

電気技術規程  
原子力編

## 原子炉格納容器の漏えい率試験規程

JEAC 4203-202×

公衆審査専用

一般社団法人 日本電気協会  
原子力規格委員会

原子炉格納容器の漏えい率試験規程

# 目 次

1. 総 則	1
1.1 本規程の目的	1
1.2 適用範囲	1
1.3 記載範囲	1
1.4 用語の定義	1
2. 原子炉格納容器漏えい率試験	3
2.1 試験目的	3
2.2 試験プログラムの策定	3
2.3 計器	3
2.4 A種試験	3
2.4.1 試験の実施時期	3
2.4.2 試験前の必要条件	3
2.4.3 試験方法	4
2.4.4 判定基準	5
2.4.5 復旧	6
2.4.6 不適合時の措置	6
2.4.7 試験頻度	6
2.5 B種試験	7
2.5.1 試験の実施時期	7
2.5.2 試験対象	7
2.5.3 試験方法	7
2.5.4 判定基準	8
2.5.5 復旧	8
2.5.6 不適合時の措置	8
2.5.7 試験頻度	8
2.6 C種試験	9
2.6.1 試験の実施時期	9
2.6.2 試験対象	9
2.6.3 試験方法	9
2.6.4 判定基準	10
2.6.5 復旧	10
2.6.6 不適合時の措置	10
2.6.7 試験頻度	10
2.7 特殊な試験に対する要求事項	11
2.7.1 大きな改修及び取替	11

2.7.2	複数容器の原子炉格納容器	11
2.7.3	多重漏えい障壁の原子炉格納容器	11
2.8	試験時の健全性確認並びに試験結果の記録及び確認	11
2.8.1	試験時の原子炉格納容器の健全性確認	11
2.8.2	試験結果の記録	11
2.8.3	A種試験後に再開放するバウンダリ部位に関する確認	12
3.	原子炉格納容器全体漏えい率試験（A種試験）標準方案	14
3.1	絶対圧力法標準方案	14
3.1.1	目的	14
3.1.2	漏えい率の計算法	14
3.1.3	計器計画	17
3.1.4	漏えい率の測定	20
3.1.5	試験記録標準様式	24
3.2	基準容器法標準方案	25
3.2.1	目的	25
3.2.2	漏えい率の計算法	25
3.2.3	計器計画	28
3.2.4	漏えい率の測定	34
3.2.5	試験記録標準様式	40
4.	原子炉格納容器局部漏えい率試験（B種及びC種試験）標準方案	41
4.1	目的	41
4.2	漏えい率の計算法	41
4.2.1	記号	41
4.2.2	漏えい率計算式	41
4.3	計器計画	42
4.3.1	圧力降下法標準方案を用いる場合における基本的検討確認事項	42
4.3.2	試験用計器及び測定精度	42
4.4	漏えい率の測定	42
4.4.1	試験範囲	42
4.4.2	試験条件	43
4.4.3	試験方法	43
4.4.4	データ処理	44
4.5	試験記録標準様式	44
解説		59

# 1. 総 則

## 1.1 本規程の目的

本規程は、軽水型原子力発電所における原子炉格納容器漏えい率の測定試験に関する基本的事項を規定することを目的とする。

## 1.2 適用範囲

本規程は、軽水型原子力発電所に関する原子炉格納容器バウンダリの使用前漏えい率試験及び定期漏えい率試験に適用する。

## 1.3 記載範囲

本規程は、原子炉格納容器漏えい率試験の妥当性を保証するための基本的事項を規定しており、記載範囲は以下のとおりである。

- (1) 試験目的
- (2) 試験プログラムの策定
- (3) 計器計画
- (4) 試験対象
- (5) 試験方法
- (6) 判定基準
- (7) 試験頻度
- (8) 試験手順
- (9) 復旧
- (10) データ解析
- (11) 不適合に関する処置
- (12) 試験前の健全性確認及び記録

## 1.4 用語の定義

- (1) 原子炉格納容器バウンダリ

原子炉格納容器バウンダリとは、日本電気協会電気技術規程「原子炉冷却材圧力バウンダリ、原子炉格納容器バウンダリの範囲を定める規程(JEAC 4602-2016)」(以下「JEAC 4602」という。)でいう「原子炉格納容器バウンダリ」である。(解説 1-1)

なお、本規程において原子炉格納容器バウンダリを原子炉格納容器と略称する場合もある。

- (2) A 種試験

原子炉格納容器バウンダリ全体を加圧して行う原子炉格納容器全体漏えい率試験

- (3) B 種試験

原子炉格納容器バウンダリを構成するシール等を使用する貫通部を個々に又はグループごとに加圧して行う原子炉格納容器局部漏えい率試験

- (4) C 種試験

原子炉格納容器隔離弁局部漏えい率試験

(5) %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気体質量の比を%で表した値

(6) 設計圧力試験

原子炉設置許可申請書，設計及び工事計画認可申請書に記載される設計基準事故時の最高使用圧力の 0.9 倍の圧力(設計圧力)以上又は事故解析によって得られたピーク圧力以上で実施する A 種試験

(7) 低圧試験

圧力と全体漏えい率の関係が全体漏えい率試験によって確認されている原子炉格納容器において設計圧力試験の圧力よりも低い圧力，ただし設計圧力試験の圧力の 50%以上の圧力で実施する A 種試験

(8) 総合漏えい率

定期漏えい率試験時における B 種及び C 種試験の原子炉格納容器換算漏えい率の総和又は不適合時における B 種及び C 種試験の原子炉格納容器換算漏えい率を加味した漏えい率

(9) 原子炉格納容器換算漏えい率

B 種及び C 種試験による局部漏えい率をそれぞれの対象構成要素内空間容積と原子炉格納容器内空間容積の比に基づき換算した漏えい率

## 2. 原子炉格納容器漏えい率試験

### 2.1 試験目的

本試験は、原子炉格納容器が、「**実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則**」で要求されている機能に係る健全性を有していることの確認として、原子炉格納容器設計用の想定事象に対して、適切に作動する隔離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する。

なお、A 種試験は、原子炉格納容器バウンダリ全体の気密性の確認を主目的としており、B 種及び C 種試験は、それぞれ原子炉格納容器貫通部及び原子炉格納容器隔離弁の気密性の確認を主目的としているものである。

### 2.2 試験プログラムの策定

原子炉格納容器バウンダリの漏えい率試験については、A 種並びに 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、原子炉格納容器本体については、建設時及び定期事業者検査等ごとに必要な試験又は適切な点検保守を行っており、またこれまでの試験実績をみても、A 種試験の漏えい率に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貫通部及び原子炉格納容器隔離弁を対象に実施しているとみなすことができる。したがって、定期事業者検査等ごとに行う定期漏えい率試験において、A 種試験並びに B 種及び C 種試験を実施し、A 種試験並びに B 種及び C 種試験の漏えい率が各々の判定基準を満足し、かつそれらの間に相関が認められた場合は、別に定める試験頻度に従い、A 種試験並びに B 種及び C 種試験を組み合わせる実施することができる。(図 2.2.1) (解説 2-1, 解説 2-2)

### 2.3 計器

試験に使用する計器については、本規程 3.1.3, 3.2.3 及び 4.3 において要求される性能が発揮され、かつ維持されるよう、適切な校正及び管理を実施しなければならない。

### 2.4 A 種試験

#### 2.4.1 試験の実施時期

使用前全体漏えい率試験は、原子炉格納容器本体の建設工事が完了し、かつ原子炉格納容器を貫通又はシールする原子炉格納容器バウンダリ構成部の取付け完了後であって、発電所の運転開始前、あるいは使用前事業者検査が必要な改造及び修理工事の完了後に行うものとする。また、定期全体漏えい率試験は、運転開始後、定期的に行うものとする。

#### 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である原子炉冷却材喪失事故後を模擬した隔離範囲に対して行わなければならない。

A 種試験の実施に当たっては、個々の隔離弁について単一故障を想定することと

し、以下のいずれかを実施する。(解説 2-3, 解説 2-4)

- ①事故時に自動的に閉となる隔離弁の閉鎖方法として、内側隔離弁を開とし、外側隔離弁を閉とした状態で全体漏えい率試験を実施する。
- ②A 種試験の結果の判定に当たっては、全体漏えい率に健全に機能することが期待される弁からの漏えい量を適切に考慮し、本規程 2.4.4 に定める判定基準値以内であることを確認する。具体的には、事故時に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た状態で A 種試験を行う場合は、当該貫通部に対して局部漏えい率試験 (C 種試験) を行い、その結果を加味した評価を行う。

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、特別な処置を要するものではない。

- ①原子炉格納容器設計用の想定事象後の状態で開放の隔離弁を本試験実施時に開放しておくこと、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こと。
  - ②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 2-5)
- (2) 原子炉格納容器隔離弁の閉鎖は原則として、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、試験に向けたバウンダリ構成の際に、試験時のみにおける漏えいを減少させること等を目的とした増締め、調整を実施してはならない。(解説 2-6)
  - (3) 原子炉冷却材圧力バウンダリについては、原子炉格納容器設計用の想定事象後を想定して、原子炉格納容器内の雰囲気開放しておくこと。
  - (4) 原子炉水位 (又は加圧器水位) については、試験中ほぼ一定に維持可能で、かつ試験データに影響を及ぼさない水位とすること。

### 2.4.3 試験方法

- (1) A 種試験は原則として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 (6) で定める試験圧力に加圧して行う。
- (2) A 種試験は本規程 3.1 又は 3.2 の標準方案にしたがって行うか、あるいはこれらと同等以上であることが証明された方法で行わなければならない。(解説 2-7)
- (3) A 種試験においては、本規程 3.1.3 及び 3.2.3 の計器計画における計器誤差の総和が本規程 2.4.4 に定める許容漏えい率よりも十分に小さい値でなければならない。

なお、「3. 原子炉格納容器全体漏えい率試験 (A 種試験) 標準方案」にしたがって試験を行う場合は、誤差は十分小さいと考えられるので、誤差評価を行う必要はない。

- (4) A 種試験の測定継続時間は 24 時間以上でなければならない。ただし、BWR プラントにおいて基準容器法による全体漏えい率試験を行う場合であって、かつ 24 時

間継続測定の漏えい率と 6 時間継続測定（測定データ数は 24 時間継続測定の場合と同数。）の漏えい率の差が、設計圧力試験の許容漏えい率（漏えいの増加を考慮しないもの。）の 10%未満である場合には、測定継続時間を 10 年に 1 回は 24 時間以上とし、それ以外の毎回の試験では 6 時間以上（測定データ数は 24 時間と同数。）としてもよい。（解説 2-8）

- (5) 測定は少なくとも 1 時間ごとに行い、%漏えい量を算出すること。

なお、これについては、測定時刻ごとにその時刻までの%漏えい量に線形最小二乗法を適用して平均漏えい率及びその 95%の信頼限界を算出すること。

- (6) A 種試験は、設計圧力試験の圧力で実施しなければならない。ただし、PWR プラントについては、同一時期に、設計圧力試験と低圧試験を実施し、その漏えい率比と圧力比の関係より、低圧試験の保守性が確認できた場合には、低圧試験を実施してもよい。しかしながら、この場合であっても 10 年間の検査間隔に 1 回は設計圧力試験を実施しなければならない。（解説 2-9, 解説 2-10, 解説 2-11）

#### 2.4.4 判定基準

2.4.3 に定める試験方法に基づき実施した全体漏えい率試験により得られた平均漏えい率の 95%信頼限界（上の限界）が、漏えい増加を考慮した許容漏えい率 $L_{t0}$ 又は $L_{p0}$ 以下の場合を合格とする。

- (1) 設計圧力試験

設計圧力試験の圧力 $P_p$ における許容漏えい率 $L_{p0}$ は、下記の式により算出する。

$$L_p = L_d(P_p/P_a)^{1/2}$$

$$L_{p0} = L_p(1 - A_1)$$

$L_d$  : 原子炉設置許可申請書、設計及び工事計画認可申請書に記載される設計基準事故時の最高使用圧力の 0.9 倍の圧力（設計圧力） $P_a$  における許容漏えい率

$L_p$  : 設計圧力試験の圧力 $P_p$ における試験条件下での許容漏えい率

$L_{p0}$  : 設計圧力試験の圧力 $P_p$ における試験条件下での漏えいの増加を考慮した許容漏えい率

$A_1$  : 漏えいの増加要因を考慮した余裕係数 (0.2) (解説 2-12)

- (2) 低圧試験

低圧試験の圧力 $P_t$ における許容漏えい率 $L_{t0}$ は、下記の式により算出する。

$$L_t = L_p(P_t/P_p)$$

$$L_{t0} = L_t(1 - A_1)$$

$L_p$  : 設計圧力試験の圧力 $P_p$ における試験条件下での許容漏えい率

$L_t$  : 低圧試験の圧力 $P_t$ における試験条件下での許容漏えい率

$L_{t0}$  : 低圧試験の圧力 $P_t$ における試験条件下での漏えい増加を考慮した許容漏えい率

$A_1$  : 漏えいの増加要因を考慮した余裕係数 (0.2) (解説 2-12)

#### 2.4.5 復旧

A 種試験終了後、試験に用いた仮設材は撤去し、常設機器等の復旧が完了していることを確認すること。(解説 2-13)

#### 2.4.6 不適合時の措置

A 種試験結果が本規程 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(大きな改修及び取替、一般補修)の必要性が認められた場合においては、全体漏えい率が本規程 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ない。ただし、試験中に補修の必要性が認められた場合においては、以下の(1)(2)(3)のいずれかの方法により全体又は総合漏えい率が本規程 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。(解説 2-14, 解説 2-15)

- (1) 試験を中止し、補修と再試験(A 種試験)を行い、全体漏えい率が本規程 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。
- (2) 漏えい箇所を隔離せず A 種試験を実施した後に、一般補修を行う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する。その試験から、本規程 4.2.2 にしたがって求めた漏えい率を加味した総合漏えい率が、本規程 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。
- (3) 漏えい箇所を隔離した上で A 種試験を実施した後の全体漏えい率が許容漏えい率以下であった場合には、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本規程 4.2.2 にしたがって求めた漏えい率を加味した総合漏えい率が本規程 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。

#### 2.4.7 試験頻度

A 種試験は、プラントの定期事業者検査ごとに行わなければならない。ただし、定期漏えい率試験において、A 種試験並びに B 種及び C 種試験を実施して、A 種試験並びに B 種及び C 種試験の漏えい率が各々の判定基準を満足し、かつそれらの間に相関が認められた場合は、A 種試験から B 種及び C 種試験へ移行してもよい。この場合の A 種試験並びに B 種及び C 種試験の試験頻度は以下のとおりとする。

- (1) BWR プラントは、3 回の定期事業者検査のうち、少なくとも 1 回は A 種試験とし、A 種試験を実施しない残りの定期事業者検査については B 種及び C 種試験を行わなければならない。
- (2) PWR プラントは、3 回の定期事業者検査のうち、少なくとも 1 回は A 種試験とし、A 種試験を実施しない残りの定期事業者検査については B 種及び C 種試験を

行わなければならない。

A 種試験から B 種及び C 種試験に移行した後、至近の過去 10 年間（長期停止期間除く）に実施した A 種試験並びに B 種及び C 種試験の全てにおいて漏えい率が各々の判定基準を満足した場合、A 種試験を 10 年間の検査間隔に 1 回としてもよい。（解説 2-16, 解説 2-17）

- (3) (1) (2) いずれにおいても、定期漏えい率試験において、B 種及び C 種試験の総合漏えい率が 2 回連続して判定基準を満足しない場合、それ以降は定期事業者検査ごとに A 種試験を行うこととし、2 回連続して判定基準を満足した時点で、再度、A 種試験から B 種及び C 種試験へ移行することができる。移行後の試験頻度は (1) (2) に従う。

## 2.5 B 種試験

### 2.5.1 試験の実施時期

使用前局部漏えい率試験は、原子炉格納容器本体の建設工事が完了し、かつ原子炉格納容器を貫通又はシールする原子炉格納容器バウンダリ構成部の取付け完了後であって、発電所の運転開始前に行うもの、あるいは使用前事業者検査が必要な改造及び修理工事の完了後に行うものとする。また、定期局部漏えい率試験は、運転開始後、定期的に行うものとする。

### 2.5.2 試験対象

B 種試験は、JEAC4602 において規定される原子炉格納容器バウンダリのうち、原子炉格納容器貫通部の局部漏えい率を測定する試験であり、下記の貫通部を対象とする。（解説 1-1）

- (1) シール、ガスケット、密封材を使用する貫通部、配管用貫通部でペローを使用しているもの、電気配線用貫通部でフレキシブル金属シールを使用しているもの
- (2) エアロック扉のシール（エアロックの操作部の貫通部で原子炉格納容器バウンダリを構成するものを含む。）
- (3) 弾力性のあるシール又はガスケットを使用している扉（シール溶接してある扉を除く。）
- (4) 上記(1) (2) (3) 以外で使用中に漏えいが進展する可能性のある原子炉格納容器バウンダリ構成要素

### 2.5.3 試験方法

B 種試験は「4. 原子炉格納容器局部漏えい率試験（B 種及び C 種試験）標準方案」、あるいはこれと同等以上であることが証明された方法（石けん液法等）にしたがって行わなければならない。ただし、対象部位ごとの計器計画、測定継続時間については、「4. 原子炉格納容器局部漏えい率試験（B 種及び C 種試験）標準方案」にしたがって行うこととする。

B種試験圧力については、設計圧力試験の圧力 $P_p$ 以上の圧力で、原子炉格納容器バウンダリ構成要素を個々にあるいはグループごとに局部的に気体で加圧することにより実施しなければならない。

#### 2.5.4 判定基準

B種及びC種試験の総合漏えい率は、PWRプラントの場合 $L_{p0}$ の50%を、BWRプラントの場合 $L_{p0}$ からコンクリート吸気効果分に適切な余裕を加味した分を差し引いた値を超えてはならない。(解説2-18, 解説2-19)ただし、プラント運転中にエアロックの試験を実施する場合においては $0.1L_{p0}$ を管理値とする。なお、PWRプラントにおいて、運転中にエアロックの試験を実施する場合であって、直近の定期漏えい率試験としてB種及びC種試験を採用している場合においては、直近の定期漏えい率試験における当該エアロックの漏えい率の値をそのプラント運転中の試験の結果に置き換えて得られる総合漏えい率が $0.5L_{p0}$ を超えていないことを確認しなければならない。また、BWRプラントにおいて、運転中にエアロックの試験を実施する場合は、当該エアロックの漏えい率の値を直近の定期漏えい率試験の漏えい率に加味した値が、 $L_{p0}$ を超えていないことを確認しなければならない。

#### 2.5.5 復旧

B種試験終了後、試験に用いた仮設材は撤去し、常設機器等の復旧が完了していることを確認すること。(解説2-13)

#### 2.5.6 不適合時の措置

B種及びC種試験の総合漏えい率が2.5.4に定める判定基準を満足しない場合、又は試験中に補修の必要性が認められた場合においては、再試験後の局部漏えい率から求めた総合漏えい率が2.5.4の判定基準を満足するまで、補修と再試験(B種試験)を繰り返さなければならない。

#### 2.5.7 試験頻度

B種試験は、プラントの定期事業者検査ごとに行うことを原則とする。ただし、定期漏えい率試験において、A種試験並びにB種及びC種試験を実施して、A種試験並びにB種及びC種試験の漏えい率が各々の判定基準を満足し、かつそれらの間に相関が認められた場合、試験頻度は以下のとおりとする。

- (1) BWRプラントは、3回の定期事業者検査のうち、少なくとも1回はA種試験としA種試験を実施しない残りの定期事業者検査についてはB種及びC種試験を行わなければならない。
- (2) PWRプラントは、3回の定期事業者検査のうち、少なくとも1回はA種試験とし、A種試験を実施しない残りの定期事業者検査についてはB種及びC種試験を行わなければならない。

A 種試験から B 種及び C 種試験に移行した後、至近の過去 10 年間（長期停止期間除く）に実施した A 種試験並びに B 種及び C 種試験の全てにおいて漏えい率が各々の判定基準を満足した場合、A 種試験を 10 年間の検査間隔に 1 回としてもよい。（解説 2-16，解説 2-17）

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 ヶ月以内に 1 回試験しなければならない。（解説 2-20）

B 種試験（エアロックを除く）は A 種試験をプラントの定期事業者検査時に行う場合、必ずしも行わなくてもよい。

## 2.6 C種試験

### 2.6.1 試験の実施時期

使用前局部漏えい率試験は、原子炉格納容器本体の建設工事が完了し、かつ原子炉格納容器を貫通又はシールする原子炉格納容器バウンダリ構成部の取付け完了後であって、発電所の運転開始前に行うもの、あるいは使用前事業者検査が必要な改造及び修理工事の完了後に行うものとする。また、定期局部漏えい率試験は、運転開始後、定期的に行うものとする。

### 2.6.2 試験対象

C 種試験は、JEAC4602 において規定される原子炉格納容器バウンダリのうち、原子炉格納容器隔離弁の局部漏えい率を測定する試験であり、下記の隔離弁を対象とする。（解説 1-1）

- (1) 運転中、原子炉格納容器内外の雰囲気開放されることのある隔離弁（原子炉格納容器ページ系隔離弁、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離弁等）。また、この範疇に入るものは計装系の弁も対象とする。
- (2) 隔離弁閉鎖信号によって自動的に閉じる隔離弁
- (3) 原子炉格納容器設計用の想定事象時あるいは事故後に作動する必要がある隔離弁
- (4) 原子炉格納容器設計用の想定事象時あるいは事故後とも閉鎖している隔離弁
- (5) 直接サイクル沸騰水炉の主蒸気系隔離弁及び給水系隔離弁

ただし、原子炉格納容器設計用の想定事象時及び事故後に原子炉格納容器内の雰囲気が原子炉格納容器外へ開放されないことが確認された系統の隔離弁は除くことができる。

### 2.6.3 試験方法

C 種試験は「4. 原子炉格納容器局部漏えい率試験（B 種及び C 種試験）標準方案」、あるいはこれと同等以上であることが証明された方法（石けん液法等）にしたがって行わなければならない。ただし、対象部位ごとの計器計画、測定継続時間については、「4. 原子炉格納容器局部漏えい率試験（B 種及び C 種試験）標準方案」にしたがって行わなければならない。

なお、C種試験の圧力については、

- (1) 水、窒素等の流体によるシール系をもたない原子炉格納容器隔離弁は気体で設計圧力試験の圧力 $P_p$ 以上に加圧して実施しなければならない。
- (2) 流体によるシール系を備えた原子炉格納容器隔離弁は、その流体で圧力 $1.1P_p$ 以上に加圧しなければならない。

#### 2.6.4 判定基準

B種及びC種試験の総合漏えい率は、PWRプラントの場合 $L_{p0}$ の50%を、BWRプラントの場合 $L_{p0}$ からコンクリート吸気効果分に適切な余裕を加味した分を差し引いた値を超えてはならない。(解説 2-18, 解説 2-19)

ただし、流体によるシール系を備えた原子炉格納容器隔離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くてよい。(解説 2-21)

#### 2.6.5 復旧

C種試験終了後、試験に用いた仮設材は撤去し、常設機器等の復旧が完了していることを確認すること。(解説 2-13)

#### 2.6.6 不適合時の措置

B種及びC種試験の総合漏えい率が本規程 2.6.4 に定める判定基準を満足しない場合、又は試験中に補修の必要性が認められた場合においては、再試験後の局部漏えい率から求めた総合漏えい率が 2.6.4 の判定基準を満足するまで、補修と再試験(C種試験)を繰り返さなければならない。

#### 2.6.7 試験頻度

C種試験は、プラントの定期事業者検査ごとに行うことを原則とする。ただし、定期漏えい率試験において、A種試験並びにB種及びC種試験を実施して、A種試験並びにB種及びC種試験の漏えい率が各々の判定基準を満足し、かつそれらの間に相関が認められた場合、試験頻度は以下のとおりとする。

- (1) BWRプラントは、3回の定期事業者検査のうち、少なくとも1回はA種試験とし、A種試験を実施しない残りの定期事業者検査についてはB種及びC種試験を行わなければならない。
- (2) PWRプラントは、3回の定期事業者検査のうち、少なくとも1回はA種試験とし、A種試験を実施しない残りの定期事業者検査についてはB種及びC種試験を行わなければならない。

A種試験からB種及びC種試験に移行した後、至近の過去10年間(長期停止期間除く)に実施したA種試験並びにB種及びC種試験の全てにおいて漏えい率が各々の判定基準を満足した場合、A種試験を10年間の検査間隔に1回としてもよい。(解説 2-16, 解説 2-17)

C 種試験は A 種試験をプラントの定期事業者検査時に行う場合、必ずしも行わなくてもよい。

## 2.7 特殊な試験に対する要求事項

### 2.7.1 大きな改修及び取替（解説 2-14）

使用前事業者検査（A 種試験）後において、原子炉格納容器バウンダリ構成部の大きな改修又は取替を行った場合には、あらためて A 種試験を行わなければならない。

この場合において、本規程 2.4.4 の判断基準を満足しない場合は、満足するまで改修と再試験（A 種試験）を行わなければならない。

### 2.7.2 複数容器の原子炉格納容器（解説 2-22）

相互に連絡された複数容器からなる原子炉格納容器の A 種試験を行う場合には、単一の原子炉格納容器とみなすこととする。

### 2.7.3 多重漏えい障壁の原子炉格納容器

漏えいに対して幾つかの障壁を持つ原子炉格納容器の A 種試験に当たっては、各障壁の測定漏えい率が許容漏えい率を超えないことを個々に実証しなければならない。

## 2.8 試験時の健全性確認並びに試験結果の記録及び確認

### 2.8.1 試験時の原子炉格納容器の健全性確認

A 種試験の実施前並びに B 種及び C 種試験の実施時に、原子炉格納容器バウンダリ構成要素の重要な部分及び接近可能な内面・外面における原子炉格納容器の健全性又は気密性に影響を及ぼす恐れのある構造上の劣化状況を目視により確認しなければならない。（解説 2-23）

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等に適用した仕様書に規定されている補修手順書、非破壊検査及び試験等にしがった是正処置を実施するが、A 種試験については、是正処置を実施するまで行ってはならない。また、A 種試験については、このような構造上の劣化、及び実施した処置等の是正処置を A 種試験の結果として記録しなければならない。

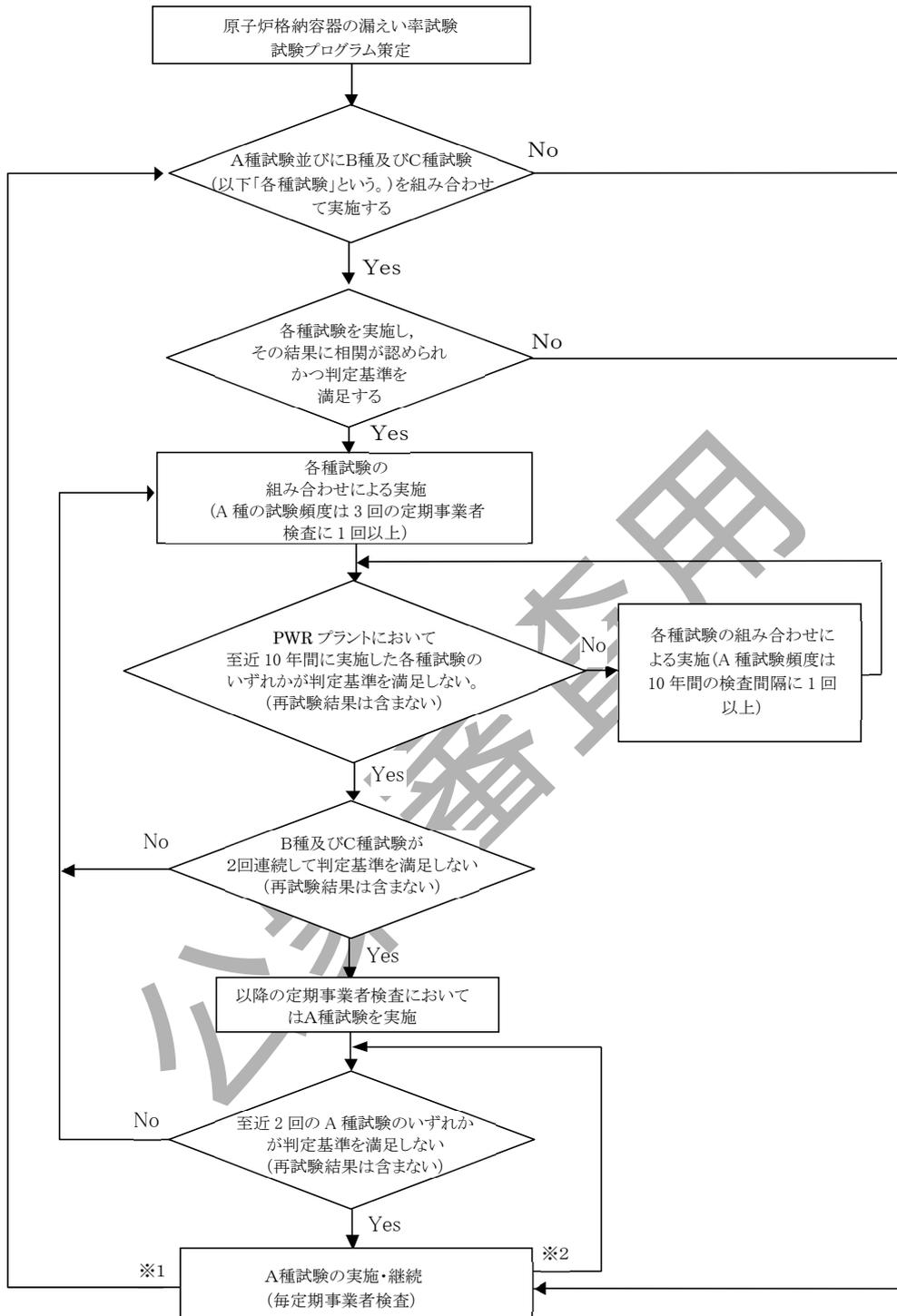
### 2.8.2 試験結果の記録

A 種試験の結果は本規程 3.1 又は 3.2 の標準方案、B 種及び C 種試験の結果は本規程 4. の標準方案にしがって記録しなければならない。また、本規程 2.4.4、2.5.4、2.6.4 の判定基準をそれぞれ満足しなかった場合には、その結果を記録しなければならない。この記録には試験データの解析及び判定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バウンダリ構成要素の構造上の状態及び実施した処置等について記載しなければならない。

### 2.8.3 A種試験後に再開放するバウンダリ部位に関する確認

A種試験終了後に原子炉格納容器バウンダリに属するフランジ締結部（マンホール、機器ハッチ等）を開放する場合は、復旧後、当該箇所での局部漏えい試験を実施し、その試験結果を加味した総合漏えい率が本規程 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。（解説 2-24）

公衆審査専用



※1: 各種試験を組み合わせて実施した実績がなく、  
各種試験を組み合わせて実施することを検討する場合  
※2: 各種試験を組み合わせて実施した実績があり、  
各種試験を組み合わせて実施することを検討する場合

図 2.2.1 試験プログラム策定フロー

### 3. 原子炉格納容器全体漏えい率試験（A種試験）標準方案

#### 3.1 絶対圧力法標準方案

##### 3.1.1 目的

本方案は PWR 型原子炉格納容器全体漏えい率試験を絶対圧力法により実施する場合の標準方案を定めるものである。

なお、Hybrid 型、BWR 型に絶対圧力法を採用する場合もこれに準じて行うが、詳細計画については別途行うものとする。

##### 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」という。)	(%/d)
$P$	: 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)
$P_m$	: 原子炉格納容器内空気の絶対圧力 ( $P_m = P - P_v$ )	(hPa[abs])
$V$	: 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)
$T$	: 原子炉格納容器内絶対温度	(K)
$R$	: 空気の気体定数 (287.0)	(J/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)
$q$	: 1 時間当たりの漏えい量 ( $q = \frac{G_1 - G_2}{H}$ )	(kg/h)
$\gamma$	: 原子炉格納容器内空気の密度 ( $\gamma = \frac{G}{V}$ )	( $kg/m^3$ )

単位

d : 24 時間

h : 1 時間

添字

1 : 測定開始基準時刻における値

2 :  $H$ 時間後の値

###### 3.1.2.2 漏えい率計算式

絶対圧力法による漏えい率の計算は、原子炉格納容器内の湿り空気に Boyle-Charles の法則、Dalton の分圧法則を適用して求める。

原子炉格納容器内状態式

$$(P_1 - P_{V1})V = P_{m1}V = G_1RT_1$$

$$(P_2 - P_{V2})V = P_{m2}V = G_2RT_2$$

%漏えい量

$$Q = \left(1 - \frac{P_{m2}T_1}{P_{m1}T_2}\right) \times 100 \text{ (\%)} \dots\dots\dots (3.1.1)$$

漏えい率

$$L = \frac{24}{H} \left(1 - \frac{P_{m2}T_1}{P_{m1}T_2}\right) \times 100 \text{ (\%/d)} \dots\dots\dots (3.1.2)$$

### 3.1.2.3 平均漏えい率及び信頼限界

原子炉格納容器の漏えい率として単位時間当たりの%漏えい量 $Q$ を計算し、統計処理を行って平均漏えい率を算出する。原子炉格納容器から漏えいがあれば、単位時間ごとに求めた%漏えい量 $Q$ は、経過時間 $H$ に対し直線的に増加し次式で表わされる。

$$Q = a + bH \dots\dots\dots (3.1.3)$$

$a$  : 測定開始基準時刻における%漏えい量の切片

$b$  : 1時間当たりの%漏えい量 ( $24b = L$  : 平均漏えい率 (%/d))

計算としては(3.1.1)式で求めた%漏えい量 $Q$ から $a, b$ の最確値を決定、回帰直線(3.1.3)式が求めれば下記の順にしたがって平均漏えい率を求める。

#### (1) 傾きの検定

分散分析を行い有意水準5%で有意差検定を行う。有意差がないと検定された場合、測定開始基準時刻前の状態から何らかの変化が生じていることも考えられ、その原因を調査することや、測定時間を延長するなどをして、%漏えい量がほぼ直線的に変化するようになった時刻を測定開始基準時刻とする。

—分散分析—

$$\text{有意差あり} : \frac{V_R}{V_{y,x}} \geq F(\phi_R, \phi_{y,x}, \alpha) \quad \text{有意差なし} : \frac{V_R}{V_{y,x}} < F(\phi_R, \phi_{y,x}, \alpha)$$

ここで、

$$\left. \begin{aligned} S(x, x) &= \sum x_i^2 - \frac{(\sum x_i)^2}{N} \\ S(y, y) &= \sum y_i^2 - \frac{(\sum y_i)^2}{N} \end{aligned} \right\} : \text{平方和}(y = Q, x = H)$$
$$S(x, y) = \sum x_i y_i - \frac{(\sum x_i)(\sum y_i)}{N} : \text{共変動}$$

$$S_R = \frac{[S(x,y)]^2}{S(x,x)} \quad : \text{回帰} \quad S_{y,x} = S(y,y) - S_R \quad : \text{残差}$$

$$\left. \begin{array}{l} V_R = \frac{S_R}{\phi_R} \\ V_{y,x} = \frac{S_{y,x}}{\phi_{y,x}} \end{array} \right\} : \text{不偏分散} \quad \left. \begin{array}{l} \phi_R = 1 \\ \phi_{y,x} = N - 2 \end{array} \right\} : \text{自由度}$$

$F(\phi_R, \phi_{y,x}, \alpha)$  : 自由度 $\phi_R$ 及び $\phi_{y,x}$ のF分布の上側 $\alpha$ 点における値

$N$  : 測定回数

$\alpha = 5\%$

$N$	13	25	49	$\infty$
$F(\phi_R, \phi_{y,x}, \alpha)$	4.84	4.28	4.05	3.84

(2) 平均漏えい率及び信頼限界

分散分析の結果有意差が認められれば, (3.1.4) 式で平均漏えい率及びその95%信頼限界を算出する。

$$L = 24\{b \pm t(\phi_{y,x}, \alpha)\sigma\} \quad (\%/d) \quad \dots \dots \dots (3.1.4)$$

