結果、測定時間と%漏えい量との関係に直線性が認められれば、最小二乗法によって回帰式を推定する。得られた回帰直線の傾き(回帰係数)は単位時間当たりの%漏洩量に相当するので、これを一日当たりの%漏洩量に換算することにより平均漏えい率が算出される。

$$L_{av} = 24(b + t(\phi, \alpha)\sigma) \quad (\text{%/day})$$

ただし、

L_{av} : 平均漏えい率 (%/day)

b : 単位時間当たりの%漏えい量であり、以下により表される。

$$b = \frac{S(x,y)}{S(x,x)}$$

$t(\phi, \alpha)$: 自由度 $\phi (=N-2)$ 、危険率 $\alpha (=5\%)$ の t 分布関数。

σ : 以下により表される値である。

$$\sigma = \left(\frac{V_{y,x}}{S(x,x)} \right)^{1/2} = \frac{\left[S(x,x)[S(y,y)] - [S(x,y)]^2 \right]^{1/2}}{(N-2)^{1/2}[S(x,x)]}$$

参考文献

- (1) (社)日本電気協会，“原子炉格納容器の漏えい率試験規程，” JEAC4203-2004, 2004
- (2) 押川元重・坂口紘治，“基礎 統計学，” (株)培風館, 2001

付録2 原子炉格納容器の漏えい試験規程(JEAC4203)の改定について

HTTR 原子炉格納容器の漏えい率検査は、原子炉格納容器の漏えい試験規程(JEAC 4203)に準じて行っている。JEAC4203 は、技術基準の解説に引用されている規格であるが、10 年近く改定されておらず、試験実施に際し、様々な知見等をよく吟味した上で、的確に取り入れることが不可欠となった。このような状況を踏まえて、平成 15 年 3 月より、(社)日本電気協会原子力規格委員会において、本規定の見直しに関する審議が行われ、平成 16 年 7 月、改訂版(JEAC4203-2004)が発行された。本規定の改定骨子(HTTR への反映の観点から主要なもの)を以下に示す。

①「日本電気協会 原子力規格委員会 規格作成手引き」に基づき、規格構成の見直し

- ・ 「解説」において、要求事項を含んでいるものについては「本文」に移行された。
- ・ 要求事項を規定するに当たり、その必要性、背景及び解釈等については「解説」に記載された。

②表現の適正化及び前回改定後の知見反映等

- ・ 試験に適用する CV バウンダリは、CV の外側へ広くとるように定められていたが、CV 設計用の想定事象発生後を模擬した状態及び隔離範囲に対して行うよう見直された。
- ・ 試験条件としての CV 隔離弁の閉鎖方式について、「…通常の作動方式により閉鎖しなければならない。」との記載に、「通常の作動方式とは、CV 設計用の想定事象時と同様の作動方式のことであり、本事象時に作動すべき弁について漏えいを減少させる事等を目的とした増締め、調整を実施してはならない。」との記載が追記され、作動方式の明確化が図られた。
- ・ 不適合時(試験結果が判定基準を満足しない場合及び試験中に補修の必要性が認められた場合)の措置について明確化が図られた。
- ・ 前回改定後の A 種試験及び B・C 種試験の差(コンクリート吸気効果分)に関する新たな知見を反映し、局部漏えい率試験の判定基準である総合漏えい率が見直された。

③SI 単位化

- ・ 絶対圧力法標準方案、基準容器法標準方案及び局部漏えい率試験標準方案を中心に SI 単位化が行われた。

この改定を受けて、HTTR 原子炉格納容器漏えい率検査に係る施設定期検査要領書等を見直し、主として、CV バウンダリ及び SI 単位化に関する修正を行った。

本規程の具体的な内容を改定前後で比較して表付 2-1 に示す。また、本改定前における試験時の CV バウンダリ構成を参考までに表付 2-2 に示す。

参考文献

- (1) (社)日本電気協会, “原子炉格納容器の漏えい率試験規程,” JEAC4203-2004, 2004
- (2) (社)日本電気協会, “原子炉格納容器の漏えい試験規程,” JEAC4203-1994, 1994

