

本資料のうち、枠囲みの内容は、機密事項に属しますので公開できません。

柏崎刈羽原子力発電所第7号機 工事計画審査資料	
資料番号	KK7 添-1-052-2 改2
提出年月日	2020年8月28日

V-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書
別添1 (重大事故等時における原子炉格納容器の放射性物質
閉じ込め機能健全性について)

2020年8月

東京電力ホールディングス株式会社

V-1-8-1-別添1 重大事故等時における原子炉格納容器の
放射性物質閉じ込め機能健全性について

目次

1. 概要	別添 1-1
2. 原子炉格納容器本体	別添 1-2
2.1 原子炉格納容器コンクリート部	別添 1-2
2.2 原子炉格納容器ライナ部	別添 1-2
3. ドライウエル上鏡及びドライウエル主フランジ	別添 1-3
3.1 評価方針	別添 1-3
3.1.1 ドライウエル上鏡及びドライウエル主フランジ本体の耐圧	別添 1-4
3.1.2 ドライウエル主フランジ固定部の強度	別添 1-4
3.1.3 ドライウエル主フランジのシール性能	別添 1-4
3.2 評価結果	別添 1-4
3.2.1 ドライウエル上鏡及びドライウエル主フランジ本体の耐圧	別添 1-4
3.2.2 ドライウエル主フランジ固定部の強度	別添 1-4
3.2.3 ドライウエル主フランジのシール性能	別添 1-4
3.3 評価結果まとめ	別添 1-7
4. 機器ハッチ類	別添 1-8
4.1 評価方針	別添 1-8
4.1.1 機器ハッチ類本体の耐圧	別添 1-10
4.1.2 機器ハッチ類フランジ固定部の強度	別添 1-10
4.1.3 機器ハッチ類フランジのシール性能	別添 1-10
4.2 評価結果	別添 1-11
4.2.1 機器ハッチ類本体の耐圧	別添 1-11
4.2.2 機器ハッチ類フランジ固定部の強度	別添 1-11
4.2.3 機器ハッチ類フランジのシール性能	別添 1-11
4.3 評価結果のまとめ	別添 1-16
5. 所員用エアロック	別添 1-17
5.1 評価方針	別添 1-17
5.1.1 所員用エアロック本体の耐圧	別添 1-18
5.1.2 シール性能	別添 1-18
5.2 評価結果	別添 1-20
5.2.1 所員用エアロック本体の耐圧	別添 1-20
5.2.2 シール性能	別添 1-20
5.3 評価結果のまとめ	別添 1-23
6. 配管貫通部	別添 1-24

6.1	概要	別添 1-24
6.2	配管貫通部（接続配管）	別添 1-25
6.2.1	評価方針	別添 1-25
6.2.2	評価結果	別添 1-25
6.3	配管貫通部（スリーブ・端板・閉止板）	別添 1-25
6.3.1	評価方針	別添 1-25
6.3.2	評価結果	別添 1-26
6.4	配管貫通部（閉止フランジ）	別添 1-26
6.4.1	評価方針	別添 1-26
6.4.2	評価結果	別添 1-26
6.5	評価結果のまとめ	別添 1-29
7.	電気配線貫通部	別添 1-30
7.1	概要	別添 1-30
7.2	電気配線貫通部（アダプタ）	別添 1-33
7.3	電気配線貫通部（ヘッダ）	別添 1-33
7.4	電気配線貫通部（モジュール）のシール部	別添 1-33
7.4.1	電共研による研究結果	別添 1-33
7.4.2	過去の環境試験における評価	別添 1-35
7.4.3	NUPECによる評価結果	別添 1-37
7.4.4	評価結果のまとめ	別添 1-38
8.	原子炉格納容器隔離弁	別添 1-39
8.1	概要	別添 1-39
8.2	不活性ガス系バタフライ弁	別添 1-39
8.2.1	評価方針	別添 1-39
8.2.2	評価結果	別添 1-40
8.3	TIP ボール弁及びパージ弁	別添 1-42
8.3.1	評価方針	別添 1-42
8.3.2	評価結果	別添 1-43
添付 1	重大事故等時条件におけるガスケット健全性について	別添 1-45
添付 2	代表原子炉格納容器貫通配管の選定について	別添 1-51
添付 3	原子炉格納容器隔離弁の抽出について	別添 1-54
別紙 1	原子炉格納容器 限界温度，圧力に対する経年劣化の影響について	別添 1-55
別紙 2	原子炉格納容器 限界温度，圧力負荷後の耐震性について	別添 1-60
別紙 3	原子炉格納容器貫通部の FP 沈着による影響について	別添 1-63

1. 概要

本資料は、V-1-8-1「原子炉格納施設的设计条件に関する説明書」（以下「説明書」という。）の「6. 重大事故等時における原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能評価及びその他影響確認」に示す重大事故等時の限界温度，圧力に対する原子炉格納容器の構造健全性及び機能維持の評価方法並びに評価結果を詳細に示すものである。

2. 原子炉格納容器本体

2.1 原子炉格納容器コンクリート部

原子炉格納容器は鋼製ライナを内張りした鉄筋コンクリート造であり，原子炉建屋と一体となっている。原子炉格納容器本体（コンクリート部）の機能喪失要因は内圧上昇に伴う曲げせん断破壊が想定される。

原子炉格納容器コンクリート部の強度評価方法及び結果は，V-3-3-6-1-1-1「原子炉格納容器コンクリート部の強度計算書」に記載する。

2.2 原子炉格納容器ライナ部

原子炉格納容器本体（ライナ部）の設計時に考慮される機能喪失要因は，脆性破壊，疲労破壊，座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である200℃，2Pdの条件を考慮した場合，脆性破壊が生じる温度域でないこと，繰り返し荷重が作用しないことから，脆性破壊及び疲労破壊は考慮する必要がない。なお，熱座屈の可能性が考えられるが，座屈後に圧縮ひずみが開放され破損に至らないことから座屈は考慮する必要がない。

したがって，原子炉格納容器本体（ライナ部）の機能喪失要因は，高温状態で内圧を受け，過度な塑性変形に伴う延性破壊が想定される。

原子炉格納容器ライナ部分の強度評価方法及び結果は，V-3-3-6-1-1-2「原子炉格納容器ライナ部の強度計算書」に記載する。

3. ドライウエル上鏡及びドライウエル主フランジ

3.1 評価方針

ドライウエル上鏡及びドライウエル主フランジは、原子炉格納容器の上蓋フランジであり、締付ボルトで固定される構造である。また、フランジ間のシールにはガスケットを使用している。フランジにはシール溝が二重に配置されており、原子炉格納容器内側・外側のそれぞれのシール溝にガスケットを取り付ける二重シール構造になっている。

ドライウエル上鏡及びドライウエル主フランジの設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である200℃、2Pdを考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないことから、脆性破壊、疲労破壊は考慮する必要がない。

したがって、ドライウエル上鏡及びドライウエル主フランジの機能喪失要因は、原子炉格納容器内圧による過度な塑性変形に伴う延性破壊、また、フランジ部の変形及びシール材の高温劣化によるシール機能の低下が考えられる。なお、熱座屈の可能性が考えられるが、座屈後に圧縮ひずみが開放され破損に至らないことから座屈は考慮する必要がない。

このため、200℃、2Pdでの健全性確認には以下の評価が必要である。

- ・ドライウエル上鏡及びドライウエル主フランジ本体の耐圧
- ・ドライウエル主フランジ固定部の強度
- ・ドライウエル主フランジのシール性能

図3-1に評価部位の概形を示す。

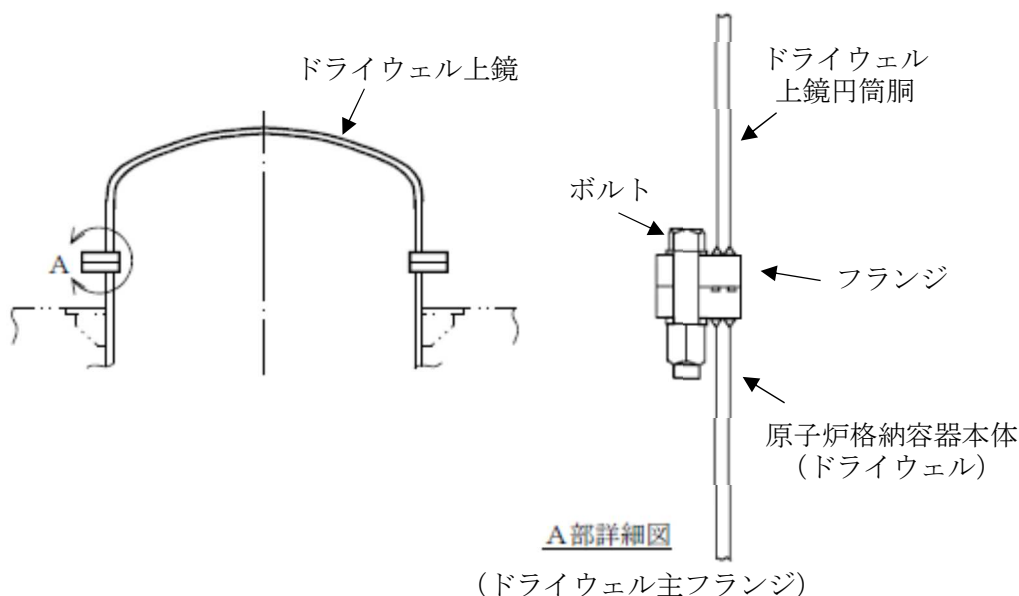


図3-1 評価部位 概形図 (ドライウエル上鏡及びドライウエル主フランジ)

3.1.1 ドライウェル上鏡及びドライウェル主フランジ本体の耐圧

ドライウェル上鏡及びドライウェル主フランジの強度評価方法は、V-3-3-6-1-1-4「ドライウェル上鏡の強度計算書」及びV-3-3-6-1-1-5「ドライウェル主フランジの強度計算書」に記載する。

3.1.2 ドライウェル主フランジ固定部の強度

ドライウェル主フランジ固定部の強度評価方法は、V-3-3-6-1-1-5「ドライウェル主フランジの強度計算書」に記載する。

3.1.3 ドライウェル主フランジのシール性能

原子炉格納容器の限界温度、圧力におけるフランジ開口量を評価するために、三次元有限要素法による解析を用いてドライウェル主フランジ部における開口量を評価する。

評価した開口量は、添付1に示す重大事故等時環境におけるガスケットの健全性確認結果を基に設定した許容開口量と比較し、開口量が許容開口量を下回ることを確認する。

3.2 評価結果

3.2.1 ドライウェル上鏡及びドライウェル主フランジ本体の耐圧

ドライウェル上鏡及びドライウェル主フランジの強度評価結果は、V-3-3-6-1-1-4「ドライウェル上鏡の強度計算書」及びV-3-3-6-1-1-5「ドライウェル主フランジの強度計算書」に記載する。

3.2.2 ドライウェル主フランジ固定部の強度

ドライウェル主フランジ固定部の強度評価結果は、V-3-3-6-1-1-5「ドライウェル主フランジの強度計算書」に記載する。

3.2.3 ドライウェル主フランジのシール性能

ドライウェル主フランジについて、限界温度、圧力におけるフランジ面の開口量が許容開口量を下回ることを確認するため、三次元有限要素法モデルを用いて弾塑性解析を実施した。

図3-2に解析モデルを示す。本解析では、フランジ部だけでなく鋼材が圧力を負担する上鏡を含めてドライウェル主フランジ全体をモデル化する。

また、フランジシール部を構成する各種部材（フランジ、ボルト、ナット等）の荷重伝達経路を詳細にモデル化するため、ソリッド要素を用いて可能な限り詳細な形状をモデル化する。モデルは対称性を考慮してボルト1/2ピッチ分をモデル化している。荷重条件として、0から内圧を加えて開口量を解析す