ただし,

$$y = a + bx \quad (y = Q, x = H)$$

$$a = \frac{(\sum y_i)(\sum x_i^2) - (\sum x_i)(\sum x_i y_i)}{N(\sum x_i^2) - (\sum x_i)^2}$$

$$b = \frac{N(\sum x_i y_i) - (\sum x_i)(\sum y_i)}{N(\sum x_i^2) - (\sum x_i)^2}$$

$$\left. \begin{array}{l} S(x,x) = \sum x_i^2 - \frac{(\sum x_i)^2}{N} \\ S(y,y) = \sum y_i^2 - \frac{(\sum y_i)^2}{N} \end{array} \right\} : \text{平方和}$$

$$S(x,y) = \sum x_i y_i - \frac{(\sum x_i)(\sum y_i)}{N} : \text{共変動}$$

$$S_R = \frac{[S(x,y)]^2}{S(x,x)} \quad : \text{回帰} \quad S_{y,x} = S(y,y) - S_R \quad : \text{残差}$$

$$\left. \begin{array}{l} V_R = \frac{S_R}{\phi_R} \\ V_{y,x} = \frac{S_{y,x}}{\phi_{y,x}} \end{array} \right\} : \text{不偏分散} \quad \left. \begin{array}{l} \phi_R = 1 \\ \phi_{y,x} = N - 2 \end{array} \right\} : \text{自由度}$$

$$b = \frac{S(x,y)}{S(x,x)} \quad \sigma = \sqrt{\frac{V_{y,x}}{S(x,x)}}$$

$t(\phi_{y,x}, \alpha)$  : 自由度  $\phi_{y,x} = N - 2$  の  $t$  分布の両側  $\alpha$  点における値

$N$  : 測定回数

$\alpha = 5\%$

$N$	13	25	49	$\infty$
$t(\phi_{y,x}, \alpha)$	2.20	2.07	2.01	1.96

### 3.1.3 計器計画

#### 3.1.3.1 計器計画における基本的検討確認事項

絶対圧力法計器計画における基本的検討確認事項を以下に示す。

- (1)  $m$  個の領域に分割する方法、個数が適切であること。  
領域の数については原子炉格納容器の形状について十分考慮すること。  
なお、分割とは仮想的な分割で物理的に分割するものではない。
- (2) 各領域の温度を代表する点に温度測定点が配置されていること。
- (3) 全体漏えい率試験の測定精度の検討に当たって考慮すべき主要項目は下記の 2 項目とすること。
  - ① 漏えい率計算式省略による誤差 (解説 3.1-1)
  - ② 測定誤差 (解説 3.1-2)

#### 3.1.3.2 試験用計器及び測定精度

全体漏えい率試験に使用する計器は、次式により誤差評価を行い決定する。

具体的な誤差評価例を (解説 3.1-2) に示す。

$$\frac{\delta y}{y} = \sum_{i=1}^n \frac{\delta x_i}{y} \left( \frac{\partial y}{\partial x_i} \right) \dots \dots \dots (3.1.5)$$

$$\sigma_y^2 = \sum_{i=1}^n \left( \frac{\partial y}{\partial x_i} \right)^2 \sigma_{x_i}^2 \dots \dots \dots (3.1.6)$$

各測定機器の精度は、表 3.1.1 に示す標準計器仕様によるものとする。

なお、表 3.1.1 の仕様と同等以上の性能を有する測定器を使用してもよい。

表 3.1.1 原子炉格納容器全体漏えい率試験用標準計器仕様

測定項目	測定器	測定範囲	精度
原子炉格納容器内圧力	精密圧力計	0～500kPa[gage]	±0.2% of FS 又は ±(0.2% of FS +1digit)
原子炉格納容器内絶対圧力	クォーツマノメータ	0～6500hPa[abs]	±(0.01% of FS +1digit)
原子炉格納容器内温度	温度検出器	0～50℃	±(0.15 + 0.002 ×  t )℃ t: 測定温度℃
原子炉格納容器内露点温度	露点検出器	－30～50℃	±2.0℃
	露点変換器	－30～50℃	±0.5% of FS

- (注) ① 各計器は単体又は測定系とし使用前に作動及び校正試験を実施する。  
 ② 測定器は現象把握の上、物理実験の基本に忠実でなくてはならない。  
 ③ 測定系配管については、試験に先立ち十分な気密試験を実施し、漏えいがないことを確認する。

#### 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  $P_p = 3300$  (hPa[abs]) ( $\cong 2.4$  (kgf/cm<sup>2</sup>G)) に対し、Max  $\sigma_y = 0.007$  (%),  $P_t = 2270$  (hPa[abs]) ( $\cong 1.3$  (kgf/cm<sup>2</sup>G)) に対し、Max  $\sigma_y = 0.008$  (%)である。

#### 3.1.3.3 測定装置の配置

測定装置の配置に関する要求事項を示す。

特に漏えい率測定精度に影響を与える原子炉格納容器内温度、露点温度測定位置については平均温度指示に対するサンプリング誤差をなくすよう計画する。

##### (1) 温度検出器

原子炉格納容器内温度測定位置は、日照及び一次系発熱の影響、容器内の温度を均一化する設備をもたない等温度測定値に及ぼす容器内外の外乱の影響を考慮して選定する。温度検出器の配置は、個々の原子炉格納容器の構造により決定する。温度検出器の配置を以下に示す。

温度検出器は原子炉格納容器高さ方向に対して頂部、中央部、下部(一次系配置部)に3分割し、更にそれを部分ごとに等間隔に3分割、各々の中央点9断面とし、また円周方向についてはこの9断面に対し、各断面半径比  $\frac{r}{r_0} = 0.75$  の位置、東西南北4か所、計  $9 \times 4 = 36$  ヲ所に設置する。

(2) 露点検出器

原子炉格納容器内露点温度測定位置は温度測定位置に準じて配置する。ただし円周方向に対しては1カ所でよい。

全体漏えい率試験用測定計器の配置例を図3.1.1に示す。

温度検出器及び露点検出器の配置例を図3.1.2に示す。(解説3.1-3)

なお、試験期間中における原子炉格納容器内雰囲気条件(温度や湿度)の変化が試験結果に影響を与えることから、外乱を極力排除するよう努めねばならない。

(解説3.1-4)

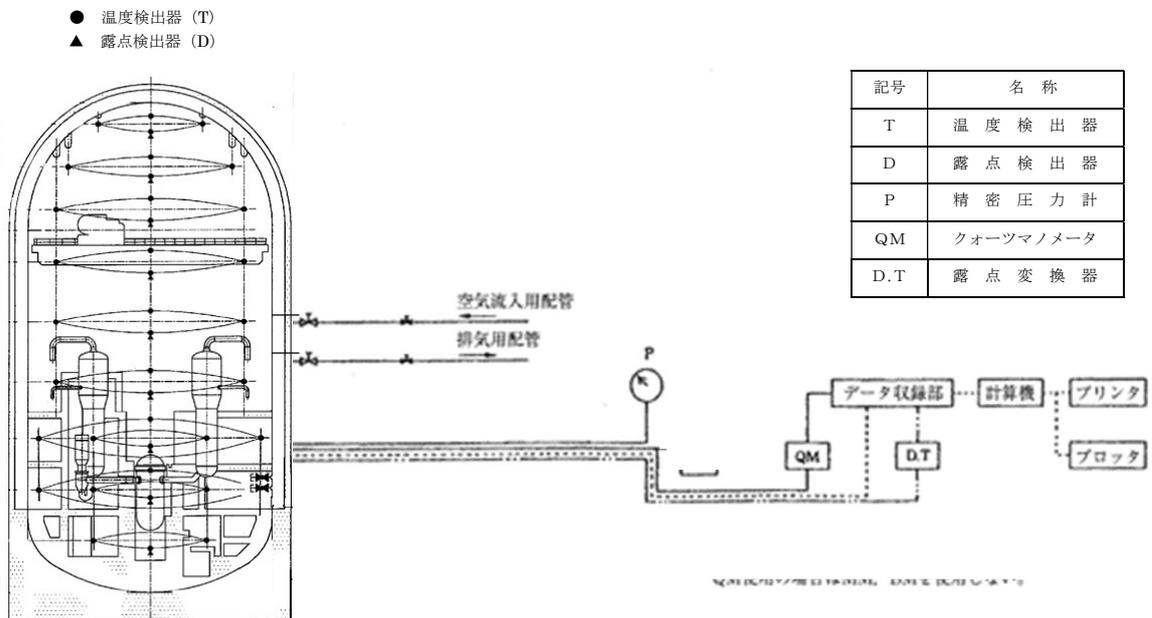


図3.1.1 全体漏えい率試験系統図及び試験用計器例

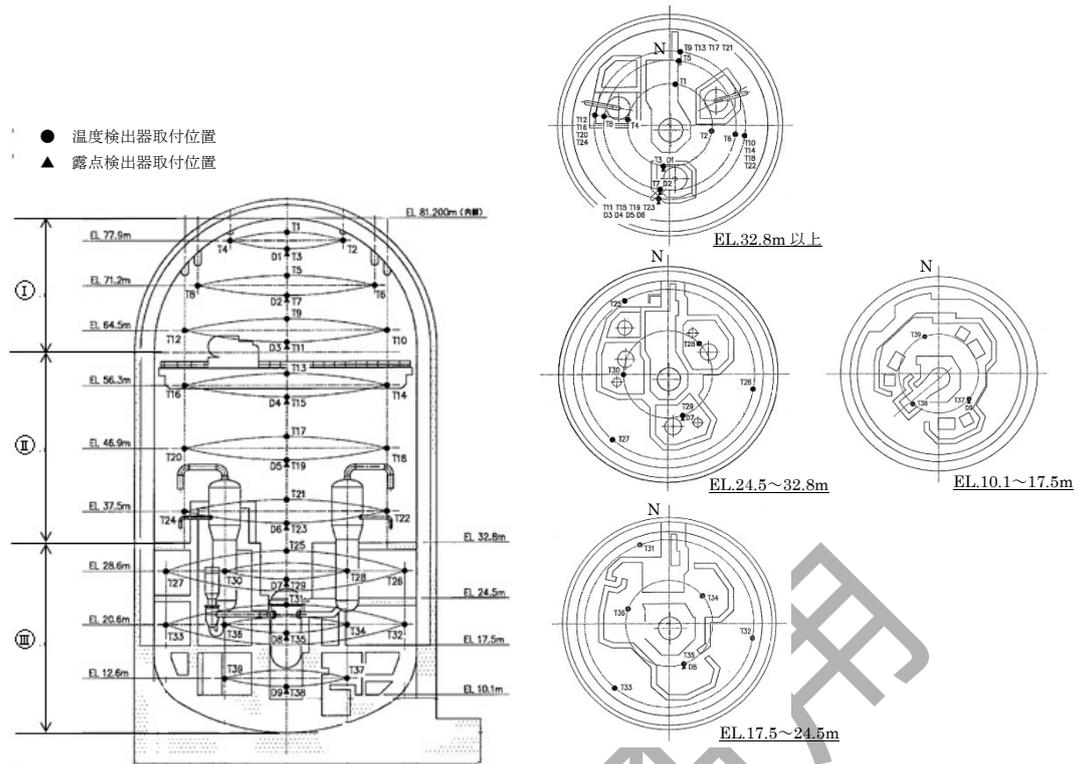


図 3.1.2 温度検出器及び露点検出器の配置例

### 3.1.4 漏えい率の測定

#### 3.1.4.1 試験条件

- (1) 試験圧力  
2.4.3 による。
- (2) 試験温度：常温
- (3) 使用加圧気体：空気又は窒素
- (4) 試験時間：測定継続時間は 24 時間以内の時間で十分であることが実証される場合を除いて、原則として 24 時間以上でなければならない。

#### 3.1.4.2 試験工程及び測定項目

全体漏えい率試験の工程例を図 3.1.3 及び図 3.1.4 に示す。

試験中は下記項目を少なくとも 1 時間間隔で測定し記録する。

- |   |   |                |
|---|---|----------------|
| <ol style="list-style-type: none"> <li>(1) 原子炉格納容器内温度</li> <li>(2) 原子炉格納容器内露点温度</li> <li>(3) 原子炉格納容器内圧力</li> <li>(4) 大気圧</li> </ol> | } | 又は原子炉格納容器内絶対圧力 |
|---|---|----------------|

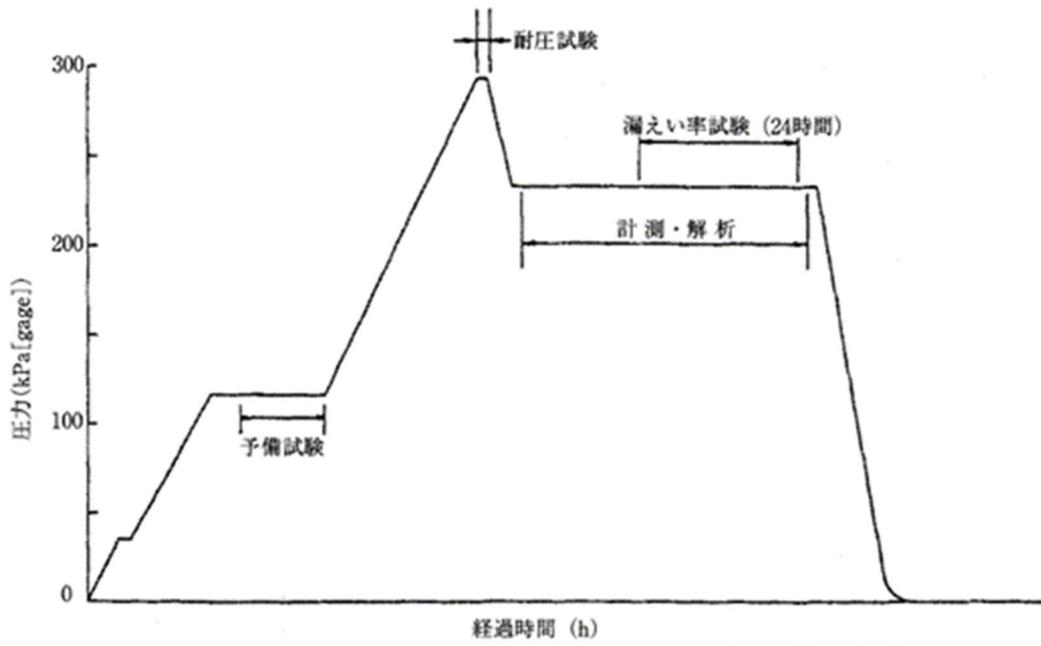


図 3.1.3 原子炉格納容器全体漏えい率試験工程例  
 (使用前全体漏えい率試験  $P = P_p$ )

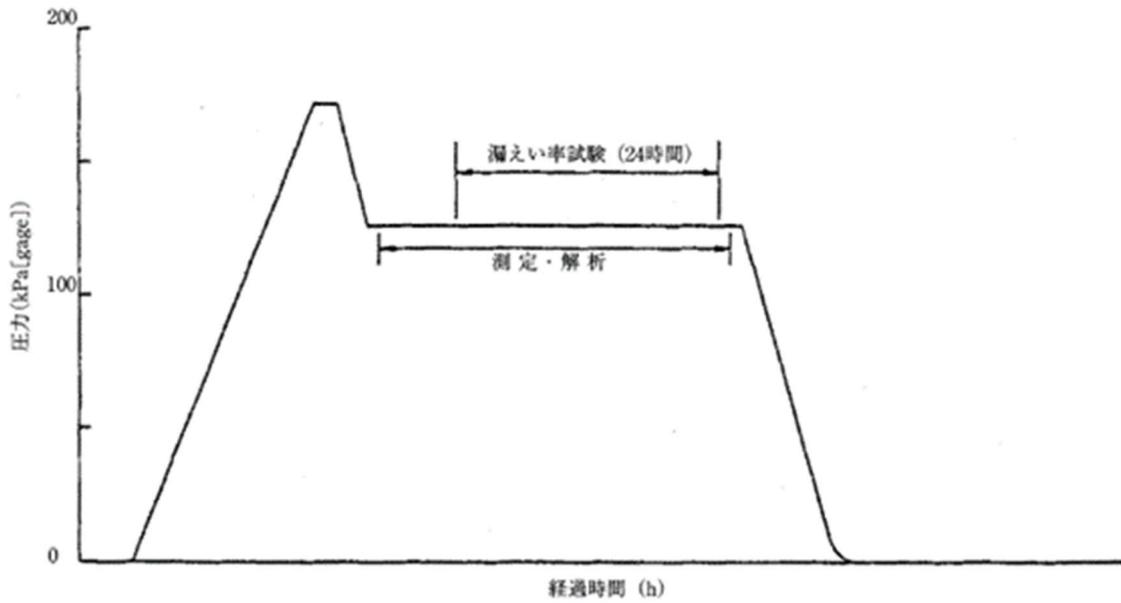


図 3.1.4 原子炉格納容器全体漏えい率試験工程例  
 (定期全体漏えい率試験  $P = P_t, P_t \geq 1/2 P_p$ )

### 3.1.4.3 測定開始基準時刻の決定

原子炉格納容器昇圧終了後、温度、湿度、圧力が静定し、図 3.1.5 に示すように%漏えい量がほぼ直線的に変化するようになった時刻を測定開始基準時刻として正式に測定を開始する。

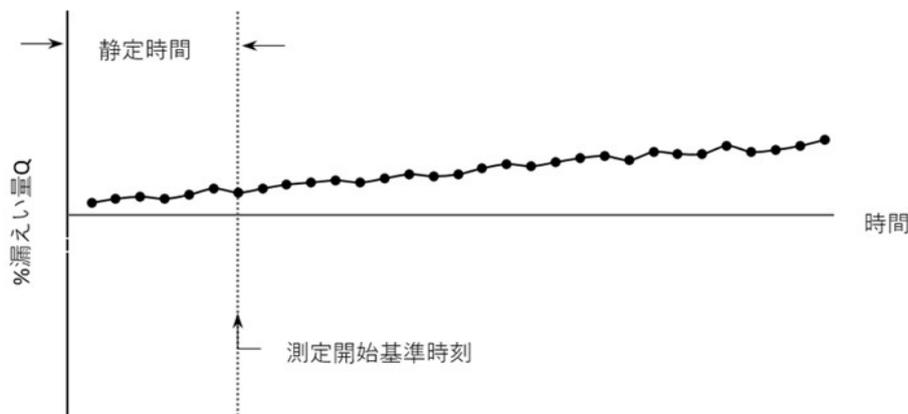


図 3.1.5 漏えい率試験結果

### 3.1.4.4 測定系の妥当性の確認

試験中の原子炉格納容器内状態変化の確認と併せ、漏えい率が正常に測定されていることをチェックする目的で、試験開始時点よりの空気重量変化  $P_m/T$ 、露点温度  $\theta_D$  (°C)、圧力  $P_m$  (hPa [abs])、温度  $\theta$  (°C) をグラフにプロットする。

また、全体漏えい率試験中の原子炉格納容器内の状態は、容器からの漏えいの有無にかかわらず、Boyle-Charles の法則により温度、圧力の間には相関関係が成立する。したがって、試験開始時点と任意時刻との圧力、温度の変化分  $\Delta P_m = P_{m1} - P_{m2}$ 、 $\Delta T = T_1 - T_2$  の関係は次式を満足しなければならない。この関係をプロットしたグラフを図 3.1.6 に示す。(解説 3.1-5)

$$\Delta P_m = \frac{P_{m1}}{T_1} \left( 1 - \frac{q}{G_1} H \right) \Delta T + \frac{q}{G_1} H P_{m1} \dots \dots \dots (3.1.7)$$

ただし、

$$G_1 = \gamma_1 V \quad \gamma_1 = \frac{P_{m1}}{T_1} \quad G_2 = G_1 - \Delta G \quad \Delta G = qH$$

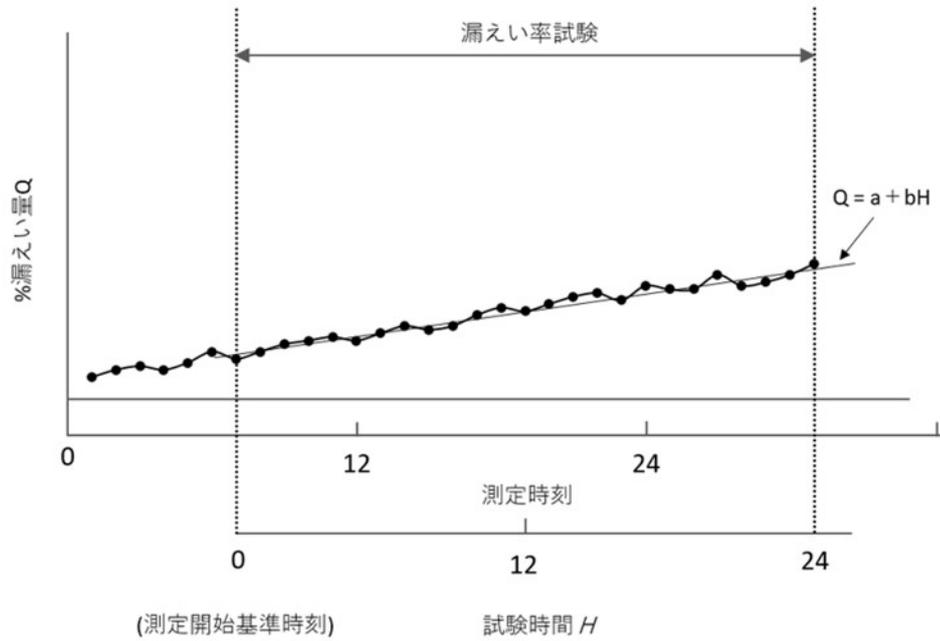
### 3.1.4.5 データ処理

各測定データより毎時刻の%漏えい量を求め、この値を用いて 3.1.2.3 にしたがって平均漏えい率及び 95%信頼限界を算出する。また、図 3.1.6 を作成する。

原子炉格納容器内絶対圧力は、器差補正を測定時刻ごとに行って算出する。(解説 3.1-6)

原子炉格納容器内温度，露点温度については器差補正を行い，加重平均により測定時刻ごとの平均値を算出する。

また，水蒸気分圧は露点温度の測定結果から蒸気圧表等を用いて求める。



漏えい率試験測定系確認

(原子炉格納容器内状態変化) (原子炉格納容器内の温度変化と圧力変化の関係)

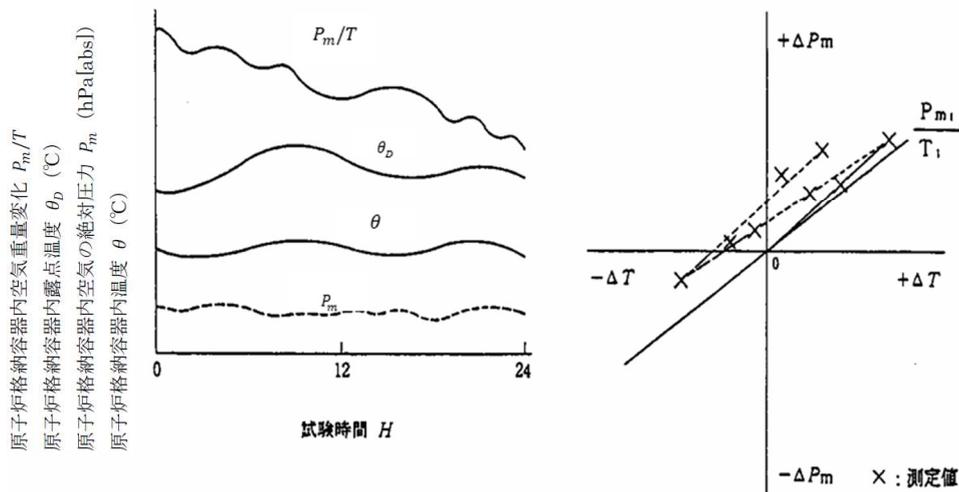


図 3.1.6 全体漏えい率試験結果

### 3.1.4.6 計器の校正及び試験

#### (1) 温度，露点温度測定系

計器盤据付完了後，下記項目の試験を行う。

##### ① 配線導通試験

全ての配線の導通を試験する。配線間違い及び断線は補修を行うこと。

##### ② 作動チェック

上記試験終了後，各計器の作動チェックを行い，正常に作動することを確認する。

#### (2) 測定系の調整

温度検出器，露点検出器及び圧力計は，あらかじめ試験に際して使用する範囲についての校正を実施しておくこと。

### 3.1.5 試験記録標準様式

全体漏えい率試験の結果は下記の標準様式にしたがって記録する。

[記録項目]

1. 目的
2. 全体漏えい率試験
  - 2.1 試験条件：温度，圧力，使用気体，使用装置の概略を記載し，系統図，結線図を添付
  - 2.2 測定計器の校正試験，検査の結果
  - 2.3 試験経過
  - 2.4 試験結果
    - 2.4.1 各測定時刻の測定値
    - 2.4.2 漏えい率測定系の妥当性の確認
    - 2.4.3 平均漏えい率及びその信頼限界
3. 全体漏えい率試験の結果に対する考察

[表記様式]

平均漏えい率の信頼限界（上の限界）と全体漏えい率試験記録には，本標準方案の表，図等の表記様式を用いる。

## 3.2 基準容器法標準方案

### 3.2.1 目的

本方案は、屋内式原子炉格納容器全体漏えい率試験を基準容器法により行う場合の標準方案を定めるものである。

### 3.2.2 漏えい率の計算法

#### 3.2.2.1 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」という。)	(%/d)
$P$	: 原子炉格納容器内湿り気体の絶対圧力	(kPa[abs])
$P'$	: 基準容器内乾燥気体の絶対圧力	(kPa[abs])
$\Delta P$	: 基準容器と原子炉格納容器の差圧 ( $\Delta P = P' - P$ )	(kPa)
$P_v$	: 原子炉格納容器内水蒸気分圧	(kPa)
$P_m$	: 原子炉格納容器内気体の絶対圧力 ( $P_m = P - P_v$ )	(kPa[abs])
$V$	: 原子炉格納容器内容積	( $\text{m}^3$ )
$V'$	: 基準容器の容積	( $\text{m}^3$ )
$T$	: 原子炉格納容器内絶対温度	(K)
$T'$	: 基準容器内絶対温度	(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)

単位

d : 24 時間

h : 1 時間

添字

1 : 測定開始基準時刻における値

2 :  $H$ 時間後の値

' : 基準容器を示す符号

#### 3.2.2.2 漏えい率計算式

基準容器法による漏えい率は、原子炉格納容器内の湿り空気に Boyle-Charles の法則、Dalton の法則を適用して、次式で示される。

$$Q = \left[ \frac{P_1'}{P_1 - P_{v1}} \left( 1 - \frac{V_1' V_2 T_1 T_2'}{V_1 V_2' T_1' T_2} \right) + \frac{1}{P_1 - P_{v1}} \left\{ \frac{T_1 V_2}{T_2 V_1} \times (\Delta P_2 + P_{v2}) - (\Delta P_1 + P_{v1}) \right\} \right] \times 100 \quad (\%) \quad \dots \dots \dots (3.2.1)$$

$$L = \frac{24}{H} \left[ \frac{P_1'}{P_1 - P_{v1}} \left( 1 - \frac{V_1' V_2 T_1 T_2'}{V_1 V_2' T_1' T_2} \right) + \frac{1}{P_1 - P_{v1}} \right. \\ \left. \times \left\{ \frac{T_1 V_2}{T_2 V_1} (\Delta P_2 + P_{v2}) - (\Delta P_1 + P_{v1}) \right\} \right] \times 100 \text{ (\%/d)} \quad \dots\dots\dots (3.2.2)$$

実際の使用計算式としては (3.2.1) 式及び (3.2.2) 式を簡略化して用いる。すなわち次の仮定のもとに簡略化を行う。

- (1) 原子炉格納容器と基準容器の容積が試験前後で変わらない。

$$V_1 \cong V_2, \quad V_1' \cong V_2'$$

- (2) 基準容器内外の温度差がない。

$$T_1 \cong T_1', \quad T_2 \cong T_2'$$

- (3) 水蒸気分圧は試験圧力に比べて十分小さい。

$$P_1 - P_{v1} \cong P_1$$

これにより、

$$Q = \frac{1}{P_1} \left\{ \frac{T_1}{T_2} (\Delta P_2 + P_{v2}) - (\Delta P_1 + P_{v1}) \right\} \times 100 \text{ (\%)} \quad \dots\dots\dots (3.2.3)$$

$$L = \frac{24}{H} \frac{1}{P_1} \left\{ \frac{T_1}{T_2} (\Delta P_2 + P_{v2}) - (\Delta P_1 + P_{v1}) \right\} \times 100 \text{ (\%/d)} \quad \dots\dots\dots (3.2.4)$$

### 3.2.2.3 平均漏えい率及び信頼限界

原子炉格納容器から漏えいがあれば、%漏えい量 $Q$ は経過時間 $H$ に対し直線的に増加する。

原子炉格納容器の平均漏えい率 $L$ は、(3.2.3)式により計算した各測定時刻ごとにその時刻までの%漏えい量 $Q$ を統計処理し、回帰直線(3.2.5)式を決定することにより求める。

$$Q = a + bH \quad \dots\dots\dots (3.2.5)$$

$a$  : 測定開始基準時刻における%漏えい量の切片

$b$  : 1時間当たりの平均%漏えい量 ( $24b = L$  : 平均漏えい率 (%/d))

統計処理方法について以下に示す。

(1) 傾きの検定

分散分析を行い有意水準 5% で有意差検定を行う。有意差がないと検定された場合、測定開始基準時刻前の状態から何らかの変化が生じていることも考えられ、その原因を調査することや、測定時間を延長するなどをして、差圧又は%漏えい量がほぼ直線的に変化するようになった時刻を測定開始基準時刻とする。

—分散分析—

$$\text{有意差あり} : \frac{V_R}{V_{y,x}} \geq F(\phi_R, \phi_{y,x}, \alpha) \quad \text{有意差なし} : \frac{V_R}{V_{y,x}} < F(\phi_R, \phi_{y,x}, \alpha)$$

ここで、

$$\left. \begin{aligned} S(x, x) &= \sum x_i^2 - \frac{(\sum x_i)^2}{N} \\ S(y, y) &= \sum y_i^2 - \frac{(\sum y_i)^2}{N} \end{aligned} \right\} : \text{平方和 (} y = Q, x = H \text{)}$$

$$S(x, y) = \sum x_i y_i - \frac{(\sum x_i)(\sum y_i)}{N} : \text{共変動}$$

$$S_R = \frac{[S(x, y)]^2}{S(x, x)} : \text{回帰} \quad S_{y,x} = S(y, y) - S_R : \text{残差}$$

$$\left. \begin{aligned} V_R &= \frac{S_R}{\phi_R} \\ V_{y,x} &= \frac{S_{y,x}}{\phi_{y,x}} \end{aligned} \right\} : \text{不偏分散} \quad \left. \begin{aligned} \phi_R &= 1 \\ \phi_{y,x} &= N - 2 \end{aligned} \right\} : \text{自由度}$$

$F(\phi_R, \phi_{y,x}, \alpha)$  : 自由度  $\phi_R$  及び  $\phi_{y,x}$  の  $F$  分布の上側  $\alpha$  点における値

$N$  : 測定回数

$\alpha = 5\%$

$N$	13	25	49	$\infty$
$F(\phi_R, \phi_{y,x}, \alpha)$	4.84	4.28	4.05	3.84

(2) 平均漏えい率及び信頼限界

分散分析の結果、有意差が認められれば(3.2.6)式で平均漏えい率及びその 95% 信頼限界を算出する。

$$L = 24\{b \pm t(\phi_{y,x}, \alpha)\sigma\} \text{ (%/d)} \dots\dots\dots (3.2.6)$$

ただし,

$$y = a + bx \quad (y = Q, x = H)$$

$$a = \frac{(\sum y_i)(\sum x_i^2) - (\sum x_i)(\sum x_i y_i)}{N(\sum x_i^2) - (\sum x_i)^2}$$

$$b = \frac{N(\sum x_i y_i) - (\sum x_i)(\sum y_i)}{N(\sum x_i^2) - (\sum x_i)^2}$$

$$\left. \begin{aligned} S(x, x) &= \sum x_i^2 - \frac{(\sum x_i)^2}{N} \\ S(y, y) &= \sum y_i^2 - \frac{(\sum y_i)^2}{N} \end{aligned} \right\} : \text{平方和}$$

$$S(x, y) = \sum x_i y_i - \frac{(\sum x_i)(\sum y_i)}{N} : \text{共変動}$$

$$S_R = \frac{[S(x, y)]^2}{S(x, x)} : \text{回帰} \quad S_{y, x} = S(y, y) - S_R : \text{残差}$$

$$\left. \begin{aligned} V_R &= \frac{S_R}{\phi_R} \\ V_{y, x} &= \frac{S_{y, x}}{\phi_{y, x}} \end{aligned} \right\} : \text{不偏分散} \quad \left. \begin{aligned} \phi_R &= 1 \\ \phi_{y, x} &= N - 2 \end{aligned} \right\} : \text{自由度}$$

$$b = \frac{S(x, y)}{S(x, x)} \quad \sigma = \sqrt{\frac{V_{y, x}}{S(x, x)}} : \text{標準偏差}$$

$t(\phi_{y, x}, \alpha)$  : 自由度  $\phi_{y, x} = N - 2$  の  $t$  分布の両側  $\alpha$  点における値

$N$  : 測定回数

$\alpha = 5\%$

$N$	13	25	49	$\infty$
$t(\phi_{y, x}, \alpha)$	2.20	2.07	2.01	1.96

### 3.2.3 計器計画

#### 3.2.3.1 計器計画における基本的検討確認事項 (解説 3.2-1)

基準容器法計器計画における基本的検討確認事項を以下に示す。

- (1)  $m$  個の領域に分割する方法, 個数が適切であること。  
領域の数については原子炉格納容器の形状について十分考慮すること。  
なお, 分割とは仮想的な分割で物理的に分割するものではない。
- (2) 各領域の温度を代表する点に基準容器が配置されていること。
- (3) 各領域について原子炉格納容器の体積と基準容器の容積の比  $V_i/V_i'$  がほぼ一定であること。
- (4) 各領域の温度  $T_i$  と基準容器の温度  $T_i'$  がほぼ等しいこと。
- (5) 全体漏えい率試験の測定精度の検討に当たって考慮すべき主要項目は下記の 3 項目とする。

- ① 漏えい率計算式省略による誤差 (解説 3.2-2)

- ② 計器精度による誤差（解説 3.2-3）
- ③ 測定計器（基準容器を含む）配置の不適正による誤差

### 3.2.3.2 試験用計器及び測定精度

全体漏えい率試験に使用する計器は、次式により誤差評価を行い決定する。  
 具体的な誤差評価例を（解説 3.2-3）に示す。

$$\sigma_y^2 = \sum_{i=1}^n \left(\frac{\partial y}{\partial x_i}\right)^2 \sigma_{x_i}^2 \dots\dots\dots (3.2.7)$$

なお、表 3.2.1 又は表 3.2.2 の標準計器仕様と同等以上の性能を有する計器を使用している場合は誤差評価を省略してよい。

**表 3.2.1** 原子炉格納容器全体漏えい率試験用標準計器仕様（その 1）

測定項目	測定器	測定範囲	精度
原子炉格納容器内 絶対圧力	絶対圧力検出器	300～550kPa[abs]	±0.5% of FS
原子炉格納容器－ 基準容器差圧	差圧検出器	－0.5～＋2.5 kPa	±0.2% of FS
原子炉格納容器内 温度	温度検出器	0～50℃	±(0.3+0.005 t )℃ t：測定温度℃
原子炉格納容器内 露点温度	露点検出器	－10～＋40℃	±0.5℃
—	温度変換器	0～50℃	±0.3% of FS
—	露点変換器	－10～＋40℃	±0.3% of FS
—	圧力変換器	4～20mA	±0.1% of FS
—	デジタル変換器	1～ 5V	±0.1% of FS