表付2-1 JEAC4203の改定内容とHTTRへの反映

項目	該当箇所	改定前 内容	改定後 内容	試験 結果	HTTR への反映
2. 原子炉格納容器漏えい率試験	該当箇所	2. 試験目的	2. 原子炉格納容器漏えい率試験	A ・ B ・ C	本試験は、原子炉格納容器が、一次冷却材系統に係る施設の故障または損傷の際の漏えい率が公衆に放散的障害を及ぼすおそれがないものであり、かつその際に生ずるものと想定される最大の圧力及び最高の温度に耐えるものであることの確認として、「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設備審査指針」(平成2年8月30日原子力安全委員会決定)における原子炉格納容器設計用の想定事象に対して、適切に作用する隔壁機能とあいまって所定の漏えい率を超えることがないことを確認することを目的としている。
2.2 試験プログラムの策定	該当箇所	2.2 試験プログラムの策定	原子炉格納容器ハウジングの漏えい率試験については、A種試験とB種及びC種試験の実施スケジュールを含む試験プログラムを策定し、これに基づいて実施することとする。ここで、格納容器本体については、建設時及び定期検査毎に必要な試験や適切な点検保守を行つており、また、試験実績をみても、経年変化は認められていないことから、A種試験は主に原子炉格納容器側部及び原子炉格納容器隔壁弁を対象に実施していると考えられるため、A種試験とB種及びC種試験は同じ等と見なすことができる。したがって、定期検査毎に行つ定期的漏えい率試験において、A種試験とB種及びC種試験をあわせて実施し、A種試験とB種及びC種試験の漏えい率が各自の判定基準を満足した場合は、別に定める試験頻度に従い、A種試験とB種及びC種試験を組み合わせて実施することができます。(解説2-1)(図2.2-1)	A ・ B ・ C	原子炉格納容器ハウジングの漏えい率試験について、A種試験とB種及びC種試験を実施することとする。ここで、格納容器本体については、建設時及び定期検査毎に必要な試験や適切な点検保守を行つており、また、試験実績をみても、経年変化は認められていないことから、A種試験は主に原子炉格納容器側部及び原子炉格納容器隔壁弁を対象に実施していると考えられるため、A種試験とB種及びC種試験は同じ等と見なすことができる。したがって、定期検査毎に行つ定期的漏えい率試験において、A種試験とB種及びC種試験をあわせて実施し、A種試験とB種及びC種試験の漏えい率が各自の判定基準を満足した場合は、別に定める試験頻度に従い、A種試験とB種及びC種試験を組み合わせて実施することができます。(解説2-1)(図2.2-1)
2.3 計器	該当箇所	2.3 計器	試験に使用する各計器は、トレーサビリティを有する計器を標準計器として校正されたものでなくてはならない。	A ・ B ・ C	試験に使用する各計器は、トレーサビリティを有する計器を標準計器として校正されたものでなくてはならない。
3.1 試験前の必要条件 (解説4)	該当箇所	3.1 試験前の必要条件 (解説4)	(1) JEAC4602-1992において2通りの原子炉格納容器ハウジングが示されている場合には、原子炉格納容器の外側へ広くなるよう に決めるものとする。 (2) 原子炉格納容器隔壁弁の開閉は原則として、事前に操作したり、 調整したりすることなく、かつ通常の作動方式により閉鎖しなければならない。ただし、通常の作動方式によつて、閉鎖すると、 3.1(1)の隔壁を開める場合には、出来るだけ内側(又は内側)の隔壁弁を開め、 遠い側(又は外側)の隔壁弁を開鎖するものとする。 (3) 使用前漏えい率試験の場合を除き、原則として、その直前に漏えいの補修を行つてはならない。	2.4.2 試験前の必要条件	(1) A種試験は原子炉格納容器設計用の想定事象として原子炉冷却材喪失事故を模擬した状態及び隔壁施用に対しても行わなければならない。つまり、原子炉格納容器設計用の想定事象後の状態で自動的に閉となる隔壁弁は閉め、開のままの隔壁弁あるいは工学的安全施設が作動するために開となる隔壁弁は開けておかなければならぬ。ただし、以下に示すような場合は、この限りではない。また、加圧範囲外については、特別な処置をするものではない。 ① 原子炉格納容器設計用の想定事象後開放の隔壁弁は閉め、開のままの隔壁弁が存在する場合に限られる。そこである系統の隔壁弁は、可能な限り閉止すること。 ② 通常の圧力では損傷しないが、全体漏えい率試験圧力によって損傷する恐れのある系統、機器等がある場合には、適切な処置を講じること。(解説2-6) (2) 原子炉格納容器隔壁弁の開閉は原則として、通常の作動方式により閉鎖しなければならない。通常の作動方式とは、原子炉格納容器設計用の想定事象時と同様の作動方式のことであり、本事象時に作動すべき弁について、試験時に向けたパワーダイアグラムの際に、試験時のみにおける漏えい率を減少させること等を目的とした増結め、調整を実施してはならない。(解説2-6)
試験に適用する原子炉格納容器バシリ	該当箇所	3.1 試験前の必要条件 (解説4)	A種試験は、原子炉格納容器設計用の想定事象後の状態を模擬した状態及び隔壁間に對して行わなければならない。したがつて原則的には、 (2) 原子炉格納容器設計用の想定事象後の状態で自動的に閉となる隔壁弁は閉め、開のままの隔壁弁は開けておかなければならぬ。		

(3) 原子炉格納容器隔壁弁の開鎖は事前に操作したり調整したりすることなく、通常の作動方式により開鎖しなければならない。			
(4) 使用前試験の場合を除き、原則としてその直前に漏えいの補修を行つてはならない。			
しかし、上記(2)を実際の検査条件として開放の隔壁弁を開鎖したままにしておくと試験時に逆流あるいは漏出するおそれのある隔壁弁、及び通常の圧力では損傷しないが、漏えい率試験圧力によって損傷する恐れのある隔壁弁は、上記(2)にかかるらず開鎖してよいこととする。			
…以上のことから A 種試験の適用は、日本原子力会員会電気技術規程 JEAC4602・1992 「原子炉格納容器圧力パワーランダリ、原子炉格納容器バウンダリの定義規程」の「原子炉格納容器バウンダリ」とする。ただし、原子炉格納容器バウンダリが狭くならないよう、原子炉格納容器隔壁弁がシリーズ2個設けられている場合には、原子炉格納容器に近い方の（あるいは原子炉格納容器の内側）隔壁弁は原則として開にして、原子炉格納容器から遠い方の（あるいは原子炉格納容器の外側）隔壁弁だけを開鎖するものとする。（单一故障を想定）。			
次に上記(4)について述べると、定期試験の直前に漏えいの補修を行わないことを原則としているが、これは劣化による漏えいの増加状態を把握し、第2回以降の定期試験の時期を決定するための参考とする者である。したがって、その前後で試験を行うことなどにより、補修による漏えいの減少量が判断できる場合には補修を行つてしまふ。			
2.4.5 不適合時の措置	A A種試験結果が2.4.4に定める判定基準を満足しない場合、又は試験中に補修（改善及び取替、一般補修）の必要性が認められた場合には、全体漏えい率が2.4.4に定める判定基準を満足するまで補修と再試験（A種試験）を繰り返さなければならぬ。ただし、試験中に補修の必要性が認められた場合には、以下のa)～c)のいずれかの方法により全体又は総合漏えい率が2.4.4の判定基準を満足することを確認することができる。 a) 試験を中心し、補修と再試験（A種試験）を行い、全体漏えい率が2.4.4に定める許容漏えい率以下であることを確認する。 b) 漏えい箇所を隣接しないでA種試験を実施した後に、一般補修を行つた前後で当該漏えい箇所について局部漏えい率試験を実施し、その結果を加味した総合漏えい2.4.4に定める許容漏えい率以下であることを確認する。 c) 漏えい箇所を隣接した上でA種試験を実施した後に、漏えい箇所を一般補修し、当該部の局部漏えい率試験を実施する。補修後の局部漏えい率試験から4.2.2に従つて求めた漏えい率を加味した総合漏えい2.4.4に定める許容漏えい率以下であることを確認する。	B B種及びC種試験の総合漏えい率はLpoの50%を超えてはならない。 ただし、プラント運転中にエアロックの試験をする場合においては0.1Lpoを管理値とする。	
4.3 合格基準	B種及びC種試験を受けなければならない全構成要素の総合漏えい率はLpo(又はLad)の60%を超えてはならない。	2.5.3 判定基準	A 許容漏えい率の見直し
		2.5.4 不適合時の措置	B B種及びC種試験の総合漏えい率が2.5.3に定める判定基準を満足しない場合は、満足するまで補修と再試験（B種試験）を、また試験中に補修の必要性が認められた場合には、補修と再試験（B種試験）を行つて求めた漏えい率が2.5.3の判定基準を満足することを確認しなければならない。