る。解析コードは「ABAQUS」を使用する。

本評価に用いる解析コードの検証及び妥当性確認等の概要については、別紙「計算機プログラム（解析コード）の概要」に示す。

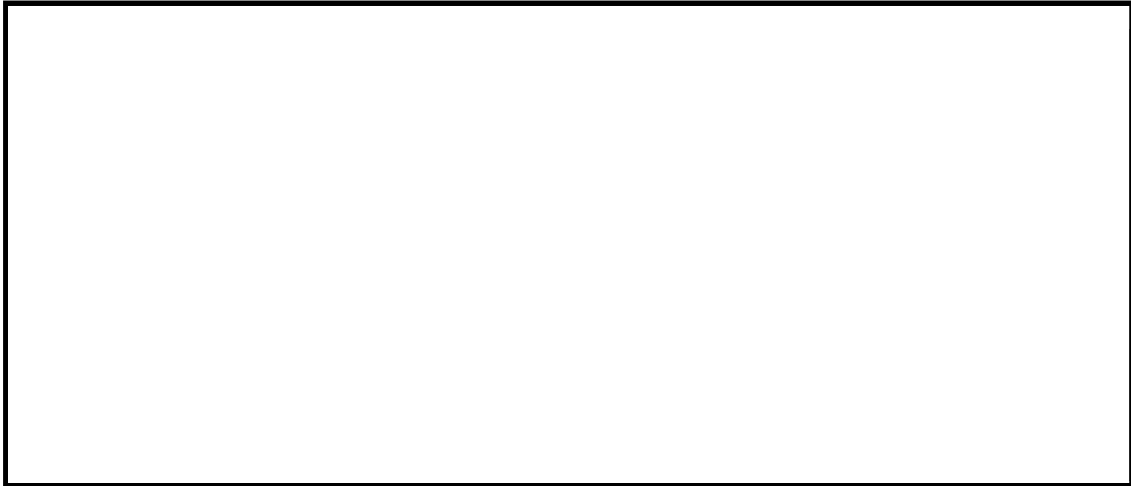


図3-2 ドライウェル主フランジの解析モデル

(1) 開口量評価結果

200 °Cにおける圧力と開口量の関係を図3-3 に示す。

2 Pd における内側ガスケット部の開口量は1.11 mm, 外側ガスケット部は0.87 mm であった。

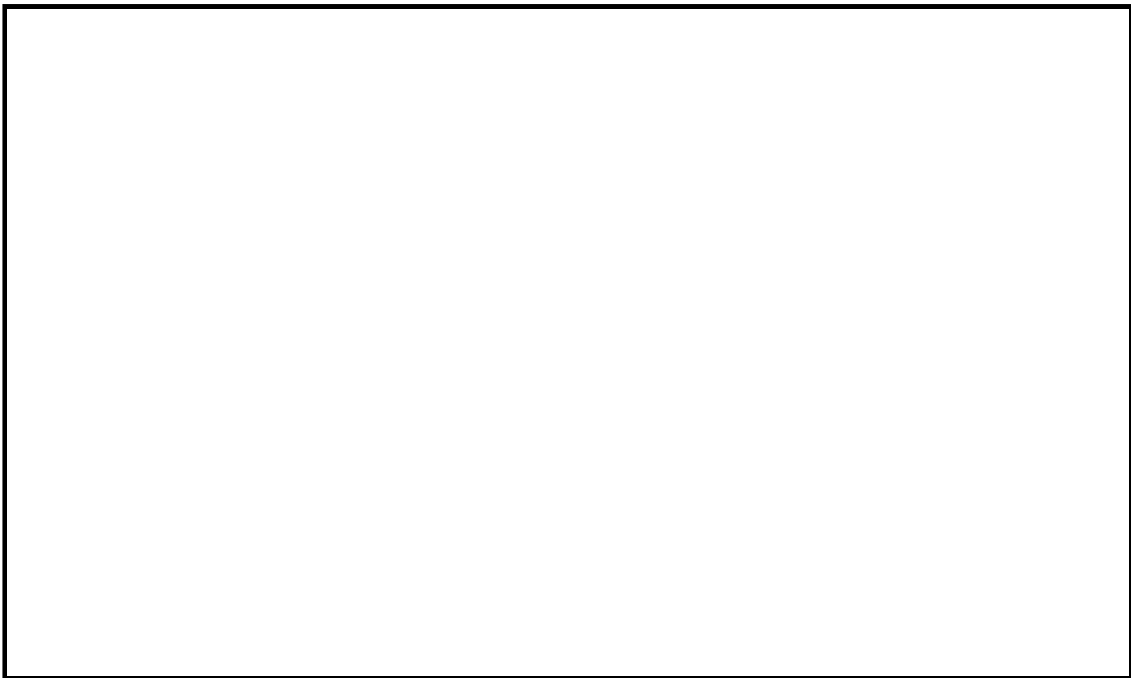


図3-3 ドライウェル主フランジの圧力と開口量の関係

(2) ドライウェル主フランジの許容開口量

添付1に示すように、改良EPDM製シール材の重大事故等時環境における圧縮永久ひずみ率は□%である。シール材の初期締め付け量は□mmであるため、圧縮永久ひずみ率を考慮した許容開口量は□mmとなる。

(3) 比較結果

内側ガスケットの開口量1.11mmに対して許容開口量は□mmであることから、重大事故等時環境における開口を考慮してもドライウェル主フランジ部からの漏えいのないことを確認した。

3.3 評価結果まとめ

ドライウエル上鏡及びドライウエル主フランジの健全性評価結果を表3-1に示す。

表3-1 ドライウエル上鏡及びドライウエル主フランジの健全性評価結果

No.	評価項目	評価方法	評価	結果
1	ドライウエル上鏡及びドライウエル主フランジ本体の耐圧	応力評価	V-3-3-6-1-1-4「ドライウエル上鏡の強度計算書」及びV-3-3-6-1-1-5「ドライウエル主フランジの強度計算書」に記載	
2	ドライウエル主フランジ固定部の強度	応力評価	V-3-3-6-1-1-5「ドライウエル主フランジの強度計算書」に記載	
3	ドライウエル主フランジのシール性能	開口量評価	シール材の重大事故等時環境における劣化特性を考慮しても、限界温度、圧力における開口量は許容開口量を下回ることから、シール機能が維持されることを確認した。	○

以上により、ドライウエル上鏡及びドライウエル主フランジについては、限界温度、圧力環境下でも、放射性物質の閉じ込め機能を維持可能である。

なお、更なる安全性向上対策として、重大事故等発生後の長期におけるシール機能健全性を補強するために、高温蒸気に耐性があるバックアップシール材を追加塗布する。その有効性については、バックアップシール材の試験を基に評価し、原子炉格納容器閉じ込め機能の信頼性を確認した。

4. 機器ハッチ類

4.1 評価方針

機器ハッチ類は、フランジ付きの胴板が原子炉格納容器のコンクリート躯体に固定され、この胴板のフランジに蓋フランジをボルト固定しており、フランジ間のシールにはガスケットを使用している。フランジにはシール溝が二重に配置されており、原子炉格納容器内側・外側のそれぞれのシール溝にガスケットを取り付ける二重シール構造になっている。

機器ハッチ類の設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である200℃、2Pdを考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないことから、脆性破壊、疲労破壊は考慮する必要がない。なお、熱座屈の可能性が考えられるが、座屈後の圧縮ひずみが開放され破損に至らないことから座屈は考慮する必要がない。

したがって、機器ハッチ類の機能喪失要因は、原子炉格納容器内圧による過度な塑性変形に伴う延性破壊、また、フランジ部の変形及びシール材の高温劣化によるシール機能の低下が考えられる。

このため、200℃、2Pdでの健全性確認には以下の評価が必要である。

- ・機器ハッチ類本体の耐圧
- ・機器ハッチ類フランジ固定部の強度
- ・機器ハッチ類フランジのシール性能

図4-1～4-3に評価部位の概形を示す。

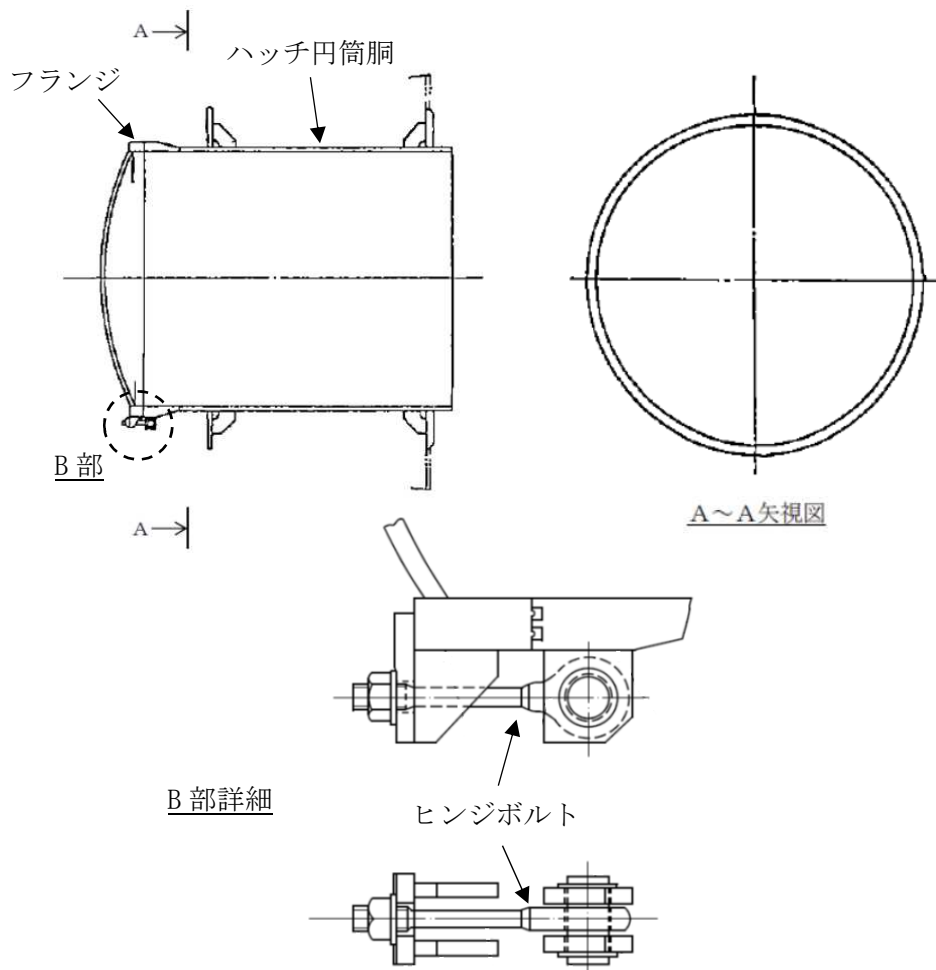


図4-1 評価部位 概形図 (上部ドライウェル機器搬入用ハッチ)

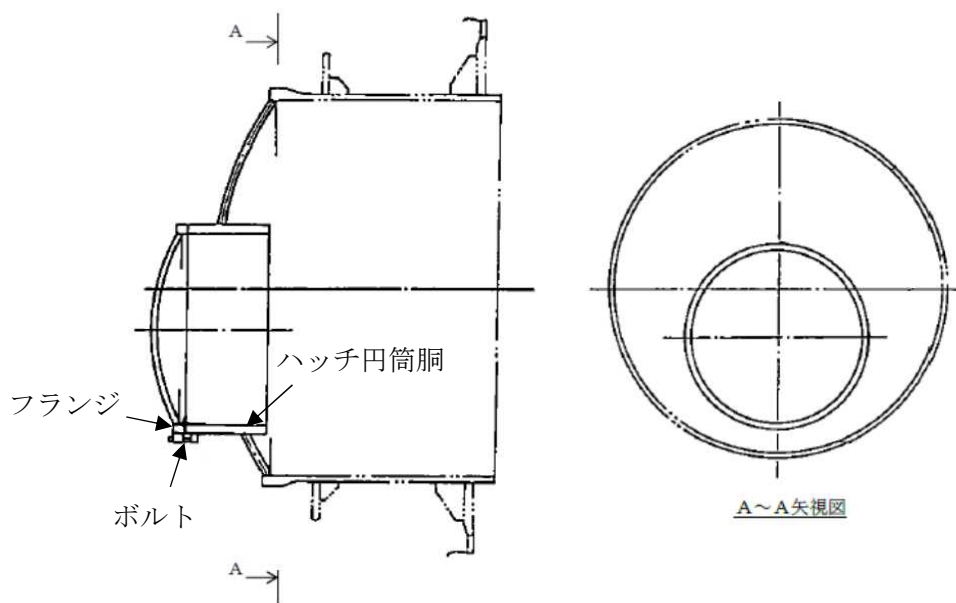


図4-2 評価部位 概形図 (下部ドライウェル機器搬入用ハッチ)