表 3.2.2 原子炉格納容器全体漏えい率試験用標準計器仕様（その2）

測定項目	測定器	測定範囲	精度
大気圧	デジタル気圧計	84~105 kPa[abs]	±0.05% of rdg
原子炉格納容器内 圧力	デジタル圧力計	0~500 kPa[gage]	±0.1% of FS
原子炉格納容器－ 基準容器差圧	差圧検出器	－1~+4 kPa	±0.2% of FS
	デストリビュータ	4~20 mA	±0.2% of FS
原子炉格納容器内 温度	温度検出器	0~50℃	±(0.3+0.005 t )℃ t：測定温度℃
原子炉格納容器内 露点温度	露点検出器	0~60℃	±0.5℃
	露点変換器	0~60℃	±0.5% of FS
原子炉格納容器－ 基準容器差圧	デジタル変換器	1~5V	±(0.05% of rdg +2digits)
原子炉格納容器内 温度		100~119.4Ω	±(0.05% of rdg +0.3℃)
原子炉格納容器内 露点温度		1~5V	±(0.05% of rdg +2digits)

### 3.2.3.3 測定装置の配置

測定装置の配置に関する要求事項を示す。

#### (1) 基準容器

基準容器の仕様は下記のものとする。

- ①配置：原子炉格納容器内において全体漏えい率試験期間中に温度変化が異なると推定される空間ごとに、その温度の代表する位置に最低1個の基準容器を配置する。
- ②体積：原子炉格納容器の各区域に配置する基準容器は、基準容器と原子炉格納容器の体積比がほぼ一定になるようにする。ただし、原子炉格納容器外配管は可能な限り短くするか、保温材を布設し原子炉格納容器外気温変動による影響を低減すること。  
(原子炉格納容器外配管が漏えい率に与える影響についての検討例を解説3.2-4に示す。)
- ③材質：原子炉格納容器内の温度変化に追従できるよう、熱伝導率の大きい材質とする。
- ④板厚：耐圧上及び形状維持に支障ない限り薄くすること。

(2) 温度検出器（解説 3.2-5）

温度検出器は各基準容器近くで，基準容器が代表する空間の温度を代表する位置に最低 1 個，合計で 5 個以上配置する。

温度検出器は測温抵抗体，熱電対等適当なものを用いる。

(3) 露点検出器

水蒸気分圧測定用の露点検出器は基準容器が代表する空間の湿度を代表する位置に最低 1 個，合計で 5 個以上配置する。

露点検出器は露点，絶対湿度，相対湿度あるいは乾湿温度のいずれかを測定できるものを用いる。

(4) 基準容器系配置

各基準容器を結ぶ配管は，基準容器と同材質にし，極力配管ルートを短くする。

試験装置の配置例を図 3.2.1 から図 3.2.3 に示す。

なお，測定装置配置の妥当性は 3.2.4.4 測定系の妥当性の確認の評価に包絡される。

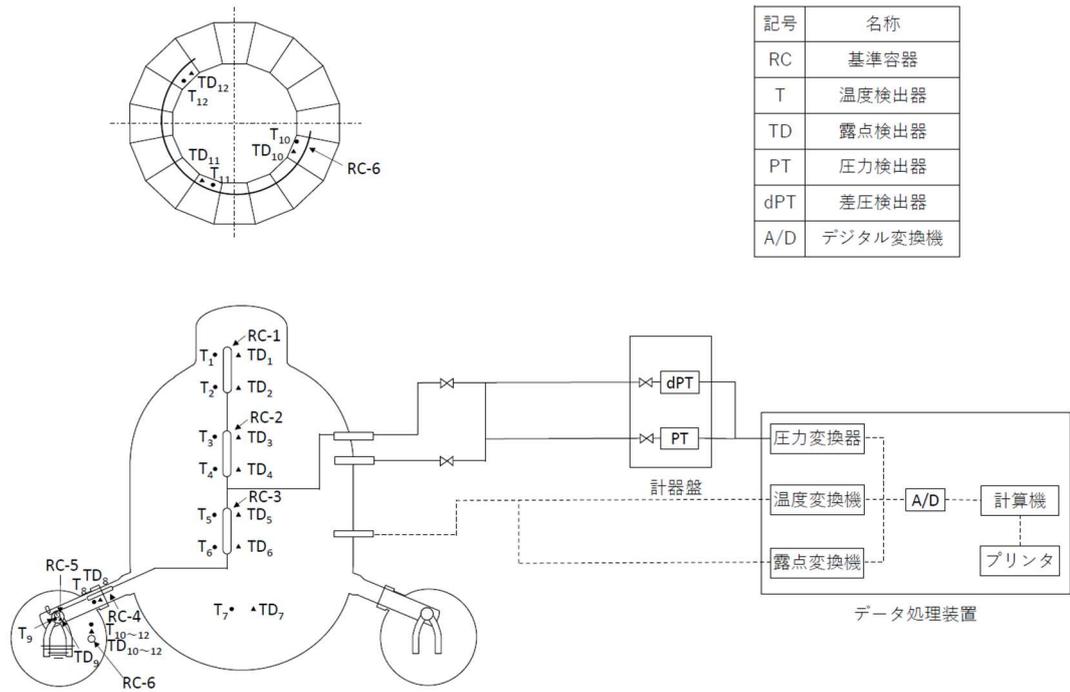


図 3.2.1 原子炉格納容器全体漏えい率試験装置配置系統図（その 1）

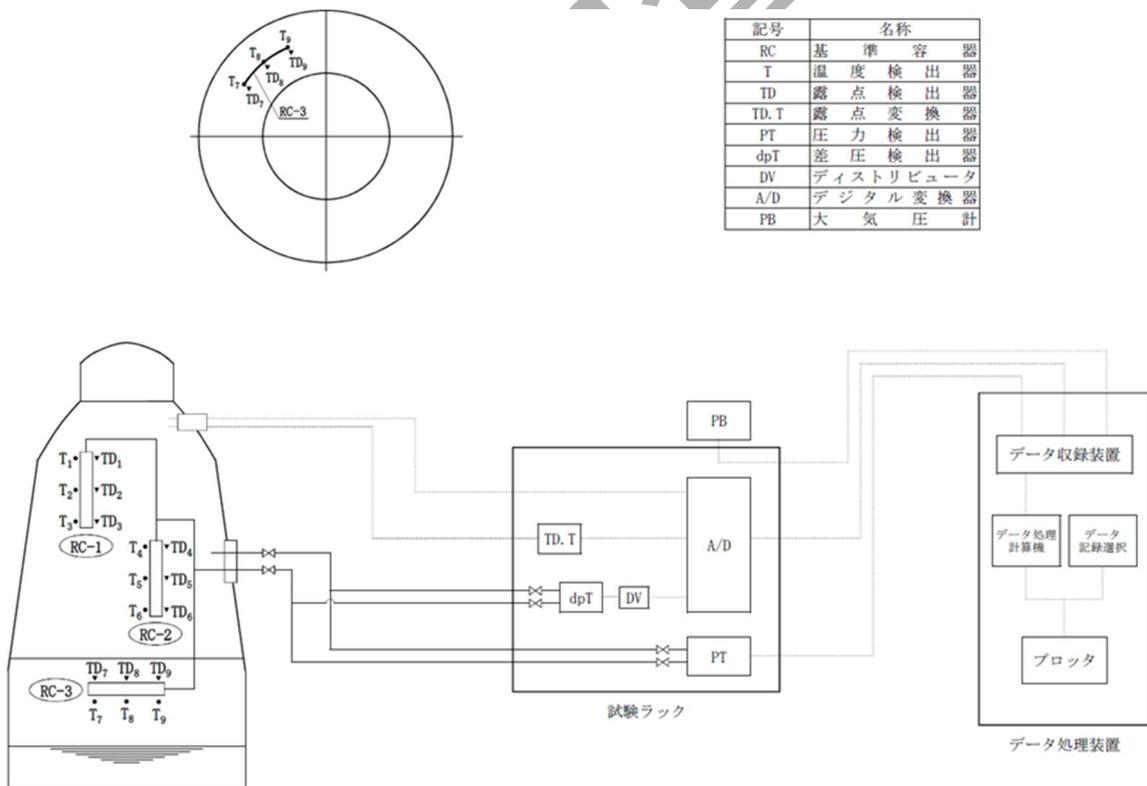


図 3.2.2 原子炉格納容器全体漏えい率試験装置配置系統図（その 2）

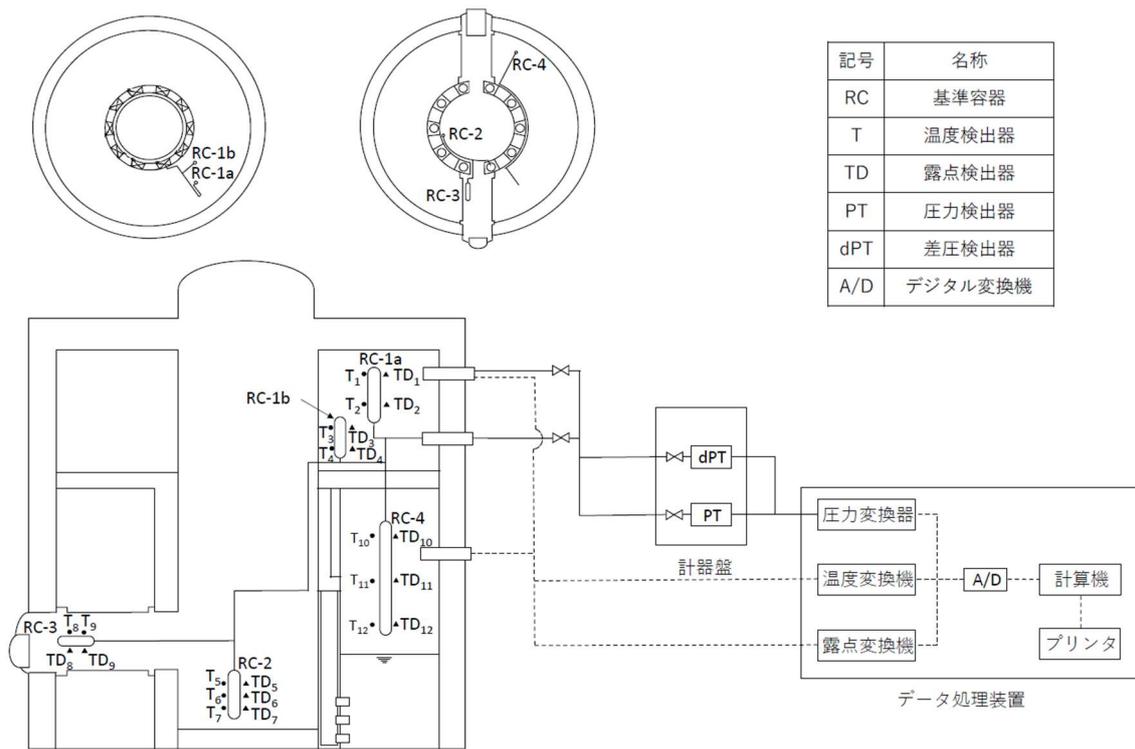


図 3.2.3 原子炉格納容器全体漏えい率試験装置配置系統図 (その3)

### 3.2.4 漏えい率の測定

#### 3.2.4.1 試験条件

- (1) 試験圧力  
2.4.3による。
- (2) 試験温度  
常温
- (3) 使用加圧気体（原子炉格納容器）  
窒素又は空気
- (4) 使用気体（基準容器）  
乾燥窒素又は乾燥空気
- (5) 試験時間

測定継続時間は24時間以下の時間で十分であることが実証される場合を除き、原則として24時間以上でなければならない。

#### 3.2.4.2 試験工程及び測定項目

全体漏えい率試験の工程の例を図3.2.4及び図3.2.5に示す。

試験中には、下記項目を少なくとも1時間の間隔で測定し記録する。

- (1) 原子炉格納容器内温度
  - (2) 原子炉格納容器内露点温度又は湿度
  - (3) 原子炉格納容器内圧力
  - (4) 大気圧
  - (5) 原子炉格納容器－基準容器差圧
  - (6) 室温
- } 又は原子炉格納容器内絶対圧力

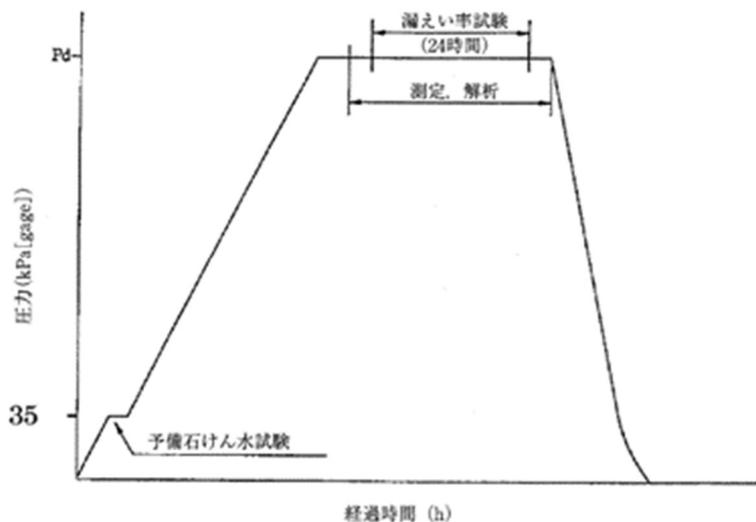


図 3.2.4 原子炉格納容器全体漏えい率試験標準工程例  
(使用前全体漏えい率試験  $P = P_0$ )

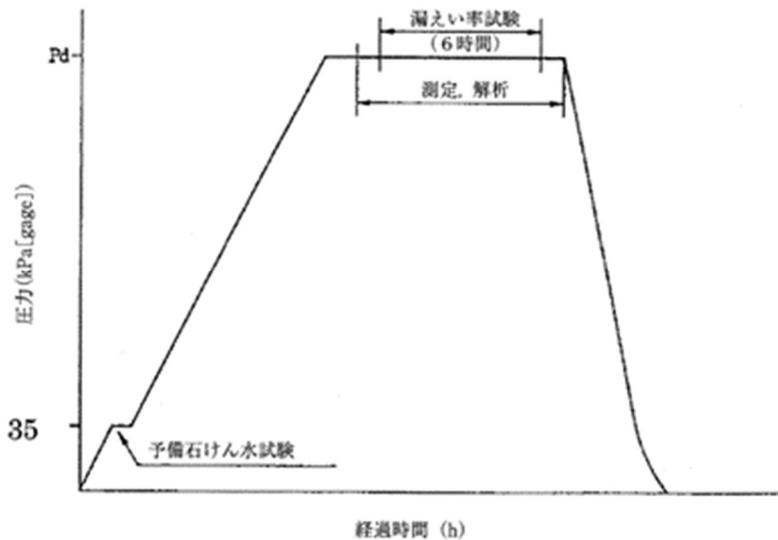


図 3.2.5 原子炉格納容器全体漏えい率試験標準工程例  
(定期全体漏えい率試験  $P = P_p$ , 試験時間短縮が認められた工程例)

### 3.2.4.3 測定開始基準時刻の決定

原子炉格納容器昇圧終了後、原子炉格納容器内温度及び湿度又は露点温度をプロットし、それらがほぼ静定したと思われる時点で差圧又は%漏えい量をプロットし、図 3.2.6 に示すように、それらのグラフがほぼ直線的に変化するようになった時刻を測定開始基準時刻として正式に測定を開始する。

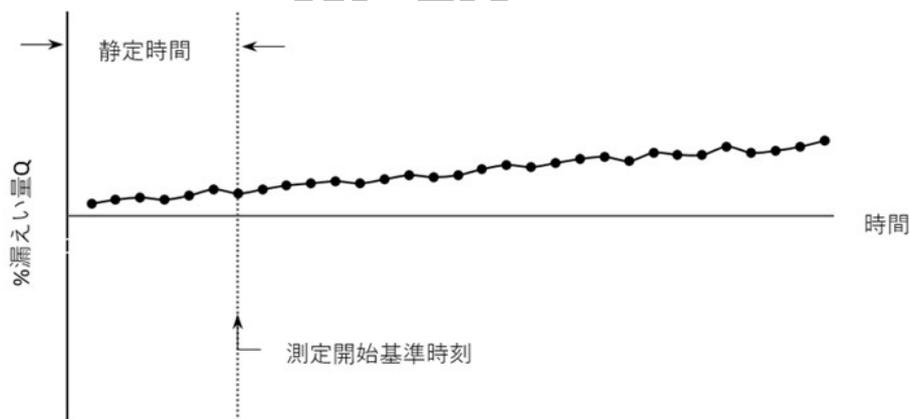


図 3.2.6 漏えい率試験結果

### 3.2.4.4 測定系の妥当性の確認

試験中に漏えい率が正常に測定されていることをチェックする目的で、試験開始時点よりの%漏えい量、平均温度、蒸気圧及び差圧をグラフにプロットする。プロットした図を図 3.2.7 に示す。また、測定中基準容器系に漏えいがないことに対する確証チェックをするため、図 3.2.8 に示す  $P'/T$  ( $P'$  : 基準容器内圧力,  $T$  : 原子炉格納容器内平均温度)

の関係をプロットする。(解説 3.2-1)

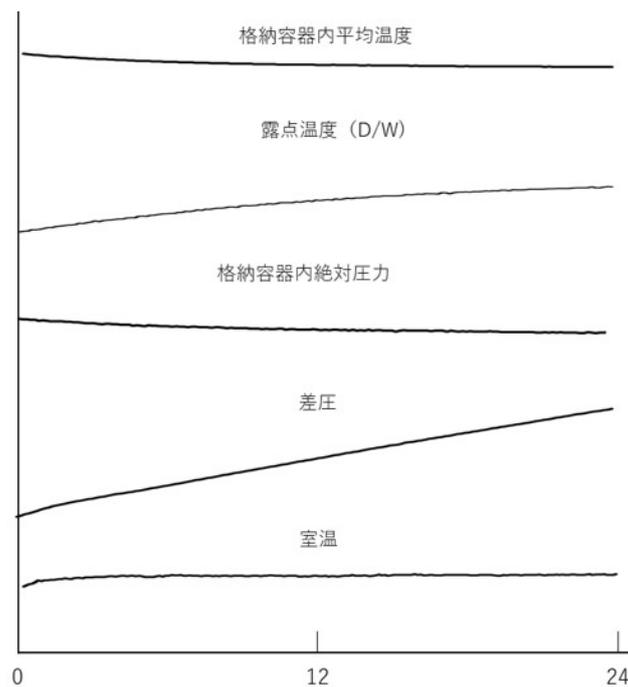
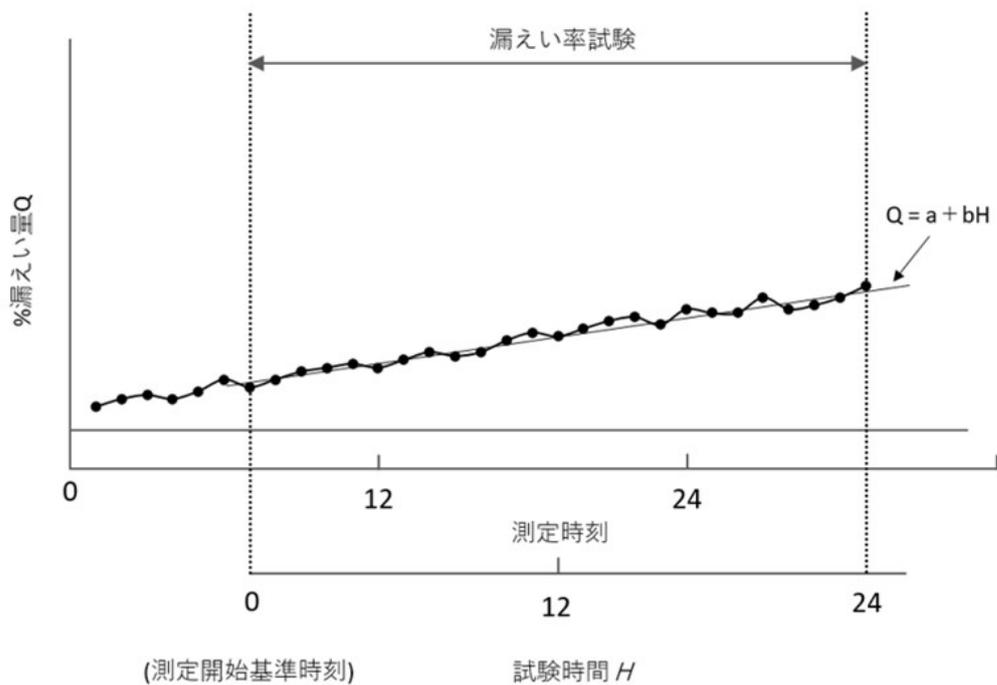


図 3.2.7 漏えい率試験結果

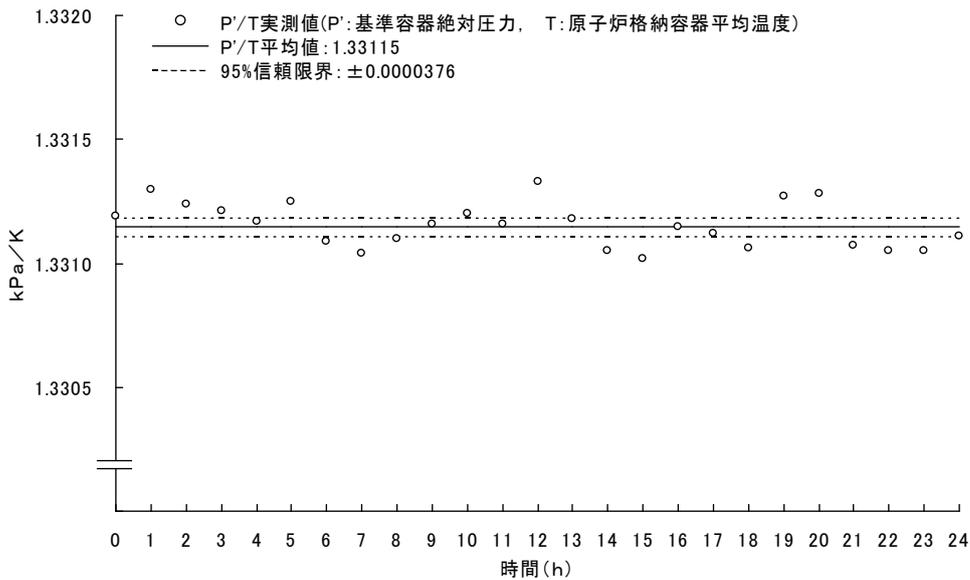


図 3.2.8 漏えい率試験測定系確認 ( $P'/T$  実測値及び  $P'/T$  平均値に対する 95%信頼限界)

### 3.2.4.5 データ処理

各測定データより、各測定時刻ごとにその時刻までの%漏えい量を求め、これらの値から 3.2.2.3 にしたがって、平均漏えい率及びその 95%信頼限界を算出する。また、図 3.2.7 を作成する。

なお、原子炉格納容器内平均温度  $T$  及び平均水蒸気分圧  $P_v$  は次式により求める。(解説 3.2-6) また、基準容器が代表する空間の水蒸気分圧は、露点温度の測定結果から蒸気圧表等を用いて求める。

$$T = \frac{1}{\sum \left( \frac{1}{T_i} W_i \right)} \quad : \text{加重調和平均}$$

$$P_v = \frac{\sum \left( \frac{P_{vi}}{T_i} W_i \right)}{\sum \left( \frac{1}{T_i} W_i \right)}$$

ただし

- $T$  : 原子炉格納容器内平均温度 (K)
- $T_i$  :  $i$  番目の基準容器が代表する空間の温度 (K)
- $P_v$  : 原子炉格納容器内平均水蒸気分圧 (kPa)
- $P_{vi}$  :  $i$  番目の基準容器が代表する空間の水蒸気分圧 (kPa)

$W_i = \frac{V_i}{V}$  :  $i$  番目の基準容器が代表する空間の原子炉格納容器容積に対する比

$V$  : 原子炉格納容器容積 (m<sup>3</sup>)

$V_i$  :  $i$ 番目の基準容器が代表する空間の容積 ( $\sum V_i = V$ ) (m<sup>3</sup>)

なお、 $P_{vi}$ を相対湿度から求める場合は、

$$P_{vi} = H_i P_{vsi}$$

すなわち、 $i$ 番目の空間の温度 $T_i$ に対する飽和水蒸気圧 $P_{vsi}$ と $i$ 番目の空間の相対湿度 $H_i$ を用いるものとする。

### 3.2.4.6 計器の校正及び試験

全体漏えい率試験に先立って、計器の試験、検査及び校正を以下に示すように行う。

#### (1) 基準容器系

##### ①耐圧試験

基準容器系が十分試験圧力に耐えることを確認する目的で、原子炉格納容器試験圧力の1.25倍の圧力で耐圧試験を行う。

保持時間は10分間とする。

##### ②基準容器漏えい試験(解説3.2-7)

基準容器漏えい試験は下記手順にしたがって行う。

(i) 耐圧試験後、基準容器を原子炉格納容器全体漏えい率試験圧力まで降圧する。

(ii) (i)の試験圧力にて24時間以上放置し、基準容器内圧力及び基準容器周囲の温度を1時間ごとに記録し下記の式にて圧力降下 $\Delta P$ を計算し、分散分析による有意差検定を行う。

有意差がなければ圧力降下 $\Delta P$ は試験時間に対し無関係であり、バラツキの範囲内で圧力降下は認められない。

漏えいではなく温度変化等の外乱により有意差が生じていると考えられる場合には、分散分析範囲に外乱が含まれないように試験基準時刻を移動して分散分析による有意差検定を再度行う。

$$\Delta P = 273.15 \times \left( \frac{P_1}{273.15 + T_1} - \frac{P_2}{273.15 + T_2} \right)$$

ここに、

$\Delta P$  : 圧力降下 (kPa)

$P_1$  : 試験基準時刻の基準容器内絶対圧力 (kPa[abs])

$P_2$  : 任意時間経過後の基準容器内絶対圧力 (kPa[abs])

$T_1$  : 試験基準時刻の基準容器内平均温度 (°C)

$T_2$  : 任意時間経過後の基準容器内平均温度 (°C)

なお、上記基準容器内平均温度は原子炉格納容器内各部の基準容器の容積を考慮して加重平均により求める。

(iii) 上記 (ii) 項により圧力降下が認められれば、石けん水試験等により漏えい箇所を特定し、漏えい箇所の補修を行い、再び本試験を行う。補修に当たっては必要に応じ基準容器を降圧する。

これを、圧力降下なし、と判定できるまで繰り返す。

圧力降下があるかどうか不明の場合は試験時間を延長して明確な判定が可能になるまで続ける。

この場合、試験開始時刻を必要に応じ変更してもよい。

(iv) 試験の判定

前記 (ii) 項の漏えい試験により圧力降下が認められなければ合格とする。

(2) 温度、湿度及び圧力測定系

計器盤据付完了後下記項目の試験を行う。

① 配線導通試験

全ての配線の導通を試験する。配線間違い、断線は補修を行うこと。

② 作動チェック

上記試験終了後、各計器の作動チェックを行い、正常に作動することを確認する。

なお、温度検出器、露点検出器及び圧力検出器はあらかじめ校正しておくこと。

### 3.2.5 試験記録標準様式

全体漏えい率試験の結果は下記の標準様式にしたがって記録する。

[記録項目]

1. 目的
2. 全体漏えい率試験
  - 2.1 試験条件：温度，圧力，使用気体，使用装置の概略を記載し，系統図，結線図を添付する。
  - 2.2 測定計器及び基準容器系の校正試験，検査の結果
  - 2.3 試験経過
  - 2.4 試験結果
    - 2.4.1 各測定時刻の測定値
    - 2.4.2 漏えい率測定系の妥当性の確認
    - 2.4.3 平均漏えい率及びその信頼限界
3. 全体漏えい率試験の結果に対する考察

[表記様式]

平均漏えい率の信頼限界（上の限界）と全体漏えい率試験記録には，本標準方案の表，図等の表記様式を用いる。

## 4. 原子炉格納容器局部漏えい率試験（B種及びC種試験）標準方案

### 4.1 目的

本方案は原子炉格納容器バウンダリを構成する原子炉格納容器貫通部及び原子炉格納容器隔離弁の局部漏えい率試験を圧力降下法により実施する場合の標準方案を定めるものである。

### 4.2 漏えい率の計算法

#### 4.2.1 記号

$Q$	: %漏えい量	(%)
$L_{ri}$	: 24 時間当たりの B 種及び C 種試験対象構成要素の%漏えい量 (以下 4. においては「漏えい率」という。)	(%/d)
$L$	: 原子炉格納容器換算漏えい率	(%/d)
$P$	: 任意時刻の絶対圧力	(kPa[abs])
$V_0$	: 原子炉格納容器内空間容積	( $m^3$ )
$V_i$	: B 種及び C 種試験対象構成要素内空間容積	( $m^3$ )
$G$	: B 種及び C 種試験対象構成要素内気体質量	(kg)
$T$	: B 種及び C 種試験対象構成要素内絶対温度	(K)
$R$	: 気体定数	(J/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)
$\Delta P$	: 圧力降下値 ( $\Delta P = P_1 - P_2$ )	(kPa)

単位

d : 24 時間

h : 1 時間

添字

1 : 測定開始基準時刻における値

2 : H 時間後の値

#### 4.2.2 漏えい率計算式

漏えい率の計算は試験対象構成要素内（被試験体）を気体で試験圧力まで加圧し Boyle-Charles の法則を適用して求める。

(1) 被試験体内状態式

$$\left. \begin{array}{l} P_1 V_i = G_1 R T_1 \\ P_2 V_i = G_2 R T_2 \end{array} \right\} \dots\dots\dots (4.2.1)$$

(2) %漏えい量

$$Q = \frac{G_1 - G_2}{G_1} \times 100 = \left(1 - \frac{P_2 T_1}{P_1 T_2}\right) \times 100 \quad (\%)$$

局部漏えい率試験では試験時間内における温度がほぼ一定であるので

$$Q = \frac{P_1 - P_2}{P_1} \times 100 = \frac{\Delta P}{P_1} \times 100 \quad (\%) \quad \dots\dots\dots (4.2.2)$$

(3) 漏えい率

$$L_{ri} = \frac{24}{H} Q = \frac{2400}{H} \cdot \frac{\Delta P}{P_1} \quad (\%/d) \quad \dots\dots\dots (4.2.3)$$

(4) 原子炉格納容器換算漏えい率

$$L = L_{ri} \frac{V_i}{V_o} \quad (\%/d) \quad \dots\dots\dots (4.2.4)$$

### 4.3 計器計画

#### 4.3.1 圧力降下法標準方案を用いる場合における基本的検討確認事項

局部漏えい率試験の測定精度の検討に当たって考慮すべき主要項目は下記の 2 項目とする。

- ① 漏えい率計算式省略による誤差 (解説 4-1)
- ② 計器精度による誤差 (解説 4-2)

#### 4.3.2 試験用計器及び測定精度

局部漏えい率試験 (B 種及び C 種試験) は試験対象構成要素の圧力降下量を測定して漏えい率を算出する試験であり、圧力測定が主体である。温度測定は温度変化が少ないことを確認するために試験対象構成要素の雰囲気温度を測定する。

各測定機器の精度は、表 4.3.1 に示す標準計器仕様によるものとする。

なお、表 4.3.1 の仕様と同等以上の性能を有する測定器を使用してもよい。

**表 4.3.1** 測定項目及び標準計器仕様

測定項目	測定器	測定範囲	精度
被試験体内 圧力	精密圧力計	0~500kPa[gage]以上	±0.2% of FS
	ブルドン管圧力計	0~400kPa[gage]以上	±0.6% of FS
雰囲気温度	棒状温度計	0~50℃	±1℃

(注) 試験対象構成要素空間容積が小さく、読み取り誤差による影響が小さいと考えられるものに対してはブルドン管圧力計を用いてもよい。(解説 4-3)

### 4.4 漏えい率の測定

#### 4.4.1 試験範囲

局部漏えい率試験は下記の試験範囲とする。

## B 種試験

- (1) エアロック
- (2) 機器搬入口
- (3) 配管貫通部（伸縮式配管貫通部，貫通配管フランジ部）
- (4) 電気配線用貫通部
- (5) 原子炉格納容器主フランジ

## C 種試験

### 原子炉格納容器隔離弁

ただし，原子炉格納容器設計用の想定事象の事故時及び事故後に原子炉格納容器内の雰囲気原子炉格納容器外へ開放されないことが確認された次の弁は除くことができる。（表 4.4.1 参照）

- (1) 原子炉格納容器内で閉じた系を構成する系統の隔離弁
- (2) 事故時及び事故後に原子炉格納容器隔離弁が水でシールされている系統の隔離弁
- (3) グランド部がベローズシールタイプの逃がし弁

### 4.4.2 試験条件

- (1) 試験圧力：2.5.3 及び 2.6.3 による。
- (2) 試験温度：常 温
- (3) 使用加圧気体：空気又は窒素

### 4.4.3 試験方法

- (1) 測定項目：圧力及び雰囲気温度  
圧力測定は原則として試験開始時と試験終了時とする。  
雰囲気温度は原子炉格納容器内外いずれか 1 箇所での測定とする。
- (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）
- (3) 試験具体例

#### B 種試験

- 図 4.4.1：エアロック漏えい率試験概念図例
- 図 4.4.2：機器搬入口漏えい率試験概念図例
- 図 4.4.3：配管貫通部漏えい率試験概念図例（伸縮式配管貫通部）
- 図 4.4.4：配管貫通部漏えい率試験概念図例（貫通配管閉止フランジ部）
- 図 4.4.5：電気配線用貫通部漏えい率試験概念図例
- 図 4.4.6：原子炉格納容器主フランジ漏えい率試験概念図例

#### C 種試験

- 図 4.4.7：原子炉格納容器隔離弁漏えい率試験概念図例

#### 4.4.4 データ処理

本規程 4.2.2 にしたがって原子炉格納容器換算漏えい率を算出し，記録すること。その例を表 4.4.2 及び表 4.4.3 の原子炉格納容器局部漏えい率試験記録に示す。

表 4.4.2 原子炉格納容器局部漏えい率試験記録 (B 種試験) 例

表 4.4.3 原子炉格納容器局部漏えい率試験記録 (C 種試験) 例

#### 4.5 試験記録標準様式

局部漏えい率試験の結果は下記の標準様式にしたがって記録する。

[記録項目]

1. 目的
2. 局部漏えい率試験
  - 2.1 試験条件
  - 2.2 測定計器の校正試験，検査の結果
  - 2.3 試験経過
  - 2.4 試験結果
3. 局部漏えい率試験の結果に対する考察