6.2 B 種試験のスケジュール(解説 19)	C種試験は、原子炉格納容器部隔壁弁の漏えい率を測定する試験であり、下記の隔壁弁を対象とする。 ①運転中、原子炉格納容器内外の旁通気を開放されることのある隔壁弁(原子炉格納容器外部との間の真空逃し弁、原子炉格納容器換気系隔壁弁等)。また、この範囲に入るものは計装系の弁も対象とする。 ②隔壁弁閉鎖信号によって自動的に閉じる隔壁弁。 ③原子炉格納容器設計用の想定事象の事故時あるいは事故後にも閉鎖する必要のある隔壁弁。 ④原子炉格納容器設計用の想定事象の事故時あるいは事故後とも閉鎖している隔壁弁。 ⑤直接リサイクル沸騰水炉の水蒸気系隔壁弁及び給水系隔壁弁。 ただし、原子炉格納容器設計用の想定事象の事故時あるいは事故後に原子炉格納容器内の旁通気が外へ開放されないことが確認された場合の隔壁弁は除くことができる。	2.5.5 試験頻度 エアロックは開閉の都度試験を行うことを原則とする。ただし、運転中にエアロックを開閉する場合には、開閉の都度の試験は不要であるが、少なくとも、6箇月以内に1回試験しなければならない。(解説 2-17)	エアロックは開閉する場合には、一般的にエアロックが運転上の制限の対象となる起動時の高温停止状態までをいふ。	B	
(解説 3)	C種試験は、原子炉格納容器部隔壁弁の漏えい率を測定する試験であり、下記の隔壁弁を対象とする。 ①運転中、原子炉格納容器内外の旁通気を開放されることのある隔壁弁(原子炉格納容器外部との間の真空逃し弁、原子炉格納容器換気系隔壁弁等)。また、この範囲に入るものは計装系の弁も対象とする。 ②隔壁弁閉鎖信号によって自動的に閉じる隔壁弁。 ③原子炉格納容器設計用の想定事象の事故時あるいは事故後にも閉鎖する必要のある隔壁弁。 ④原子炉格納容器設計用の想定事象の事故時あるいは事故後とも閉鎖している隔壁弁。	2.6.1 試験対象 解説 2-17	C種試験は、JEAC4602 - 1992において規程される原子炉格納容器バウンダリのうち、原子炉格納容器部隔壁弁の漏えい率を測定する試験であり、下記の隔壁弁を対象とする。 ①運転中、原子炉格納容器内部の旁通気を開放されることのある隔壁弁(原子炉格納容器バージ系隔壁弁、原子炉格納容器外部との間の真空逃し弁、原子炉格納容器換気系隔壁弁等)。また、この範囲に入るものは計装系の弁も対象とする。 ②隔壁弁閉鎖信号によって自動的に閉じる隔壁弁。 ③原子炉格納容器設計用の想定事象の事故時あるいは事故後後に作動する隔壁弁。 ④原子炉格納容器設計用の想定事象の事故時あるいは事故後とも閉鎖している隔壁弁。 ⑤直接リサイクル沸騰水炉の水蒸気系隔壁弁及び給水系隔壁弁。	エアロックは開閉する場合には、一般的にエアロックが運転上の制限の対象となる起動時の高温停止状態までをいふ。	C
5.3 合格基準	B種及びC種試験の総合漏えい率は L_{10} の50%を超えてはならない。ただし、流体によるシール系を備えた原子炉格納容器隔壁弁の漏えい率はシール系が健全であることが確認されている場合には総合漏えい率に加算しない。	2.6.3 判定基準 2.6.4 不適合時の措置	B種及びC種試験の総合漏えい率は L_{10} の50%を超えてはならない。ただし、流体によるシール系を備えた原子炉格納容器隔壁弁の漏えい率はシール系が健全であることが確認されている場合には総合漏えい率に加算しない。	C	
8. 検査及び試験の報告 8.1 原子炉格納容器の検査	原子炉格納容器の構造上の健全性あるいは気密性のいずれかに影響を与える恐れのある構造上の劣化が起つていなければどうかを開べるために、原子炉格納容器バウンダリ構成要素の重大な部分の詳細な目視検査および接近可能な内面、外面の一一般的な検査をプラントの定期検査毎にA種試験の前に実施しなければならない。もし、重大な構造上の劣化が発見された場合は、原子炉格納容器の建設時に適用した仕様書に規定されたまま、A種検査および試験にしたがって修正措置がとられるまで、A種検査を実施してはならない。このような構造上の劣化が発見された場合は、原子炉格納容器の健全性確認にしたがって、修正措置がとられるまで、A種検査を実施してはならない。このような構造上の劣化および、とられた修正措置は、A種試験の報告の一部として報告されなければならない。	2.8 試験前の健全性確認及び試験の記録 2.8.1 試験前の原子炉格納容器の健全性確認	原子炉格納容器の健全性または気密性に影響を及ぼす恐れのある構造上の劣化状況は、試験の前に、原子炉格納容器バウンダリ構成要素の重要な部分及び最近可能な内面、外面上において目視により確認しなければならない。その結果、重大な構造上の劣化が発見された場合は、原子炉格納容器の建設時に適用した仕様書に規定されている補修手順書、非破壊検査および試験等にしたがつて、修正措置がとられるまで、A種検査を行つてはならない。このような構造上の劣化および、とられた修正措置は、A種試験の結果として記録されなければならない。	A	
8.2 試験結果の報告	A種試験の結果は、本規程 3.1 または 3.2 の標準方策にしたがって記録しなければならない。また、B種及びC種試験の結果は本規 4.標準方策にしたがって記録しなければならない。2.4.4, 2.5.3, 2.6.3 の判定基準をそれぞれ満足しなかつた場合には、その結果別の要経書で記録しなければならない。この要経書には試験データの解析および格別基準を満足しなかつた原因となるような原子炉格納容器バウンダリ構成要素の構造上の状態および修正措置を記載しなければならない。	2.8.2 試験結果の記録	A種試験の結果は、本規程 3.1 または 3.2 の標準方策にしたがって記録しなければならない。また、B種及びC種試験の結果は本規 4.標準方策にしたがって記録しなければならない。2.4.4, 2.5.3, 2.6.3 の判定基準をそれぞれ満足しなかつた場合には、その結果別の要経書で記録しなければならない。この要経書には試験データの解析および格別基準を満足しなかつた原因となるような原子炉格納容器バウンダリ構成要素の構造上の状態および修正措置を記載しなければならない。	A	
3.3.4.3, 5.3 の合格基準をそれぞれ満足しなかつた場合には、その結果別の要経書で報告しなければならない。	3.3.4.3, 5.3 の合格基準をそれぞれ満足しなかつた場合には、その要経書には試験データの解析および格別基準を満足しなかつた原因となるような原子炉格納容器バウンダリ構成要素の構造上の状態および修正措置を記載しなければならない。				