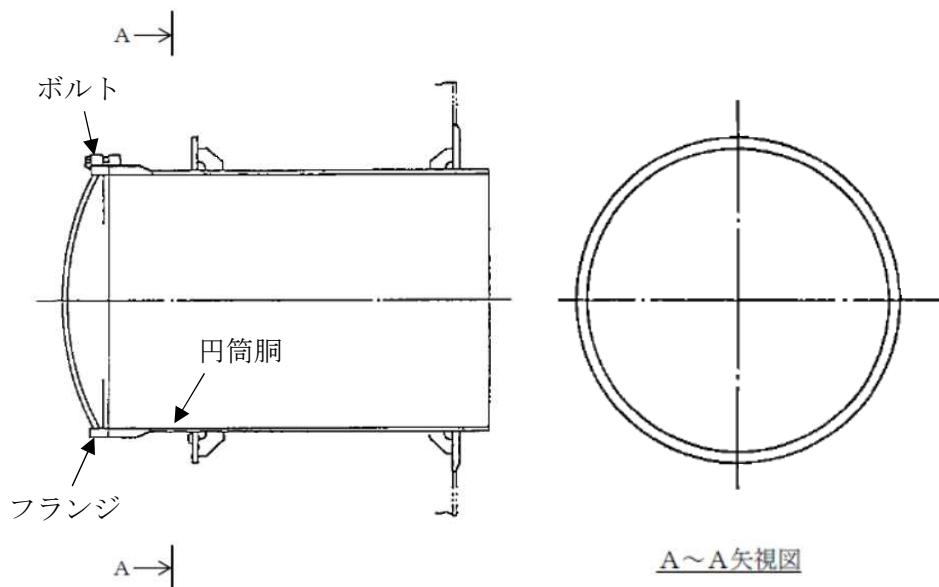


図4-3 評価部位 概形図 (サプレッションチェンバ出入口)

4.1.1 機器ハッチ類本体の耐圧

機器ハッチ類本体の強度評価方法は、V-3-3-6-1-1-7「下部ドライウエルアクセストンネルスリーブ及び鏡板（機器搬入用ハッチ付）の強度計算書」、V-3-3-6-1-2-2「上部ドライウエル機器搬入用ハッチの強度計算書」、V-3-3-6-1-2-3「下部ドライウエル機器搬入用ハッチの強度計算書」及びV-3-3-6-1-2-4「サプレッションチェンバ出入口の強度計算書」に記載する。

4.1.2 機器ハッチ類フランジ固定部の強度

機器ハッチ類フランジ固定ボルトの強度評価方法は、V-3-3-6-1-2-2「上部ドライウエル機器搬入用ハッチの強度計算書」、V-3-3-6-1-2-3「下部ドライウエル機器搬入用ハッチの強度計算書」及びV-3-3-6-1-2-4「サプレッションチェンバ出入口の強度計算書」に記載する。

4.1.3 機器ハッチ類フランジのシール性能

原子炉格納容器の限界温度、圧力におけるフランジ開口量を評価するために、三次元有限要素法による解析を用いて機器ハッチ類フランジ部における開口量を評価する。

評価した開口量は、添付1に示す重大事故等時環境におけるガスケットの健全性確認結果を基に設定した許容開口量と比較し、開口量が許容開口量を下回ることを確認する。

4.2 評価結果

4.2.1 機器ハッチ類本体の耐圧

V-3-3-6-1-1-7「下部ドライウエルアクセストンネルスリーブ及び鏡板（機器搬入用ハッチ付）の強度計算書」， V-3-3-6-1-2-2「上部ドライウエル機器搬入用ハッチの強度計算書」， V-3-3-6-1-2-3「下部ドライウエル機器搬入用ハッチの強度計算書」及びV-3-3-6-1-2-4「サプレッションチェンバ出入口の強度計算書」に記載する。

4.2.2 機器ハッチ類フランジ固定部の強度

機器ハッチ類フランジ固定ボルトの強度評価方法は， V-3-3-6-1-2-2「上部ドライウエル機器搬入用ハッチの強度計算書」， V-3-3-6-1-2-3「下部ドライウエル機器搬入用ハッチの強度計算書」及びV-3-3-6-1-2-4「サプレッションチェンバ出入口の強度計算書」に記載する。

4.2.3 機器ハッチ類フランジのシール性能

機器ハッチ類について， 限界温度， 圧力 におけるフランジ面の開口量が許容開口量を下回ることを確認するため， 三次元有限要素法モデルを用いて弾塑性解析を実施した。

図4-4～4-6に解析モデルを示す。本解析では， フランジの他， 圧力作用面である上鏡及び胴部をモデル化する。

また， フランジシール部を構成する各種部材（フランジ， ボルト， ナット等）の荷重伝達経路を詳細にモデル化するため， ソリッド要素を用いて可能な限り詳細な形状をモデル化する。モデルは対称性を考慮してボルト1/2 ピッチ分をモデル化している。荷重条件として， 0から内圧を加えて開口量を解析する。解析コードは「ABAQUS」を使用する。

本評価に用いる解析コードの検証及び妥当性確認等の概要については， 別紙「計算機プログラム（解析コード）の概要」に示す。



図4-4 上部ドライウェル機器搬入用ハッチの解析モデル

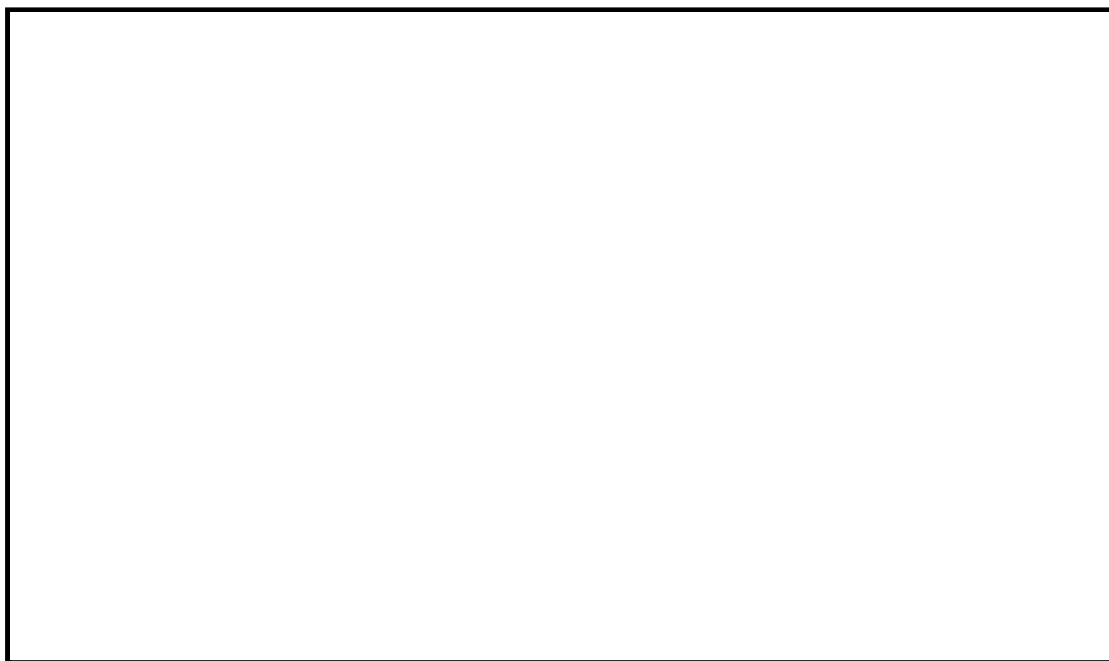


図4-5 サプレッションチェンバ出入口の解析モデル

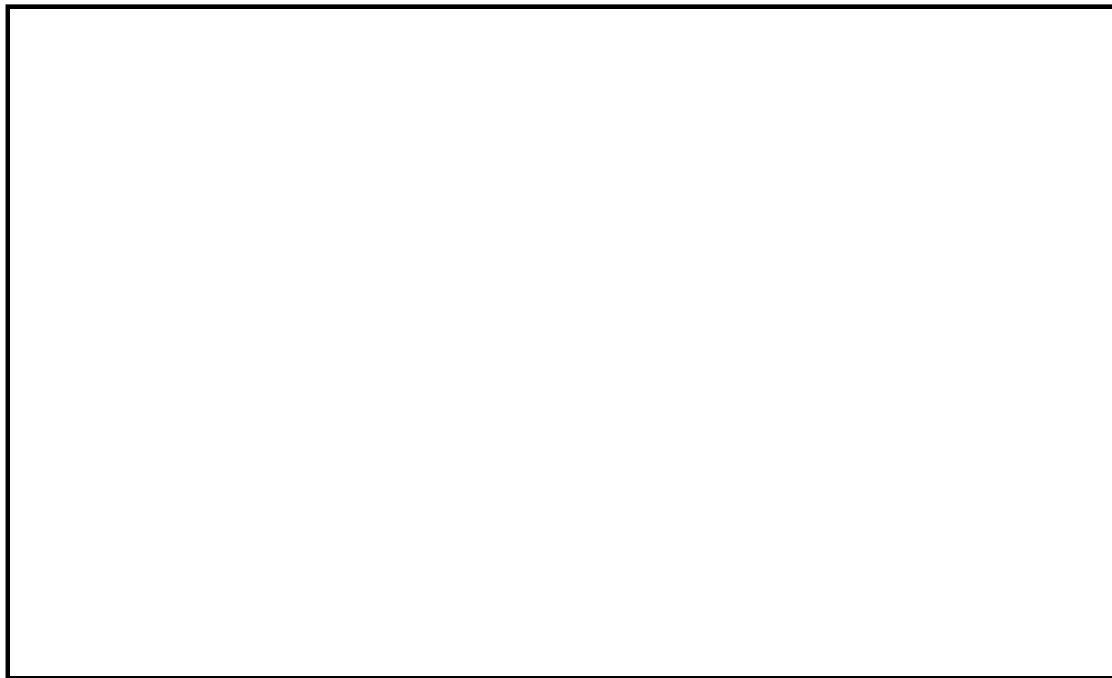


図4-6 下部ドライウエル機器搬入用ハッチの解析モデル

(1) 開口量評価結果

200°Cにおける圧力と開口量の関係を図4-7～4-9 に示す。

2Pdにおける内側ガスケット部及び外側ガスケット部のそれぞれの開口量を表4-1に示す。但し、重大事故等時の条件においては、サプレッションチェンバ出入口及び下部ドライウエル機器搬入用ハッチが水没することからそれぞれ35kPa, 95kPaの水頭圧を考慮している。