公衆審査専用

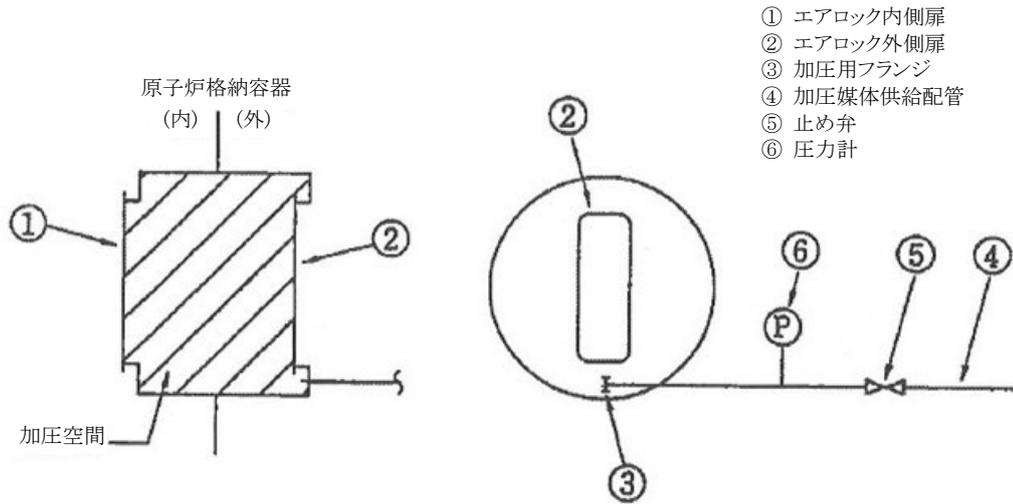


図 4.4.1 エアロック漏えい率試験概念図例

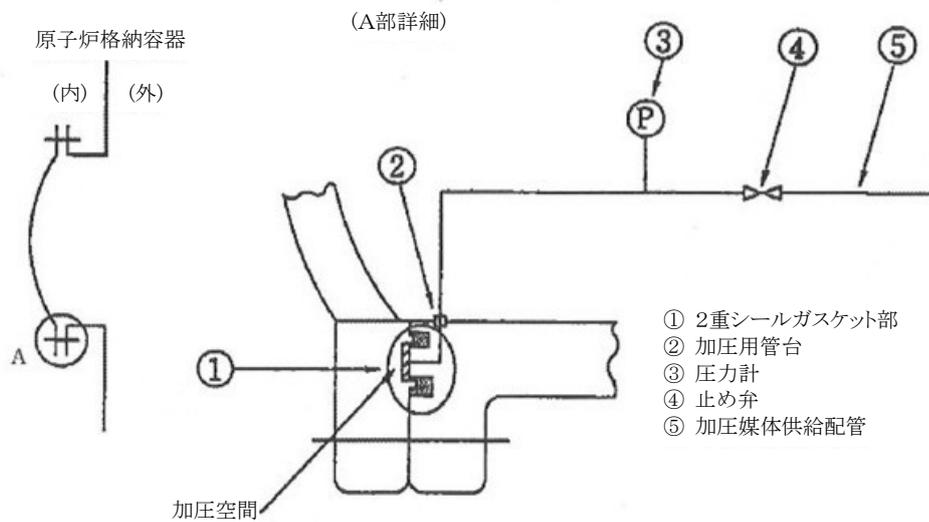


図 4.4.2 機器搬入口漏えい率試験概念図例

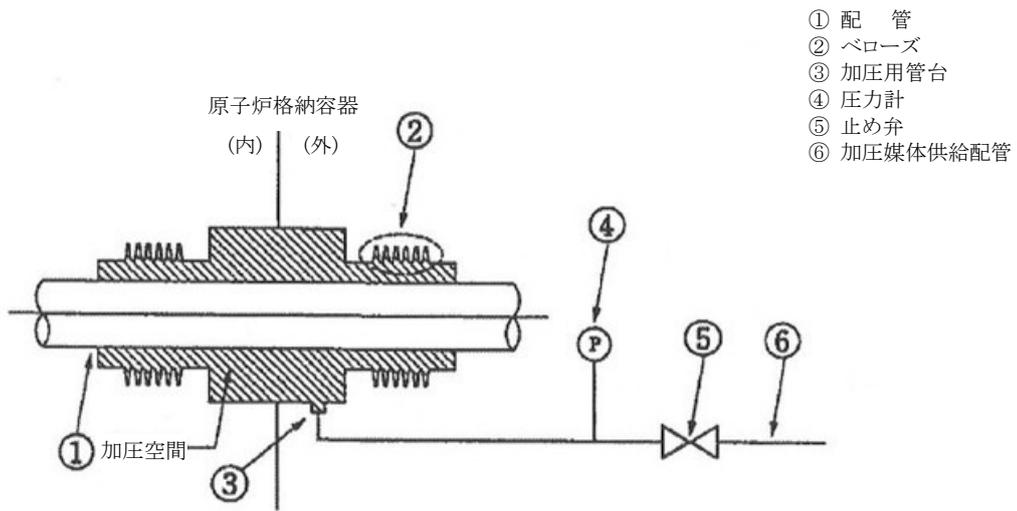


図 4.4.3 配管貫通部漏えい率試験概念図例（伸縮式配管貫通部）

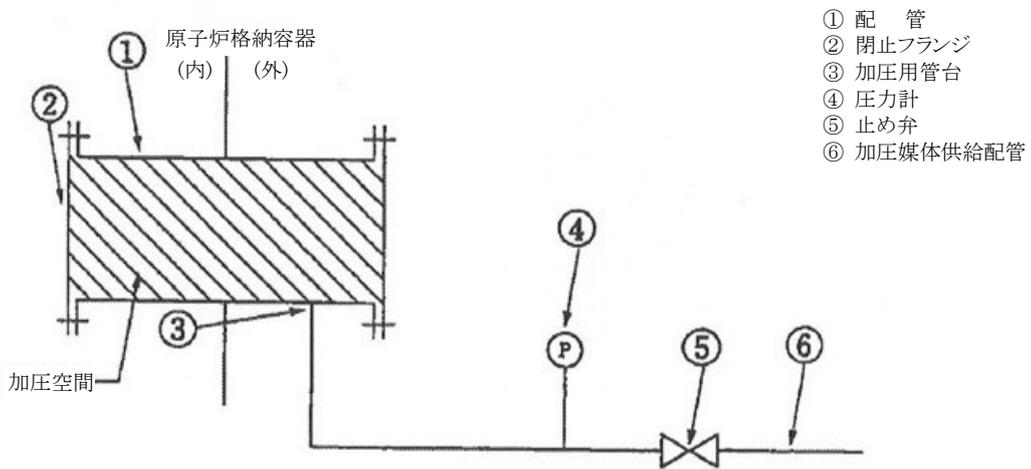
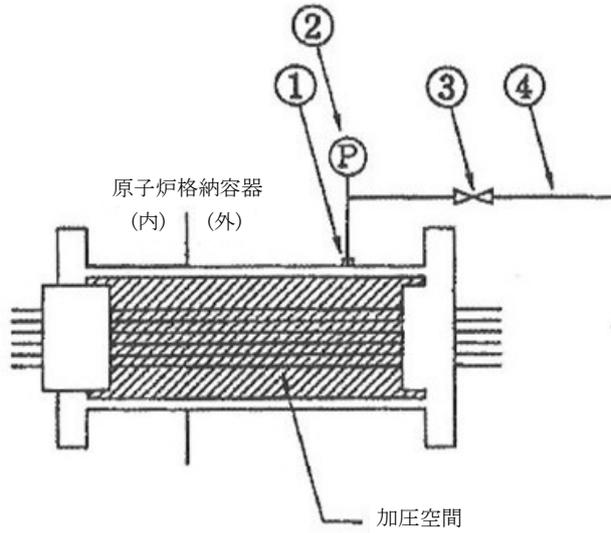


図 4.4.4 配管貫通部漏えい率試験概念図例（貫通配管閉止フランジ部）

キャニスタータイプ(例)

- ① 加圧管台
- ② 圧力計
- ③ 止め弁
- ④ 加圧媒体供給配管



モジュールタイプ(例)

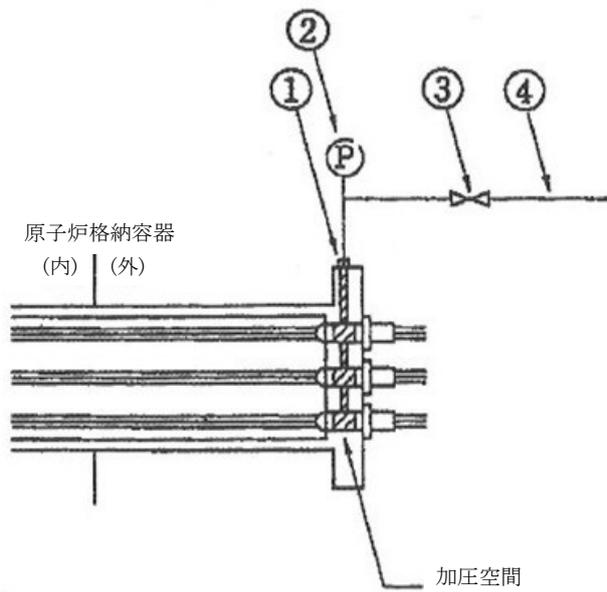


図 4.4.5 電気配線用貫通部漏えい率試験概念図例

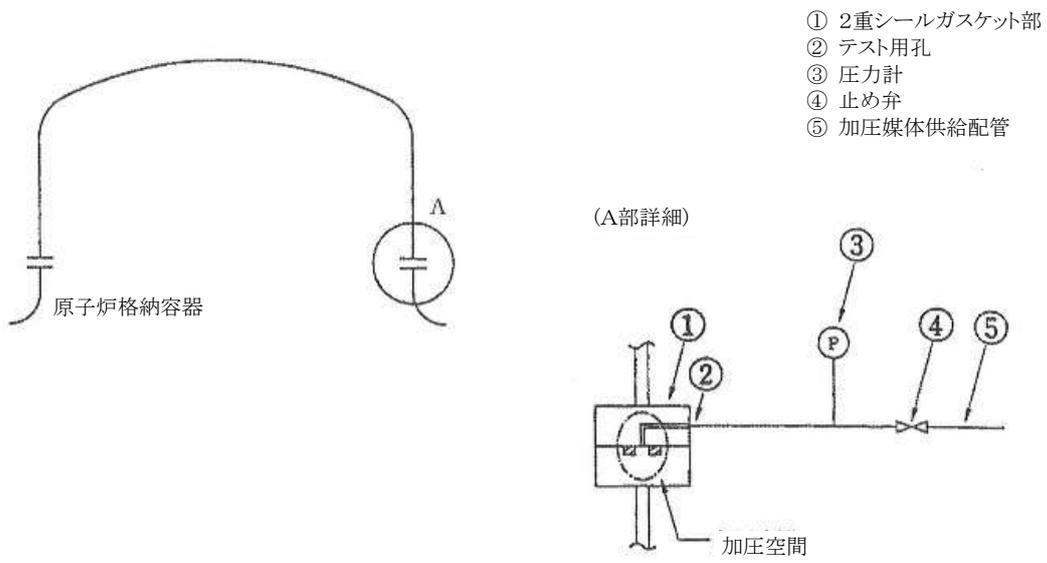


図 4.4.6 原子炉格納容器主フランジ漏えい率試験概念図例

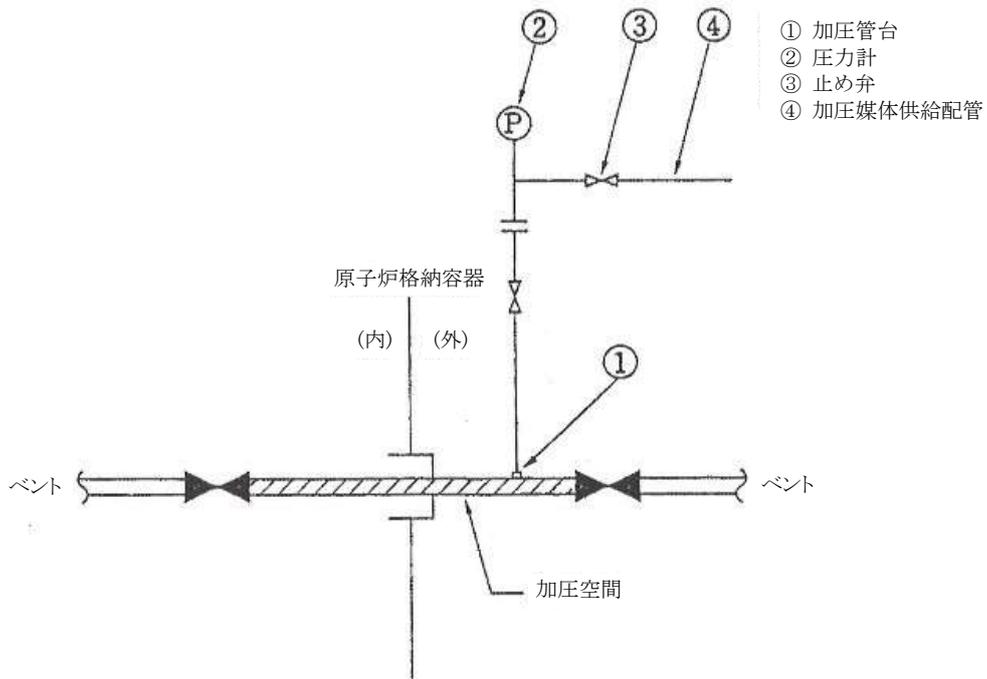


図 4.4.7 原子炉格納容器隔離弁漏えい率試験概念図例

表 4.4.1 C 種試験の除外例 (1/8)

JEAC 4602 の原子炉格納容器バウンダリの範囲	C 種試験を除外できる隔離弁の例	備 考
<p>[凡例]</p> <p>(1)  原子炉格納容器バウンダリ</p> <p>(2)  隔離弁で, ①通常時開, 事故時閉のもの ②通常時開, 事故時開のもの ③通常時閉, 事故時開のもの</p> <p>(3)  隔離弁で通常時閉, 事故時閉のもの</p> <p>(4)  内部に液体が滞留する配管</p> <p>(5)  連続している原子炉格納容器の中間を省略したもの</p> <p>(6)  圧力開放板</p>	<p>[凡例]</p> <p> 原子炉格納容器バウンダリ</p> <p> 事故時開状態の自動隔離弁</p> <p> 事故時閉状態の自動隔離弁 又は閉鎖隔離弁</p> <p> 内部に液体が満たされる配管</p> <p> 連続している原子炉格納容器の中間を省略したもの</p> <p> 事故時運転しているポンプ</p>	<p>—</p>

表 4.4.1 C 種試験の除外例 (2/8)

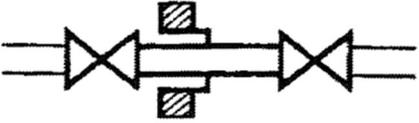
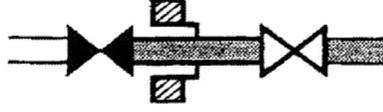
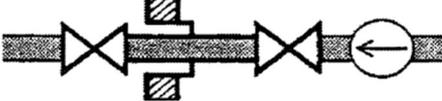
JEAC 4602 の原子炉格納容器/バウンダリの範囲	C 種試験を除外できる隔離弁の例	備 考
<p>図番1</p> <p>(内) (外)</p> 	<p>(内) (外)</p>   	<p>原子炉格納容器隔離弁が水でシールされている系統</p> <p>同 上</p> <p>事故時, 事故後運転する系統</p>

表 4.4.1 C 種試験の除外例 (3/8)

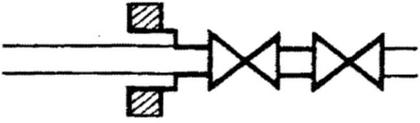
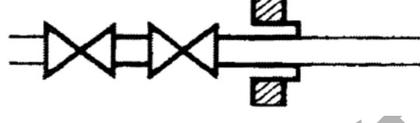
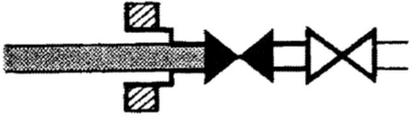
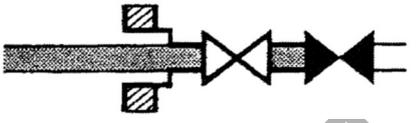
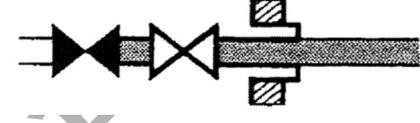
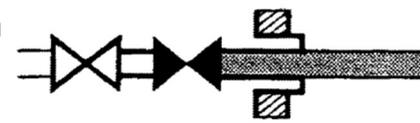
JEAC 4602 の原子炉格納容器バウンダリの範囲	C 種試験を除外できる隔離弁の例	備 考
<p>図番2</p> <div style="display: flex; justify-content: space-around;"> <div style="text-align: center;">(内)</div> <div style="text-align: center;">(外)</div> </div>  	<div style="display: flex; justify-content: space-around;"> <div style="text-align: center;">(内)</div> <div style="text-align: center;">(外)</div> </div>    	<p>原子炉格納容器隔離弁が水でシールされている系統</p> <p>同 上</p> <p>同 上</p> <p>同 上</p>

表 4.4.1 C種試験の除外例 (4/8)

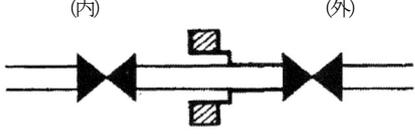
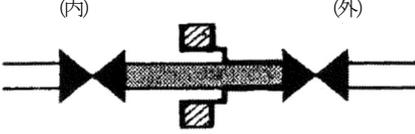
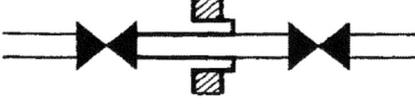
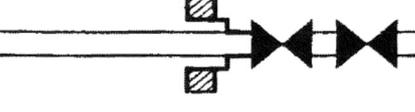
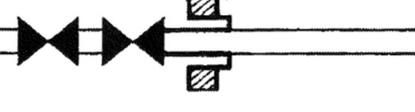
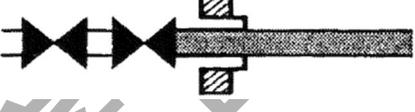
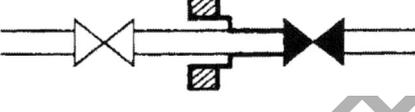
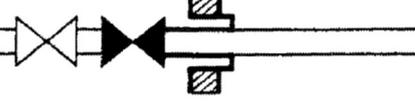
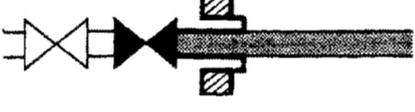
JEAC 4602 の原子炉格納容器バウンダリの範囲	C種試験を除外できる隔離弁の例	備 考
図番3 (内)  (外)	(内)  (外)	原子炉格納容器隔離弁が水でシールされている系統
		同 上
		同 上
		同 上
		同 上
		同 上
		同 上
		同 上

表 4.4.1 C種試験の除外例 (5/8)

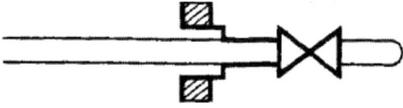
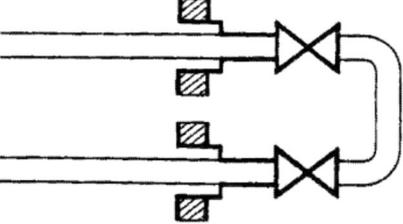
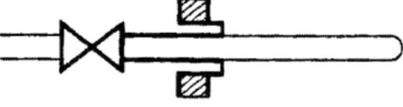
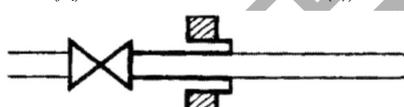
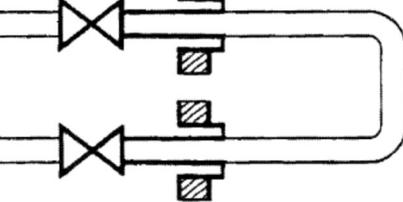
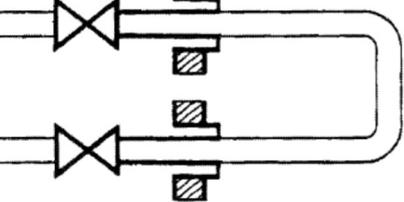
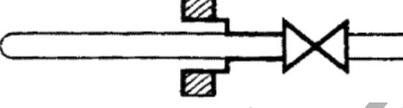
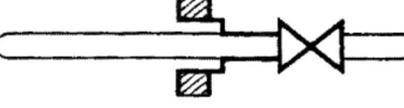
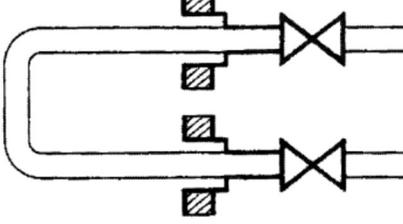
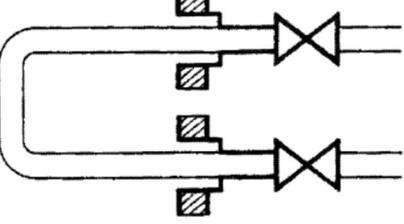
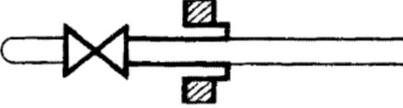
JEAC 4602 の原子炉格納容器/バウンダリの範囲	C種試験を除外できる隔離弁の例	備 考
図番4 (内)  (外)	C種試験対象	計装ラインのみC種試験対象外
	C種試験対象	
	(内)  (外)	閉じた系を構成する配管 { 行詰まり, あるいは環状 } の配管系
		同 上
		同 上
		同 上
	C種試験対象	

表 4.4.1 C 種試験の除外例 (6/8)

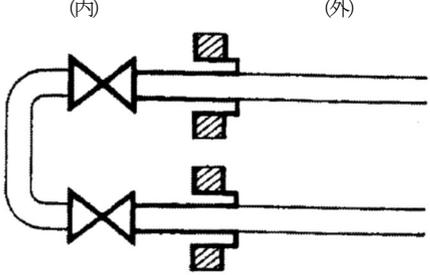
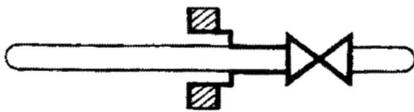
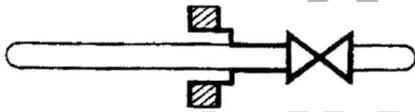
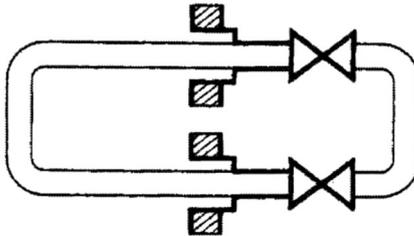
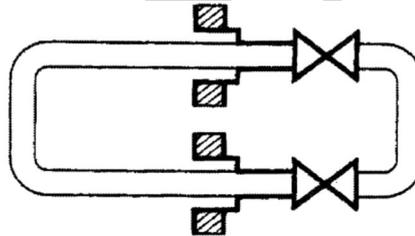
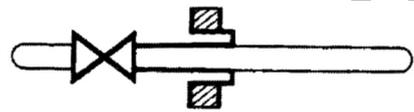
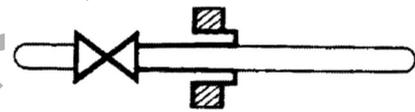
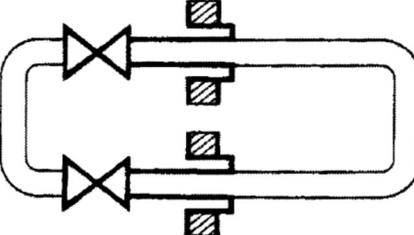
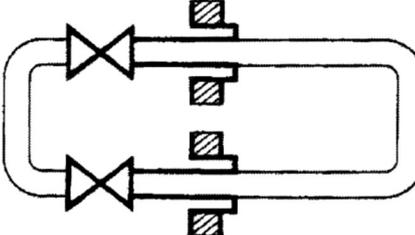
JEAC 4602 の原子炉格納容器/バウンダリの範囲	C 種試験を除外できる隔離弁の例	備 考
<p>図番4</p> <p>(内) (外)</p> 	<p>C 種試験対象</p>	
	<p>(内) (外)</p> 	<p>閉じた系を構成する配管 (行詰まり, あるいは環状)の配管系</p>
		
		
		

表 4.4.1 C 種試験の除外例 (7/8)

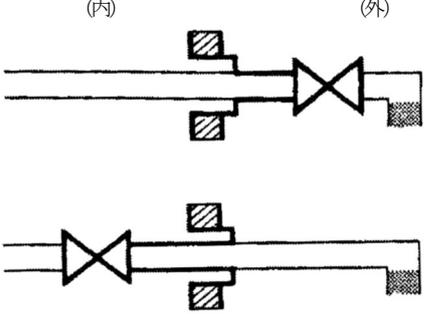
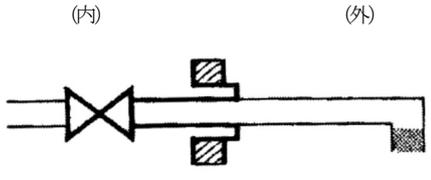
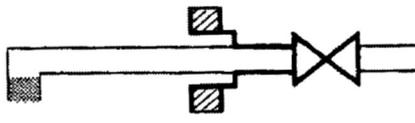
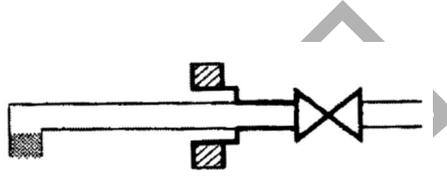
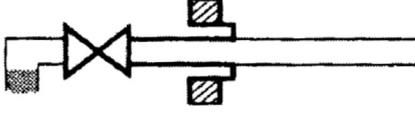
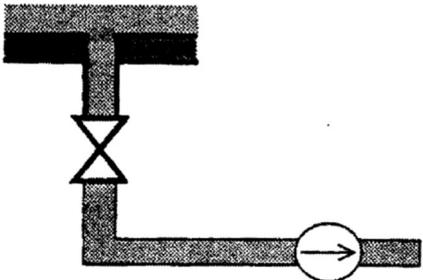
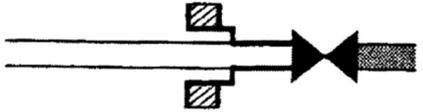
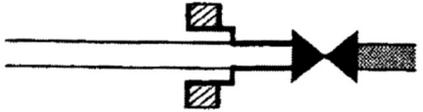
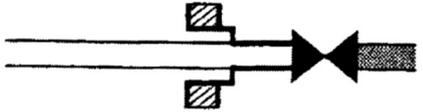
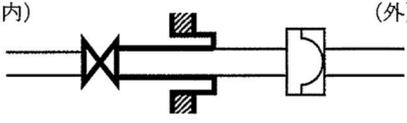
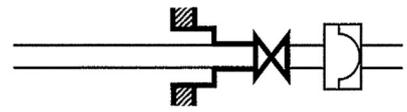
JEAC 4602 の原子炉格納容器/バウンダリの範囲	C 種試験を除外できる隔離弁の例	備 考
<p>図番5</p> <p>(内) (外)</p> 	<p>C 種試験対象</p> <p>(内) (外)</p> 	<p>構造上内部に液体が滞留する配管</p> <p>同 上</p>
		<p>同 上</p>
	<p>C 種試験対象</p>	<p>同 上</p>
		<p>事故時, 事故後運転する系統</p>
		<p>グラウンドがベローズシールタイプの逃し弁</p>

表 4.4.1 C 種試験の除外例 (8/8)

JEAC 4602 の原子炉格納容器バウンダリの範囲	C 種試験を除外できる隔離弁の例	備 考
図番 6 (内)  (外)	C 種試験対象	圧力開放板を 設けた配管
	C 種試験対象	

公眾審査用





# 原子炉格納容器の漏えい率試験規程

## 【解説】

公衆審査専用

## [解 説]

### 解説 1-1

日本電気協会電気技術規程「原子炉冷却材圧力バウンダリ, 原子炉格納容器バウンダリの範囲を定める規程(JEAC 4602-2016)」(解説-3)において、「原子炉冷却材系に係る施設の損壊等の際に, 構造上内部に滞留する液体により原子炉格納容器内の放射性物質が外部へ漏えいするおそれがない配管」とは「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」(平成 25 年 7 月 8 日施行)を踏まえ, 以下の全ての要件を満たすこととされている。

- a. 原子炉冷却材喪失事故時においても格納容器内において水封が維持されること
- b. 原子炉格納容器外側で閉じた系を構成すること
- c. 格納容器外へ導かれた水の漏えいによる放射性物質の放出量が, 原子炉冷却材喪失事故の格納容器内気相部からの漏えいによる放出量に比べて十分小さいこと

なお, a の「原子炉冷却材喪失事故時においても格納容器内において水封が維持されること」には, PWR の格納容器内サンプルに連絡された格納容器外側の立ち上がり配管内で水封状態が維持される場合も含まれる。b の「原子炉格納容器外側で閉じた系を構成すること」とは, 事故時の原子炉格納容器内圧上昇によっても期待する水封が維持されることを具体的に要求したものである。

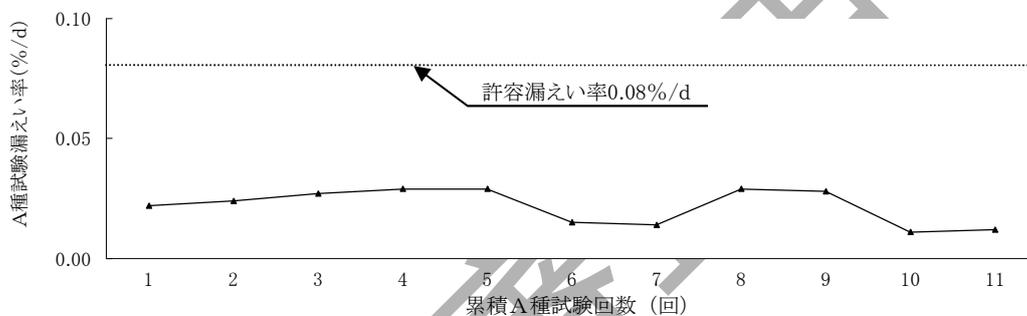
## 解説 2-1

原子炉格納容器本体とは、原子炉格納容器の胴板及び鏡板等をいう。

## 解説 2-2

第 2 回改定（1990 年 5 月 29 日）において、以下を根拠に A 種試験並びに B 種及び C 種試験を込み合わせた原子炉格納容器漏えい率試験を導入している。

代表プラントにおける A 種試験の実績を、解説図 2-2.1 に示す。これからわかるように、各試験回次とも許容漏えい率を十分満足しており、かつ回次を重ねるごとに A 種試験漏えい率が増加する傾向も認められない。よって、時間の経過とともに原子炉格納容器本体の劣化により、A 種試験漏えい率が増加するというような、経年変化はないと判断できる。また、その他のプラントについても試験結果の実績は代表プラントと同様であり、A 種試験の漏えい率に経年変化は認められない。

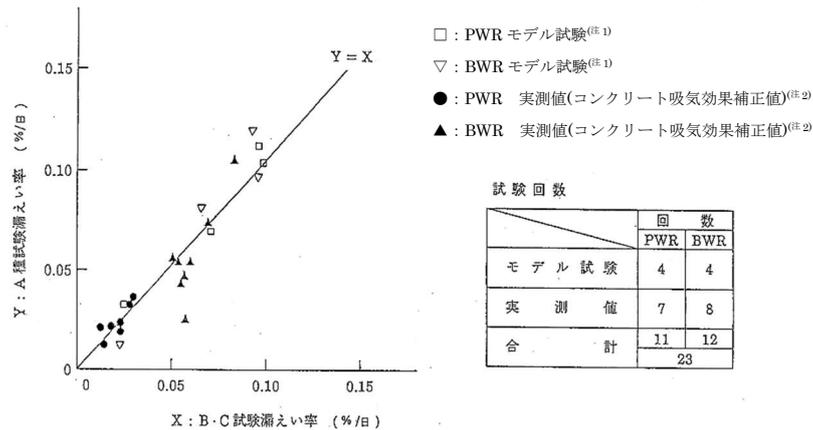


解説図 2-2.1 A 種試験結果（代表 PWR プラントの例）

次に、A 種試験は、原子炉格納容器全体を空気又は窒素で加圧して試験を行うため、加圧された空気又は窒素は原子炉格納容器バウンダリから漏えいする可能性があるとともに、原子炉格納容器内にあるコンクリート構造物にも浸透していく。このため、計測された漏えい率には、原子炉格納容器内部コンクリートへの浸入気体量（以下「コンクリート吸気効果」という。）も含まれるが、このコンクリート吸気効果の影響は、A 種試験の判定基準に対して必ず安全側に作用する。また、B 種及び C 種試験は、原子炉格納容器貫通部及び隔離弁の加圧対象範囲にコンクリート構造物が存在しないことから、コンクリート吸気効果の影響はない。

ここで、コンクリート吸気効果の評価については、1984 年 CANDU 炉をモデルに M.Toossi が ACI JOURNAL/January-February 1984 にて評価方法を発表しており、それを参考にモデル試験及び実機プラントのデータについてコンクリート吸気効果の影響を補正した結果、B 種及び C 種試験の総合漏えい率と A 種試験の漏えい率は、解説図 2-2.2 に示すようにほぼ同じ値となり、相関がみられる。

以上のことから、原子炉格納容器の漏えい率が判定基準以下であることを確認する試験方法として、B 種及び C 種試験は、A 種試験と同等である。



解説図 2-2.2 コンクリート吸気効果を補正した A 種試験並びに B 種及び C 種試験の関係

(注 1) 昭和 45 年度に、当時の代表的原子炉格納容器の 1/10 縮小モデルを使用し、計測した局部漏えい率と全体漏えい率 (PWR: 絶対圧力法, BWR: 基準容器法) を比較したデータである。

・ PWR モデル試験

モデル内の圧力を所定の圧力に加圧して、モデルに漏えいがないことを確認した後、予め設けてある人工漏えい孔から意図的に漏えいさせる状態で漏えい率を計測した試験である。試験としては、モデル試験 A 種試験漏えい率を求める方法として絶対圧力法を、モデル試験 B 種及び C 種試験漏えい率を求める方法として捕獲法を用い、これらを同時に実施しているものである。ここで、捕獲法については、漏えいした空気量を容器に捕集してその容積を測定し、質量に換算して漏えい率を求める方法であるが、局部からの漏えいを計測していることから、B 種及び C 種試験漏えい率に相当するものとみなし、その結果をモデル試験の B 種及び C 種試験結果としている。試験時間は約 24 時間で、設計圧力試験の圧力程度に加圧した 2 ケースと低圧試験の圧力程度に加圧した 2 ケースの合計 4 ケースの試験を実施している。

・ BWR モデル試験

PWR モデル試験のうち、モデル試験 A 種試験漏えい率を基準容器法により求めた試験である。また、試験時間及び試験圧力については、PWR モデル試験と同じである。

(注 2) PWR 実測値については、昭和 58 年以降昭和 63 年までの当時自主試験として B 種及び C 種試験を実施していた代表 2 プラントのデータである。

BWR 実測値については、昭和 56 年以降昭和 61 年までの当時自主試験として B 種及び C 種試験を実施していた代表 2 プラントのデータである。

解説 2-3

原子炉格納容器については、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規

則」第 44 条にて「一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障の際に漏えいする放射性物質が公衆に放射線障害を及ぼすおそれがないよう、次に定めるところにより原子炉格納施設を施設しなければならない。」と規定されており、本試験はこの確認を目的として実施する試験の一つであることから、原子炉格納容器設計用の想定事象後の弁開閉状態で行うことが妥当である。

なお、「**实用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則**」においても、原子炉格納容器の機能としては、原子炉格納容器設計用の想定事象に対し、適切に作動する隔離機能とあいまって所定の漏えい率を超えることがない設計であることが要求されている。本全体漏えい率試験においては、この設計要求を満足しているものであることを実機により確認していることから、原子炉格納容器設計用の想定事象後の弁開閉状態で行うことが妥当である。ただし、1 次冷却材漏えい事象時等、格納容器隔離機能が期待される場合において、格納容器隔離弁に単一故障が発生した場合、本来二重であるはずの隔離が部分的に一重となり、当該貫通部からの漏えいが増加することが予想されることを踏まえ、隔離弁の単一故障の有無に拘らず所定の漏えい率内に格納容器を施設するという設計要求を満足させるという観点から、以下のいずれかを要求することとした。

- ・ A 種試験について、「内側隔離弁も外側隔離弁も閉」として行う場合は、個々の隔離弁の個別想定漏えい量を明らかにし、A 種試験結果に単一故障による増分を加えても判定基準以内であることを確認すること。
- ・ 単一故障による漏えい量がわからない場合は、A 種試験は「内側隔離弁を開とし、外側隔離弁を閉とする」方法により、単一故障で内側隔離弁が閉まらないことを前提として試験すること。