		一タの解析および合格基準を満足しなかった原因となるような原子炉格納容器のウランリ構成要素の構造上の状態および修正措置を記載しなければならない。		
漏えい率 計算法 2.1 記号	2 漏えい率の 計算法 2.1 記号	Q: 測定経過時間の間の漏えい気体重量と原子炉格納容器内気体重量の比をパーセントで示した値(以下漏えい量という。) (%) L: 24時間当たりの漏えい量(以下漏えい量といふ。)(%/day) P: 原子炉格納容器内壁り空気の絶対圧力 (kgf/m ² , mmHg) P _v : 原子炉格納容器内水蒸気分圧 (kgf/m ² , mmHg) P _m : 原子炉格納容器内空気の絶対圧力 (P _m = P-P _v) (kgf/m ² , mmHg) V: 原子炉格納容器内容積 (m ³) G: 原子炉格納容器内空気質量 (kg) T: 原子炉格納容器内空気重量 (kg) R: 空気の気体定数(287.0) (kgf·m/kg·K) H: 測定開始基準時刻から各測定時刻までの経過時間 (h)	3.1.2 漏えい率 の計算法 3.1.2.1 記号	Q: 漏えい量 (%) L: 24時間当たりの漏えい量(以下漏えい率といふ。) (%) P: 原子炉格納容器内壁り空気の絶対圧力 (kgf/m ² , mmHg) P _v : 原子炉格納容器内水蒸気分圧 (kgf/m ² , mmHg) P _m : 原子炉格納容器内空気の絶対圧力 (P _m = P-P _v) (kgf/m ² , mmHg) V: 原子炉格納容器内容積 (m ³) G: 原子炉格納容器内空気質量 (kg) T: 原子炉格納容器内空気重量 (kg) R: 空気の気体定数(287.0) (kgf·m/kg·K) H: 測定開始基準時刻から各測定時刻までの経過時間 (h)
漏えい率 2.3 平均漏え い率及び信頼 限界	t(Φ, α): 自由度Φ=N-2、危険率αのt分布係数 N: 測定回数 α=5% (95%信頼限界) t(Φ, α)=2.25	3.1.2.3 平均漏 えい率及び信頼 限界	t(Φ, α): 自由度Φ=N-2、危険率αのt分布係数 N: 測定回数 α=5% (95%信頼限界) t(Φ, α)=2.20	A 要検査記録 等に反映
3.1 試験用計 器及び測定精 度	原子炉格納容器漏えい率試験用標準計器仕様 ・大気圧 精密水銀気圧計 650~830mmHg ±0.05mmHg ・原子炉格納容器内圧力 精密水銀マノメータ 0~2500mmHg±1mmHg ・原子炉格納容器内圧力 精密圧力計 0~5kgf/cm ² ±0.2% of FS ・原子炉格納容器内圧力 精密圧力計 0~500mmHg±0.01% of FS+1digit ・原子炉格納容器内温度 湿度検出器 0~50°C ±0.06°C ・原子炉格納容器内温度 湿度検出器 0~50°C ±0.2% of FS 漏えい率測定精度 (1) %漏えい量測定値の正確度は小数点以下2桁 0.01~0.02 %である。 (2) %漏えい量測定値のバラツキ((3.1.6)式で算出)は試験圧力 P _p =3,330hPaabs(=2.4kgf/cm ² G), P _f =2.270hPaabs(=1.3kgf/cm ² G)に対し、それぞれ Max σ _y =0.07, 0.008%である。	3.1.3.2 試験用 計器及び測定精 度	原子炉格納容器全体漏えい率試験用標準計器仕様 ・大気圧 精密水銀気圧計 870~1100hPaabs±0.05hPa ・原子炉格納容器内圧力 精密水銀マノメータ 0~3340hPa[page]±0.2% of FS ・原子炉格納容器内圧力 精密圧力計 0~500kPa[page]±0.2% of FS ・原子炉格納容器内絶対圧力 クオーツマノメータ 0~6500hPa[labs]±(0.01% of FS+1 digit) ・原子炉格納容器内温度 湿度検出器 0~50°C ±0.15°C+0.002× t °C ・原子炉格納容器内温度 露点検出器 30~50°C ±0.2°C ・原子炉格納容器内温度 露点変換器 30~50°C ±0.5% of FS 漏えい率測定精度 (1) %漏えい量測定値の正確度((3.1.5)式で算出)は小数点以下2桁 0.01~0.02 %である。 (2) %漏えい量測定値のバラツキ((3.1.6)式で算出)は試験圧力 P _p =3,330hPaabs(=2.4kgf/cm ² G), P _f =2.270hPaabs(=1.3kgf/cm ² G)に対し、それぞれ Max σ _y =0.07, 0.008%である。	A 計算プログラム修 正
3 試験計画	測定項目及び標準計器仕様 ・被試験体内圧力 精密圧力計 0~5kgf/cm ² 以上 ±0.2% of FS ・被試験体内圧力 ブルドン管圧力計 0~4kgf/cm ² 以上 ±0.5% of FS ・露点温度計 棒状温度計 0~100°C ±1°C	4.3.2 試験用計 器及び測定精度 解説2-5	測定項目及び標準計器仕様 ・被試験体内圧力 精密圧力計 0~500hPa[page]以上 ±0.2% of FS ・被試験体内圧力 ブルドン管圧力計 0~400hPa[page]以上 ±0.6% of FS ・露点温度計 棒状温度計 0~50°C ±1°C	B 計器選定 上考慮 C
		解説2-6		A