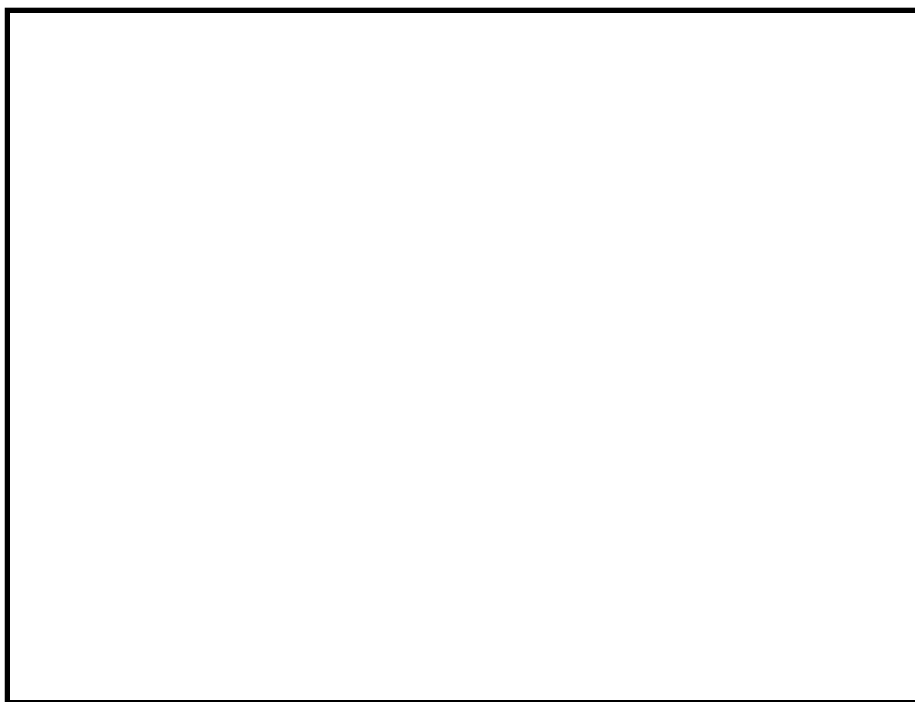


図4-7 上部ドライウエル機器搬入用ハッチの圧力と開口量の関係

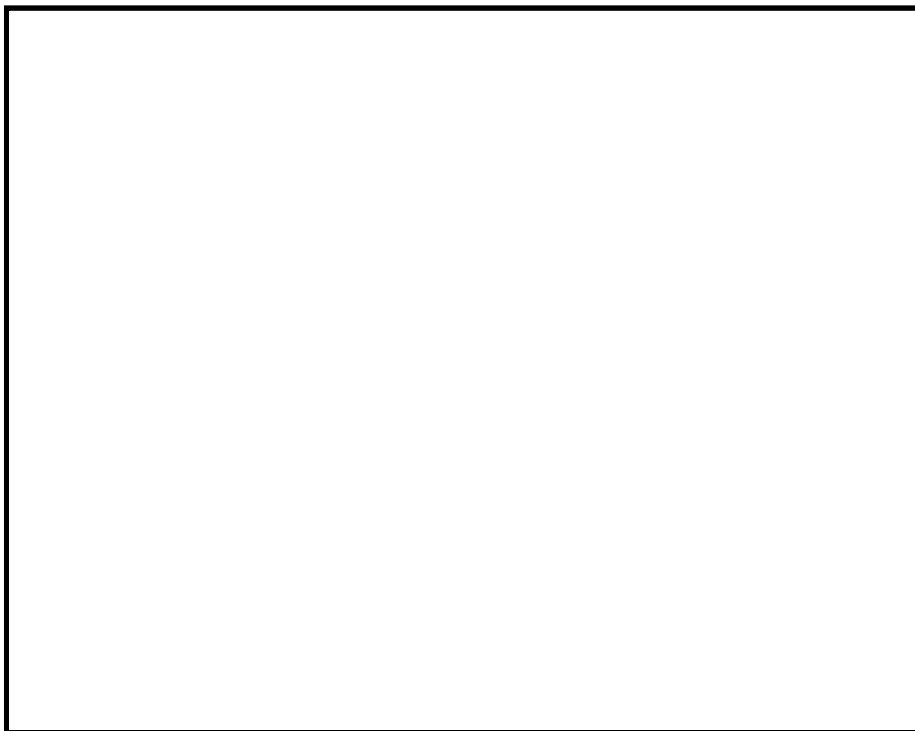


図4-8 サブプレッションチェンバ出入口の圧力と開口量の関係



図4-9 下部ドライウエル機器搬入用ハッチの圧力と開口量の関係

表4-1 ハッチ類の開口量評価結果

対象	圧力[kPa]	開口量[mm]	
		内側ガスケット	外側ガスケット
上部ドライウェル 機器搬入用ハッチ	620	1.59	1.21
サプレッションチ ェンバ出入口	620+35	0.84	0.63
下部ドライウェル 機器搬入用ハッチ	620+95	1.14	0.86

(2) 機器ハッチ類フランジ部の許容開口量

添付1に示すように、改良EPDM製シール材の重大事故等時環境における圧縮永久ひずみ率は□%である。シール材の初期締め付け量はいずれのフランジも□mmであるため、圧縮永久ひずみ率を考慮した許容開口量は□mmとなる。

(3) 比較結果

機器ハッチ類の開口量は、最大の上部ドライウェル機器搬入用ハッチでも1.59mmであり、許容開口量は□mmであることから、重大事故等時環境における開口を考慮しても機器ハッチ類フランジ部からの漏えいのないことを確認した。

4.3 評価結果のまとめ

機器ハッチ類の健全性評価結果を表4-2に示す。

表4-2 機器ハッチ類の健全性評価結果

No.	評価項目	評価方法	評価	結果
1	機器ハッチ類 本体の耐圧	応力評価	V-3-3-6-1-1-7「下部ドライウェルアクセストンネルスリーブ及び鏡板（機器搬入用ハッチ付）の強度計算書」、V-3-3-6-1-2-2「上部ドライウェル機器搬入用ハッチの強度計算書」、V-3-3-6-1-2-3「下部ドライウェル機器搬入用ハッチの強度計算書」及びV-3-3-6-1-2-4「サプレッションチェンバ出入口の強度計算書」に記載	
2	機器ハッチ類 フランジ固定部の強度	応力評価		
3	フランジのシール性能	開口量評価	シール材の重大事故等時環境における劣化特性を考慮しても、限界温度、圧力における開口量は許容開口量を下回ることから、シール機能が維持されることを確認した。	○

以上により、機器ハッチ類について、限界温度、圧力環境下でも、放射性物質の閉じ込め機能を維持可能である。

なお、更なる安全性向上対策として、重大事故等発生後の長期におけるシール機能健全性を補強するために、高温蒸気に耐性があるバックアップシール材を追加塗布する。その有効性については、バックアップシール材の試験を基に評価し、原子炉格納容器閉じ込め機能の信頼性を確認した。

5. 所員用エアロック

5.1 評価方針

所員用エアロックは、円筒胴が原子炉格納容器のコンクリート躯体に固定されており、円筒胴の両端に人が出入りする開口部を設けた平板（隔壁）を溶接している。この開口部に枠板（隔壁）を溶接し、枠板の前面を開閉扉で塞ぐ構造である。枠板の前面と扉間のシールには改良EPDM製のガスケットを使用している。なお、ドライウェル主フランジや機器ハッチ類と異なり、原子炉格納容器加圧時は所員用エアロック扉が支持部に押付けられる構造となっているため、扉板が開くことはない。

また、扉には均圧弁に繋がる配管や扉開閉ハンドル軸が貫通しており、均圧弁接続配管及び扉開閉ハンドル軸貫通部にシール材を使用している。

所員用エアロックの設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である200℃、2Pdを考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないこと、有意な圧縮力が所員用エアロックに生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び座屈は考慮する必要がない。一方、高温状態で原子炉格納容器内圧を受けるため、過渡な塑性変形に伴う延性破壊が機能喪失要因として想定される。そのため、所員用エアロック本体の塑性変形に伴う延性破壊、並びに、扉の変形及びシール材の高温劣化によるシール機能の低下が考えられ、200℃、2Pdでの健全性の確認には、以下の評価が必要である。

- ・所員用エアロック本体の耐圧
- ・シール性能

図5-1～5-2に評価部位の概形を示す。

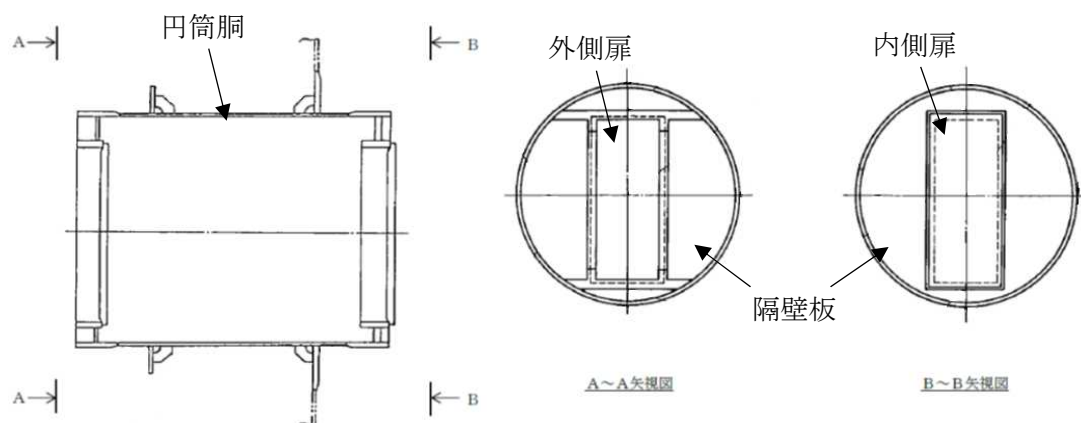


図5-1 評価部位 概形図（上部ドライウェル所員用エアロック）

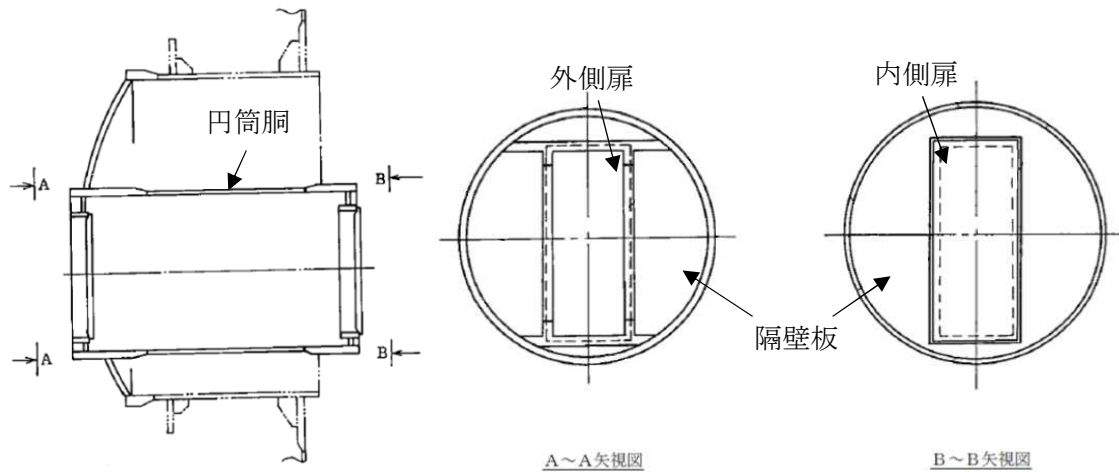


図5-2 評価部位 概形図（下部ドライウェル所員用エアロック）

5.1.1 所員用エアロック本体の耐圧

所員用エアロック本体の強度評価方法は、V-3-3-6-1-1-6「下部ドライウェルアクセストンネルスリーブ及び鏡板（所員用エアロック付）の強度計算書」、V-3-3-6-1-3-2「上部ドライウェル所員用エアロックの強度計算書」及びV-3-3-6-1-3-3「下部ドライウェル所員用エアロックの強度計算書」に記載する。

5.1.2 シール性能

(1) 扉のシール材

所員用エアロックの扉のシール材には、これまでシリコンガスケットを使用していたが、重大事故等時環境の耐性に優れた改良EPDM製シール材に変更する。所員用エアロック扉閉止時は、扉は原子炉格納容器内圧により扉板が支持部に押付けられる構造であり、圧力により扉板が開くことはない。しかし、内圧が負荷される面積が大きいことから、この原理でガスケット部の微小な開口が予想されるため、圧力による開口量を理論式に基づき評価する。このシール部に発生する最大隙間が、所員用エアロックと材質・シール方式が同一のドライウェル主フランジ及び機器ハッチ類のガスケットの試験結果で漏えいが無いとされる隙間以下であることを確認する。なお、シール材の高温劣化については、事故時の扉が押付けられる方向にあること、及び、扉が二重に設けられることから、ドライウェル主フランジ、機器ハッチ類と比べて原子炉格納容器閉じ込め機能への影響度は小さいと考えられるため、本章ではドライウェル主フランジ、機器ハッチ類の評価にて代表する。なお、所員用エアロックのシール材は、プラントの定期検査時に開放される場合には取り替えを実施しており、通常運転中における劣化は軽微であることから、通常運転時の劣化を考慮せず重大事故等時条件下での評価を実施する。

評価した開口量は、添付1に示す重大事故等時環境におけるガスケットの健全性確認結果を基に設定した許容開口量と比較し、開口量が許容開口量を下回ることを確認する。

(2) 扉以外のシール材

所員用エアロックには、扉のガスケット以外に原子炉格納容器閉じ込め機能を確保するための隔壁貫通部にシール材が使用されているが、重大事故等時環境の耐性に優れた表5-1に示すシール材に変更する。