#### 解説 2-4

工学的安全施設が作動するために開となる隔離弁を考えると、工学的安全施設が失敗することなく作動した場合、注水ラインは原子炉格納容器設計用の想定事象後の原子炉格納容器内圧より高い圧力の水で満たされているので、注水ラインから放射性物質を含んだ気体が漏えいすることを考える必要はない。

#### 解説 2-5

適切な処置とは、例えば当該の系統、機器等について、弁を閉止することにより隔離を行ったり、弁を開けることにより、試験時の原子炉格納容器圧力あるいは大気圧と均圧し、損傷の防止を図ることである。

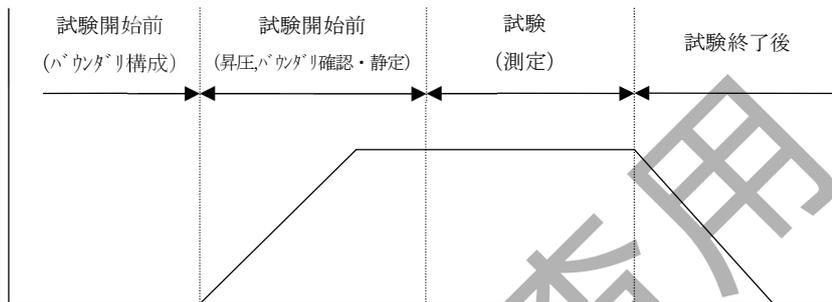
なお、具体例としてはそれぞれ以下のようなものがある。

- (1) 非常用炉心冷却系の吸い込み配管の隔離弁は原子炉格納容器設計用の想定事象後の状態は「開」であるが、本試験の実施によりサプレッションチェンバ内の水が流出するため、隔離する必要がある。
- (2) 原子炉格納容器の圧力計の一部については、本試験の圧力によって、その機能を喪失する恐れがあることから、隔離する必要がある。

## 解説 2-6

試験時における漏えいを減少させる行為は認められないものであるが、試験条件の確立に際し、試験のために原子炉格納容器設計用の想定事象時に開の弁を閉止する場合及び手動弁等についての増締め、調整については、この限りではない。また、増締めとは、具体的には、ハンドル等を用いて手動で、又はその他仮設の設備を用いて閉める操作をいい、調整とは弁の隔離性能に影響を及ぼす調整（ストローク調整又はトルク調整）をいう。以下に試験開始前、試験及び試験終了後の各試験段階における補修等の実施の可否について示す。

解説表 2-6 各試験段階における補修等の実施の可否



弁シート補修, エアロック扉取替等	○	○	× (実施した場合は補修後に 2.4.5 にしたがって漏えい率の確認が必要)	× (実施した場合は補修後に 2.4.5 にしたがって漏えい率の確認が必要)
自動隔離弁の増締め	×	×	×	×
自動隔離弁の調整	○	○	× (実施した場合は補修後に 2.4.5 にしたがって漏えい率の確認が必要)	× (実施した場合は補修後に 2.4.5 にしたがって漏えい率の確認が必要)
LOCA 時「開」、試験時「閉」となる弁の増締め, 調整	○	○	× (同上)	○
手動弁の増締め, 調整	○	○	× (同上)	○
グラント部, フランジ部の増締め	○	○	× (同上)	○

○：実施可，×：実施否

試験における隔離弁の状態は、原子炉格納容器設計用の想定事象後の状態でなければならない。自動隔離弁に対して、増締めを行うことは、この条件を覆すものであることから、バウンダリ構成以降の期間においてこれらの行為を禁止している。しかし、弁シート補修、

エアロック扉取替，自動隔離弁の調整のうちストローク調整又はトルク調整など，試験後の運転中及び冷却材喪失事故後に隔離弁が動作した状態において，その状態が維持されるものについては，試験開始前の期間においてのみ調整の実施を許容する。これは，試験開始前の期間においてこのような補修又は調整を行ったとしても，その後に実施される試験において，その状態での漏えい率を確認することができ，その状態が運転中も維持されるためである。同様に，手動弁の増締め若しくは調整又はグラウンド部若しくはフランジ部の増締めについても，これらの調整を行ったとしても，その状態は試験後の運転中及び冷却材喪失事故後に隔離弁が動作した状態において，その状態が維持されることが自明であるため，これらの行為を許容している。

## 解説 2-7 絶対圧力法と基準容器法について

原子炉格納容器の全体漏えい率試験は原則として絶対圧力法又は基準容器法で行うこととしている。いずれも原子炉格納容器を加圧し，その圧力変化を測定して漏えい率を求めるのであるが，絶対圧力法では絶対圧力の変化を測定し，基準容器法では原子炉格納容器内に無漏えいの基準容器を配置し，原子炉格納容器と基準容器の差圧の変化を測定する。

なお，温度と水蒸気圧を測定し，その変化の及ぼす影響を補正する。基準容器の加圧には乾燥空気又は乾燥窒素を用いる。

原子炉格納容器の一部又は全体が屋外に露出している原子炉格納容器では原子炉格納容器内の温度分布が複雑で，変化が激しく，原子炉格納容器容積も大きいので，多数の基準容器を配置しなければならず，また基準容器内の温度が原子炉格納容器の温度に十分追従できないので，基準容器法よりも絶対圧力法の方が適している。原子炉格納容器が建屋内にある場合は温度分布が比較的単純でほとんど変化しないので，温度測定点も基準容器の数も少なくてもよいので，基準容器法，絶対圧力法のいずれも使用できるが，同程度の計器を使用する場合，基準容器法の方が誤差が小さい。

以下に絶対圧力法と基準容器法の基本式を比較のために示す。

なお，原子炉格納容器，基準容器の体積変化は無視する。基準容器内平均温度は原子炉格納容器内平均温度に等しいとする。

- (記号)  $P$  : 原子炉格納容器内の空気分圧 (絶対圧力)  
 $p$  : 基準容器の内圧 (絶対圧力)  
 $V$  : 原子炉格納容器の容積  
 $v$  : 基準容器の容積  
 $T$  : 原子炉格納容器内平均温度 (=基準容器内平均温度)  
 $N$  : 原子炉格納容器内気体のモル数  
 $n$  : 基準容器内気体のモル数  
 $R$  : 気体定数

添字 1 は試験開始時，2 は一定時間経過後を示す。 $\Delta$ はこの間の変化を示す。

$$(\Delta N = N_1 - N_2, \Delta P = P_1 - P_2, \dots)$$

なお，標準方案では上記と異なる記号を用いている場合がある。

(絶対圧力法)

$PV = NRT$ から、

$$\frac{\Delta N}{N_1} = 1 - \frac{T_1}{T_2} \cdot \frac{P_2}{P_1} = \frac{T_1}{T_2} \left( \frac{\Delta P}{P_1} - \frac{\Delta T}{T_1} \right) \dots\dots\dots \text{(解 2-7.1)}$$

(基準容器法)

$PV = NRT, pv = nRT$

$(P - p) = \left( \frac{N}{V} - \frac{n}{v} \right) RT$ から、

$$\frac{\Delta N}{N_1} = \frac{(P-p)_1}{P_1} - \frac{T_1}{T_2} \cdot \frac{(P-p)_2}{P_1} = \frac{T_1}{T_2} \left( \frac{\Delta(P-p)}{P_1} - \frac{(P-p)_1}{P_1} \cdot \frac{\Delta T}{T_1} \right) \dots\dots\dots \text{(解 2-7.2)}$$

試験開始時に $P_1 = p_1$ としておけば $(P - p)_1 = 0$ であり、また、ほぼ等しくしておくだけでも $(P - p)_1/P_1 \ll 1$ である。したがって、(解 2-7.1) 式と (解 2-7.2) 式の温度変化の影響を示す項を比較すると (解 2-7.2) 式の方がはるかに小さい。しかし、元来基準容器法が温度変化の小さい原子炉格納容器に採用されることを考えれば温度変化の影響の項を小さくしてもこの効果は小さい。むしろ、温度変化の激しい原子炉格納容器に対してこそ基準容器法が有利に見えるが、基準容器内温度に追従できないので基準容器法は適していない。基準容器法の長所は絶対圧力 $P_0$ の変化を測定するのではなく、差圧 $(P - p)$ の変化を測定するので、測定精度を上げることが比較的容易な点にある。

### 解説 2-8

本規程制定当時においては、国内におけるプラント数及び A 種試験の実績が少なかったことから、各プラントでの実績が蓄積され 24 時間以内で十分評価できると判断されるまでの間、A 種試験は 24 時間以上測定することとしていた。その後、国内プラントにおける実績が蓄積されたことから、24 時間継続測定した場合の漏えい率と同等な評価ができる時間まで A 種試験の測定継続時間の短縮を図った。具体的な評価内容は以下のとおりである。

A 種試験の測定継続時間が 24 時間以下で十分であることの検証を、昭和 55 年以降、昭和 60 年までの BWR プラントの測定データ (43 件) に基づいて行った。

A 種試験の測定継続時間が 24 時間以下で十分であること条件としては下記が挙げられる。

- ・各プラントの試験実績において、24 時間継続測定した場合の平均漏えい率に 95%信頼限界を加味した漏えい率 (最大漏えい率) が許容漏えい率より十分小さいこと。
- ・測定継続時間を短縮した場合でも、その平均漏えい率が 24 時間継続測定した値と比

較して大差のないこと。

また、43件のデータからは次の結果が得られた。

- ・43件のうちで最大漏えい率が最も大きいものでも0.23 (%/d) 程度であり、一般的な許容漏えい率0.45 (%/d) に比べて十分小さい値であった。
- ・測定継続時間を2～18時間の間で短縮した場合の平均漏えい率と24時間継続測定した場合の平均漏えい率の差を評価した結果、解説表2-8.1に示すとおり、6時間以上の測定継続時間をとれば全体の95%以上で両者の差が0.05 (%/d) 以下となることが確認できた。

したがって、測定時間を6時間以上として得られた平均漏えい率は、24時間継続測定した場合の平均漏えい率と同等であるといえる。

なお、測定時間を短縮し測定回数が少なくなるとt分布値が大きくなるため、これを使用している95%信頼限界の値も大きくなる(3.2.2.3(2)参照)。測定時間を短縮する場合には測定回数が24時間継続試験と同数になるよう測定間隔も短縮することで、95%信頼限界の値を24時間継続試験とほぼ同等とすることができる。

よって、A種試験の測定継続時間を10年に1回は24時間以上とし、それ以外の毎回の試験では6時間以上(測定データ数は24時間と同数)としてもよい。ただし、前回の測定継続時間が24時間以上のA種試験から10年経過した時点においてプラント停止中の場合は、測定継続時間が24時間以上のA種試験をプラント起動までに行うこととする。

解説表 2-8.1 平均漏えい率差分布表

測定時間 $L_{24}-L_n$	-0.09	-0.08	-0.07	-0.06	-0.05	-0.04	-0.03	-0.02	-0.01	0	0.01	0.02	0.03	0.04	0.05	0.06 以上	$ L_{24}-L_n  < 0.05$ となる 定検回数	$ L_{24}-L_n  < 0.05$ となる 割合
	～ -0.08	～ -0.07	～ -0.06	～ -0.05	～ -0.04	～ -0.03	～ -0.02	～ -0.01	～ 0	～ 0.01	～ 0.02	～ 0.03	～ 0.04	～ 0.05				
n=2	1	1	2	4	2	5	4	8	7	2	4	0	2	0	1	0	34回	79.1%
n=4	0	0	1	2	2	7	4	10	7	2	4	2	1	1	0	0	40回	93.0%
n=6	0	0	1	1	2	4	5	8	11	5	2	3	1	0	0	0	41回	95.3%
n=8	0	1	0	0	1	3	5	8	12	6	3	2	2	0	0	0	42回	97.7%
n=12	0	0	1	0	0	0	2	8	13	11	6	1	0	0	0	1	41回	95.3%
n=18	0	0	0	0	0	0	1	3	17	19	2	0	1	0	0	0	43回	100%
考察	測定継続時間を6時間としても、 $ L_{24}-L_n  < 0.05$ となる割合が95%以上となっている。																	

## 解説 2-9

供用期間中検査の検査間隔に鑑み、10年間の検査間隔に1回は設計圧力によるA種試験を実施することとする。ただし、前回の設計圧力によるA種試験から10年経過した時点において停止中の場合は、設計圧力によるA種試験をプラント起動までに行うこととする。

なお、一般的な場合、B種及びC種試験と組み合わせた場合には、A種試験は設計圧力試験、低圧試験を交互に実施することとなるが、長期停止等があった場合、A種試験を、2回連続、設計圧力で実施することが必要となる場合もある。

解説表 2-9 PWRにおけるA種試験並びにB種及びC種試験のスケジュール例

定期事業者検査 の回数 試験種別	第 n 回	第 n+1 回	第 n+2 回	第 n+3 回	第 n+4 回	第 n+5 回	第 n+6 回
A種試験(設計圧)	○	—	—	—	—	—	○
A種試験(低圧)	—	—	—	○	—	—	—
B種及びC種試験	—	○	○	—	○	○	—
期 間	第 n+6 回までの期間は $(13 + 2) \times 6 = 90$ ヶ月。 なお、次の A 種試験実施時期は第 n+9 回定検となり、 $(13 + 2) \times 9 = 135$ ヶ月後となる。						

(定期事業者検査間隔を 13 ヶ月、定期事業者検査期間を 2 ヶ月とした場合)

## 解説 2-10

### (1) 低圧試験の保守性について

加圧された容器からの気体の漏えい流量は、容器内の圧力、温度、気体の種類、漏えい流路の形状、大きさ、長さ、表面粗さ等の種々の条件により影響を受ける。一般に、漏えい部で生じる流れの形態は、分子流と連続流に分類される。さらに、連続流は層流と乱流に分類され、流れに伴う密度変化の大小からは圧縮性流れと非圧縮性流れに分類できる。

漏えい流量の圧力依存性は、このような流れの物理的形態ごとに異なるため、低圧試験に基づいて実機の漏えい流量を評価する場合には、そのことを考慮することが必要である。以下に、それぞれの流れの分類について、その特徴を示す。

#### ① 分子流と連続流

この分類の指標として、分子の平均自由行程 $\lambda$ と流路の等価直径 $\alpha$ の比であるクヌーセン数 $Kn = \lambda/\alpha$ が用いられる。

工学上の気体の流れでは、多くの場合、流路の等価直径が気体分子の平均自由行程に比べはるかに大きい ( $Kn \ll 1$ )。このような場合には、壁面近傍での気体の運動は、粘

性すなわち分子相互の衝突による運動量交換によって支配され、壁面上の気体の速度はゼロとみなすことができる。これは、流路断面内に多数の分子が存在し連続体とみなせるような流体の流れ、すなわち連続流の特徴である。しかし、流路の等価直径が気体分子の平均自由行程の 100 倍程度以下 ( $Kn > 0.01$ ) の場合には、分子相互の衝突頻度が分子と壁面の衝突頻度に比べて十分に大きくないために、気体と壁面のすべりが有意となる。これは、分子相互の衝突の影響が相対的に小さな流れ、すなわち分子流の特徴である。

常温・常圧の空気の平均自由行程は約 65nm であるため、等価直径が 1 $\mu$ m 程度以下の狭い隙間又は細孔からの漏えいでは、漏えい流量に対するすべりの影響が現れ、等価直径の減少とともにすべりの影響が顕著となる。ただし、格納容器において、このように等価直径が極めて小さい流路からの漏えいが問題となる可能性は小さい。

## ② 層流と乱流

この分類の指標としては、流体に働く慣性力と粘性力との比であるレイノルズ数が用いられる。流路内におけるレイノルズ数は代表流速  $u$ 、流路の等価直径  $D$ 、流体の動粘性係数  $\nu$  を用いて  $Re = uD/\nu$  と表される。

レイノルズ数が約 2000~3000 以下では、流れに含まれる時間的な変動が時間とともに発達せず流れは安定に保たれる。この場合、流れは層状となり、運動量の交換は粘性のみにより行われる。このような流れを層流という。これに対し、よりレイノルズ数が高い条件では、壁面付近の流れの時間的な変動が時間とともに発達し、流れの中に種々のスケールの渦が生成消滅する乱れた様相を呈する。この場合、運動量の交換は、粘性に加えて巨視的な流体塊の移動によって行われる。このような乱れた状態の流れを乱流という。

## ③ 圧縮性流れと非圧縮性流れ

この分類の指標としては、流速  $u$  と音速  $c$  の比であるマッハ数  $M = u/c$  が使用される。一般に、マッハ数が 0.3 以上となる流れでは、流速の変化に伴う圧力の変化による密度の変化が顕著となる。漏えい流路内のマッハ数は、格納容器内外の圧力比と、流路の摩擦係数、流路入口形状などによって決まる。実機のように圧力比が大きい場合でも、漏えい流路全長  $l$  が等価直径  $D$  に比べて十分大きければ、摩擦によって流速が制限され、圧縮性の影響は顕著とならない。この場合にも、流路長に沿う圧力の減少に伴って密度が変化するが、局所的には非圧縮流として取り扱うことができ、近似的には流路全長の平均密度を用いて圧力差と流量の関係を求めることができる。

ここで、原子炉格納容器全体漏えい率試験に係る漏えいを考えた場合、漏えい箇所は 1 箇所に限定できず、また、それらが同じ漏えい形態を示すとは限らない。

そのため、漏えいの形態として、物理的現象の相違から分類された分子流、層流及び乱流を考慮する。漏えい流路について、実機では流路全長  $l$  が等価直径  $D$  に比べ十分大きいと考えられるが、ここでは、弁座と弁体間の比較的大きな間隙からの漏えいのように  $l/D$  が小さい場合も想定し、これらを代表させるため、円管状の漏えい流路とオリフィ

ス状の漏えい流路について考慮する。

以下に、各流動形態、漏えい形状モデルに対する漏えい流量を示す。(出典：U. S. Reactor Containment Technology U. S. AEC Report ORNL-NSIC-5 August 1965)

(a) 円管状漏えい流路

代表的な漏えい形状モデルとして円管状の漏えい流路を考えた場合、上記のそれぞれの流れに対し、漏えい流量 $w$ が、以下のように表される。

なお、ここでは、漏えい流路に沿って圧力が変化するため、密度としては平均密度を用いている。

① 分子流

格納容器において問題となる可能性のある漏えい流のクヌーセン数は高々0.1程度以下と考えられるが、極端な場合として、きわめて小さな等価直径を持つ流路 ( $Kn > 10$ ) を考えると、以下の式が成り立つ。

$$w = K_1 \cdot \frac{D^3}{l} \cdot \frac{P_a - P_0}{(RT)^{1/2}} \dots \dots \dots \text{(解 2-10.1)}$$

② 層流

$$w = K_2 \cdot \frac{AD^2}{\mu l} \cdot \frac{1}{RT} (P_a^2 - P_0^2) \dots \dots \dots \text{(解 2-10.2)}$$

③ 乱流

・漏えい流路表面が滑らかな場合(摩擦係数にブラジウスの式を使用)

$$w = K_3 A \cdot \frac{D^{5/7}}{\mu^{1/7}} \left( \frac{P_a^2 - P_0^2}{lRT} \right)^{4/7} \dots \dots \dots \text{(解 2-10.3)}$$

・漏えい流路表面が十分粗い場合(摩擦係数が一定)

$$w = K_4 A \left[ \frac{D}{fl} \cdot \frac{1}{RT} (P_a^2 - P_0^2) \right]^{1/2} \dots \dots \dots \text{(解 2-10.4)}$$

(b) オリフィス状漏えい流路

オリフィスのように $l/D$ が小さい場合、流体と流路壁の摩擦の影響は小さく、圧力の変化は、主として流速の変化(加速)によって起こる。

上流と下流の圧力比 $P_0/P_a$ が、 $(2/(\kappa + 1))^{\kappa/(\kappa-1)}$  (比熱比 $\kappa$ が1.4の場合0.528)よ

り小さくなると、オリフィス部で音速になり、チョーク現象<sup>(注1)</sup>が生じる。したがって、この場合、以下のように分類される。

① チョーク流でない場合  $(P_0 / P_a \geq (2 / (\kappa + 1))^{\kappa / (\kappa - 1)})$  の時

$$w = C_d A \left\{ \frac{P_a^2}{RT} \cdot \frac{2\kappa}{\kappa - 1} \left[ 1 - \left( \frac{P_0}{P_a} \right)^{(\kappa - 1) / \kappa} \right] \right\}^{1/2} \left( \frac{P_0}{P_a} \right)^{1/\kappa} \dots\dots\dots \text{(解 2-10.5)}$$

② チョーク流の場合  $(P_0 / P_a < (2 / (\kappa + 1))^{\kappa / (\kappa - 1)})$  の時

$$w = C_d A \left( \frac{P_a^2}{RT} \cdot \frac{2\kappa}{\kappa + 1} \right)^{1/2} \left( \frac{2}{\kappa + 1} \right)^{1/(\kappa - 1)} \dots\dots\dots \text{(解 2-10.6)}$$

(注1) チョーク現象：ノズルの上流圧力を一定に保ち、下流圧力を減少させて流量を増加させてゆくと、下流側の圧力が臨界圧力に達した時点で、ノズルのど部の流速が音速に達する。このとき、更に下流部の圧力を下げても、下流部の影響が上流に及ばないため、もはや流量が増加しなくなる。この臨界状態をチョーキング(閉塞)という。このような現象をチョーク現象という。

以上のように、原子炉格納容器からの気体の漏えいは、容器内の圧力、温度、漏えい流路の形状、大きさ、長さ、流路表面形状及び粘性等、種々の条件によって影響される。また、漏えい部が複数ある場合は、これらの複合として、その効果が現れてくる。したがって、漏えい量を予測するに当たっては、保守的に評価する必要がある。

漏えいを評価する場合、ここでは、以下に示す漏えい比率を用いる。気体の状態方程式から設計圧力試験と低圧試験の漏えい率の関係は、原子炉格納容器内容積、気体定数、温度、気体粘性係数、流路の大きさ(流路径、流路長さ)、摩擦係数が工学的に同一である場合、以下で表される。

$$\frac{L_t}{L_p} = \frac{w_t}{w_p} \cdot \frac{P_p}{P_t} \dots\dots\dots \text{(解 2-10.7)}$$

ここで、先述した代表的な流動形態、漏えい形状モデルに対する漏えい流量を上式に代入することにより、設計圧力試験と低圧試験の漏えい率の関係が以下のように求まる。

なお、リークパスの低圧側圧力 $P_0$ を大気圧とし、高圧側圧力 $P_a$ ( $P_p$ 及び $P_t$ )を大気圧値に換算したものを $\bar{P}$ としている。

(a) 円管状漏えい流路

① 分子流

$$\frac{L_t}{L_p} = \frac{1 - \frac{1}{P_t}}{1 - \frac{1}{P_p}} \dots\dots\dots (解 2-10.8)$$

② 層流

$$\frac{L_t}{L_p} = \frac{\bar{P}_t - \frac{1}{P_t}}{\bar{P}_p - \frac{1}{P_p}} \dots\dots\dots (解 2-10.9)$$

③ 乱流

・ 漏えい流路表面が滑らかな場合 (摩擦係数にブラジウスの式を使用)

$$\frac{L_t}{L_p} = \left(\frac{\bar{P}_t}{\bar{P}_p}\right)^{1/7} \left(\frac{1 - \frac{1}{P_t^2}}{1 - \frac{1}{P_p^2}}\right)^{4/7} \dots\dots\dots (解 2-10.10)$$

・ 漏えい流路表面が十分粗い場合 (摩擦係数が一定)

$$\frac{L_t}{L_p} = \left(\frac{1 - \frac{1}{P_t^2}}{1 - \frac{1}{P_p^2}}\right)^{1/2} \dots\dots\dots (解 2-10.11)$$

(b) オリフィス状漏えい流路

ここでは、流体を空気とし、比熱比 $\kappa$ を1.4として計算している。

$P_0/P_t \geq 0.528$ ,  $P_0/P_p \geq 0.528$ の時

(低压試験, 設計圧力試験ともチョーク流でない場合)

$$\frac{L_t}{L_p} = \left(\frac{\bar{P}_t}{\bar{P}_p}\right)^{0.715} \left(\frac{1 - \frac{1}{P_t^{0.286}}}{1 - \frac{1}{P_p^{0.286}}}\right)^{1/2} \frac{C_{dt}}{C_{dp}} \dots\dots\dots (解 2-10.12)$$

$P_0/P_t < 0.528$ ,  $P_0/P_p \geq 0.528$ の時

(低压試験がチョーク流であり, 設計圧力試験はチョーク流でない場合。ただし, 実際は生じない。)

$$\frac{L_t}{L_p} = \frac{0.259}{\frac{1}{\bar{P}_p^{0.715}} \left(1 - \frac{1}{P_p^{0.286}}\right)^{1/2} C_{dp}} C_{dt} \dots\dots\dots (解 2-10.13)$$

$P_0/P_t \geq 0.528$ ,  $P_0/P_p < 0.528$ の時

(設計圧力試験がチョーク流であり, 低压試験はチョーク流でない場合)

$$\frac{L_t}{L_p} = \frac{\frac{1}{\bar{P}_t^{0.715}} \left(1 - \frac{1}{P_t^{0.286}}\right)^{1/2}}{0.259} \frac{C_{dt}}{C_{dp}} \dots\dots\dots (解 2-10.14)$$

$P_0/P_t < 0.528$ ,  $P_0/P_p < 0.528$ の時

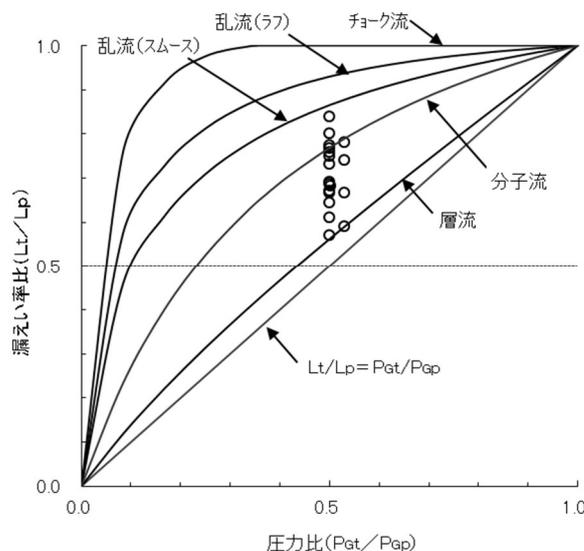
(低圧試験, 設計圧力試験ともチョーク流である場合)

$$\frac{L_t}{L_p} = \frac{C_{dt}}{C_{dp}} \dots\dots\dots (解 2-10.15)$$

これらの式から $L_t/L_p$ を算出しゲージ圧力比 $P_{Gt}/P_{Gp}$ との関係を図示すると解説図 2-10.1 のとおり, 各漏えい形状モデルから求まる曲線は $L_t/L_p = P_{Gt}/P_{Gp}$ の直線より常に上側に位置することとなる。また, PWR プラントで採取したデータ<sup>(注2)</sup>については, 解説図 2-10.1 に示すとおり, いずれも $L_t/L_p = P_{Gt}/P_{Gp}$ の上側で, 各漏えい形状モデルから求まる曲線の範囲にプロットされる。したがって, 低圧試験の時の許容漏えい率 ( $L_t$ ) として $L_t = L_p \times (P_{Gt}/P_{Gp})$ を採用すれば, 設計圧力試験より安全側に評価することができる。(ここでは, オリフィス状漏えい流路の場合の流出係数比 $C_{dt}/C_{dp}$ は, 1.0 と仮定した。<sup>(注3)</sup>)

(注 2) 昭和 45 年以降平成 8 年までのプラント建設時及びプラント運転開始後において設計圧力試験と低圧試験を連続して実施したデータを使用した。

(注 3) 流出係数はレイノルズ数の関数であり, レイノルズ数の増加に対し単調増加となるが, レイノルズ数の大きいところでの傾きは小さい。設計圧力試験及び低圧試験とも, 漏えい部形状, 流体物性は同じであると考えられるため, 流量の多い設計圧力試験での流出係数の方が低圧試験での流出係数より大きくなり, 流出係数の比 $C_{dt}/C_{dp}$ は 1.0 以下となるが, レイノルズ数が十分大きい場合は, 1.0 を仮定しても良いと考えられる。



解説図 2-10.1 圧力比と漏えい率比の関係 (実機)

(変数表)

$w$	: 漏えい流量	(kg/s)
$K_1, K_2, K_3, K_4$	: 漏えい流量式の定数	(-)
$D$	: 漏えい部直径	(m)
$l$	: 漏えい部長さ	(m)
$P$	: 絶対圧力	(Pa[abs])
$\bar{P}$	: 圧力	(atm)
$P_G$	: ゲージ圧力	(Pa[gage])
$R$	: 気体定数	(J/(kg·K))
$T$	: 絶対温度	(K)
$A$	: 漏えい部面積	(m <sup>2</sup> )
$\mu$	: 粘度	(Pa·s)
$f$	: 摩擦係数	(-)
$\kappa$	: 比熱比	(-)
$C_d$	: 流出係数	(-)
$L$	: 漏えい率	(1/s)
添字	$\alpha$	: 漏えい部上流
	0	: 漏えい部下流 (大気圧)
	$t$	: 低圧試験時
	$p$	: 設計圧力試験時

(2) 原子炉格納容器バウンダリが経年変化した場合の影響について

解説 2-16 のとおり、原子炉格納容器バウンダリは、過去の A 種試験の実績から漏えい率の有意な経年変化は認められていない。

なお、仮に漏えい流路の大きさが変化した場合、漏えい率の絶対値及び漏えいの形態は変化し、圧力比に対する漏えい率比が変化するが、(1)に述べるとおり、プロットは常に解説図 2-10.1 の  $L_t/L_p = P_{Gt}/P_{Gp}$  の直線より上側に位置することとなる。

**解説 2-11**

「発電用原子力設備に関する技術基準の細目を定める告示」(昭和 40 年通商産業省告示第 272 号)第 10 条第 2 項においては、基本となる圧力として設計圧力を採用しており、この定義は、「**实用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則**」第 2 条第 2 項第 42 号の最高使用圧力と同義である。したがって、「**発電用原子力設備に関する技術基準の細目を定める告示**」(昭和 40 年通商産業省告示第 272 号)に基づき設計された原子炉格納容器に対する設計圧力試験の実施に当たっては、試験圧力を設計圧力の 0.9 倍としてもよい。

**解説 2-12**

漏えいの増加要因を考慮した余裕係数は、次のプラント停止までの期間における隔離機

能の劣化による漏えいの増加を仮定したものである。

原子炉格納容器の隔離機能を担保している機器・部品を明確にするために、原子炉格納容器を構成する要素である「本体」「機械ペネトレーション」「電気ペネトレーション」「隔離弁」に対して、隔離機能を担保している機器・部品を抽出して劣化の程度を検討した。

その結果、本体・機械ペネトレーション・電気ペネトレーションについては数年程度の運転期間においては劣化を考慮する必要はないが、隔離弁の隔離機能について、流体の影響による弁体の浸食が発生することにより、数年程度の運転期間においても隔離機能が劣化すると評価された。

劣化を考慮する必要のある弁（事故時に自動閉止する隔離弁）のうち、BWR プラントにおける主蒸気隔離弁（MSIV）は、原子炉で発生した高温の飽和蒸気がプラント運転中に常時流れており、他の原子炉格納容器隔離弁と比較して最も厳しい環境下にある弁であること、また、弁の口径も劣化を考慮する必要のある原子炉格納容器隔離弁としては最大の口径となることから、MSIV が原子炉格納容器隔離弁の隔離機能を支配している弁であると評価できる。このことから、MSIV の隔離機能の劣化程度として MSIV のプラント起動前データとプラント停止後データを評価することにより、格納容器隔離弁の劣化程度を評価することが可能である。

MSIV の過去 15 年相当の漏えい率試験結果を確認したところ、現状の運転間隔（約 1 年）における隔離機能の劣化程度は、判定基準に見込む係数に換算すると「0.0667」となることを確認した。

解説表 2-12.1 主蒸気配管貫通部からの漏えい率の増加量

平均値 (%/d/PCV)	0.00261 (%/d)
標準偏差 $\sigma$ (%/d/PCV)	0.0102 (%/d)
平均値 + 3 $\sigma$ (%/d/PCV)	0.0333 (%/d)
許容漏えい率との比 <sup>※1</sup> (=係数)	0.0667

※1：許容漏えい率 0.5 (%/d) との比

一方、PWR についても、蒸気・高温水による劣化が想定されるサンプリング系の弁（各プラント 4~6 弁程度）について、B 種及び C 種試験導入以降すべて（各プラント 9 定検程度）の C 種試験の結果を確認した。

解説表 2-12.2 サンプリング系弁の漏えい率の増加量

平均値 (%/d/PCV)	$1.06 \times 10^{-6}$ (%/d)
標準偏差 $\sigma$ (%/d/PCV)	$3.36 \times 10^{-6}$ (%/d)
平均値 + 3 $\sigma$ (%/d/PCV)	$1.11 \times 10^{-5}$ (%/d)

PWR においては、評価対象弁が小口径（20A 程度）であることから、漏えい率の変動も

ごく微少であり、全体漏えい率への影響は極めて微少である。したがって、「隔離機能の劣化を考慮した係数」の妥当性評価については、同様の事象が想定される BWR の MSIV のデータにより定量評価することで PWR の保守性を失うものではないことを確認した。

以上の評価結果から、約 1 年の運転期間における隔離弁の劣化を考慮した係数として、BWR の MSIV の劣化程度「0.0667」を保守的に包絡する設定値として、「0.1」とする。

なお、「0.0667」には平均+3 $\sigma$  を超えるデータが存在しており、運転期間に関係なくランダムに発生していることから劣化とは別の要因と解釈できるが、これらのデータを含めて安全側に算定している。

隔離機能の劣化は原子炉格納容器隔離弁の弁体の浸食によるものが支配要因であると考えられ、漏えいに影響をおよぼす浸食は一般には進行段階において線形に増加することを踏まえると、劣化を考慮した係数としては、現状の定期事業者検査間隔（約 1 年）においては「0.1」とし、これを超えて、定期事業者検査間隔を現状の 2 倍程度（約 2 年）まで延長する場合には「0.2」とすることが妥当である。

なお、本設定については、プラント建設時の使用前事業者検査において、第 1 回定期事業者検査までの間隔（約 2 年）を考慮して係数を 0.2 として運用していることとも整合するものである。

一方、今後はプラントごとに多様な定期事業者検査間隔が設定されることが想定されるときともに、運転開始後に次回定期事業者検査までの期間が変更される可能性もあることから、定期事業者検査間隔に基づく複数の係数が存在することは、試験としての統一性を欠き、実際の運用面においても混乱を招く可能性がある。

このため、規程に定める係数としては、現在想定されている最大約 2 年の定期事業者検査間隔での運用を考慮して、バウンダリ構成機器の劣化による影響として考慮する係数を、検査の間隔に依らず「0.2」とした。

なお、プラントが停止している期間については、原子炉格納容器隔離弁の隔離機能の劣化はなく、本体・機械ペネトレーション・電気ペネトレーションについても運転中に比べて緩慢な環境にあり、停止期間中の劣化を考慮する必要はない。

### 解説 2-13

漏えい率試験に使用した仮設材（加圧・計測ライン）については、仮設材撤去後に本設材（閉止蓋・閉止栓）を取り付け復旧する必要があるため、耐圧バウンダリとしての健全性が確保できるよう手順として明確化した。

### 解説 2-14

ここでいう大きな改修又は取替とは、例えば原子炉格納容器内へ大きな機器を搬入するために原子炉格納容器を開口溶接した場合又はエアロック設備全体を取替えた場合等、補修後に局部漏えい率試験等で健全性が確認できないものをいう。