			試験開始前 (ハヤンダリ構成) 弁シート補修、エアロック取り替え等： ○ × (実施した場合は補修後に 2.4.5 に従つて漏えい率の確認が必要) × (同左) × (同左)	試験開始前 (肩庄、ハウジング) 確認・静定 (測定)	試験 自動隔壁弁の増結め、調整： LOCA 時「開」、試験時「閉」となる弁の増結め、調整： 手動弁の増結め、調整： グランド部、フランジ部の増結め：	試験終了後
			※ 1 試験後の運転中ににおいてその状態が維持される調整は除く。 ※ 2 手動弁の増結め、調整及びグランド部、フランジ部の増結めは、試験後の運転中ににおいてその状態が維持されるものを実施可とする。	※1 × (同上) × (同上) × (同上) ○ ○ × (同上) ○ ○※2 × (同上) ○ ○※2 × (同上)		
4.3 試験方法	(2)試験保持時間：試験保持時間は B 種試験ではエアロック 60 分以上、 エアロック以外は 30 分以上、C 種試験については 15 分以上が試験時間の目安である。	4.4.3 試験方法	(2)試験時間：試験保持時間は B 種試験ではエアロック 60 分以上、エアロック以外は 30 分以上、C 種試験については 15 分以上が試験時間の目安である。(解説 4-4)	解説 4-4	圧力降下が顕著に見られた場合は、試験圧力を下回った時点までの圧力低下量で漏 えい率を算出してもよい。	B C

表付2-2 JEAC改定前の原子炉格納容器バウンダリ系統構成(その1)