ハンドル軸貫通部Oリングに使うシール材は従来、ふっ素ゴムを用いていたが、重大事故等時環境の耐性に優れた改良EPDM製シール材に変更することとし、基本特性試験結果により重大事故等時環境下における健全性を確認する。

均圧弁に使われているシール材（ふっ素樹脂）は、重大事故等時環境下の放射線による影響で、シール機能が劣化することが考えるため、耐環境性に優れたシール材（PEEK材（PEEK:ポリエーテルエーテルケトン））を適用した均圧弁への改良を行う。なお、これらのシール材は、通常運転中における劣化は軽微であることから、通常運転時の劣化を考慮せず重大事故等時環境下での評価を実施する。

表 5-1 所員用エアロック（扉以外）のシール材

対象部位	シール材
ハンドル軸貫通部Oリング	改良 EPDM
均圧弁	均圧弁を改良し PEEK 材を採用

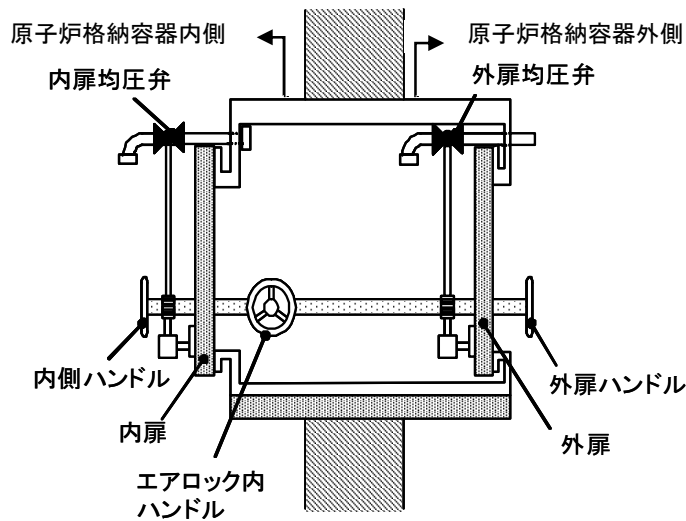


図 5-3 均圧弁及びハンドル軸貫通部

これらシール材について、単体劣化試験結果を基に、200℃、2Pdの環境における健全性を評価する。

5.2 評価結果

5.2.1 所員用エアロック本体の耐圧

所員用エアロック本体の強度評価結果は、V-3-3-6-1-1-6「下部ドライウェルアクセストンネルスリーブ及び鏡板（所員用エアロック付）の強度計算書」、V-3-3-6-1-3-2「上部ドライウェル所員用エアロックの強度計算書」及びV-3-3-6-1-3-3「下部ドライウェル所員用エアロックの強度計算書」に記載する。

5.2.2 シール性能

(1) 扉のシール材（改良EPDM）

所員用エアロックの扉板は、内圧を受けた場合に扉板が支持部に押付けられる構造であり、圧力により扉板が開くことはない。しかし、内圧が負荷される面積が大きいことから、てこの原理でガスケット部の微小な開口が予想されるため、圧力による開口量を理論式に基づき評価し、この開口が生じた場合でも、ガスケット部のシール機能が維持されることを確認する。

圧力による扉板の変形を図5-4に示すはりでモデル化する。このとき、ガスケット部の変位量 δ は、次式で求められる。（出典：機械工学便覧）

$$\delta = \frac{w \cdot L_1}{24EI} (3L_1^3 + 6L_1^2 \times L_2 - L_2^3)$$

ここで、評価に使用した各数値及び計算結果を表5-2に示す。

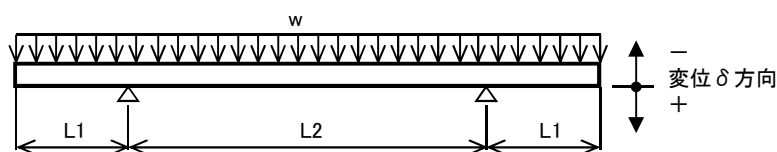
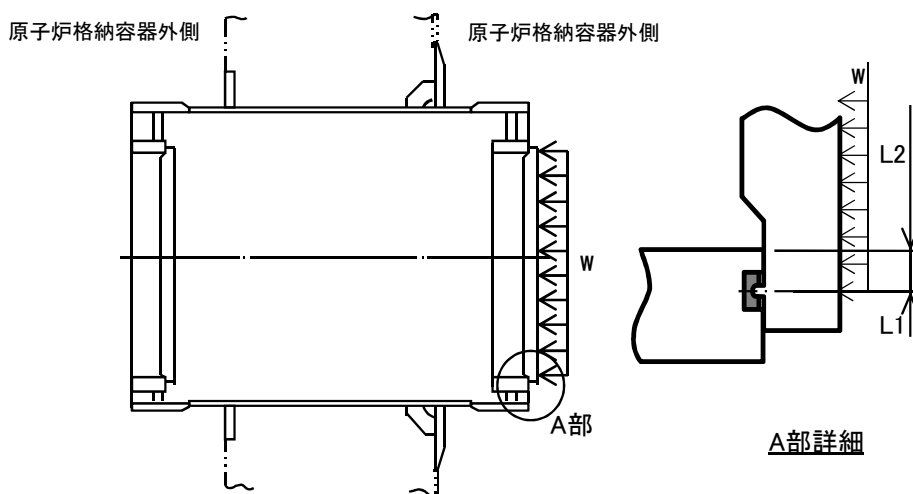


図5-4 所員用エアロック 開口量評価モデル

表5-2 所員用エアロックのシール機能維持

記号	内容	値
w	扉に加わる荷重 ($= (2Pd + 95\text{kPa}) \times \text{幅} \square \text{ mm}$)	$\square \text{ N/mm}$
L_1	支持点間の長さ	$\square \text{ mm}$
L_2	支持点からガスケット中心までの長さ	$\square \text{ mm}$
E	縦弾性係数 (200°C)	191000 MPa
I	断面二次モーメント	$1.945 \times 10^7 \text{ mm}^4$
δ	変位量	$\square \text{ mm}$

初期押込み量は $\square \text{ mm}$ であり、ガスケット部の変位量 δ は $\square \text{ mm}$ となる。これは、添付1に示すように改良EPDM製シール材の重大事故等時環境における圧縮永久ひずみ試験結果 ($\square \%$) から算出されるシール材追従量約 $\square \text{ mm}$ に十分余裕をもった値であることから、限界温度、圧力である200°C、2Pd条件下においてもシール機能は維持される。

(2) 扉以外のシール材

所員用エアロックには、扉のガスケット以外に原子炉格納容器閉じ込め機能を確保するための隔壁貫通部にシール材が表5-1の通り使用されている。

ハンドル軸貫通部Oリングに使われているシール材（改良EPDM）については、添付1に示す重大事故等時環境を模擬した雰囲気曝露後の圧縮ひずみ率試験結果のとおり、重大事故等時環境下における健全性を確認した。

均圧弁に使われているシール材（ふっ素樹脂）は、重大事故等時環境下の放射線による影響で、シール機能が劣化することが考えられるため、耐環境性に優れたシール材を適用した均圧弁への改良を行う。

<均圧弁シートの材質について>

均圧弁シートについて、耐環境性に優れたPEEK材を用いた弁シートにすることの実機適用性を確認している。以下に、実機適用を確認した概要を示す。

PEEK材の一般的な仕様を表5-3に示す。従来品に使用されている均圧弁のシール材であるふっ素樹脂に対し、優れた耐放射線性を有している。

表5-3 PEEK材の一般物性

シール材	PEEK材
耐熱使用温度	250℃
融点	334℃
線量限度（ γ 線）	約10MGy

また、均圧弁に相当する弁を使用して、重大事故等時の原子炉格納容器内環境を模擬した表5-4に示す試験条件で曝露し、その後、2Pdを超える0.9MPaで漏えい試験を行い、気密性が確保できることを確認した。よって、本均圧弁は200℃、2Pdの環境において健全性に問題ないことを確認した。

表5-4 均圧弁の耐環境試験条件

放射線照射	<input type="text"/> kGy
熱劣化	200℃ 168時間

5.3 評価結果のまとめ

所員用エアロックの健全性評価結果を表5-5に示す。

表5-5 所員用エアロックの健全性評価結果

No.	評価項目	評価方法	評価	結果
1	所員用エアロック本体の耐圧	応力評価	V-3-3-6-1-1-6「下部ドライウエルアクセストネルスリーブ及び鏡板（所員用エアロック付）の強度計算書」、V-3-3-6-1-3-2「上部ドライウエル所員用エアロックの強度計算書」及びV-3-3-6-1-3-3「下部ドライウエル所員用エアロックの強度計算書」に記載	
2	シール性能	開口量評価、シール材評価	<ul style="list-style-type: none"> ・扉ガスケットについて、シール材の重大事故等時環境における劣化特性を考慮しても、限界温度、圧力における開口量は許容開口量を下回ることから、シール機能が維持されることを確認した。 ・扉以外のシール材について、試験等によりシール材の重大事故等時環境においても、シール機能が維持されることを確認した。 	○

6. 配管貫通部

6.1 概要

配管貫通部の200℃、2Pd 環境下の健全性を確認する。

配管貫通部は、スリーブ、端板、閉止板、閉止フランジ、スリーブ等に接続する配管（接続配管）によって原子炉格納容器バウンダリを構成している。また、フランジ部はボルトにより固定されており、シール部にはシリコンゴムを使用している。

上記を踏まえ、以下の構成で健全性を確認する。

6.2 項では、配管貫通部（接続配管）の構造健全性を確認する。

6.3 項では、配管貫通部（スリーブ・端板・閉止板）の構造健全性を確認する。

6.4 項では、配管貫通部（閉止フランジ）の構造健全性、シール部の機能維持を確認する。

図6-1に評価部位の概形を示す。

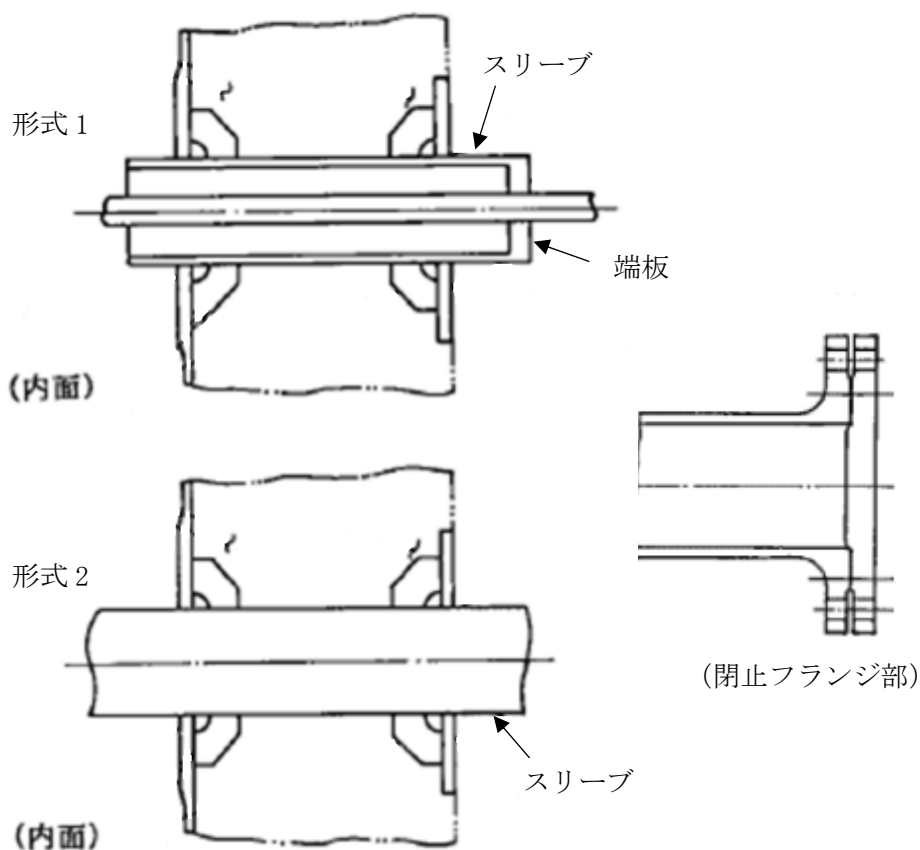


図6-1 評価部位 概形図（配管貫通部）

6.2 配管貫通部（接続配管）

6.2.1 評価方針

原子炉格納容器の配管貫通部（接続配管）の設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である200℃、2Pdを考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないことから、脆性破壊、疲労破壊は考慮する必要がない。