## 解説 2-15

一般補修とは、弁のシートの補修、エアロック扉の取替え等の補修で局部漏えい率試験により健全性が確認可能なもの、弁増締め及び弁の隔離性能に影響をおよぼす弁駆動機構の調整のことをいう。

## 解説 2-16

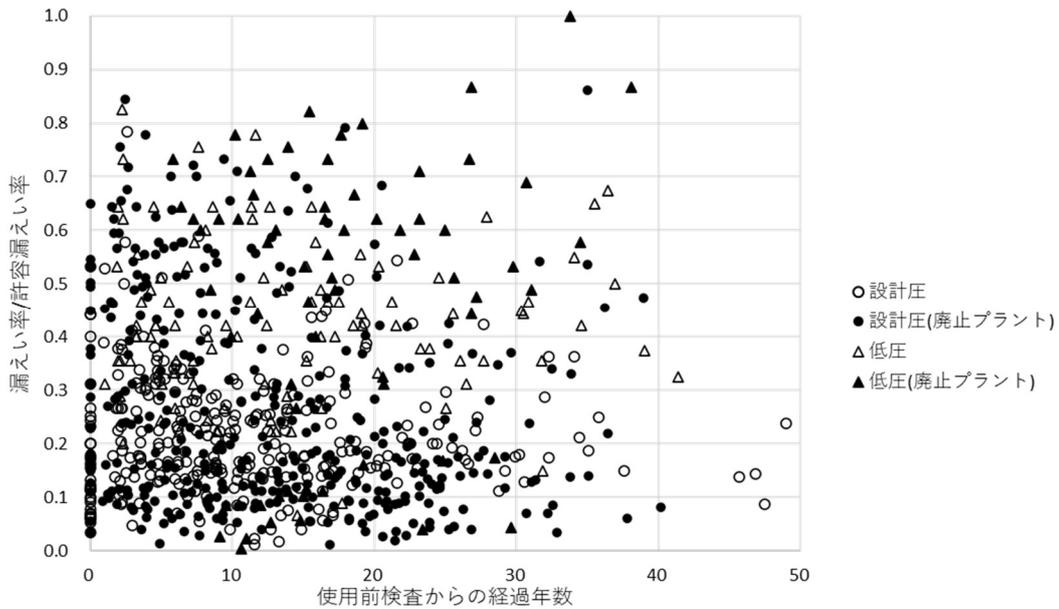
解説 2-2 のとおり、1990 年改定においてそれまで定期検査毎に実施していた A 種試験を 3 回の定期検査に 1 回することにより、B 種及び C 種試験を主体とした試験プログラムを導入したが、将来的に A 種試験の実績を評価して A 種試験間隔の更なる適正化を図っていくことが課題であった。その後、PWR プラントでは、1990 年改定時から 30 年以上の A 種試験並びに B 種及び C 種試験実績の蓄積が得られたこと、また当時ベンチマークした海外では試験間隔の見直しが行われていることから、PWR について以下のとおり、A 種試験並びに B 種及び C 種試験の組合せのさらなる適正化について評価を行った。

検討にあたっては、1990 年改定時の検討も参考に、以下の(1)～(3)の観点で決定論的に試験間隔の見直しを検討した上で、その結果に伴うリスク影響を(4)により評価を行った。

- (1) 国内 A 種試験実績データ評価
- (2) A 種試験間隔の見直し検討
- (3) 米国試験プログラムのベンチマーク
- (4) 試験間隔を適正化した場合のリスク影響評価

- (1) 国内 A 種試験実績データ評価

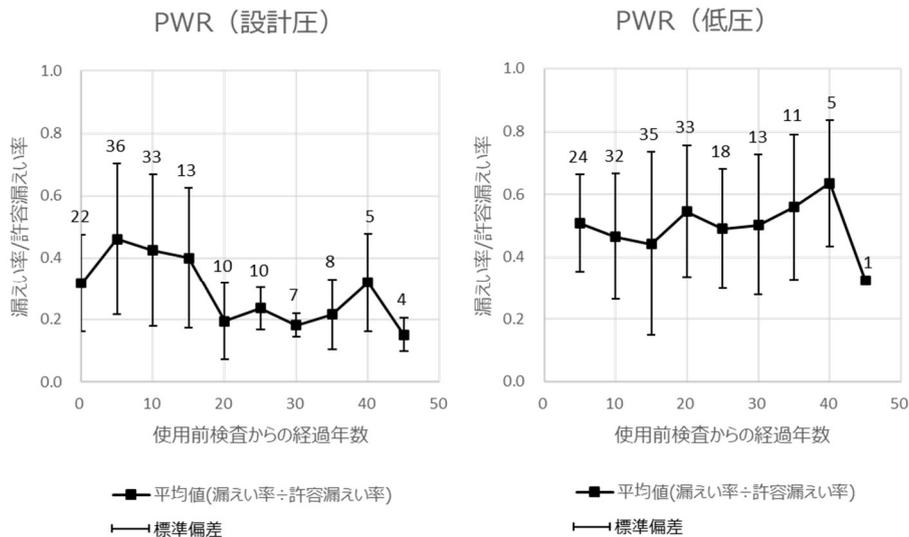
2024 年時点の廃止措置プラントを含む国内 PWR プラントにおける A 種試験の実績を解説図 2-16.1<sup>\*1,2</sup>に示す。その結果、すべての A 種試験の結果が許容基準を満足していることを確認した。



解説図 2-16.1 国内 PWR プラント（廃止措置プラント含む）における A 種試験実績

- ※1 プロットは負のデータは除く
- ※2 原子炉格納容器型式，設計圧力試験又は低圧試験に応じて許容漏えい率が異なるため，グラフの縦軸は漏えい率/許容漏えい率で規格化

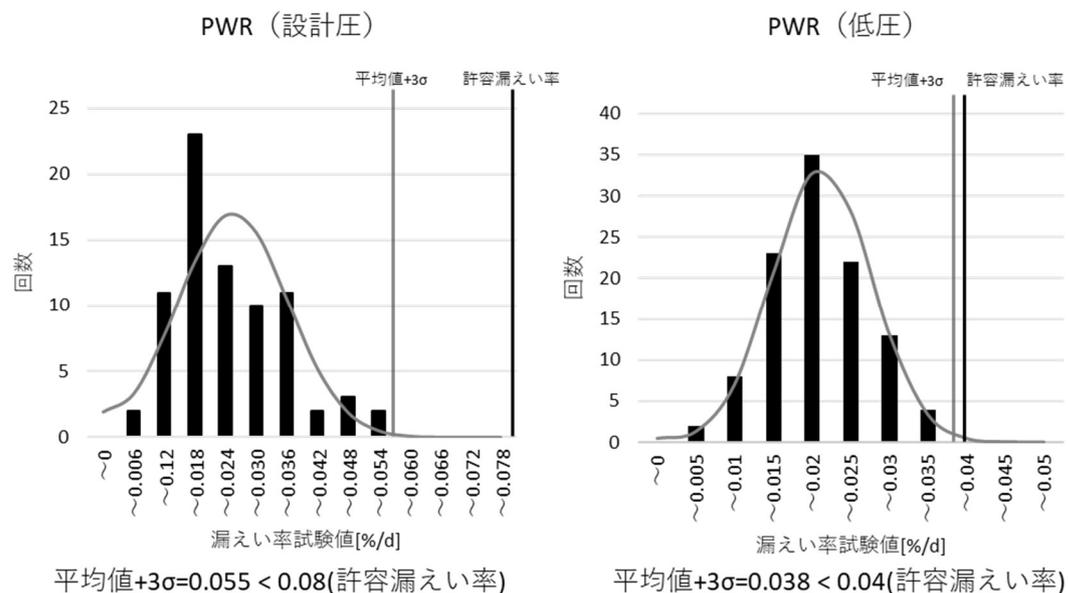
次に，A 種試験の経年変化傾向を確認するため，設計圧力試験及び低圧試験について，解説図 2-16.1 のデータを 5 年毎に分割し平均値をとった結果を解説図 2-16.2<sup>※3,4</sup>に示す。これからわかるように，いずれの試験においても経過年数に伴う漏えい率試験データの平均値の有意な上昇傾向はなく，経年変化は認められないことを確認した。



解説図 2-16.2 国内 PWR プラント（廃止措置プラント含む）における A 種試験実績の経年変化傾向

- ※3 原子炉格納容器の型式，設計圧力試験又は低圧試験に応じて許容漏えい率が異なることから，グラフの縦軸は漏えい率／許容漏えい率で規格化
- ※4 標準偏差のエラーバー上部にデータ点数を記載

また，解説図 2-16.1 に示す実績データのうち，供用中プラント及び供用が見込まれるプラントのデータについては，ばらつきを考慮しても許容基準を満足することを確認するため，統計処理による分析を行った。その結果を解説図 2-16.3 に示す。正規分布を仮定して平均値+3 $\sigma$ （標準偏差）を算出した結果，設計圧試験では 0.055 %/d，低圧試験では 0.038 %/d であり，いずれも許容漏えい率である 0.08 %/d 及び 0.04 %/d を満足していることを確認した。



解説図 2-16.3 A 種試験実績データの統計処理結果

(2) A 種試験間隔の見直し検討

1990 年改定以降，(1)のとおり良好な試験実績の蓄積があること及び後述(3)のとおり海外では漏えい率試験間隔を合理的に見直していることを踏まえ，A 種試験間隔の見直しについて検討した。検討にあたっては，A 種試験の目的と固有のデメリットを整理した上で，B 種及び C 種試験で A 種試験が代替できることを至近の試験実績データを用いて評価するとともに，A 種試験間隔の見直しの前提として過去の保全実績の評価を行った。

① A 種試験の位置付け

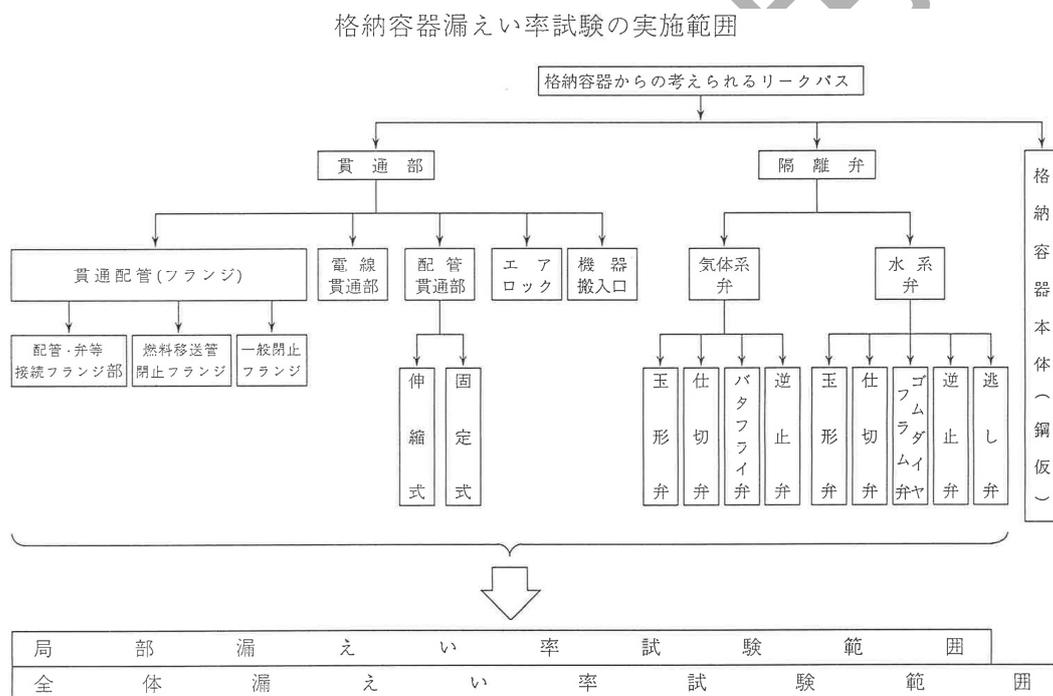
1990 年の改定において，A 種試験頻度を 3 回の定期事業者検査に 1 回とし B 種及び C 種試験への移行を導入した際の A 種試験の位置付けは下記 a. 及び b. のとおりであることから，A 種試験は次の 2 点を目的に実施しているものと整理できる。

- 原子炉格納容器本体（鋼板）の健全性は点検保守で確保できるものの、念のため実施する。
- 局部漏えい率試験の方が精度が高いが、原子炉格納容器全体加圧による実体的な漏えい率試験を実施する。

a. H3.9 通産省 資源エネルギー庁「原子炉格納容器局部漏えい試験について」抜粋  
(解説図 2-16.4)

(a) A 種試験漏えい率と B・C 種試験漏えい率の総和の差はコンクリート吸気効果の影響を補正することで説明できることから、格納容器本体からの漏えいは殆んどないといえる。このことから、格納容器の漏えい率が合格基準値以下であることを確認する試験方法としては、A 種試験と B・C 種試験は同等であるといえる。

(b) しかしながら格納容器本体は B・C 種試験時には加圧されない。その健全性は従来の点検保守を継続することにより、維持できると考えられるが、念のため何年か毎に A 種試験を実施し健全性を確認することが望ましい。



解説図 2-16.4 原子炉格納容器漏えい率試験範囲

b. H2.9 日本電気協会 PCV 漏えい試験検討会「JEAC 4203-1990 参考資料」抜粋

- 全体漏えい率試験は、格納容器全体からの漏えいを評価する上では、最も実体的と考えられるが、コンクリートの吸気効果等の評価上の誤差を含んでいる。
- これに対し、全漏えい可能経路について局部経路について局部漏えい率試験を実施すれば、試験対象箇所は多いが、漏えい経路及び漏えい量を確実に把握でき、相対的に高い精度で格納容器全体の漏えい率を評価し得ると考える。

一方で、A種試験を実施することで以下のようなデメリットが生ずる。

- A種試験は、原子炉容器に燃料が装荷された状態（モード5）で行うが、A種試験中の原子炉格納容器内の加圧源とならないよう、アキュムレータ気相部や制御用空気系統のブロー（不随して加圧器逃がし弁動作不能）等を実施しており、安全系各機器が通常時とは異なる系統状態となる。
- 多数の原子炉格納容器内機器の防護措置が必要なため、ヒューマンエラーによる設備損傷や復旧漏れ等のリスクがある他、火災感知器の端子台の解線等により火災感知機能が低下した状態となる。
- 定期事業者検査のクリティカル工程であるため、実施する場合は工程が延伸する。
- B種及びC種試験に比べて多大な人的リソースを要する。

これを踏まえ、A種試験の実施目的2点に対して、B種及びC種試験で代替可能かを以下のとおり検討した。

## ② B種及びC種試験によるA種試験の代替性

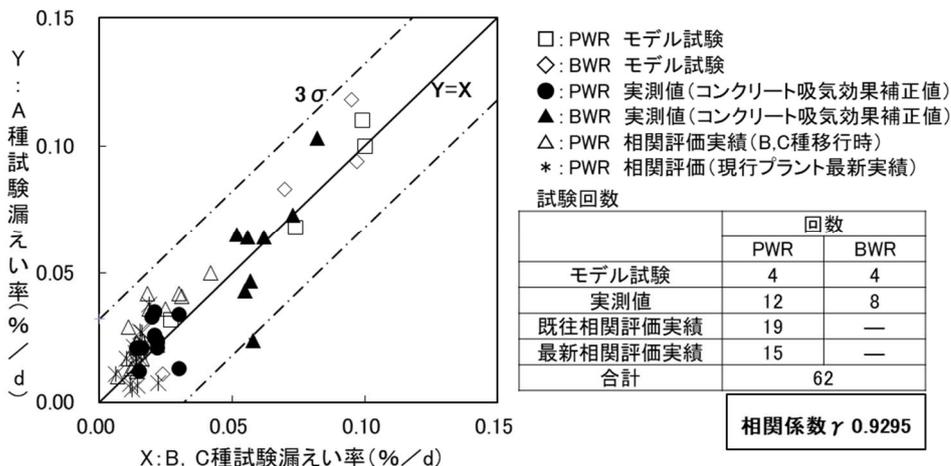
1990年改定にてA種試験をインターバル化しB種及びC種試験を導入して以降、PWRプラントで蓄積された試験データを用いてA種試験結果とB種及びC種試験結果の相関性確認を行った。

具体的には、過去に相関性を確認した既往データに現行プラントの最新実績を加えても相関性が維持されているかを確認することとし、1990年改定時の実機プラントのB種及びC種試験への移行時の相関性評価データ47点（1991年の国の顧問会データ28点<sup>※1</sup>含む）に、現行プラントの最新の試験実績15点<sup>※2</sup>を追加して相関係数を算出した。

その結果は解説図2-16.5に示すとおりであり、相関係数は0.92と十分な相関性を示し、A種試験とB種及びC種試験の結果は相関性が1990年改定時以降も維持されていることから、A種試験はB種及びC種試験で代替できることを改めて確認した。

※1 28点のうち23点は解説図2-2.2に掲載しているデータ

※2 現在、B種及びC種試験移行プラントではA種試験とB種及びC種試験は同一の定期事業者検査では行われていないため、最新のA種試験実績とそれに時期が最も近いタイミングで実施したB種及びC種試験実績との相関確認を行なった。



解説図 2-16.5 コンクリート吸気効果を補正した A 種試験並びに B 種及び C 種試験の関係

③ 現状の保全実績の評価

①のとおり H3.9 通産省 資源エネルギー庁「原子炉格納容器局部漏えい試験について」では、原子炉格納容器鋼板の健全性は従来の点検保守を継続することにより、維持できると考えられるが、念のため何年か毎に A 種試験を実施し健全性を確認するとされている。そこで、現状の保全実績を踏まえ原子炉格納容器鋼板の健全性の観点から、A 種試験の必要性について再検討した。

PWR プラントの原子炉格納容器鋼板 (炭素鋼) の劣化モードは、疲労割れ及び腐食が想定される。

疲労割れは運転中の温度変化及びそれに伴う圧力変化等しか過渡を受けないため、有意な過渡を受けないが、腐食は塗膜の状態により有意な進展が発生する。

このため、鋼板の健全性維持には、目視点検及び必要に応じた塗裝修繕による腐食の防止が必要である。

保全実績については以下のとおり評価した。

- 鋼板については、各事業者にて通常保全として定期事業者検査毎に目視点検を実施し、塗膜の劣化が検出された場合は計画的に塗装を行っている。なお、2017 年版以前の本規程では A 種試験前のみ目視点検を要求していたが、事業者は規程に関わらず B 種及び C 種試験を実施する定期事業者検査においても目視点検を実施してきた。
- この目視点検は、基本的にアクセス可能な可視範囲に対して行っているが、可視範囲は PWR プラントではコンクリート埋設部を除いた鋼板の 8 割以上をカバーしている。
- 不可視範囲としては、ダクト等の干渉物の背面や、溶接構造物の裏側がある。干渉物の背面については、可視範囲と不可視範囲の環境条件に違いもないため、塗膜の劣化傾向に違いはなく、不可視範囲に結露等の塗膜の劣化を生じさせる固有の環境条件が

含まれることはなく、人や物の往来がなく塗膜のあて傷に起因する劣化も生じない。さらに、鋼板は屋外大気に曝されておらず腐食が厳しくなるような環境でない。また、溶接構造物の裏側については、大気中雰囲気と遮断されており腐食環境下でない。したがって、可視範囲で代表して目視点検を行うことは十分有効である。

- 可視範囲の目視点検で塗膜の劣化を確認した場合には、当該定期事業者検査でのタッチアップ塗装又は計画的な塗装修繕の実施により鋼板の健全性を維持しており、必要に応じて不可視範囲へ広げて目視点検及び塗装を実施している。
- 実際に、このような保全を行ってきたプラントで運転開始後 40 年時点の状態を詳細に確認するために行った特別点検の結果、ごく局所的に上塗り又は下塗りの剥離等が認められたのみであり、鋼板に発錆等の異常はなく、原子炉格納容器の構造健全性又は気密性に影響を与えるおそれのある塗膜の劣化や鋼板の腐食が認められなかったことは、これらの保全が有効であったことの証左である。
- 以上の結果として、これまで国内の全 PWR プラントにおいて、塗膜の保全が不十分で鋼板の腐食は生じたことはなく、過去すべての A 種試験において許容基準を満足している。
- なお、海外においても、塗膜の保全が不十分で鋼板に有意な腐食が生じた事例は認められていない。

以上のとおり、原子炉格納容器鋼板の健全性は従来の点検保守を継続した実績を踏まえても維持できており、鋼板の健全性の観点から A 種試験の必要性は低いと判断される。

#### ④ 試験頻度の見直し

②のとおり、B 種及び C 種試験により原子炉格納容器の気密性のパフォーマンス監視は十分可能であり、③のとおり、鋼板の健全性の観点から A 種試験を実施する必要性は低いと考えられる。

一方、原子炉格納容器全体の漏えい率は設置許可申請の安全解析条件である重要なパラメータであり、現状原子炉格納容器に想定されない未知の劣化事象に備えて監視を行い、原子炉格納容器全体として所定の機能が発揮できていることを確認し実証することに一定の意義がある。また、全体漏えい率データを蓄積していくことで、更なる設備信頼性向上、保守管理向上に活かしていくことができる可能性がある。

また、後述の米国においても、A 種試験の頻度はパフォーマンスベースで低減できるルールではあるものの撤廃には至っていない。これらのことから、鋼板を含む実体的な A 種試験にて、全体漏えい率を定期的に確認していく取組みは継続することとした。

頻度については、前述③のとおり特定の経年劣化事象は原子炉格納容器鋼板にないため、日本機械学会維持規格の標準検査の考え方にに基づき、未知の経年劣化事象を検知することを目的として、10 年間の検査間隔に 1 回とした。

### (3) 米国試験プログラムのベンチマーク

米国の原子炉格納容器漏えい率試験の試験間隔を解説表 2-16.1 に示す。米国では 10CFR50 附則 J に基づき、パフォーマンスベースで試験間隔を設定できるオプション B を導入しており、A 種試験間隔を最大 15 年まで延長することができる（2023 年時点で、米国プラント 92 基中 79 基においてオプション B を採用）。そのため、本規程における「10 年間の検査間隔に 1 回」の試験間隔は、米国に比べて保守的な設定である。

なお、米国ではオプション B により B 種及び C 種試験についても試験間隔が延長できるプログラムであるが、本規程は A 種試験を行わない定期事業者検査において B 種及び C 種試験により原子炉格納容器のパフォーマンス監視を行う方針であることから、B 種及び C 種試験の間隔見直しは行わない。

**解説表 2-16.1** 米国における原子炉格納容器の試験頻度

試験種別	オプション A	オプション B (パフォーマンスベース)
A 種試験	3 回/10 年間	1 回/最大 15 年間
B 種試験	エアロック以外：1 回/2 年間 エアロック：1 回/6 ヶ月間	エアロック以外： 1 回/最大 120 ヶ月間 エアロック：1 回/最大 30 ヶ月間
C 種試験	1 回/2 年間	1 回/最大 75 ヶ月間

### (4) 試験間隔を適正化した場合のリスク影響評価

「10 年間の検査間隔に 1 回」に見直した場合のリスク影響評価を実施した。<sup>※1</sup>

具体的には、代表プラントの炉心損傷頻度（CDF：Core Damage Frequency）と、国内プラント（廃止措置プラントを除く）において 2021 年までに実施された A 種試験結果（PWR：174 回，BWR：202 回）を基に、試験間隔を保守的に米国と同様に 15 年に 1 回とした場合のリスク影響を評価した。その結果、格納容器損傷頻度（CFF：Containment Failure Frequency）の増加量（ $\Delta CFF$ ）は  $1.09 \times 10^{-8}$  / 炉年であり、日本原子力学会が定める IRIDM 標準<sup>※2</sup>における判断基準（解説図 2-16.6）に照らして「変更に伴う影響が極めて小さい領域（領域Ⅲ）」に該当するため、リスク影響が十分小さいことを確認した。

また、米国ではオプション B の導入にあたり、リスク情報を活用した意思決定（RIDM：Risk-Informed Decision Making）における 5 原則に従うことを確認しているため、国内プラントにおいても同様の確認を行った結果を解説表 2-16.2 に示す。これから分かるように、国内においても RIDM5 原則に従うことが可能であることを確認した。

※1 電力中央研究所報告「リスク情報を活用した国内原子炉格納容器漏えい率試験に係る試験間隔延長の成立性の調査検討（2025/08）」

※2 一般社団法人日本原子力学会「日本原子力学会標準原子力発電所の継続的な安全性向上のためのリスク情報を活用した統合的意思決定に関する実施基準：2019（AESJ-SCS012：2019）」



解説図 2-16.6 CFF の判断基準 (IRIDM 標準より)

解説表 2-16.2 RIDM の 5 原則に対する確認結果

原則事項	確認結果
原則 1：提案された変更は、特定の免除規定に該当しない限り、現行規制に適合すること	本変更はプラント構成（コンフィグレーション）の変更や原子炉格納容器の設計要求事項（設置許可基準規則）他に対する変更を講じるものではない。
原則 2：提案された変更は、深層防護の考え方と整合すること	現行のプラントの各機能に係る多重性または多様性及び独立性の確保や、人的過誤の防護等深層防護の考えは維持される。
原則 3：提案された変更は、適切な安全裕度を確保していること	原子炉格納容器の仕様、構成に影響せず、安全解析パラメータ他条件に影響しないことから、現行許認可上確認が出来ている原子炉格納容器の最高使用温度及び最高使用圧力の解析結果等に関して、引き続き安全裕度として維持される。また、原子炉格納容器の最高使用温度及び最高使用圧力が変わらないことから、事故時の原子炉格納容器からの放射性物質漏えい量も変わらず、公衆被ばくの評価結果に対する影響はない。
原則 4：提案された変更がリスク増加をもたらす場合、その増加は小さく、原子力プラントの運転に係る安全目標に関する委員会の政策声明の趣旨と整合すること	今回収集した国内プラントの A 種試験の実績データにより推定した漏えい確率に基づき、A 種試験間隔を最大で 15 年間に 1 回へ延長することによるリスクへの影響として $\Delta CFF$ を評価した。その結果、IRIDM 標準が示す判定基準（ $1E-7$ /炉年未満）を満足することが確認できた。
原則 5：提案された変更の影響は、計画的にパフォーマンスの監視をすること	事業者が通常保全として定検毎に行う原子炉格納容器鋼板の目視点検並びに B 種及び C 種試験によりパフォーマンス監視が可能のため、成立性がある。

### 解説 2-17

新設 PWR プラントを想定した運転開始 60 年目までの試験スケジュール例を解説図 2-17.1 に示す。また、比較のため、2017 年版の規程に基づく試験スケジュール例を解説図 2-17.2 に示す。これからわかるとおり、2017 年版の規程では運転開始後 60 年が経過するまでに A 種試験を 14 回行うが、本規程では 7 回の A 種試験を行う想定となり、頻度は 1/2 程度である。

第1回目の検査間隔										第2回目の検査間隔											
運転年数	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18	19	20	
A種(設計)	(+目視点検:以降同じ)										(10年間の検査間隔に1回は設計圧試験)										
A種(低圧)					(+目視点検)							(+目視点検:以降同じ)									
BC種		▼	▼	▼			▼	▼	▼	▼	▼	▼	▼	▼	▼	▼	▼	▼	▼	▼	▼
その他	低圧試験の保守性の確認 (以降A種は低圧試験へ移行) BC種試験とA種試験の相関性の確認 (以降2/3定検はBC種試験へ移行)										過去10年間に実施したA種及びBC種試験が全て合格を確認 (以降A種は各検査間隔に1回の設計圧試験のみ)										

第3回目の検査間隔										第4回目の検査間隔											
運転年数	21	22	23	24	25	26	27	28	29	30	31	32	33	34	35	36	37	38	39	40	
A種(設計)																					▼
A種(低圧)																					
BC種		▼	▼	▼	▼	▼	▼	▼	▼	▼	▼	▼	▼	▼	▼	▼	▼	▼	▼	▼	▼
その他											CV鋼板の特別点検の実施										

第5回目の検査間隔										第6回目の検査間隔											
運転年数	41	42	43	44	45	46	47	48	49	50	51	52	53	54	55	56	57	58	59	60	
A種(設計)																					▼
A種(低圧)																					
BC種		▼	▼	▼	▼	▼	▼	▼	▼	▼	▼	▼	▼	▼	▼	▼	▼	▼	▼	▼	▼
その他											CV鋼板の追加点検の実施										

(定期事業者検査間隔13ヶ月, 定期事業者検査期間4ヶ月とした場合)

解説図 2-17.1 A種試験並びにB種及びC種試験のスケジュール例

運転年数	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18	19	20	
A種(設計)	(+目視点検:以降同じ)										(1/10年は設計圧試験)										
A種(低圧)					(+目視点検:以降同じ)							(+目視点検:以降同じ)									
BC種		▼	▼	▼			▼	▼	▼	▼	▼	▼	▼	▼	▼	▼	▼	▼	▼	▼	▼
その他	低圧試験の保守性の確認 (以降A種は低圧試験へ移行) BC種試験とA種試験の相関性の確認 (以降2/3定検はBC種試験へ移行)																				

運転年数	21	22	23	24	25	26	27	28	29	30	31	32	33	34	35	36	37	38	39	40	
A種(設計)						▼									▼						
A種(低圧)		▼																			▼
BC種		▼	▼	▼	▼	▼	▼	▼	▼	▼	▼	▼	▼	▼	▼	▼	▼	▼	▼	▼	▼
その他											CV鋼板の特別点検の実施										

運転年数	41	42	43	44	45	46	47	48	49	50	51	52	53	54	55	56	57	58	59	60	
A種(設計)			▼																		▼
A種(低圧)							▼														
BC種		▼	▼	▼	▼	▼	▼	▼	▼	▼	▼	▼	▼	▼	▼	▼	▼	▼	▼	▼	▼
その他											CV鋼板の追加点検の実施										

(定期事業者検査間隔13ヶ月, 定期事業者検査期間4ヶ月とした場合)

解説図 2-17.2 JEAC4203-2017年版の規定に基づいた試験のスケジュール例

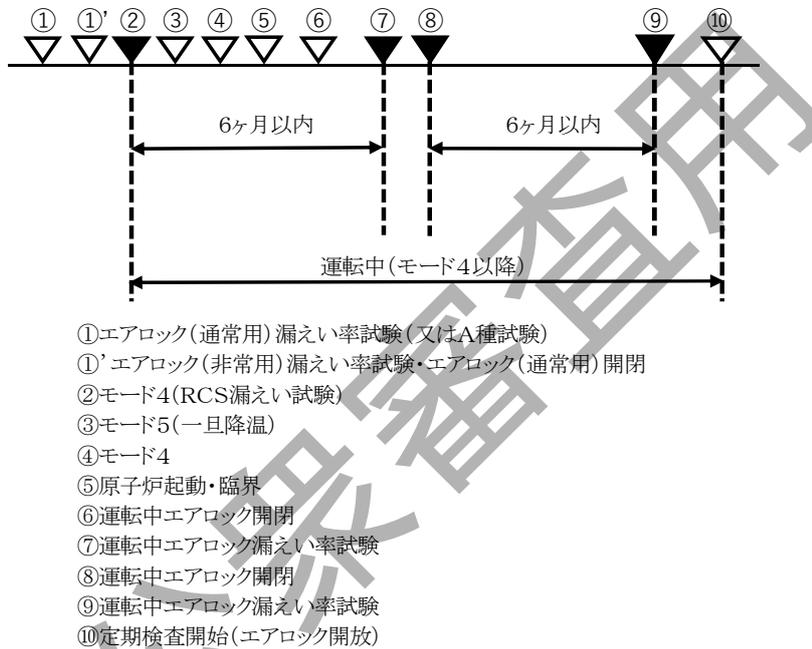
### 解説 2-18

PWR プラントについては、 $L_{p0}$ からコンクリート吸気効果分に適切な余裕を加味した分を差し引いた値として、B種及びC種試験を実施したデータを基に、コンクリート吸気効果分を40%、適切な余裕を10%とし、残りの50%をB種及びC種試験の許容漏えい率と定めた。

### 解説 2-19

B種及びC種試験は、原子炉格納容器の局部漏えい率試験であることから、原子炉格納容器の機能を確認する基準については、両者の和として総合漏えい率を規定している。

### 解説 2-20



解説図 2-20.1 エアロック漏えい率試験例

PWR については、格納容器内点検のため運転中にエアロックを開閉し、扉の閉止状態が変化することから、運転中にその漏えい防止に係る機能確認を実施する必要がある。

PWR の標準的な定期検査では、RCS 漏えい試験のために一時的にモード4に移行し、エアロックが運転上の制限の対象となることから、同時期よりエアロックの機能が重要となる。このため、エアロック漏えい率試験(又はA種試験)により、漏えい機能を確認した後、RCS 漏えい試験時の閉止状態の確認をもって、その機能が発揮されたことを確認することとなる。

RCS 漏えい試験後は、一旦降温するため、エアロックの機能は不要となるが、6ヶ月に1回の機能確認の起点は、エアロックの機能が重要となったRCS 漏えい試験におけるモード4への移行時となる。

なお、一般的な PWR の実運用上は、RCS 漏えい試験までに 2 箇所（通常用・非常用）あるエアロックのうち一方の漏えい率試験を先行して実施した後閉止するが、RCS 漏えい試験直前に他方のエアロック漏えい率試験を行う間のみ、格納容器内へのアクセス確保のため再開放する。この期間はごく一時的であり、かつ RCS 漏えい試験の直前であることから、6 ヶ月に 1 回の機能確認の起点を RCS 漏えい試験としていることと整合している。

#### 解説 2-21

C 種試験を受けなければならない隔離弁のうち、次の二つの条件を同時に満足する流体によるシール系を備えた隔離弁の漏えい率は総合漏えい率に加算しなくてもよい。

- (1) その弁に関するシール流体の漏えい率が原子炉設置許可申請書、設計及び工事計画認可申請書に記載されているシール流体の漏えい率を超さないということが実証されている弁
- (2) その隔離弁のシール系のための流体の容量が、 $1.1P_0$ の圧力で、少なくとも 30 日間のシール機能を十分保証する弁

#### 解説 2-22

複数容器の例としては、BWR のドライウェルとサプレッションチェンバがある。

#### 解説 2-23

原子炉格納容器鋼板は、事業者が通常保全として目視点検を定期事業者検査毎に行うことにより健全性を維持してきたことから、本規程においても、目視点検を定期事業者検査毎に行うことを明確化する。通常保全として行う目視点検について、以下に解説する。

##### (1) 目視点検の目的・方法

原子炉格納容器鋼板は、腐食防止の観点から表面に防食塗装を施工しているため、塗装が健全であれば、金属表面が容易に大気に曝されることはないため、塗装の目視点検を実施するとともに、必要に応じて塗裝修繕を実施することで、鋼板の健全性を維持することができる。

目視点検の方法については、原子炉格納容器内のフロアや機器架台、原子炉格納容器内外に設置された恒設足場を用いて直接点検が可能な範囲については直接目視を行うとともに、高所については、機器架台・ポーラクレーン等の上から双眼鏡等を用いて可視範囲を可能な限り広げて行うことが、塗膜の劣化を検知する上で有効である。

この方法により、PWR プラントではコンクリート埋設部を除いた鋼板の 8 割以上をカバーでき、また鋼板の可視範囲と不可視範囲の環境条件に違いはないことから、可視範囲の目視点検の結果を踏まえ、必要に応じて不可視範囲に対する点検及び塗裝修繕を行っていくことで、鋼板の健全性が維持できる。

実際に、このような保全を行ってきたプラントで運転開始後 40 年時点の状態を確認するため詳細な目視試験 (VT-4) を 9 割以上の広範囲で行った特別点検の結果、ごく局所

的に上塗り又は下塗りの剥離等が認められたのみであり、鋼板に発錆等の異常は認められず、すべての点検範囲において原子炉格納容器の構造健全性又は気密性に影響を与えるおそれのある塗膜の劣化や鋼板の腐食は認められていない。