貫通部番号	隔離弁番号	開閉状態	CV・SA隔離	SA隔離	原子炉冷却材圧力バウンダリ	設備名	用途
P101	165V17	◎ 1	○	○	●	1次Heサンプリング設備	1次He純化設備入口
	165V18	● 1	○	○	●		
P102	173V12B	○ 2				補機冷却水設備	B系戻り
P103	173V11B	○ 2					B系供給
P104	133V11	● 3				1次冷却設備	メンテナンス用CVヘッダ
P105	142V11A	○ 2				炉容器冷却設備	A系供給
P106	142V12A	○ 2					A系戻り
P107	2415V11D	◎ 1	○	○	●		
	2415V12D	● 1	○	○	●		
	2415V11E	◎ 1	○	○	●		
	2415V12E	● 1	○	○	●		
	2415V11F	◎ 1	○	○	●		
	2415V12F	● 1	○	○	●		
	2415V11G	◎ 1	○	○	●	燃料破損検出装置	サンプリングガス導管
	2415V12G	● 1	○	○	●		
P108	2415V11A	◎ 1	○	○	●		
	2415V12A	● 1	○	○	●		
	2415V11B	◎ 1	○	○	●		
	2415V12B	● 1	○	○	●		
	2415V11C	◎ 1	○	○	●		
	2415V12C	● 1	○	○	●		
P109	161V11	◎ 1	○	○	●	1次He純化設備	AHXより純化系
	161V12	● 1	○	○	●		
P111	142V12B	○ 2				炉容器冷却設備	B系戻り
P112	142V11B	○ 2					B系供給
P113	161V14	● 1	※	※	●	1次He純化設備	純化系よりAHX(※:逆止弁)
	161V13	● 1	○	○	●		
P114	202V11	◎ 1	○			液体廃棄物処理設備	CV内ドレン排水
	202V12	● 1	○				
P115	135V12	● 1	○				SPWC戻り
P116	135V14	● 1	○				SPWC供給
P117	165V115	◎ 1	○	○	●		IHX出口
	165V116	● 1	○	○	●		
P118	165V13	◎ 1	○	○	●	1次Heサンプリング設備	原子炉入口
	165V14	● 1	○	○	●		
	165V15	● 1	○	○	●		
	165V16	● 1	○	○	●		原子炉出口
P119	135V13	● 1	○			加圧水冷却設備	PPWC供給
P120	135V11	● 1	○				PPWC戻り
P123	165V19	◎ 1	○	○	●		PPWC出口
	165V110	● 1	○	○	●	1次Heサンプリング設備	1次He循環機出口
	165V113	● 1	○	○	●		
	165V114	● 1	○	○	●		
P124	173V12A	○ 2				補機冷却水設備	A系戻り
	173V11A	○ 2					A系供給
P126	1412V11	○ 2				補助冷却設備(補助冷却水系)	戻り
P127	1412V12	○ 2					供給
P201	131V11	● 3				原子炉圧力容器(主フランジリーク検出装置)	リーク検出用
P202	2617V12	● 1	○			空調用冷水装置(CV再循環冷却用)	戻り
P203	2617V11	● 1	○				供給
P204	161V15	● 1	※	※	●	1次He純化設備	純化系よりSP(※:逆止弁)
	161V16	● 1	※	※	●		

注記1) 開閉状態

●:閉

○:開

◎:CVに近い側(又は内側)のため開とする。

注記2) 開閉状態記号脇の数値は以下を意味する。

- | | |
|---|---|
| 1 | 通常時開、事故時閉の隔離弁。規定に従い、閉とする。 |
| 2 | 事故時に使用する設備の隔離弁。規定に従い、開とする。 |
| 3 | 通常時閉、事故時閉の隔離弁。明確な規定はないが、事故時の状態を模擬して、閉とする。 |
| 4 | 通常時開、事故時閉の隔離弁。規定では開とするが、試験に支障がなければ、より安全側の評価となるよう閉とする。 |
| 5 | 通常時閉、事故時閉の弁。明確な規定はないが、事故時の状態を模擬して、閉とする。 |
| 6 | 通常時閉、事故時閉の弁。原則、閉とするが、試験時の測定系統を確立するために、開とする。 |
| 7 | 通常時開、事故時閉の弁。明確な規定はないが、事故時の状態を模擬して、開とする。 |

表付2-2 JEAC改定前の原子炉格納容器バウンダリ系統構成(その2)

貫通部番号	隔離弁番号	開閉状態	CV・SA隔離	SA隔離	原子炉冷却材圧力バウンダリ	設備名	用途
P205	142V1	● 5					加圧・減圧ライン
P206	143V5	○ 6				原子炉格納施設(漏えい率試験装置)	精密マノメタ用
P207	143V3	○ 6					精密圧力計用
P208	2426V101A	○ 7				原子炉格納容器計装(圧力:PAM)	CV内圧力測定用
	2426V1A	○ 7					
P209	2426V101A	○ 1	○				サンプリング配管
	2426V101B	● 1	○			原子炉格納容器計装(放射能)	
	2426V102A	○ 1	○				戻り配管
	2426V102B	● 1	○				
P211	252VI3A	○ 1	○			放射線監視設備(作業環境モニタリング設備)	CVガスサンプリング配管(事故)
	252VI3B	● 1	○				
	252VI4A	○ 1	○				戻り配管(事故時)
	252VI4B	● 1	○				
P212	166VI1	● 1	○	○			2次He循環機出口
	166VI2	● 1	○	○		2次Heサンプリング設備	SPWC出口
	166VI3	● 1	○	○			IHX2次側出口
	2426V103A	○ 1	○				サンプリング配管
P213	2426V103B	● 1	○			原子炉格納容器計装(放射能)	
	2426V104A	○ 1	○				戻り配管
	2426V104B	● 1	○				
P214	162VI1	● 1	○	○		2次He純化設備	SPWCより純化系
P215	162VI2	● 1	○	○			純化系よりSPWC
P216	1771VI1B	○ 4				制御用圧縮空気設備	B系供給
P217	2426V101B	○ 7				原子炉格納容器計装(圧力:PAM)	CV内圧力測定用
P218	252VI1A	○ 1	○			放射線監視設備(作業環境モニタリング設備)	サンプリング配管(通常時)
P219	252VI1B	● 1	○			原子炉格納容器計装(放射能)	サンプリング配管
P220	1771VI1A	○ 4				制御用圧縮空気設備	A系供給
P221	1772VI1	● 4				一般用圧縮空気設備	給気ライン
P224	2426V101C	○ 7				原子炉格納容器計装(圧力:PAM)	CV内圧力測定用
P225	2426V1C	○ 7					
P225	252VI2A	○ 1	○			放射線監視設備(作業環境モニタリング設備)	戻り配管(通常時)
D201	252VI2B	● 1	○				
D201	2612V153	○ 1	○			原子炉建家I系換気空調装置	排気ダクト
D201	2612V154	● 1	○				
D202	2618V11	○ 1	○			原子炉格納容器減圧装置	減圧ライン
D202	2618V12	● 1	○				
D203	2612V152	○ 1	○			原子炉建家I系換気空調装置	給気ダクト
D203	2612V151	● 1	○				