一方、配管貫通部（接続配管）には、原子炉格納容器内圧が作用し、一次応力が生じるため、配管貫通部（接続配管）における延性破壊が機能喪失要因として想定される。

このため、200℃、2Pdの環境下における構造健全性を確認する。

具体的には、代表配管に対して、V-3-2-9「重大事故等クラス2管の強度計算方法（2）重大事故等クラス2管であってクラス2管の応力計算方法」に記載の方法に準拠して設計・建設規格PPC-3500により評価を実施する。解析コードは「H I S A P」を使用する。

本評価に用いる解析コードの検証及び妥当性確認等の概要については、別紙「計算機プログラム（解析コード）の概要」に示す。

代表配管の選定方法については添付2に記載する。

6.2.2 評価結果

代表配管は添付2に示すとおり、貫通部番号 （高圧炉心注水系(B)ポンプ吸込）に接続する配管である。当該配管に対する評価結果を表6-1に示す。評価結果は許容値を満足しており、200℃、2Pdの環境下においても、配管貫通部（接続配管）のバウンダリ機能は維持される。

表6-1 代表配管の評価結果

貫通部番号	評価圧力(kPa)	評価温度(℃)	計算応力(MPa)	許容値(MPa)
	620	200	23	154

6.3 配管貫通部（スリーブ・端板・閉止板）

6.3.1 評価方針

配管貫通部の設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である200℃、2Pdを考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないことから、脆性破壊、疲労破壊は考慮する必要がない。

一方、配管貫通部には、原子炉格納容器内圧が作用するため、一次応力が生じ、配管貫通部における延性破壊が機能喪失要因として想定される。

このため、200℃、2Pdの環境下における構造健全性を確認する。

6.3.2 評価結果

配管貫通部（スリーブ・端板・閉止板）の強度評価方法及び結果は、V-3-3-6-1-4-1「原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部の基本板厚計算書」及びV-3-3-6-1-4-2「原子炉格納容器配管貫通部の強度計算書」に記載する。

6.4 配管貫通部（閉止フランジ）

配管貫通部閉止フランジ部は、原子炉格納容器の貫通部に溶接固定されたフランジと閉止フランジ（蓋）をボルトで固定しており、フランジと閉止フランジ間にシール材を挟み込むことでシールしている。これまで閉止フランジシール材にはシリコンガスケットを使用していたが、原子炉格納容器閉じ込め機能強化のために、重大事故等時環境の耐性に優れた改良EPDM製シール材に変更する。

200℃、2Pdの環境下における、フランジ部の放射性物質の閉じ込め機能喪失の要因は、高温で内圧を受ける過渡な塑性変形に伴う耐圧部材の破損、フランジ部の開口の進展による締付ボルトの破損、シール部のフランジ開口量増加による漏えいが想定される。

6.4.1 評価方針

フランジ及び締付ボルトの強度評価方法はV-3-3-6-1-4-1「原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部の基本板厚計算書」に記載する。

シール部のフランジ開口量については、最も厳しい部位であるシール部について、理論式を用いて開口量を評価する。なお、評価は原子炉格納容器貫通部フランジ部で最大口径のISI用ハッチ(X-3)を代表とする。なお、フランジ部のシール材は、プラントの定期検査時に開放される場合には取り替えを実施しており、通常運転中における劣化は軽微であることから、通常運転時の劣化を考慮せず重大事故等時条件下での評価を実施する。

6.4.2 評価結果

フランジ及び締付ボルトの強度評価結果はV-3-3-6-1-4-1「原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部の基本板厚計算書」に記載する。

フランジ開口量評価については、ISI用ハッチ(X-3)のシール部分の開口量を図6-2に示すようにモデル化して評価する。なお、評価を簡略化するため、圧力 q はボルト部まで加わるものとする。また、保守的に、はりの最大変位量をガスケット部の変位量とみなす。

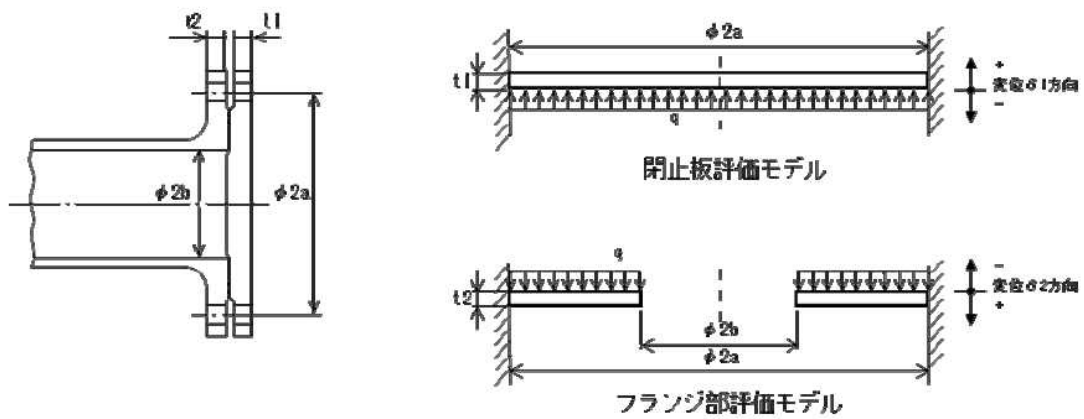


図6-2 閉止フランジの評価モデル

評価結果を表6-2に示す。初期押し込み量 mm に対してシール部の変位量は mm である。これは、添付1に示す改良EPDM製シール材の重大事故等時環境における圧縮永久ひずみ率 % を考慮したシール材追従量約 mm に十分余裕があることから、限界温度、圧力としている200°C、2Pd条件下においてもシール機能は維持される。

表 6-2 閉止フランジの評価結果 (ISI 用ハッチ)

記号	内容	値
a	ボルトピッチ円半径	<input type="text"/> mm
b	内半径	<input type="text"/> mm
D1	$= E \times t1^3 / 12(1 - \nu^2) \text{ *1}$	<input type="text"/>
D2	$= E \times t2^3 / 12(1 - \nu^2) \text{ *1}$	<input type="text"/>
E	縦弾性係数	19100MPa
Kyb	b/a から定まる係数*1	<input type="text"/>
q	2Pd	$620 \times 10^{-3} \text{MPa}$
t1	閉止板板厚	<input type="text"/> mm
t2	フランジ部板厚	<input type="text"/> mm
ν	ポアソン比	0.3
$\delta 1$	$= q \times a^4 / (64 \times D1) \text{ *1}$	<input type="text"/> mm
$\delta 2$	$= -Kyb \times q \times a^4 / D2 \text{ *1}$	<input type="text"/> mm
$\delta 1 + \delta 2$	変位量合計	<input type="text"/> mm

注記*1 : 出典「ROARK' S FORMULAS FOR STRESS AND STRAIN EIGHTH EDITION」

6.5 評価結果のまとめ

配管貫通部の健全性評価結果を表6-3に示す。

表6-3 配管貫通部の健全性評価結果

No.	評価項目	評価方法	評価	結果
1	貫通配管	応力評価	 を代表として、限界温度、圧力時の配管応力評価を実施し、許容値を満足することを確認した。	○
2	スリーブ、端板、閉止板	応力評価	V-3-3-6-1-4-1「原子炉格納容器貫通部及び電気配線貫通部の基本板厚計算書」及びV-3-3-6-1-4-2「原子炉格納容器配管貫通部の強度計算書」に記載	
3	閉止フランジ	開口量評価	ISIハッチを代表とし、シール材の重大事故等時環境における劣化特性を考慮しても、限界温度、圧力における開口量は許容開口量を下回ることから、シール機能が維持されることを確認した。	○

7. 電気配線貫通部

7.1 概要

電気配線貫通部の200℃、2Pd環境下における健全性を確認する。

モジュール型電気配線貫通部には低電圧用と高電圧用の二種類があり、電気配線貫通部本体のヘッドに低電圧用又は高電圧用のモジュールが設置されている。概略構造を図7-1～7-4に示す。

低電圧用の電気配線貫通部は、ヘッドとモジュール固定部のOリング（EPゴム）、モジュール内に封入されたエポキシ樹脂、スリーブ及びアダプタにより気密性を維持する構造となっている。

高電圧用の電気配線貫通部は、モジュールがヘッドに溶接されており、モジュール内に封入されたEPゴム、スリーブ及びアダプタにより気密性を維持する構造となっている。

電気配線貫通部のうちスリーブ、アダプタ及びヘッドの設計時に考慮される機能喪失要因については、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である200℃、2Pdを考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないこと、過度の圧縮力がスリーブ、アダプタ及びヘッドに生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び座屈は考慮する必要がない。したがって、スリーブ、アダプタ及びヘッドの機能喪失要因は、高温状態で内圧を受け、過度な塑性変形に伴う延性破壊が想定される。