## (2) 目視点検の頻度

2017年版では、A種試験前のみ目視点検を要求していたが、A種試験頻度の見直しに伴い、B種及びC種移行後プラントにおける鋼板の健全性維持の観点から、定期事業者検査毎に目視点検を実施するものとした。

### 解説 2-24

局部漏えい試験が必要となるフランジ締結部とは、開放の前後でフランジの当たり面が大きく変化するボルト締結型のマンホール及び機器ハッチ等を対象としている。よって、エアロック及び隔離弁等、機器の開閉の前後で著しい当たり面の変化が生じない駆動機構を有する箇所については対象外とする。

### 解説 3.1-1 計算式の簡略化による誤差の検討

以下の具体例が示すとおり，計算式の簡略化による誤差は原子炉格納容器の許容漏えい率に比べて十分小さい。

《計算式の簡略化による誤差》

(1) 原子炉格納容器の容積が試験前後で変化しないと仮定したことによる誤差

原子炉格納容器の容積が変化するとした場合には，(3.1.2) 式は下式で表される。

$$L = \frac{24}{H} \left( 1 - \frac{p_{m2}T_1}{p_{m1}T_2} \cdot \frac{V_2}{V_1} \right) \times 100 = \frac{2400}{H} \left( 1 - \frac{p_{m2}T_1}{p_{m1}T_2} \cdot \frac{V_1 + \Delta V}{V_1} \right)$$

$V_1$  : 測定開始基準時刻における原子炉格納容器内容積 ( $m^3$ )

$V_2$  :  $H$ 時間後の原子炉格納容器内容積 ( $m^3$ )

$\Delta V$  : 測定開始基準時刻から $H$ 時間までの原子炉格納容器内容積変化 ( $m^3$ )

容積変化 $\Delta V$ が漏えい率に占める誤差 $\Delta L_V$ は以下で表される。

$$\Delta L_V = \frac{\partial L}{\partial(\Delta V)} \cdot \Delta V = -\frac{2400}{H} \left( \frac{p_{m2}T_1}{p_{m1}T_2} \right) \frac{\Delta V}{V_1}$$

$\frac{p_{m2}T_1}{p_{m1}T_2} \div 1$ であることから，

$$|\Delta L_V| = \frac{2400}{H} \times \left| \frac{\Delta V}{V_1} \right| (\%/d)$$

試験前後における温度差 $\Delta T$ によって生じる容積の変化を求める。

鉄の線膨張係数： $\alpha_{Fe} = 1.18 \times 10^{-5}$  ( $1/^\circ C$ )

原子炉格納容器の容積変化： $\Delta V = V_1 \times 3\alpha_{Fe} \times \Delta T$

したがって，試験時間 $H$ を 24(h)とすれば，容積変化 $\Delta V$ が漏えい率に占める誤差 $\Delta L_V$ は以下で表される。

$$|\Delta L_V| = 0.00354\Delta T(\%/d) \dots\dots\dots (\text{解 3.1-1.1})$$

### 解説 3.1-2 測定誤差の検討

全体漏えい率試験は間接測定であるため平均二乗誤差法によって解析する。

平均二乗誤差法の一般式は，

$$\sigma^2(L) = \sum_i \left( \frac{\partial L}{\partial X_i} \right)^2 \sigma^2(X_i)$$

で表され、(3.1.2) 式にこれを適用すると、

$$\begin{aligned}\sigma^2(L) &= \left(\frac{\partial L}{\partial P_{m1}}\right)^2 \sigma^2(P_{m1}) + \left(\frac{\partial L}{\partial P_{m2}}\right)^2 \sigma^2(P_{m2}) + \left(\frac{\partial L}{\partial T_1}\right)^2 \sigma^2(T_1) + \left(\frac{\partial L}{\partial T_2}\right)^2 \sigma^2(T_2) \\ \frac{\partial L}{\partial P_{m1}} \sigma(P_{m1}) &= \frac{2400}{H} \cdot \frac{1}{P_{m1}} \left(\frac{P_{m2}T_1}{P_{m1}T_2}\right) \sigma(P_{m1}) \\ \frac{\partial L}{\partial P_{m2}} \sigma(P_{m2}) &= -\frac{2400}{H} \cdot \frac{1}{P_{m2}} \left(\frac{P_{m2}T_1}{P_{m1}T_2}\right) \sigma(P_{m2}) \\ \frac{\partial L}{\partial T_1} \sigma(T_1) &= -\frac{2400}{H} \cdot \frac{1}{T_1} \left(\frac{P_{m2}T_1}{P_{m1}T_2}\right) \sigma(T_1) \\ \frac{\partial L}{\partial T_2} \sigma(T_2) &= \frac{2400}{H} \cdot \frac{1}{T_2} \left(\frac{P_{m2}T_1}{P_{m1}T_2}\right) \sigma(T_2)\end{aligned}$$

となる。

また、 $\sigma(P_{m1}) = \sigma(P_{m2})$ 、 $\sigma(T_1) = \sigma(T_2)$ 、 $\frac{P_{m2}T_1}{P_{m1}T_2} \cong 1$ であることから、

$$\sigma(L) = \frac{2400}{HP_{m1}} \sqrt{2 \left\{ \sigma^2(P_{m1}) + \frac{P_{m1}^2}{T_1^2} \sigma^2(T_1) \right\}} \dots \dots \dots \quad (\text{解 3.1-2.1})$$

ここで、クオーツマノメータ計測による原子炉格納容器内ゲージ圧力を $P_c$ 、露点温度計測による水蒸気分圧を $P_v$ とすると、

$$\sigma(P_{m1}) = \sqrt{\sigma^2(P_c) + \sigma^2(P_v)}$$

と表される。

これらの各圧力、温度の測定誤差 $\sigma(P_c)$ 、 $\sigma(P_v)$ 、 $\sigma(T)$ を代入し、 $\sigma(L)$ が求まる。

標準的な計器を使用した場合の漏えい率誤差の計算例を以下に示す。

なお、本計算では原子炉格納容器内の状態を下記のように仮定して計算して行おう。

$$P_{m1} = 3330(\text{hPa}[\text{abs}]) \quad (\text{注1})$$

$$T_1 = 300 \text{ (K)} \quad (\text{注2})$$

$$H = 24 \text{ 時間}$$

(注1) 試験圧力を約 240(kPa[gage])とする。

(注2) 試験中の原子炉格納容器内温度を約 27(°C)とする。

各項目の測定誤差は下記のとおりである。

$$\begin{aligned} \text{圧力の測定誤差} & : \sigma(P_{m1}) = \sqrt{\sigma^2(P_c) + \sigma^2(P_v)} \\ & = \sqrt{0.1^2 + 0.01^2} \\ & = 0.10(\text{hPa}) \end{aligned}$$

$$\text{温度の測定誤差} : \sigma(T) = 0.01 (\text{K})$$

これらの値を用いて漏えい率誤差を求めると下記のようになる。

$$\begin{aligned} \sigma(L) &= \frac{2400}{HP_{m1}} \sqrt{2 \left\{ \sigma^2(P_{m1}) + \frac{P_{m1}^2}{T_1^2} \sigma^2(T_1) \right\}} \\ &= \frac{2400}{24 \times 3330} \sqrt{2 \left( 0.10^2 + \frac{3330^2}{300^2} 0.01^2 \right)} \\ &= 0.0063(\%/d) \\ &\approx 0.006 (\%/d) \end{aligned}$$

同様に低圧試験 ( $P_{m1} = 2270$  (hPa)) では、

$$\begin{aligned} \sigma(L) &= \frac{2400}{HP_{m1}} \sqrt{2 \left\{ \sigma^2(P_{m1}) + \frac{P_{m1}^2}{T_1^2} \sigma^2(T_1) \right\}} \\ &= \frac{2400}{24 \times 2270} \sqrt{2 \left( 0.10^2 + \frac{2270^2}{300^2} 0.01^2 \right)} \\ &= 0.0078 (\%/d) \\ &\approx 0.008 (\%/d) \end{aligned}$$

### 解説 3.1-3 温度検出器個数及び配置検討

温度検出器の個数及び配置により、評価される原子炉格納容器内平均温度が相違する。理論上は、温度検出器の個数の数が多いほど真の平均温度に近づくものの、あまり個数を多くしすぎることは合理的ではない。

そのため、1/10 スケールの原子炉格納容器モデルを用いて、容器内温度の計測を行った。

モデルによる容器内温度の計測の結果、以下のことがわかった。

- (1) 容器高さ方向の温度分布は比較的大きい。
- (2) ある高さの断面における半径方向、円周方向の温度分布はほぼ均一である。
- (3) ある高さの断面における半径方向に着目した場合、いずれの高さでも平均温度を示す位置は  $R = 0.65 \sim 0.85$  の範囲に存在する。

ここで、 $R = r/r_0$ 、 $r$ ：半径方向距離、 $r_0$ ：容器半径

以上の結果を踏まえて、以下の考えに基づき測定個数を変えて平均温度の差を評価した。

半径方向： $R = 0.75$ に温度計を配置

円周方向：ある高さの断面につき 1 ヶ所

高さ方向：分割数(計測点数)を変化

高さ方向の分割数(計測点数)の変化による平均温度を評価したところ、分割数を 5 以上とすれば誤差はほとんど変わらないという結果が得られた。

上記のモデル試験による評価結果を踏まえて、実機の原子炉格納容器では以下に示す温度検出器個数、配置計画とするのが妥当と考える。

高さ方向：原子炉格納容器全体を頂部、中央部、下部の 3 分割とし、それぞれを 3 分割し、合計 9 断面の中央点を計測点とする。

半径方向： $R = 0.75$ の位置を計測点とする。

円周方向：東西南北 4 ヶ所を計測点とする。

ただし、原子炉格納容器内構造の相違により適宜設定すること。

#### 解説 3.1-4

例えば、試験中における余熱 (Decay Heat) の影響を一定とするため、冷却材ループ温度を一定温度に保持するよう努めること。

#### 解説 3.1-5

試験中、測定系が正常に機能していることを以下の 2 つの方法よりチェックする。

##### (1) 原子炉格納容器内状態変化の確認

各測定機器のチェックは、時間ごとの各測定値をグラフにプロットし、測定値推移を監視することで行う。また、温度系測定機器と圧力系測定機器を合わせた測定系として、正常に機能していることを確認するため、Boyle-Charles の法則を用い、図 3.1.6 のとおり時間の  $P_m/T$  (空気重量変化) の値をグラフにプロットし、計算値推移を監視する。

##### (2) 原子炉格納容器内の温度変化

(3.1.7) 式により、原子炉格納容器からの漏えいが 0 の場合、測定基準点からの温度差  $\Delta T$  と圧力差  $\Delta P_m$  の関係は、傾き  $P_{m1}/T_1$  の原点を通る直線で表されることとなる。

ここで、実プラントの A 種試験時における  $\Delta T$  と  $\Delta P_m$  の関係は、測定系が正常に作動し、原子炉格納容器からの漏えいが 0 あるいはこれに近い微小な場合、温度及び圧力の測定誤差により、図 3.1.6 のように、傾き  $P_{m1}/T_1$  で原点を通る直線上あるいは上下にバラツキながらプロットされることとなる。

### 解説 3.1-6

クオートマノメータの器差補正方法については、校正結果のうち、実際の試験圧力近傍の校正基準圧力（2点）から線形補間により、実際の試験圧力における器差を算出し、加算する。

### 解説 3.2-1 本方案による基準容器法を用いる場合における基本的検討確認事項

- (1)  $m$  個の領域に分類する際の分割のしかた、個数が適切であること。  
領域の数については原子炉格納容器の形状について十分考慮すること。  
なお、分割とは仮想的な分割で物理的に分割するものではない。
- (2) 各領域の温度を代表する点に基準容器が配置されていること。
- (3) 各領域について原子炉格納容器の体積と基準容器の容積の比  $V_i/V_i'$  がほぼ一定であること。

容積比  $V_i/V_i'$  は、原子炉格納容器内平均温度  $T$  及び平均水蒸気分圧  $P_v$  を計算する際の  $W_i = V_i/V_i'$  に関係するが、容積比  $V_i/V_i'$  に多少の不揃いがある場合でも評価例に示すとおり漏えい率に与える影響は十分小さく問題とならない。

(例) MARK-I 型の原子炉格納容器を例にした評価例

本評価例の MARK-I 型原子炉格納容器では、原子炉格納容器内の空間を 6 分割し、基準容器を 6 個設置している。容積比の影響評価としては、この中で最も容積の大きいサブプレッションチェンバの容積を選択し、その容積を  $\pm 10\%$  変化させた場合の漏えい率を実際の測定データを用いて計算した。

サブプレッションチェンバ空間容積 +10% 変化 : 最大漏えい率 0.1444(%/d)  
サブプレッションチェンバ空間容積 標準 : 最大漏えい率 0.1433(%/d)  
サブプレッションチェンバ空間容積 -10% 変化 : 最大漏えい率 0.1420(%/d)

以上のように、サブプレッションチェンバの容積を  $\pm 10\%$  変化させた場合でも、最大漏えい率への影響は  $\pm 0.001$ (%/d) 程度であり、許容漏えい率に比べ十分小さいことがわかる。

- (4) 各領域の温度  $T_i$  と基準容器の温度  $T_i'$  がほぼ等しいこと。
- (5) 全体漏えい率試験の測定精度の検討に当たって考慮すべき主要項目は下記の 3 項目とする。

- ① 漏えい率計算式省略による誤差 (解説 3.2-2)
- ② 計器精度による誤差 (解説 3.2-3)
- ③ 測定計器 (基準容器を含む) 配置の不適正による誤差

基準容器の状態方程式

$$\frac{P'}{T'} = \frac{nR}{V'}$$

$n$  : 基準容器内気体分子モル数

基準容器内気体分子モル数及び体積は変化しないので $P'/T'$  =一定となる。前記(1)～(4)項目が成立しているならば、基準容器内の温度 $T'$ の代わりに原子炉格納容器内平均温度 $T$ を代入し、 $P'/T'$  =一定という関係が成立する。

すなわち、 $P'/T$  が一定であることが証明されれば、全体漏えい率試験中、前記(1)～(4)項目は満足されているとみなしうる。

また、(5)③に示す誤差は前記(1)～(4)項目の不適合によるので、同様に $P'/T$  の関係から評価できる。

実績に基づく $P'/T$  の評価例を以下に示す。

(例) 某プラントの評価例

$P'/T$  測定結果を図 3.2.8 に示す。

測定データより下記のとおり $P'/T$  平均値及びその 95%信頼限界が計算される。

$$\bar{A} = \frac{\sum A_i}{N} \pm t(\phi, \alpha) \frac{\sigma}{\sqrt{N}} = 1.33115 \pm 0.0000376$$

$A$  :  $P'/T$

$N$  : 測定回数

$t(\phi, \alpha)$  : 自由度 $\phi=N-1$ , 危険率 $\alpha$ の $t$ 分布関数

$\alpha=0.05$  (95%信頼限界を用いる)

$$\sigma = \sqrt{\frac{S_A}{N-1}} \quad \text{: 標準偏差}$$

$$S_A = \sum A_i^2 - \frac{(\sum A_i)^2}{N} \quad \text{: 平方和}$$

このようにして求めた信頼区間は、 $P'/T$  平均値 1.33115 の $\pm 0.0028\%$ であり、十分小さいことがわかる。また、この回帰直線の傾きは $-4.72 \times 10^{-6}$ 、傾きの信頼限界の上限 $1.63 \times 10^{-7}$ 、下限 $-9.59 \times 10^{-6}$ であり、信頼限界の上限と下限の間に傾き零も含まれ、 $P'/T$  はほぼ一定とみなすことのできるため、測定が妥当であることがわかる。

回帰直線の傾きにおける信頼限界の上限と下限との間に傾き零が入っていない場合であっても、傾きのバラツキによる漏えい率への評価を行い、漏えい率への影響を評価し、その妥当性を示すことも可能である。

解説図 3.2-1.1 の場合の評価例を以下に示す。

求めた信頼区間 $\pm 0.0000376$ を $P'/T$  の誤差 $\sigma(P'/T)$ として、漏えい率 $L$ への影響を確認する。

$$L = \frac{24}{H} \cdot \frac{1}{P_1} \cdot \left\{ \frac{T_1}{T_2} \cdot (\Delta P_2 + P v_2) - (\Delta P_1 + P v_1) \right\} \times 100$$

$$\Delta P = P' - P$$

これを变形して

$$L = \frac{2400}{H} \cdot \frac{T_1}{P_1} \left( \frac{P_2' - P_2 + Pv_2}{T_2} - \frac{P_1' - P_1 + Pv_1}{T_1} \right)$$

$$\frac{\partial L}{\partial (P_1'/T_1)} \cdot \sigma(P_1'/T_1) = -\frac{2400}{H} \cdot \frac{T_1}{P_1} \cdot \sigma(P_1'/T_1)$$

$$\frac{\partial L}{\partial (P_2'/T_2)} \cdot \sigma(P_2'/T_2) = \frac{2400}{H} \cdot \frac{T_1}{P_1} \cdot \sigma(P_2'/T_2)$$

信頼区間±0.0000376 を $P'/T$ の誤差 $\sigma(P'/T)$ とした場合の漏えい率 $L$ への影響 $\sigma(L)$ は、

$$\sigma(L) = \sqrt{\left\{ \frac{\partial L}{\partial (P_1'/T_1)} \sigma(P_1'/T_1) \right\}^2 + \left\{ \frac{\partial L}{\partial (P_2'/T_2)} \sigma(P_2'/T_2) \right\}^2}$$

$$= \frac{2400}{H} \cdot \frac{T_1}{P_1} \sqrt{\sigma^2(P_1'/T_1) + \sigma^2(P_2'/T_2)}$$

$$\doteq \sqrt{2} \cdot \frac{2400}{H} \cdot \frac{\sigma(P'/T)}{P'/T}$$

$$= \sqrt{2} \times \frac{2400}{24} \times \frac{0.0000376}{1.33115}$$

$$= 0.004(\%/d)$$

ここで、

$$P'/T \text{ の平均値 : } \overline{P'/T} = 1.33115$$

$$H = 24$$

$$\frac{T_1}{P_1} \doteq \frac{1}{\overline{P'/T}} = \frac{1}{1.33115}$$

$$\sigma(P'/T) = \sigma(P_1'/T_1) = \sigma(P_2'/T_2) = 0.0000376$$

となり、許容漏えい率に比べ十分小さく、測定が妥当であることがわかる。

### 解説 3.2-2 計算式の簡略化による誤差の検討

実績に基づく以下の具体例が示すとおり、計算式の簡略化による誤差は原子炉格納容器の許容漏えい率に比べて十分小さい。基準容器法で問題となる基準容器内温度の原子炉格納容器内温度に対する追従性も原子炉格納容器内の温度変化率が $0.5(\text{C}/\text{h})$ 以下であれば両容器の温度差は $0.02(\text{C})$ 以下という過去のデータから問題とならない。

《計算式の簡略化による誤差》

- (1) 原子炉格納容器及び基準容器の容積が試験前後で変化しないと仮定したことによる誤差

(3.2.2) 式において、 $V_2 = V_1 + \Delta V$ 、 $V_2' = V_1' + \Delta V_1'$ とおけば、容積変化が漏えい率に

占める誤差は,

$$\begin{aligned}
 \Delta L_V &= \frac{\partial L}{\partial V_2} \Delta V + \frac{\partial L}{\partial V_2'} \Delta V' \\
 &= \frac{2400}{H} \left[ \left\{ -\frac{P_1'}{P_1 - P_{V1}} \cdot \frac{V_1' T_1 T_2'}{V_1 V_2' T_1' T_2} + \frac{1}{P_1 - P_{V1}} \cdot \frac{T_1}{T_2 V_1} (\Delta P_2 + P_{V2}) \right\} \Delta V \right. \\
 &\quad \left. + \frac{P_1'}{P_1 - P_{V1}} \cdot \frac{V_1' V_2 T_1 T_2'}{V_1 T_1' T_2} \cdot \frac{1}{V_2'^2} \Delta V' \right] \\
 &= \frac{2400}{H} \left[ \frac{P_1'}{P_1 - P_{V1}} \cdot \frac{V_1' V_2 T_1 T_2'}{V_1 V_2' T_1' T_2} \cdot \frac{1}{V_2'} \Delta V' \right. \\
 &\quad \left. - \left\{ \frac{P_1'}{P_1 - P_{V1}} \cdot \frac{V_1' T_1 T_2'}{V_2' T_1' T_2} - \frac{1}{P_1 - P_{V1}} \cdot \frac{T_1}{T_2} (\Delta P_2 + P_{V2}) \right\} \frac{1}{V_1} \Delta V \right] \\
 &\doteq -\frac{2400}{H} \left( \frac{\Delta V}{V_1} - \frac{\Delta V'}{V_2'} \right)
 \end{aligned}$$

試験前後における温度差  $\Delta T$  によって生じる容積の変化を求める。

鉄の線膨張係数 :  $\alpha_{Fe} = 1.18 \times 10^{-5} \text{ (1/}^\circ\text{C)}$

銅の線膨張係数 :  $\alpha_{Cu} = 1.67 \times 10^{-5} \text{ (1/}^\circ\text{C)}$

原子炉格納容器の容積変化 :  $\Delta V = V_1 \times 3\alpha_{Fe} \times \Delta T$

基準容器の容積変化 :  $\Delta V' = V_1' \times 3\alpha_{Cu} \times \Delta T$   
 $\doteq V_2' \times 3\alpha_{Cu} \times \Delta T$

$\therefore \Delta L_V = \frac{24}{H} \times 0.00147 \times \Delta T \text{ (%/d)} \dots\dots\dots$  (解 3.2-2.1)

(2) 基準容器と原子炉格納容器との温度差がないと仮定したことによる誤差

(3.2.2) 式において,  $T_1' = T_1 + \Delta T_1$ ,  $T_2' = T_2 + \Delta T_2$  とすれば, 温度差が漏えい率に占める誤差は,

$$\begin{aligned}
 \Delta L_T &= \frac{\partial L}{\partial T_1'} \Delta T_1 + \frac{\partial L}{\partial T_2'} \Delta T_2 \\
 &= \frac{2400}{H} \left( \frac{P_1'}{P_1 - P_{V1}} \cdot \frac{V_1' V_2 T_1 T_2'}{V_1 V_2' T_1' T_2} \cdot \frac{1}{T_1'^2} \Delta T_1 - \frac{P_1'}{P_1 - P_{V1}} \cdot \frac{V_1' V_2 T_1}{V_1 V_2' T_1' T_2} \cdot \Delta T_2 \right) \\
 &= \frac{2400}{H} \left( \frac{P_1'}{P_1 - P_{V1}} \cdot \frac{V_1' V_2 T_1 T_2'}{V_1 V_2' T_1' T_2} \cdot \frac{\Delta T_1}{T_1'} - \frac{P_1'}{P_1 - P_{V1}} \cdot \frac{V_1' V_2 T_1}{V_1 V_2' T_1' T_2} \cdot \frac{\Delta T_2}{T_2} \right) \\
 &\doteq \frac{24}{H} \times 100 \times \left( \frac{\Delta T_1}{T_1'} - \frac{\Delta T_2}{T_2} \right) \dots\dots\dots \text{ (解 3.2-2.2)}
 \end{aligned}$$

この誤差は解説 3.2-1 に示す  $P'/T$  の評価に含まれる。

(3) 水蒸気分圧が試験圧力に比べて十分小さいと仮定したことによる誤差

(3.2.3) 式及び (3.2.4) 式を導くに当たって、 $P_1 = P_1 - P_{V1}$ としたことによる誤差は、

$$\begin{aligned} \Delta L_{PV} &= \frac{\partial L}{\partial P_1} P_{V1} \\ &= -\frac{2400}{H} \frac{1}{(P_1 - P_{V1})^2} \left[ P_1' \left( 1 - \frac{V_1' V_2 T_1 T_2'}{V_1 V_2' T_1' T_2} \right) + \left\{ \frac{T_1 V_2}{T_2 V_1} (\Delta P_2 + P_{V2}) - (\Delta P_1 + P_{V1}) \right\} \right] P_{V1} \\ &\doteq -\frac{2400}{H} \frac{1}{P_1^2} \{ (\Delta P_2 + P_{V2}) - (\Delta P_1 + P_{V1}) \} P_{V1} \cdots \cdots \cdots \text{(解 3.2-2.3)} \end{aligned}$$

ここに、試験圧力 187 (kPa[gage]) の場合の過去の実績によると、

$$\begin{aligned} \Delta T &= 1.0 \text{ (}^\circ\text{C)} \\ P_1 &\doteq 300 \text{ (kPa[abs])} \\ \Delta P_1 &= 1.256 \text{ (kPa)} \\ \Delta P_2 &= 1.935 \text{ (kPa)} \\ P_{V1} &= 2.239 \text{ (kPa)} \\ P_{V2} &= 2.250 \text{ (kPa)} \end{aligned}$$

$H = 24$  (h)、これらの値を (解 3.2-2.1) 式及び (解 3.2-2.3) 式に代入すれば、

$$\begin{aligned} \Delta L_V &= 0.00147 \times 1.0 = 0.001 \\ \Delta L_{PV} &= -\frac{100}{300^2} \{ (1.935 + 2.250) - (1.256 + 2.239) \} \times 2.239 = -0.002 \end{aligned}$$

これにより、計算式の簡略化による誤差は、

$$\Delta L = |\Delta L_V| + |\Delta L_{PV}| = 0.001 + 0.002 = 0.003 \text{ (%/d)}$$

### 解説 3.2-3 測定計器精度による誤差の検討

全体漏えい率試験は間接測定であるため平均二乗誤差法によって解析する。

平均二乗誤差の一般式は、

$$\sigma^2(L) = \sum_i \left( \frac{\partial L}{\partial X_i} \right)^2 \sigma^2(X_i)$$

で表され、(3.2.2) 式にこれを適用すると、

$$\sigma^2(L) = \left( \frac{\partial L}{\partial P_1} \right)^2 \sigma^2(P_1) + \left( \frac{\partial L}{\partial T_1} \right)^2 \sigma^2(T_1) + \left( \frac{\partial L}{\partial T_2} \right)^2 \sigma^2(T_2) + \left( \frac{\partial L}{\partial P_{V1}} \right)^2 \sigma^2(P_{V1})$$

$$+ \left( \frac{\partial L}{\partial P_{V2}} \right)^2 \sigma^2(P_{V2}) + \left( \frac{\partial L}{\partial \Delta P_1} \right)^2 \sigma^2(\Delta P_1) + \left( \frac{\partial L}{\partial \Delta P_2} \right)^2 \sigma^2(\Delta P_2)$$

ここで、(3.2.4) 式より、

$$\frac{\partial L}{\partial P_1} \sigma(P_1) = -\frac{2400}{HP_1^2} \left\{ \frac{T_1}{T_2} (\Delta P_2 + P_{V2}) - (\Delta P_1 + P_{V1}) \right\} \sigma(P_1)$$

$$\frac{\partial L}{\partial T_1} \sigma(T_1) = \frac{2400}{HP_1 T_2} (\Delta P_2 + P_{V2}) \sigma(T_1)$$

$$\frac{\partial L}{\partial T_2} \sigma(T_2) = -\frac{2400 T_1}{HP_1 T_2^2} (\Delta P_2 + P_{V2}) \sigma(T_2) \cong -\frac{2400}{HP_1 T_2} (\Delta P_2 + P_{V2}) \sigma(T_2)$$

$$\frac{\partial L}{\partial P_{V1}} \sigma(P_{V1}) = -\frac{2400}{HP_1} \sigma(P_{V1})$$

$$\frac{\partial L}{\partial P_{V2}} \sigma(P_{V2}) = \frac{2400 T_1}{HP_1 T_2} \sigma(P_{V2}) \cong \frac{2400}{HP_1} \sigma(P_{V2})$$

$$\frac{\partial L}{\partial \Delta P_1} \sigma(\Delta P_1) = -\frac{2400}{HP_1} \sigma(\Delta P_1)$$

$$\frac{\partial L}{\partial \Delta P_2} \sigma(\Delta P_2) = \frac{2400 T_1}{HP_1 T_2} \sigma(\Delta P_2) \cong \frac{2400}{HP_1} \sigma(\Delta P_2)$$

これらの圧力、温度、差圧、水蒸気の分圧の測定誤差 $\sigma(P_1)$ 、 $\sigma(T_1)$ 、 $\sigma(T_2)$ 、 $\sigma(\Delta P_1)$ 、 $\sigma(\Delta P_2)$ 、 $\sigma(P_{V1})$ 、 $\sigma(P_{V2})$ を代入し、 $\sigma(L)$ が求まる。これより測定誤差 $2\sigma(L)$ を求める。

本規程 3.2.3.2 の表に示されている標準使用計器を使用した場合の測定計器精度による漏えい率誤差の計算例を以下に示す。

なお、本計算では原子炉格納容器内の状態を下記のように仮定する。

$$P_1 = 485 \text{ (kPa[abs])} \quad (\text{注1})$$

$$T_1 = 300 \text{ (K)} \quad (\text{注2})$$

$$T_2 = 300 \text{ (K)} \quad (\text{注2})$$

$$\Delta P_1 = 0.0 \text{ (kPa)} \quad (\text{注3})$$

$$\Delta P_2 = 2.5 \text{ (kPa)} \quad (\text{注3})$$

$$P_{V1} = 1.8 \text{ (kPa)} \quad (\text{注4})$$

$$P_{V2} = 1.8 \text{ (kPa)} \quad (\text{注4})$$

(注1) 試験圧力を 384 (kPa[gage])とする。

(注2) 試験中の原子炉格納容器内温度を 27(°C)とする。

(注3) 測定漏えい率が 0.5(%/d)の場合に生ずる差圧

(注4) 試験中の原子炉格納容器内湿度を 50%とする。

各項目の測定誤差は下記のとおりである。

圧力の測定誤差 :  $\sigma(P) = 1.30$  (kPa)  
 差圧の測定誤差 :  $\sigma(\Delta P) = 0.00735$  (kPa)  
 温度の測定誤差 :  $\sigma(T) = 0.463$  (°C)  
 水蒸気分圧の測定誤差 :  $\sigma(P_V) = 0.0584$  (kPa) <sup>(注5)</sup>

(注5) 露点温度 15 (°C) で  $\pm 0.524$  (°C) の場合

これらの値を用いて漏えい率誤差を求めると下記のようになる。

$$\begin{aligned}
 \frac{\partial L}{\partial P_1} \sigma(P_1) &= -\frac{100}{P_1^2} \left\{ \frac{T_1}{T_2} (\Delta P_2 + P_{V2}) - (\Delta P_1 + P_{V1}) \right\} \sigma(P_1) \\
 &= -\frac{100}{485^2} \left\{ \frac{300}{300} (2.5 + 1.8) - (0.0 + 1.8) \right\} \times 1.30 \\
 &= -0.00138
 \end{aligned}$$

$$\frac{\partial L}{\partial T_1} \sigma(T_1) = \frac{100}{P_1 T_2} (\Delta P_2 + P_{V2}) \sigma(T_1) = \frac{100}{485 \times 300} (2.5 + 1.8) \times 0.463 = 0.00137$$

$$\frac{\partial L}{\partial P_{V1}} \sigma(P_{V1}) = -\frac{100}{P_1} \sigma(P_{V1}) = -\frac{100}{485} \times 0.0584 = -0.0120$$

$$\frac{\partial L}{\partial \Delta P_1} \sigma(\Delta P_1) = -\frac{100}{P_1} \sigma(\Delta P_1)$$

$$= -\frac{100}{485} \times 0.00735$$

$$= -0.00152$$

これより,

$$\begin{aligned}
 \sigma^2(L) &= \left( \frac{\partial L}{\partial P_1} \right)^2 \sigma^2(P_1) + 2 \times \left( \frac{\partial L}{\partial T_1} \right)^2 \sigma^2(T_1) + 2 \times \left( \frac{\partial L}{\partial P_{V1}} \right)^2 \sigma^2(P_{V1}) + 2 \times \left( \frac{\partial L}{\partial \Delta P_1} \right)^2 \sigma^2(\Delta P_1) \\
 &= (-0.00138)^2 + 2 \times (0.00137)^2 + 2 \times (-0.0120)^2 + 2 \times (-0.00152)^2 \\
 &= 2.98 \times 10^{-4}
 \end{aligned}$$

$$\therefore \sigma(L) = 0.0173 \quad (\%/d)$$

$$\therefore 2\sigma(L) = 0.0346 \quad (\%/d)$$

### 解説 3.2-4 基準容器系原子炉格納容器外配管に対する検討

基準容器系において原子炉格納容器内基準容器配管と、原子炉格納容器外配管において、温度が等しいか、あるいは、温度変化が等しければ、漏えい率への影響がない<sup>(注1)</sup>。しかし、実際には、原子炉格納容器内外において、温度及び温度変化が若干異なっているため、基準容器系全体配置の決定に当たっては、原子炉格納容器外配管容積を可能な限り小さくする必要がある。

以下に原子炉格納容器外配管容積が、漏えい率に与える影響についての計算例を示す。

下記以外の記号は本文 3. 2. 2. 1 項と同じとする。

$t$  : 原子炉格納容器外温度 (K)

$V'$  : 基準容器容積 (原子炉格納容器外配管を含む) ( $\text{m}^3$ )

$v$  : 原子炉格納容器外配管容積 ( $\text{m}^3$ )

本文 3. 2. 2. 2 項から漏えい率の計算式は下記となる。

$$L = \frac{24}{H} \cdot \frac{1}{P_1} \left\{ \frac{T_1}{T_2} \cdot (\Delta P_2 + P_{V2}) - (\Delta P_1 + P_{V1}) \right\} \times 100 \dots\dots\dots \text{(解 3. 2-4. 1)}$$

ここで、原子炉格納容器及び基準容器は無漏えいとし、水蒸気分圧の影響を無視し、 $H = 24(\text{h})$ とする。

$$L = \frac{1}{P_1} \left( \frac{T_1}{T_2} \cdot \Delta P_2 - \Delta P_1 \right) \times 100 \dots\dots\dots \text{(解 3. 2-4. 2)}$$

$$\Delta P_1 = P'_1 - P_1 \dots\dots\dots \text{(解 3. 2-4. 3)}$$

$$\Delta P_2 = P'_2 - P_2 \dots\dots\dots \text{(解 3. 2-4. 4)}$$

原子炉格納容器及び基準容器は無漏えいであるため、圧力は温度に比例する。  
基準容器については原子炉格納容器内外の温度及び容積比を考慮する。

$$P_2 = \frac{T_2}{T_1} \cdot P_1 \dots\dots\dots \text{(解 3. 2-4. 5)}$$

$$P'_2 = \left\{ (V' - v) \frac{T_2}{T_1} \cdot P'_1 + v \cdot \frac{t_2}{t_1} \cdot P'_1 \right\} / V' = \frac{T_2}{T_1} \cdot P'_1 + \frac{v}{V'} \left( \frac{t_2}{t_1} - \frac{T_2}{T_1} \right) P'_1 \dots\dots\dots \text{(解 3. 2-4. 6)}$$

(解 3. 2-4. 2) 式に (解 3. 2-4. 3) 式から (解 3. 2-4. 6) 式を代入すると、原子炉格納容器内外の温度変化による見かけ上の漏えい率  $L'$  が得られる。

$$\begin{aligned} L' &= \frac{1}{P_1} \left[ \frac{T_1}{T_2} \left\{ \frac{T_2}{T_1} \cdot P'_1 + \frac{v}{V'} \left( \frac{t_2}{t_1} - \frac{T_2}{T_1} \right) P'_1 - \frac{T_2}{T_1} \cdot P_1 \right\} - (P'_1 - P_1) \right] \times 100 \\ &= \frac{1}{P_1} \left\{ P'_1 + \frac{v}{V'} \left( \frac{T_1}{T_2} \cdot \frac{t_2}{t_1} - 1 \right) P'_1 - P_1 - (P'_1 - P_1) \right\} \times 100 \\ &= \frac{P'_1}{P_1} \cdot \frac{v}{V'} \left( \frac{T_1}{T_2} \cdot \frac{t_2}{t_1} - 1 \right) \times 100 \dots\dots\dots \text{(解 3. 2-4. 7)} \end{aligned}$$