注記1) 開閉状態

●:閉

○:開

◎:CVに近い側(又は内側)のため開とする。

注記2) 開閉状態記号脇の数値は以下を意味する。

- | | |
|---|---|
| 1 | 通常時開、事故時閉の隔離弁。規定に従い、閉とする。 |
| 2 | 事故時に使用する設備の隔離弁。規定に従い、開とする。 |
| 3 | 通常時閉、事故時閉の隔離弁。明確な規定はないが、事故時の状態を模擬して、閉とする。 |
| 4 | 通常時開、事故時閉の隔離弁。規定では開とするが、試験に支障がなければ、より安全側の評価となるよう閉とする。 |
| 5 | 通常時閉、事故時閉の弁。明確な規定はないが、事故時の状態を模擬して、閉とする。 |
| 6 | 通常時閉、事故時閉の弁。原則、閉とするが、試験時の測定系統を確立するために、開とする。 |
| 7 | 通常時開、事故時閉の弁。明確な規定はないが、事故時の状態を模擬して、開とする。 |

This is a blank page.

国際単位系 (SI)

表 1. SI 基本単位

基本量	SI 基本単位	
	名称	記号
長さ	メートル	m
質量	キログラム	kg
時間	秒	s
電流	アンペア	A
熱力学温度	ケルビン	K
物質量	モル	mol
光度	カンデラ	cd

表 2. 基本単位を用いて表されるSI組立単位の例

組立量	SI 基本単位	
	名称	記号
面積	平方メートル	m^2
体積	立方メートル	m^3
速度	メートル毎秒	m/s
加速度	メートル毎秒毎秒	m/s^2
波数	メートル毎秒	m^{-1}
密度(質量密度)	キログラム毎立法メートル	kg/m^3
質量体積(比体積)	立法メートル毎キログラム	m^3/kg
電流密度	アンペア毎平方メートル	A/m^2
電界の強さ	アンペア毎メートル	A/m
(物質量の)濃度	モル毎立方メートル	mol/m^3
輝度	カンデラ毎平方メートル	cd/m^2
屈折率	(数の)1	1

表 5. SI 接頭語

乗数	接頭語	記号	乗数	接頭語	記号
10^{24}	ヨーダ	Y	10^{-1}	デシ	d
10^{21}	ゼタ	Z	10^{-2}	センチ	c
10^{18}	エクサ	E	10^{-3}	ミリ	m
10^{15}	ペクタ	P	10^{-6}	マイクロ	μ
10^{12}	テラ	T	10^{-9}	ナノ	n
10^9	ギガ	G	10^{-12}	ピコ	p
10^6	メガ	M	10^{-15}	フェムト	f
10^3	キロ	k	10^{-18}	アト	a
10^2	ヘクト	h	10^{-21}	ゼット	z
10^1	デカ	da	10^{-24}	ヨクト	y

表 3. 固有の名称とその独自の記号で表されるSI組立単位

組立量	SI 組立単位		
	名称	記号	他のSI単位による表し方
平面角	ラジアン ^(a)	rad	$m \cdot m^{-1}=1^{(b)}$
立体角	ステラジアン ^(a)	sr ^(c)	$m^2 \cdot m^{-2}=1^{(b)}$
周波数	ヘルツ	Hz	s^{-1}
圧力	ニュートン	N	$m \cdot kg \cdot s^{-2}$
エネルギー、仕事、熱量	パスカル	Pa	$m^{-1} \cdot kg \cdot s^{-2}$
功率、放熱率	ジュール	J	$m^2 \cdot kg \cdot s^{-2}$
電荷、電気量	ワット	W	$m^2 \cdot kg \cdot s^{-3}$
電位差(電圧)、起電力	ボルト	V	W/A
静電容量	アンドラム	F	C/V
電気抵抗	オーム	Ω	V/A
コンダクタンス	シージメンス	S	A/V
磁束密度	ウェーバー	Wb	$V \cdot s$
イソダクタンス	テスラ	T	Wb/m^2
セルシウス温度	ヘルシウス度 ^(d)	°C	$kg \cdot s^{-2} \cdot A^{-1}$
照度	ルクス	lx	lm/m^2
(放射性核種の)放射能吸収線量、質量エネルギー一分与、カーマ線量当量、周辺線量当量、方向性線量当量、個人線量当量、組織線量当量	ベクレル	Bq	J/kg
	シーベルト	Sv	J/kg
			$m^2 \cdot s^{-2}$

(a) ラジアン及びステラジアンの使用は、同じ次元であっても異なった性質をもつた量を区別するときの組立単位の表し方として利点がある。組立単位を形作るときのいくつかの用例は表 4 に示されている。