上記を踏まえ、以下の構成で健全性を確認する。

7.2 項では、電気配線貫通部（アダプタ）の構造健全性を確認する。

7.3 項では、電気配線貫通部（ヘッド）の構造健全性を確認する。

7.4 項では、電気配線貫通部（モジュール）のシール部の機能維持を確認する。

なお、スリーブについては、6.3配管貫通部（スリーブ・端板・閉止板）に含めて確認している。

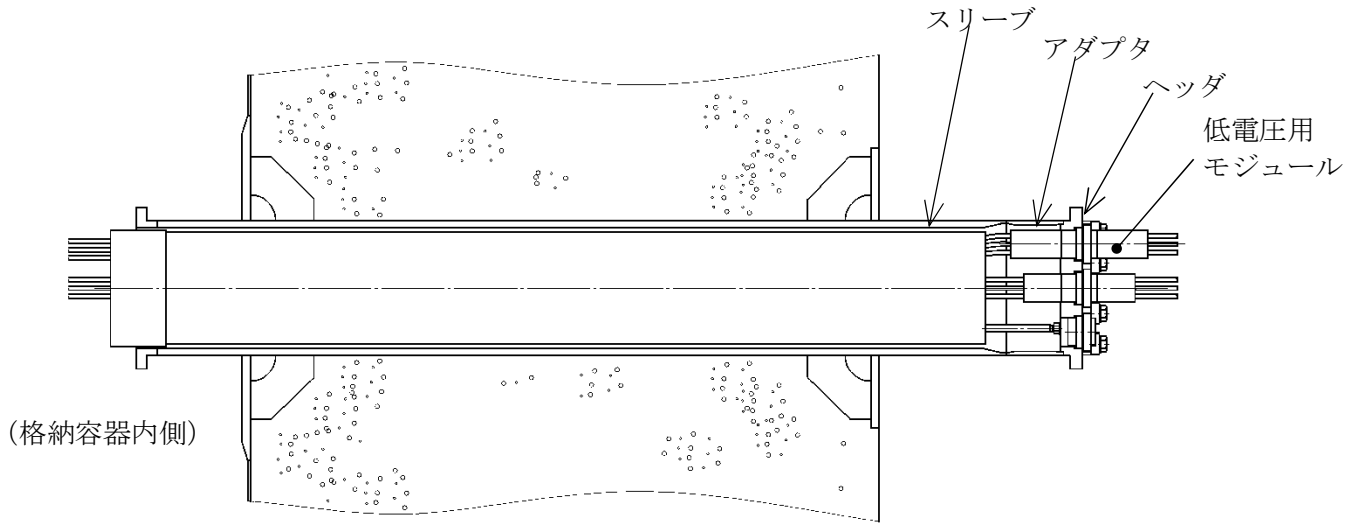


図7-1 電気配線貫通部（低電圧用）

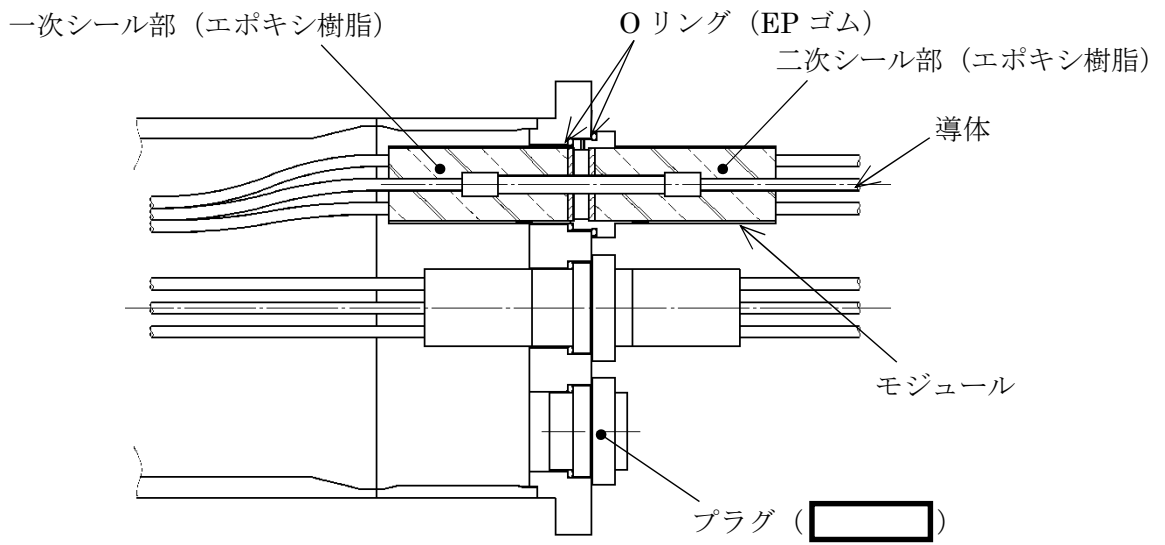


図7-2 低電圧用モジュール詳細

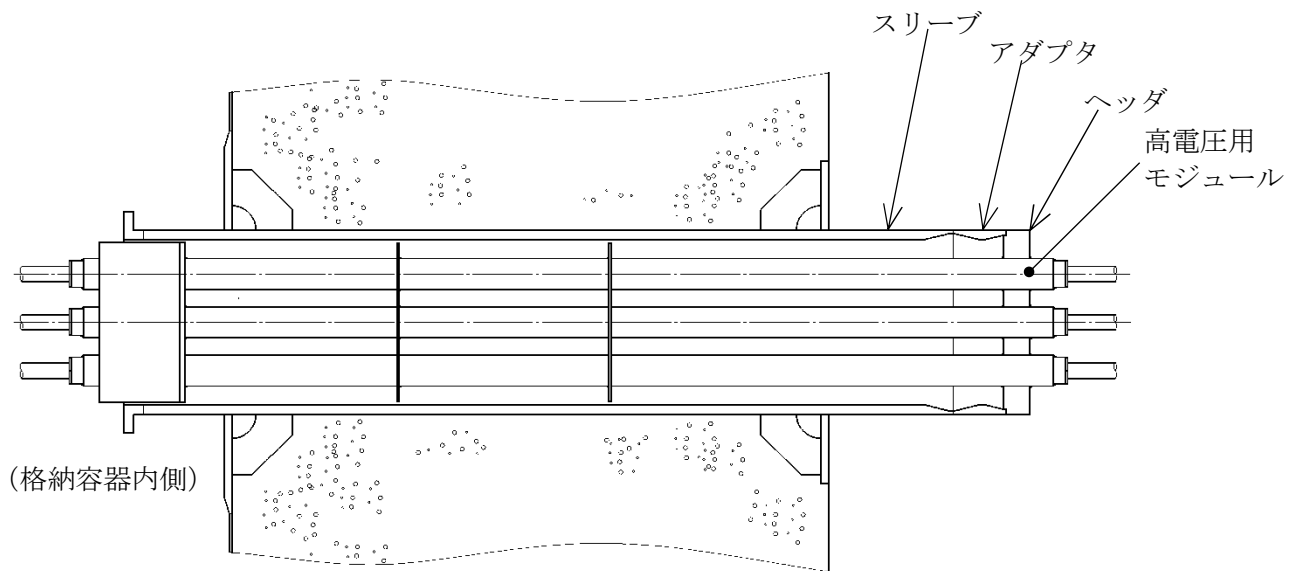


図7-3 電気配線貫通部（高電圧用）

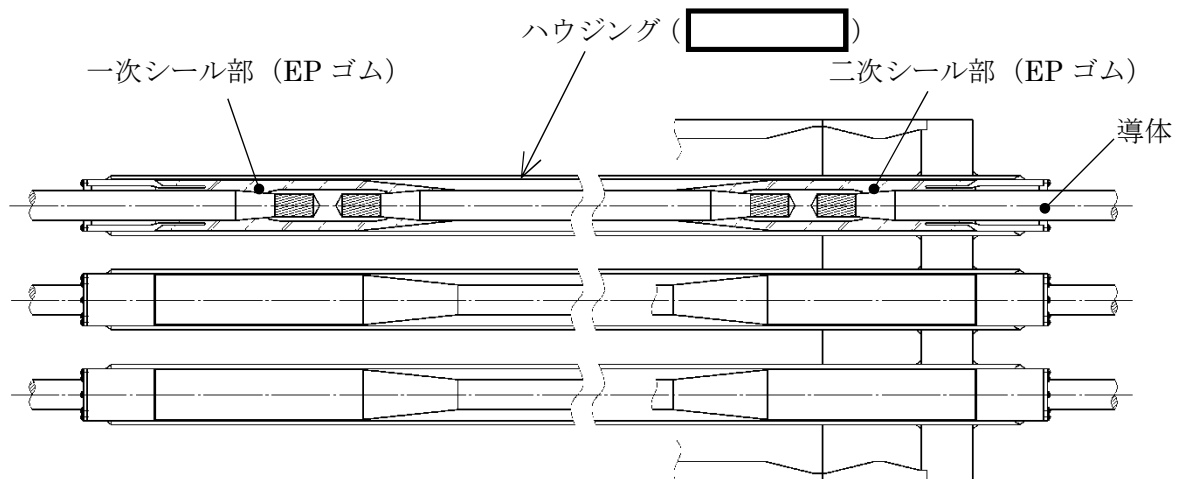


図7-4 高電圧用モジュール詳細

7.2 電気配線貫通部（アダプタ）

電気配線貫通部（アダプタ）の評価方法および評価結果は、V-3-3-6-1-4-1「原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部の基本板厚計算書」に記載する。

7.3 電気配線貫通部（ヘッダ）

電気配線貫通部（ヘッダ）の評価方法および評価結果は、V-3-3-6-1-4-1「原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部の基本板厚計算書」に記載する。

7.4 電気配線貫通部（モジュール）のシール部

柏崎刈羽原子力発電所第7号機に設置されているモジュール型電気配線貫通部は、モジュールのシール材により気密性を維持しており、過去の検証試験にて気密性が確保されていることを確認している。

7.4.1 電共研による研究結果

昭和62年度に行われた電共研「格納容器電気ペネトレーションの特性確認試験」では、電気配線貫通部を対象として、原子炉格納容器内側の電気配線貫通部端子箱部分の環境条件を200℃、2Pd以上の環境条件とした場合における電気配線貫通部モジュールの気密性能について試験（以下「劣化試験」という）を実施している。本研究における試験結果を表7-1に、また、図7-6～7-7に試験体の温度分布を示す。

劣化試験及び劣化試験前後のリーク試験の結果から、原子炉格納容器が200℃、2Pd以上の環境条件において、一次シール部及び二次シール部温度はシール材の一般特性としての熱分解開始温度（400℃程度）を十分に下回っており、各シール部において漏えいが無いことを確認している。

表7-1 電力共同研究の試験結果

種類	原子炉格納容器 内側端子箱部分の環境条件					一次シール部 温度(℃)	二次シール部 温度(℃)	漏えい有無
	雰囲気	温度 (℃)	圧力 (MPa)	放射線 照射	時間 (h)			
低電圧 モジュール	乾熱	200 (230)	(0.60～ 0.81)	なし	62.0	137	68	一次シール部：漏えいなし 二次シール部：漏えいなし
高電圧 モジュール	乾熱	200 (220)	(0.61～ 0.79)	なし	62.0	195	44	一次シール部：漏えいなし 二次シール部：漏えいなし

注：()は、記録グラフからの読取り値

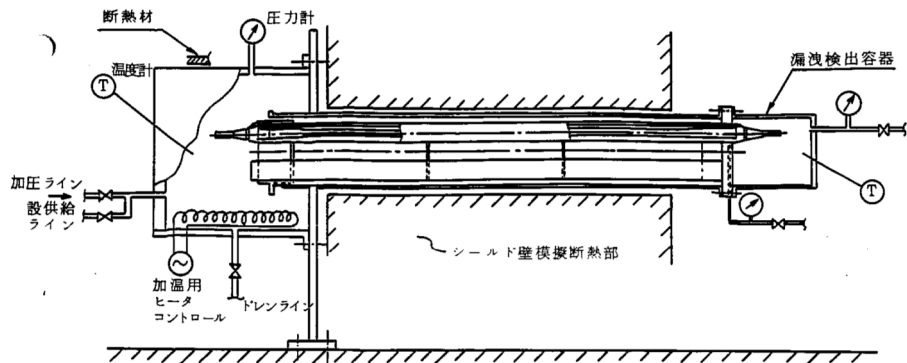
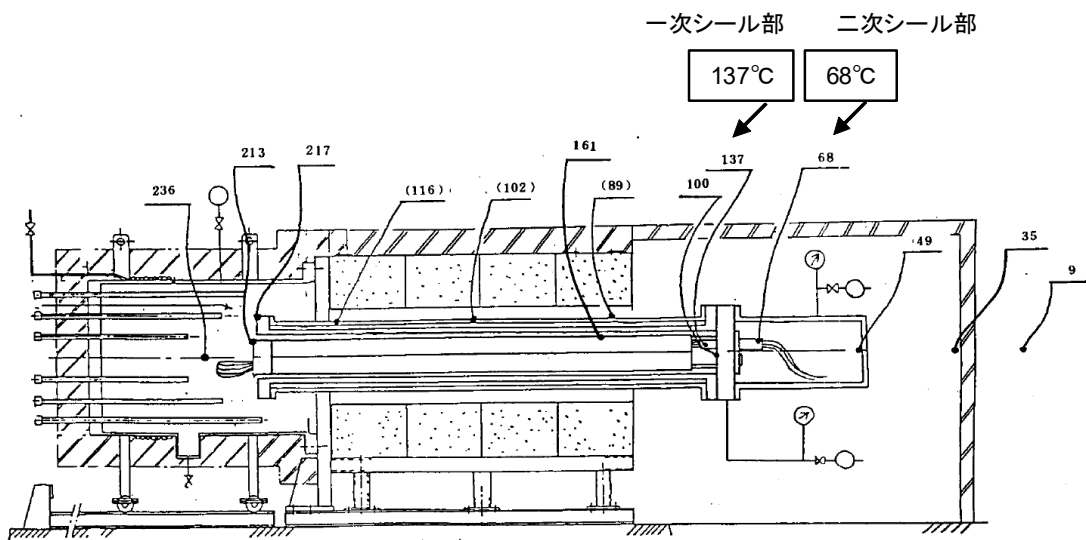
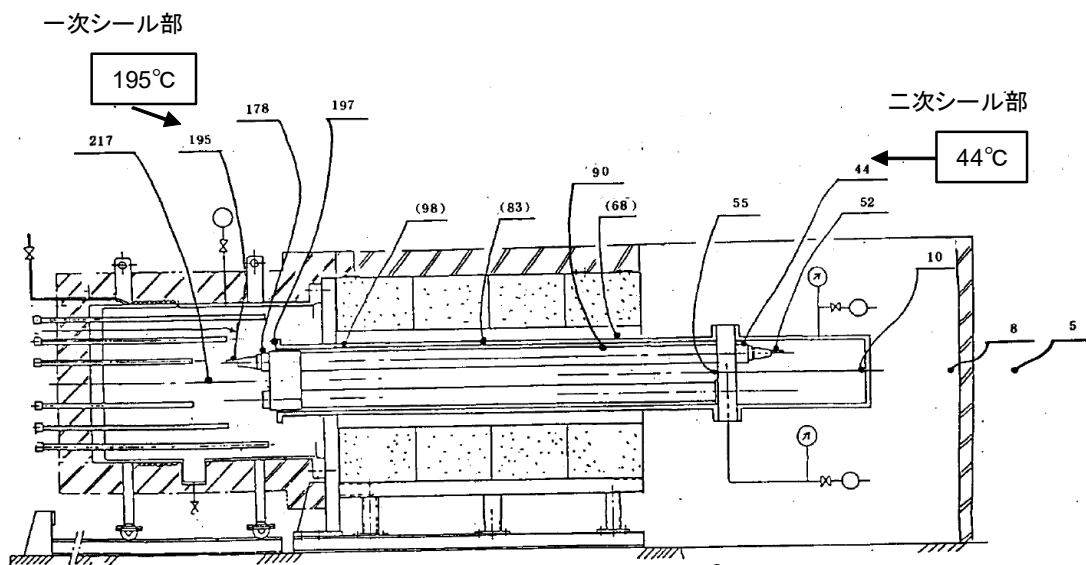