ここで、試験開始時の原子炉格納容器と基準容器の圧力はほぼ等しい ( $P_1 \cong P'_1$ ) とすると、原子炉格納容器内外の温度変化による見かけ上の漏えい率  $L'$  は下記となる。

$$L' = \frac{v}{v'} \left( \frac{T_1}{T_2} \cdot \frac{t_2}{t_1} - 1 \right) \times 100 \dots\dots\dots (解 3.2-4.8)$$

計算例として下記を（解 3.2-4.8）式に代入する。

$$\begin{aligned} \frac{v}{v'} &= \frac{1}{200} \\ t_1 &= 300(\text{K}), \quad t_2 = 297.5(\text{K}), \quad t_1 - t_2 = 2.5(\text{K}) \\ T_1 &= 300(\text{K}), \quad T_2 = 301(\text{K}), \quad T_1 - T_2 = -1(\text{K}) \\ L' &= -0.006(\%/d) \end{aligned}$$

よって、基準容器系原子炉格納容器外配管の容積が漏えい率に及ぼす影響は問題にならない。

なお、原子炉格納容器外配管の容積が大きく温度変化の影響を受けるおそれがある場合は、保温を布設し温度影響を緩和してもよい。

(注 1) 原子炉格納容器内外で温度変化が等しい場合、漏えい率への影響はなしとしているが、それは下記のように温度変化による見かけ上の漏えい率 $L'$ が、解説本文の例に比べ十分小さく計算結果に及ぼす影響が極めて微少であるからである。

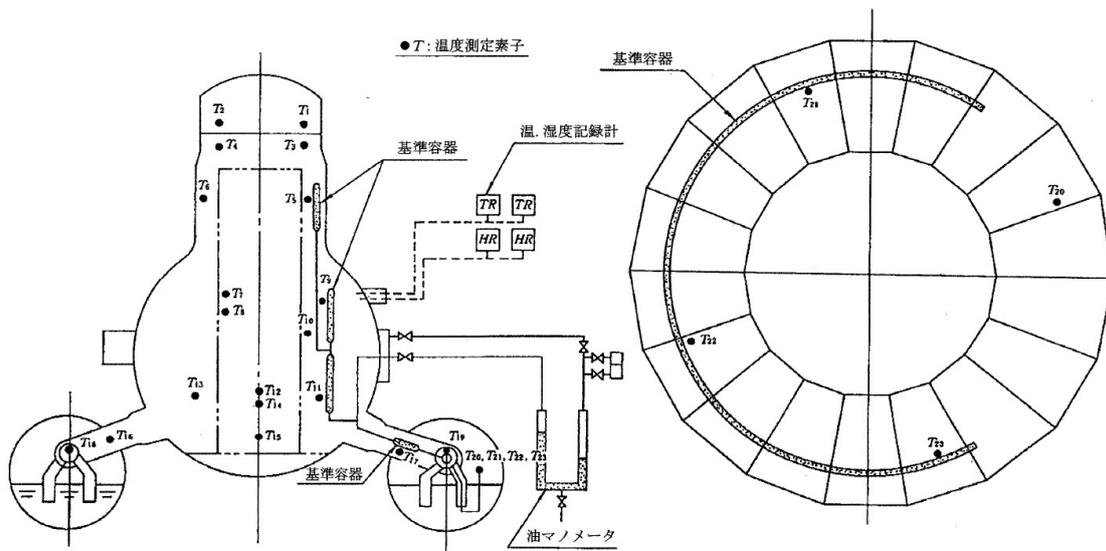
$$\begin{aligned} \frac{v}{v'} &= \frac{1}{200} \\ t_1 &= 296(\text{K}), \quad t_2 = 292.5(\text{K}), \quad t_1 - t_2 = 3.5(\text{K}) \\ T_1 &= 299(\text{K}), \quad T_2 = 295.5(\text{K}), \quad T_1 - T_2 = 3.5(\text{K}) \\ L' &= -0.00006(\%/d) \end{aligned}$$

### 解説 3.2-5 温度測定数に対する検討

温度測定数の違いにより、原子炉格納容器平均温度が異なり、測定漏えい率に影響を及ぼす。

過去の実績において、この影響を、基準容器法による漏えい率の式及び絶対圧力法による漏えい率で評価したものを解説表 3.2-5.1 及び解説表 3.2-5.2 に示す。

表からも明らかなように、測定数を 23 個から、11 個、更に 5 個（各基準容器に 1 個）と減少させても漏えい率への影響は問題にならない。（温度測定素子取付位置は解説図 3.2-5.1 参照）したがって、方案に示すように温度測定素子は基準容器に最低 1 個、合計で 5 個以上つければ十分であるといえる。



解説図 3.2-5.1 漏えい率試験装置

公眾審査専用

解説表 3.2-5.1 温度測定数による漏えい量の変化

(基準容器法での評価；A 発電所での実績による)

経過時間	温度計 23 個 使用		温度計 11 個 使用			温度計 5 個 使用		
	平均温度(°C)	漏えい量(%)	平均温度(°C)	漏えい量(%)	漏えい量の差(%)	平均温度(°C)	漏えい量(%)	漏えい量の差(%)
0	25.67		25.08			25.20		
1	25.59	0.013	25.01	0.013	0	25.13	0.013	0
2	25.54	0.023	24.96	0.023	0	25.06	0.023	0
3	25.51	0.036	24.92	0.037	+0.001	25.06	0.037	+0.001
4	25.43	0.043	24.85	0.044	+0.001	25.01	0.044	+0.001
5	25.41	0.051	24.82	0.051	0	24.95	0.052	+0.001
6	25.41	0.063	24.85	0.064	+0.001	25.01	0.064	+0.001
7	25.40	0.072	24.84	0.073	+0.001	25.01	0.073	+0.001
8	25.39	0.080	24.81	0.082	+0.002	24.97	0.082	+0.002
9	25.35	0.087	24.78	0.088	+0.001	24.94	0.088	+0.001
10	25.33	0.095	24.75	0.097	+0.002	24.92	0.097	+0.002
11	25.32	0.105	24.78	0.107	+0.002	24.97	0.107	+0.002
12	25.29	0.114	24.75	0.115	+0.001	24.93	0.115	+0.001
13	25.28	0.126	24.76	0.128	+0.002	24.96	0.127	+0.001
14	25.27	0.138	24.76	0.140	+0.002	24.96	0.140	+0.002
15	25.26	0.142	24.74	0.144	+0.002	24.93	0.144	+0.002
16	25.25	0.150	24.74	0.153	+0.003	24.93	0.153	+0.003
17	25.26	0.158	24.75	0.160	+0.002	24.97	0.160	+0.002
18	25.25	0.165	24.75	0.168	+0.002	24.98	0.167	+0.002
19	25.31	0.177	24.83	0.180	+0.003	25.10	0.179	+0.002
20	25.29	0.184	24.79	0.187	+0.003	25.03	0.186	+0.002
21	25.28	0.193	24.78	0.196	+0.003	25.02	0.195	+0.002
22	25.28	0.199	24.79	0.202	+0.003	25.05	0.201	+0.002
23	25.24	0.212	24.72	0.215	+0.003	24.97	0.215	+0.003
24	25.21	0.218	24.73	0.222	+0.004	24.96	0.221	+0.003
			T <sub>2</sub> , T <sub>4</sub> , T <sub>5</sub> , T <sub>9</sub> , T <sub>11</sub> , T <sub>13</sub> , T <sub>15</sub> , T <sub>17</sub> , T <sub>19</sub> , T <sub>21</sub> , T <sub>23</sub> を使用			T <sub>5</sub> , T <sub>9</sub> , T <sub>11</sub> , T <sub>19</sub> , T <sub>22</sub> を使用		

(注) 平均漏えい率及び信頼限界 (3.2.2.3 にしたがって計算したもの)

温度計23個 :  $0.212 \pm 0.003$  (%/d)

温度計11個 :  $0.216 \pm 0.003$  (%/d)

温度計 5個 :  $0.215 \pm 0.003$  (%/d)

解説表 3.2-5.2 温度測定数による漏えい量の変化

(絶対圧力法での評価；B 発電所での実績による)

経過時間	温度計 23 個 使用		温度計 11 個 使用			温度計 5 個 使用		
	平均温度(℃)	漏えい量(%)	平均温度(℃)	漏えい量(%)	漏えい量の差(%)	平均温度(℃)	漏えい量(%)	漏えい量の差(%)
0	27.01		27.04			27.08		
1	26.93	0.015	26.95	0.012	-0.003	26.99	0.012	-0.003
2	26.88	0.033	26.90	0.030	-0.003	26.93	0.027	-0.006
3	26.81	0.031	26.82	0.020	-0.009	26.86	0.025	-0.006
4	26.75	0.041	26.77	0.038	-0.003	26.82	0.041	0
5	26.68	0.045	26.69	0.039	-0.006	26.76	0.049	+0.004
6	26.64	0.044	26.65	0.037	-0.007	26.74	0.054	+0.010
7	26.57	0.055	26.59	0.052	-0.003	26.68	0.068	+0.013
8	26.60	0.040	26.53	0.034	-0.007	26.60	0.044	+0.004
9	26.47	0.047	26.47	0.040	-0.007	26.55	0.053	+0.006
10	26.46	0.059	26.47	0.052	-0.007	26.55	0.065	+0.006
11	26.43	0.066	26.48	0.073	+0.007	26.55	0.083	+0.013
12	26.43	0.074	26.49	0.074	0	26.55	0.091	+0.017
13	26.42	0.073	26.45	0.073	0	26.50	0.076	+0.003
14	26.35	0.082	26.39	0.086	+0.004	26.46	0.086	+0.004
15	26.37	0.099	26.38	0.093	-0.006	26.41	0.089	-0.010
16	26.34	0.108	26.36	0.104	-0.004	26.43	0.114	+0.006
17	26.33	0.109	26.37	0.115	+0.006	26.39	0.109	0
18	26.32	0.140	26.33	0.134	-0.006	26.39	0.140	0
19	26.31	0.131	26.32	0.125	-0.006	26.32	0.111	-0.020
20	26.28	0.116	26.32	0.119	-0.003	26.34	0.113	-0.003
21	26.28	0.152	26.28	0.141	-0.011	26.32	0.141	-0.011
22	26.22	0.127	26.24	0.124	-0.003	26.30	0.131	+0.004
23	26.20	0.151	26.20	0.141	-0.010	26.30	0.161	+0.010
24	26.16	0.131	26.19	0.131	0	26.25	0.138	+0.007
$T_2, T_4, T_5, T_9, T_{11}, T_{13}, T_{15}, T_{17}, T_{19}, T_{21}, T_{23}$ を使用						$T_5, T_9, T_{11}, T_{19}, T_{22}$ を使用		

(注) 平均漏えい率及び信頼限界 (3.2.2.3 にしたがって計算したもの)

温度計23個 :  $0.139 \pm 0.015$  (%/d)

温度計11個 :  $0.141 \pm 0.013$  (%/d)

温度計 5個 :  $0.137 \pm 0.014$  (%/d)

### 解説 3.2-6 原子炉格納容器内平均温度及び平均水蒸気分圧

原子炉格納容器内平均温度 $T$ 及び平均水蒸気分圧 $P_V$ は、次式により求める。

$$T = \frac{1}{\sum\left(\frac{1}{T_i}W_i\right)} \quad : \text{加重調和平均}$$

$$P_V = \frac{\sum\left(\frac{P_{V_i}}{T_i}W_i\right)}{\sum\left(\frac{1}{T_i}W_i\right)}$$

- ただし、 $P$  : 原子炉格納容器全圧（絶対圧力）  
 $P_V$  : 原子炉格納容器内平均水蒸気分圧  
 $T$  : 原子炉格納容器内平均温度  
 $N$  : 原子炉格納容器内空気モル数  
 $V$  : 原子炉格納容器内容積  
 $P_{V_i}$  :  $i$  番目の基準容器が代表する空間の水蒸気分圧  
 $T_i$  :  $i$  番目の基準容器が代表する空間の温度  
 $N_i$  :  $i$  番目の基準容器が代表する空間内の空気のモル数 ( $\sum N_i = N$ )  
 $V_i$  :  $i$  番目の基準容器が代表する空間の容積 ( $\sum V_i = V$ )  
 $W_i = \frac{V_i}{V}$  :  $i$  番目の基準容器が代表する空間の原子炉格納容器容積に対する比

気体定数を $R$ として、原子炉格納容器全体について（すなわち、平均値について）、

$$\frac{(P-P_V)V}{T} = NR \dots\dots\dots \text{(解 3.2-6.1)}$$

$i$  番目の空間について、

$$\frac{(P-P_{V_i})V_i}{T_i} = N_i R$$

したがって、

$$\sum\left(\frac{(P-P_{V_i})V_i}{T_i}\right) = \sum N_i R$$

$$PV \sum\left(\frac{1}{T_i}W_i\right) - V \sum\left(\frac{P_{V_i}}{T_i}W_i\right) = NR \dots\dots\dots \text{(解 3.2-6.2)}$$

(解 3.2-6.1) 式及び (解 3.2-6.2) 式を比較すると、

$$\frac{1}{T} = \sum \frac{W_i}{T_i} \dots\dots\dots \text{(解 3.2-6.3)}$$

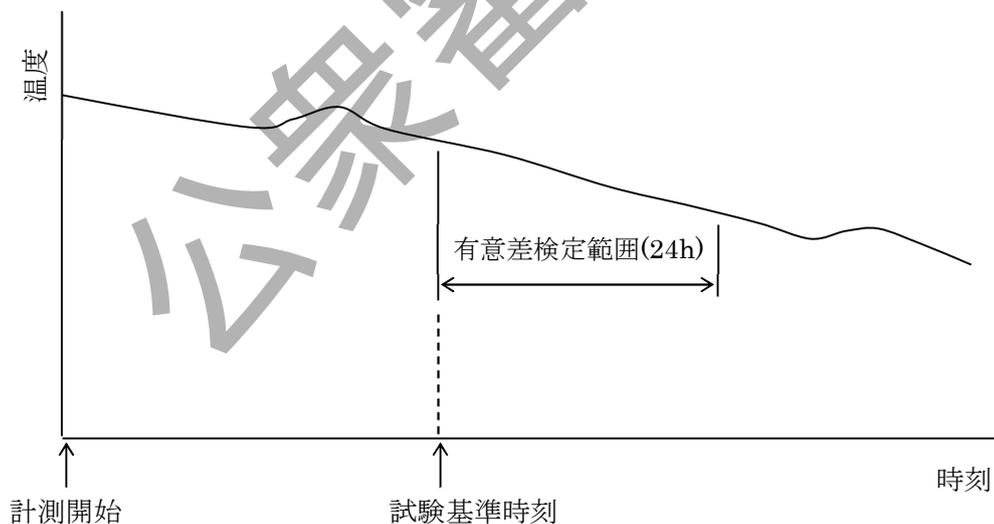
$$\frac{P_V}{T} = \sum \left( \frac{P_{V_i}}{T_i} W_i \right) \dots\dots\dots \text{(解 3.2-6.4)}$$

(解 3.2-6.4)式から明らかなように $P_V/T$ の平均値が得られるのであるが、(解 3.2-6.3)式で定義される平均温度を用いて、

$$P_V = T \sum \left( \frac{P_{V_i}}{T_i} W_i \right) = \frac{\sum \left( \frac{P_{V_i} W_i}{T_i} \right)}{\sum \left( \frac{1}{T_i} W_i \right)}$$

### 解説 3.2-7 基準容器漏えい試験の試験基準時刻の設定

基準容器漏えい試験では、微少な圧力変動を扱うため、極大極小を伴うような温度変動等の外乱があった場合には、温度変化追従遅れによる圧力降下値の乱れが発生し、基準容器に漏えいがない場合であっても見かけ上の有意差が生じる可能性がある。このため、基準容器漏えい試験では、試験圧力にて 24 時間以上放置し基準容器内圧力及び基準容器周囲の温度を計測し、解説図 3.2-7.1 に示すように温度変化がほぼ一様な 24 時間を選定して有意差検定のための試験基準時刻を設定することができる。



解説図 3.2-7.1 基準容器漏えい試験の試験基準時刻設定例

#### 解説 4-1 計算式の簡略化による誤差の検討

計算式の簡略化による誤差は原子炉格納容器の許容漏えい率に比べて十分小さい。

《計算式の簡略化による誤差》

- (1) 加圧対象部の容積が試験前後で変化しないと仮定したことによる誤差  
容積が変化するとした場合には、(4.2.3) 式は以下ようになる。

$$L_{ri} = \frac{24}{H} \left( 1 - \frac{P_2 V_2}{P_1 V_1} \right) \times 100 = \frac{2400}{H} \left( 1 - \frac{P_2}{P_1} \cdot \frac{V_1 + \Delta V}{V_1} \right)$$

$V_1$  : 測定開始基準時刻における加圧対象部容積(m<sup>3</sup>)

$V_2$  :  $H$ 時間後の加圧対象部容積(m<sup>3</sup>)

$\Delta V$  : 測定開始基準時刻から $H$ 時間までの加圧対象部容積変化(m<sup>3</sup>)

容積変化 $\Delta V$ が漏えい率に占める誤差 $\Delta L_{ri}$ は以下で表される。

$$\Delta L_{ri} = \frac{\partial L_{ri}}{\partial (\Delta V)} \cdot \Delta V = -\frac{2400}{H} \cdot \frac{P_2}{P_1} \cdot \frac{\Delta V}{V_1}$$

$\frac{P_2}{P_1} \cong 1$ であることから、

$$\Delta L_{ri} = \frac{2400}{H} \cdot \left| \frac{\Delta V}{V_1} \right| \quad (\%/d)$$

試験前後における温度差 $\Delta T$ によって生じる容積の変化を求める。

鉄の線膨張係数 :  $\alpha_{Fe} = 1.18 \times 10^{-5} \text{ (1}^\circ\text{C)}$

加圧対象部の容積変化 :  $\Delta V = V_1 \times 3\alpha_{Fe} \times \Delta T$

したがって、容積変化 $\Delta V$ が漏えい率に占める誤差 $\Delta L_{ri}$ は以下で表される。

$$\Delta L_{ri} = \frac{24}{H} \times 0.00354 \times \Delta T \quad (\%/d)$$

局部漏えい率試験は、原子炉格納容器換算漏えい率を合算することで総合漏えい率を算出する。温度変化は、個々の試験時にランダムに現れると考えられるため、誤差の大半は相殺されると考えることができる。しかしながら、エアロックのように加圧容積が大きい試験対象の場合、エアロックの計測誤差が総合漏えい率に大きな影響を与える可能性がある。そのため、総合漏えい率 $L_{sum}$ における誤差 $\Delta L_{sum}$ はエアロック単体試験における誤差 $\Delta L_a$ によって代表され、下式で表される。

$$\Delta L_{sum} \cong \Delta L_a \times \frac{V_a}{V_o} = \frac{24}{H} \times 0.00354 \times \Delta T \times \frac{V_a}{V_o} \text{ (%/d)} \dots\dots\dots \text{(解 4-1.1)}$$

誤差の計算例を以下に示す。

なお、本計算では下記のように仮定して計算を行う。

$$V_o = 67000 \text{ (m}^3\text{)}$$

$$\text{エアロック容積 (2 基分) } V_a = 28 \text{ (m}^3\text{)}$$

$$\text{試験時間 } H = 1 \text{ (h)}$$

$$\begin{aligned} \Delta L_{sum} &= \frac{24}{H} \times 0.00354 \times \Delta T \times \frac{V_a}{V_o} \\ &= \frac{24}{1} \times 0.00354 \times \Delta T \times \frac{28}{67000} = 0.00004 \times \Delta T \text{ (%/d)} \dots \text{(解 4-1.2)} \end{aligned}$$

(2) 試験中に温度変化がないとしたことによる誤差

温度が変化するとした場合には、(4.2.3) 式は以下のようになる。

$$L_{ri} = \frac{24}{H} \left( 1 - \frac{P_2 T_1}{P_1 T_2} \right) \times 100 = \frac{2400}{H} \left( 1 - \frac{P_2}{P_1} \cdot \frac{T_2 - \Delta T}{T_2} \right)$$

$T_1$  : 測定開始基準時刻における加圧対象部温度(K)

$T_2$  :  $H$ 時間後の加圧対象部温度(K)

$\Delta T$  : 測定開始基準時刻から $H$ 時間までの加圧対象部温度変化(K)

温度変化 $\Delta T$ が漏えい率に占める誤差 $\Delta L_{ri}$ は以下で表される。

$$\Delta L_{ri} = \frac{\partial L_{ri}}{\partial(\Delta T)} \cdot \Delta T = \frac{2400}{H} \cdot \frac{P_2}{P_1} \cdot \frac{\Delta T}{T_2}$$

$\frac{P_2}{P_1} \cong 1$ であることから、

$$\Delta L_{ri} = \frac{2400}{H} \cdot \left| \frac{\Delta T}{T_2} \right| \text{ (%/d)}$$

局部漏えい率試験は、原子炉格納容器換算漏えい率を合算することで総合漏えい率を算出する。温度変化は、個々の試験時にランダムに現れると考えられるため、誤差の大半は相殺されると考えることができる。しかしながら、エアロックのように加圧容積が大きい試験対象の場合、エアロックの計測誤差が総合漏えい率に大きな影響を与える可能性がある。そのため、総合漏えい率 $L_{sum}$ における誤差 $\Delta L_{sum}$ は、エアロック単体試験における誤差 $\Delta L_a$ によって代表され下式で表される。

$$\Delta L_{sum} \cong \Delta L_a \times \frac{V_a}{V_o} = \frac{2400}{H} \times \frac{\Delta T}{T_2} \times \frac{V_a}{V_o} \text{ (%/d)} \dots\dots\dots \text{(解 4-1.3)}$$

誤差の計算例を以下に示す。

なお、本計算では下記のように仮定して計算を行う。

$$V_0 = 67000 \text{ (m}^3\text{)}$$

$$\text{エアロック容積 (2 基分)} V_a = 28 \text{ (m}^3\text{)}$$

$$\text{試験時間} H = 1 \text{ (h)}$$

$$T_2 = 300 \text{ (K)}$$

$$\begin{aligned} \Delta L_{sum} &= \frac{2400}{H} \times \frac{\Delta T}{T_2} \times \frac{V_a}{V_0} \\ &= \frac{2400}{1} \times \frac{\Delta T}{300} \times \frac{28}{67000} = 0.00334 \times \Delta T \text{ (%/d)} \dots\dots\dots \text{(解 4-1.4)} \end{aligned}$$

(3) 試験時の大気圧を標準大気圧としたことによる誤差

試験時の試験対象構成要素内の絶対圧力を算出するに際し、大気圧は標準大気圧(1013(hPa[abs]))一定として評価しているが、実際の試験中には大気圧は標準大気圧とは相違する。

大気圧を標準大気圧 $P_0$ とした場合の漏えい率 $L_{ri}$ と、試験中の大気圧を $P_0'$ とした場合の漏えい率 $L_{ri}'$ は(4.2.2)式及び(4.2.3)式から以下のように表される。

$$\begin{aligned} Q &= \frac{P_1 - P_2}{P_1} \times 100 = \frac{(P_0 + P_{g1}) - (P_0 + P_{g2})}{P_0 + P_{g1}} \times 100 = \frac{P_{g1} - P_{g2}}{P_0 + P_{g1}} \times 100 \\ L_{ri} &= \frac{24}{H} Q = \frac{2400}{H} \cdot \frac{P_{g1} - P_{g2}}{P_0 + P_{g1}} \\ Q' &= \frac{P_1 - P_2}{P_1} \times 100 = \frac{(P_0' + P_{g1}) - (P_0' + P_{g2})}{P_0' + P_{g1}} \times 100 = \frac{P_{g1} - P_{g2}}{P_0' + P_{g1}} \times 100 \\ L_{ri}' &= \frac{24}{H} Q' = \frac{2400}{H} \cdot \frac{P_{g1} - P_{g2}}{P_0' + P_{g1}} \end{aligned}$$

ここで、

$P_g$  : 試験対象構成要素内のゲージ圧力 (Pa[gage])

$P$  : 試験対象構成要素内の絶対圧力 (Pa[abs])

添字

1 : 試験開始基準時刻における値

2 : 試験開始後測定時刻における値

これにより試験中の大気圧を標準大気圧とすることによる誤差 $\Delta L_{ri} (= L_{ri}' - L_{ri})$ は、以下のように表される。

$$\Delta L_{ri} = L_{ri}' - L_{ri} = \frac{2400(P_{g1} - P_{g2})}{H} \left( \frac{1}{P_0' + P_{g1}} - \frac{1}{P_0 + P_{g1}} \right) = L_{ri} \left( \frac{P_0 + P_{g1}}{P_0' + P_{g1}} - 1 \right)$$

局部漏えい率試験は、原子炉格納容器換算漏えい率を合算することで総合漏えい率を算出する。大気圧の相違は、個々の試験時にランダムに現れると考えられるため、誤差の大半は相殺されると考えることができる。しかしながら、エアロックのように加圧容積が大きい試験対象の場合、エアロックの計測誤差が総合漏えい率に大きな影響を与える可能性がある。そのため、総合漏えい率 $L_{sum}$ における誤差 $\Delta L_{sum}$ は、エアロック単体試験における誤差 $\Delta L_a$ によって代表され、エアロック単体試験における漏えい率 $L_a$ 及び誤差 $\Delta L_a$ を用いて下式で表される。

$$\Delta L_{sum} \cong \Delta L_a \times \frac{V_a}{V_o} = L_a \times \frac{V_a}{V_o} \times \left( \frac{P_o + P_{g1}}{P_o' + P_{g1}} - 1 \right) \quad (\%/d) \quad \dots\dots\dots (解 4-1.5)$$

誤差の計算例を以下に示す。

なお、本計算では下記のように仮定して計算を行う。

$$V_o = 67000(\text{m}^3)$$

$$\text{エアロック容積 (2 基分)} \quad V_a = 28 (\text{m}^3)$$

$$\text{標準大気圧} \quad P_o = 1013 (\text{hPa}[\text{abs}])$$

$$\text{試験時大気圧} \quad P_o' = 990 (\text{hPa}[\text{abs}])(\text{注1})$$

$$\text{試験開始基準時刻試験対象構成要素内のゲージ圧力} \quad P_{g1} = 2400 (\text{hPa}[\text{gage}])$$

(注1) 過去の気象データから、大気圧を約 990(hPa[abs])と仮定した。

$$\begin{aligned} \Delta L_{sum} &= L_a \times \frac{V_a}{V_o} \times \left( \frac{P_o + P_{g1}}{P_o' + P_{g1}} - 1 \right) \\ &= L_a \times \frac{V_a}{V_o} \times \left( \frac{1013 + 2400}{990 + 2400} - 1 \right) = 0.00678 \times L_a \times \frac{V_a}{V_o} \quad (\%/d) \quad \dots\dots (解 4-1.6) \end{aligned}$$

したがって、大気圧を標準大気圧とした場合の誤差は、エアロックにおける原子炉格納容器換算漏えい率( $L_a \cdot V_a / V_o$ )の 1%以下である。

(4) 試験中の大気圧が変化しないとしたことによる誤差

試験時の試験対象構成要素内の絶対圧力を算出するに際し、大気圧は標準大気圧(1013(hPa))一定として評価しているが、実際の試験中には大気圧は変化する。

試験中の大気圧が試験開始基準時刻における大気圧  $P_{o1}$  一定とした場合の漏えい率  $L_{ri}$  と、試験開始基準時刻における大気圧を  $P_{o1}$ 、試験終了時刻における大気圧を  $P_{o2}$  とした場合の漏えい率  $L_{ri}'$  は (4.2.2) 式及び (4.2.3) 式から以下のようなになる。

$$Q = \frac{P_1 - P_2}{P_1} \times 100 = \frac{(P_{o1} + P_{g1}) - (P_{o1} + P_{g2})}{P_{o1} + P_{g1}} \times 100 = \frac{P_{g1} - P_{g2}}{P_{o1} + P_{g1}} \times 100$$

$$L_{ri} = \frac{24}{H} \cdot Q = \frac{2400}{H} \cdot \frac{P_{g1} - P_{g2}}{P_{o1} + P_{g1}}$$

$$Q' = \frac{P_1 - P_2}{P_1} \times 100 = \frac{(P_{o1} + P_{g1}) - (P_{o2} + P_{g2})}{P_{o1} + P_{g1}} \times 100$$

$$= \frac{(P_{g1} - P_{g2}) + (P_{o1} - P_{o2})}{P_{o1} + P_{g1}} \times 100$$

$$L_{ri}' = \frac{24}{H} \cdot Q' = \frac{2400}{H} \cdot \frac{(P_{g1} - P_{g2}) + (P_{o1} - P_{o2})}{P_{o1} + P_{g1}}$$

ここで、

$P_g$  : 試験対象構成要素内のゲージ圧力 (Pa[gage])

添字

- 1 : 試験開始基準時刻における値
- 2 : 試験開始後測定時刻における値

これにより試験中の大気圧を一定とすることによる誤差  $\Delta L_{ri}$  ( $= L_{ri}' - L_{ri}$ ) は、以下のよう表される。

$$\Delta L_{ri} = L_{ri}' - L_{ri} = \frac{2400}{H} \left\{ \frac{(P_{g1} - P_{g2}) + (P_{o1} - P_{o2})}{P_{o1} + P_{g1}} - \frac{P_{g1} - P_{g2}}{P_{o1} + P_{g1}} \right\} = \frac{2400}{H} \left( \frac{P_{o1} - P_{o2}}{P_{o1} + P_{g1}} \right)$$

局部漏えい率試験は、原子炉格納容器換算漏えい率を合算することで総合漏えい率を算出する。大気圧の変化は、個々の試験時にランダムに現れると考えられるため、誤差の大半は相殺されると考えることができる。しかしながら、エアロックのように加圧容積が大きい試験対象の場合、エアロックの計測誤差が総合漏えい率に大きな影響を与える可能性がある。そのため、総合漏えい率  $L_{sum}$  における誤差  $\Delta L_{sum}$  は、エアロック単体試験における誤差  $\Delta L_a$  によって代表され、エアロック単体試験における誤差  $\Delta L_a$  を用いて下式で表される。

$$\Delta L_{sum} \doteq \Delta L_a \times \frac{V_a}{V_o} = \frac{2400}{H} \left( \frac{P_{o1} - P_{o2}}{P_{o1} + P_{g1}} \right) \times \frac{V_a}{V_o} \quad (\% / d) \quad \dots \dots \dots \quad (\text{解 4-1.7})$$

誤差の計算例を以下に示す。

なお、本計算では下記のように仮定して計算して行う。

$V_o = 67000 \text{ (m}^3\text{)}$

エアロック容積 (2 基分)  $V_a = 28 \text{ (m}^3\text{)}$

試験開始基準時刻における大気圧  $P_{o1} = 1013 \text{ (hPa[abs])}$

試験終了時刻における大気圧  $P_{o2} = 1015 \text{ (hPa[abs])}^{(\text{註}1)}$

試験開始基準時刻試験対象構成要素内のゲージ圧力  $P_{g1} = 2400 \text{ (hPa[gage])}$

試験時間  $H = 1 \text{ (h)}$

(注 1) 過去の気象データから、1 時間あたりの大気圧変化率を約 2.0(hPa/h)と仮定し、1015(hPa[abs]) (= 1013 + 2)とした。

$$\begin{aligned}\Delta L_{sum} &= \frac{2400}{H} \left( \frac{P_{o1} - P_{o2}}{P_{o1} + P_{g1}} \right) \times \frac{V_a}{V_o} \\ &= \frac{2400}{1} \times \left( \frac{1013 - 1015}{1013 + 2400} \right) \times \frac{28}{67000} = -0.00059(\%/d)\end{aligned}$$

したがって、試験中の大気圧変化を無視した場合の誤差は、0.001(%/d)以下である。

#### 解説 4-2 測定計器精度による誤差の検討

局部漏えい率試験は間接測定であるため平均二乗誤差法によって解析する。  
平均二乗誤差法の一般式は、

$$\sigma^2(L) = \sum_i \left( \frac{\partial L}{\partial x_i} \right)^2 \sigma^2(X_i)$$

で表され、(4.2.2) 式及び (4.2.3) 式にこれを適用すると、

$$\begin{aligned}\sigma^2(L_{ri}) &= \left( \frac{\partial L_{ri}}{\partial P_1} \right)^2 \sigma^2(P_1) + \left( \frac{\partial L_{ri}}{\partial P_2} \right)^2 \sigma^2(P_2) \\ \frac{\partial L_{ri}}{\partial P_1} \sigma(P_1) &= \frac{2400}{H} \cdot \frac{P_2}{P_1} \cdot \frac{1}{P_1} \sigma(P_1) \\ \frac{\partial L_{ri}}{\partial P_2} \sigma(P_2) &= -\frac{2400}{H} \cdot \frac{P_2}{P_1} \cdot \frac{1}{P_2} \sigma(P_2)\end{aligned}$$

となる。また、 $\sigma(P_1) = \sigma(P_2)$ 、 $\left( \frac{P_2}{P_1} \right) \cong 1$ であることから、

$$\sigma(L_{ri}) = \frac{2400 \times \sqrt{2}}{HP_1} \sigma(P_1) \quad (\%/d)$$

と表され、A 種試験相当に換算すると、

$$\sigma(L) = \sigma(L_{ri}) \times \frac{V_i}{V_o} = \frac{2400 \times \sqrt{2}}{H} \cdot \frac{\sigma(P_1)}{P_1} \cdot \frac{V_i}{V_o} \dots \dots \dots \quad (\text{解 4-2.1})$$

局部漏えい率試験は、原子炉格納容器換算漏えい率を合算することで総合漏えい率を算

出する。圧力降下法においては、圧力値の変化量から漏えい率を算出するため、読み取り誤差が支配的であると考えられるが、読み取り誤差は個々の試験時にランダムに現れると考えられるため、誤差の大半は相殺されると考えることができる。しかしながら、エアロックのように加圧容積が大きい試験対象の場合、エアロックの計測誤差が総合漏えい率に大きな影響を与える可能性がある。そのため、総合漏えい率 $L_{sum}$ における誤差 $\sigma(L_{sum})$ は、エアロック単体試験における誤差 $\sigma(L_a)$ によって代表され、下式で表される。

$$\sigma(L_{sum}) \cong \sigma(L_a) \times \frac{V_a}{V_0} = \frac{2400 \times \sqrt{2}}{H} \cdot \frac{\sigma(P_1)}{P_1} \cdot \frac{V_a}{V_0} \quad (\% / d) \quad \dots\dots\dots (解 4-2.2)$$

誤差の計算例を以下に示す。

なお、本計算では下記のように仮定して計算を行う。

$$V_0 = 67000(\text{m}^3)$$

$$\text{エアロック容積 (2 基分)} V_a = 28 (\text{m}^3)$$

$$\text{試験時間 } H = 1 (\text{h})$$

$$P_1 = 333 (\text{kPa})$$

$$\sigma(P_1) = 0.2 (\text{kPa})$$

$$\begin{aligned} \sigma(L_{sum}) &= \frac{2400 \times \sqrt{2}}{H} \cdot \frac{\sigma(P_1)}{P_1} \cdot \frac{V_a}{V_0} \\ &= \frac{2400 \times \sqrt{2}}{1} \times \frac{0.2}{333} \times \frac{28}{67000} = 0.00085 \quad (\% / d) \end{aligned}$$

### 解説 4-3 圧力計の使い分け

(解 4-2.1) 式から明らかなように、誤差は加圧容積に比例し、試験時間に反比例する。

そのため、加圧容積が大きな試験対象に対しては試験時間を長くするとともに、計測精度の高い圧力計を用いて、誤差を少なくするべきである。

そこで、加圧容積が相対的に大きく、総合漏えい率に対して大きな影響を与えるエアロックに対しては、より精度の高い精密圧力計を用いて試験を実施するべきである。

### 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降下量で漏えい率を算出してもよい。