(b) 実際には、使用する時には記号 rad 及び sr が用いられるが、習慣として組立単位としての記号 “1” は明示されない。

(c) 潜光学では、ステラジアンの名称と記号 sr を単位の表し方の中にそのまま維持している。

(d) この単位は、例としてミリセルシウス度 m°C のように SI 接頭語を伴って用いても良い。

表 4. 単位の中に固有の名称とその独自の記号を含むSI組立単位の例

組立量	SI 組立単位		
	名称	記号	SI 基本単位による表し方
粘度	パスカル秒	Pa · s	$m^{-1} \cdot kg \cdot s^{-1}$
表面張力	ニュートンメートル	N · m	$m^2 \cdot kg \cdot s^{-2}$
角速度	ラジアン毎秒	rad/s	$m \cdot m^{-1} \cdot s^{-1}=s^{-1}$
角加速度	ラジアン毎平方秒	rad/s ²	$m \cdot m^{-1} \cdot s^{-2}=s^{-2}$
熱流密度、放射照度	ワット毎平方メートル	W/m ²	$kg \cdot s^{-3}$
熱容量、エンントロピー	ジュール毎ケルビン	J/K	$m^2 \cdot kg \cdot s^{-2} \cdot K^{-1}$
質量熱容量(比熱容量)、質量エンントロピー	ジュール毎キログラム	J/(kg · K)	$m^2 \cdot s^{-2} \cdot K^{-1}$
(質量)エネルギー	ジュール毎キログラム	J/kg	$m^2 \cdot s^{-2} \cdot K^{-1}$
熱伝導率	ワット毎メートル毎ケルビン	W/(m · K)	$m \cdot kg \cdot s^{-3} \cdot K^{-1}$
体積エネルギー	ジュール毎立方メートル	J/m ³	$m^{-1} \cdot kg \cdot s^{-2}$
電界の強さ	ボルト毎メートル	V/m	$m \cdot kg \cdot s^{-3} \cdot A^{-1}$
体積電荷	クーロン毎立方メートル	C/m ³	$m^{-3} \cdot s \cdot A$
電気変位	クーロン毎平方メートル	C/m ²	$m^{-2} \cdot s \cdot A$
誘電率	ファラード毎メートル	F/m	$m^{-3} \cdot kg^{-1} \cdot s^4 \cdot A^2$
モルエネルギー	ジュール毎モル	H/m	$m \cdot kg \cdot s^{-2} \cdot A^{-2}$
モルエンントロピー	ジュール毎モル毎ケルビン	J/mol	$m^2 \cdot kg \cdot s^{-2} \cdot mol^{-1}$
モル熱容量	ビン	J/(mol · K)	$m^2 \cdot kg \cdot s^{-2} \cdot K^{-1} \cdot mol^{-1}$
照射線量(X線及びγ線)	クーロン毎キログラム	C/kg	$kg^{-1} \cdot s \cdot A$
吸収線量率	グレイ毎秒	Gy/s	$m^2 \cdot s^{-3}$
放射強度	ワット毎ステラジアン	W/sr	$m^4 \cdot m^{-2} \cdot kg \cdot s^{-3} = m^2 \cdot kg \cdot s^{-3}$
放射輝度	ワット毎平方メートル每ステラジアン	W/(m ² · sr)	$m^2 \cdot m^{-2} \cdot kg \cdot s^{-3} = kg \cdot s^{-3}$

表 6. 国際単位系と併用されるが国際単位系に属さない単位

名称	記号	SI 単位による値
分	min	1 min=60s
時	h	1h=60 min=3600 s
日	d	1 d=24 h=86400 s
度	°	$1^\circ=(\pi/180) \text{ rad}$
分	'	$1'=(1/60)^\circ=(\pi/10800) \text{ rad}$
秒	"	$1''=(1/60)'=(\pi/648000) \text{ rad}$
リットル	L	$1 L=1 dm^3=10^{-3} m^3$
トン	t	$1t=10^3 \text{ kg}$
ネーパ	Np	$1Np=1$
ベル	B	$1B=(1/2) \ln 10 (Np)$

表 7. 国際単位系と併用されこれに属さない単位でSI単位で表される数値が実験的に得られるもの

名称	記号	SI 単位であらわされる数値
電子ボルト	eV	$1eV=1.60217733(49) \times 10^{-19} J$
統一原子質量単位	u	$1u=1.6605402(10) \times 10^{-27} kg$
天文単位	ua	$1ua=1.49597870691(30) \times 10^{11} m$

表 8. 国際単位系に属さないが国際単位系と併用されるその他の単位

名称	記号	SI 単位であらわされる数値
海里	里	1 海里=1852m
ノット	ト	1 ノット=1 海里毎時=(1852/3600)m/s
アール	a	$1 a=1 dam^2=10^4 m^2$
ヘクタール	ha	$1 ha=1 hm^2=10^4 m^2$
バル	bar	$1 bar=0.1 MPa=100 kPa=1000 hPa=10^5 Pa$
オングストローム	Å	$1 \text{ \AA}=0.1 nm=10^{-10} m$
バイン	b	$1 b=100 fm^2=10^{-28} m^2$

表 9. 固有の名称を含むCGS組立単位

名称	記号	SI 単位であらわされる数値
エルグ	erg	$1 erg=10^{-7} J$
ダイナ	dyn	$1 dyn=10^{-5} N$
ボアズ	P	$1 P=1 dyn \cdot s / cm^2=0.1 Pa \cdot s$
ストール	St	$1 St=1 cm^2/s=10^{-4} m^2/s$
ガウス	G	$1 G=10^{-4} T$
エルステッド	Oe	$1 Oe=(1000/4\pi) A/m$
マクスウェル	Mx	$1 Mx=10^{-8} Wb$
スチール	sb	$1 sb=1 cd/cm^2=10^4 cd/m^2$
ホタル	ph	$1 ph=10^4 lx$
ガル	Gal	$1 Gal=1 cm/s^2=10^{-2} m/s^2$

表 10. 国際単位に属さないその他の単位の例

名称	記号	SI 単位であらわされる数値
キュリ	Ci	$1 Ci=3.7 \times 10^{10} Bq$
レントゲン	R	$1 R=2.58 \times 10^{-4} C/kg$
ラド	rad	$1 rad=1 cGy=10^{-2} Gy$
レム	rem	$1 rem=1 cSv=10^{-2} Sv$
X線単位	γ	$1 \gamma=1 nT=10^{-9} T$
ガンマ	Jy	$1 Jy=10^{-26} W \cdot m^2 \cdot Hz^{-1}$
フェルミ	fm	$1 fermi=1 fm=10^{-15} m$
メートル系カラット	Torr	$1 metric carat=200 mg=2 \times 10^{-4} kg$
標準大気圧	atm	$1 Torr=(101325/760) Pa$
カリ	cal	$1 atm=101325 Pa$
ミクロ	μ	$1 \mu=1 \mu m=10^{-6} m$