図7-5 試験装置概要「電共研 格納容器電気ペネトレーションの特性確認試験」
(高電圧モジュール試験体の例)



()内の温度は 18B模擬スリーブの表面温度を示す。

図7-6 低圧用モジュール試験体 温度分布図



()内の温度は 180模擬スリーブの表面温度を示す

図7-7 高圧用モジュール試験体 温度分布図

7.4.2 過去の環境試験における評価

過去の電気配線貫通部の環境試験では、電気配線貫通部（低電圧用）及び電気配線貫通部（高電圧用）を対象として、原子炉冷却材喪失事故模擬試験が実施されており健全性が確認されている。電気配線貫通部（低電圧用）及び電気配線貫通部（高電圧用）の二次シール部の温度、環境試験温度を図7-8に示している。

7.4.1で示した図7-6～7-7のとおり、原子炉格納容器内を200℃に模擬した試験において、二次シール部は低電圧用で68℃、高電圧用で44℃となっている。図7-8は、図7-6～7-7で示す二次シール部の温度と同等以上であり、試験により13日間の健全性が確認された結果から、原子炉格納容器が200℃の状況において原子炉格納容器閉じ込め機能が確保できると考える。

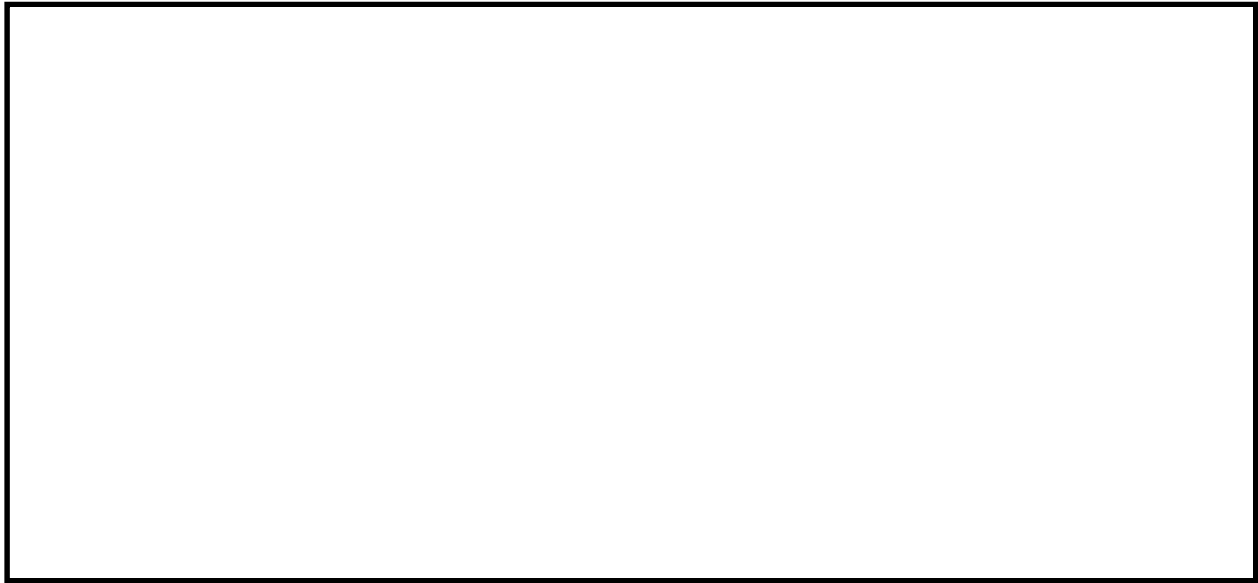


図7-8 モジュール型電気配線貫通部の既往環境試験条件による簡易的な温度評価結果

なお、図7-8で示した試験については、経年劣化を踏まえた冷却材喪失事故模擬試験であり、劣化を考慮して表7-2に示す試験を実施している。

表7-2 劣化を考慮した試験方法

No	試験項目	試験方法
1	サーマルサイクル試験	電気配線貫通部を冷熱装置内に設置し、60 サイクルのサーマルサイクルを放射線照射試験の前後2回実施。1 サイクルは $\square^{\circ}\text{C} \rightarrow \square^{\circ}\text{C} \rightarrow \square^{\circ}\text{C}$ を \square 時間で変化させている。
2	放射線照射試験	電気配線貫通部が40年間の運転期間及び冷却材喪失事故時に受ける放射線を考慮し照射線量 \square kGy として試験を実施。
3	熱劣化試験	加熱促進により、40年間に相当する加速熱劣化として $\square^{\circ}\text{C}$ 、 \square 日間を加える。

また、重大事故等時環境下における耐放射線性についても健全性を確認するために、電気配線貫通部突き出しの一番短い（線量影響の大きい）X-101B電気配線貫通部を選定して、電気配線貫通部シール部における事象発生から7日間積算の線量解析を実施した。その結果、7日間の原子炉格納容器内積算線量が \square kGy程度と仮定した場合でも、電気配線貫通部シール部はコンクリート等による遮蔽効果により積算線量は約 \square kGyとなる。

過去に実施した健全性が確認されている電気配線貫通部の放射線照射量は \square kGyであることから、重大事故等時環境下における電気配線貫通部のシール機能が確保されていることを確認している。

7.4.3 NUPECによる評価結果

平成2年度から平成14年度に行われたNUPEC 重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）では、電気配線貫通部のモジュールを対象として、200℃、2.6Pd (0.8MPa) における電気配線貫通部モジュールの気密性の確認及び、漏えいが発生する温度・圧力条件の確認試験を行っている。表7-3に本評価における結果、図7-9に漏えい発生条件確認試験における漏えい発生温度の圧力依存性を示す。

表7-3 NUPEC研究の試験結果

種類	アクシデント・マネージメント 環境下の健全性確認試験				漏えい発生条件 確認試験			
	温度 (°C)	圧力 (MPa)	時間 (h)	漏えい 有無	雰囲気	放射線 照射量 (kGy)	破損温度 (°C)	圧力 (MPa)
低電圧モジュール	200	0.8	20	なし	蒸気	800	280~324	0.4~0.8
						なし	266~285	0.8~1.0
高電圧モジュール	200	0.8	20	なし	蒸気	800	400*	0.8

注記*：400℃まで漏えいなし。400℃まで昇温後、室温降下時に微小漏えい

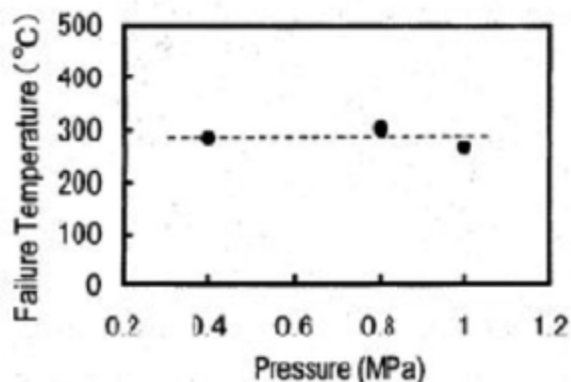


図7-9 低電圧モジュールの漏えい発生温度の圧力依存性
(漏えい発生条件確認試験)

漏えい発生温度は、圧力が0.4MPa~1.0MPaの範囲においては、圧力に依存せず、ほぼ一定となることが報告されている。

試験結果から、200℃、2.6Pdにおける漏えいは無く、約260℃、最大3.2Pd (1.0MPa) までの耐漏えい性が確認された。

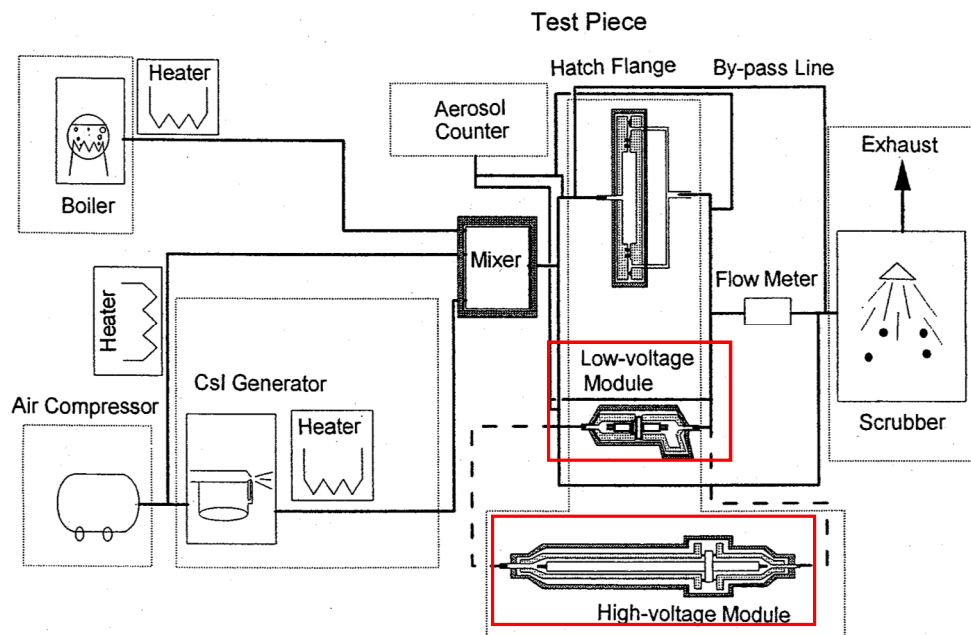


図7-10 試験装置概要

出典：平成14年度 重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）に関する総括報告書

（平成15年3月 財団法人原子力発電技術機構）

7.4.4 評価結果のまとめ

7.4.1～3より，原子炉格納容器の重大事故等時環境下における劣化を考慮しても，200℃，2Pdにおける電気配線貫通部のシール機能が確保されていることを確認した。

8. 原子炉格納容器隔離弁

8.1 概要

原子炉格納容器の貫通配管には原子炉格納容器隔離弁が設置されており，このうち不活性ガス系バタフライ弁，移動式炉心内計装(TIP) ボール弁及びパージ弁について，200℃，2Pdの環境下でゴム系シール材の損傷（劣化）が想定されるため，8.2項以降に示すとおり健全性を確認する。また，弁の耐圧部については，機能喪失要因として脆性破壊，疲労破壊，座屈及び変形が考えられるが，200℃，2Pdの環境下では，脆性破壊が生じる温度域でないこと，繰り返し荷重が作用しないこと，圧縮力が弁本体に生じないことから，脆性破壊，疲労破壊及び座屈は考慮する必要がない。したがって，原子炉格納容器隔離弁のうち不活性ガス系バタフライ弁，TIPボール弁及びパージ弁の耐圧部の機能喪失要因は，高温状態で内圧を受け，過度な変形（一次応力）が想定されるため，8.2項以降に示すとおり健全性を確認する。

これら以外の隔離弁については，以下の理由により200℃，2Pdの環境下で健全性を有している。

- ・弁の呼び圧力は各配管ラインの設計圧力に応じて適切なものが選定されており（耐圧性能が最小のものでも1.03MPa），耐圧上問題となることはない。
- ・弁のグランド部及びボンネット部のシールには，黒鉛製パッキン，ガスケット等の耐熱性に優れたものを使用しており，耐熱性上問題となることはない。
- ・弁シート部は金属製である。

8.2 不活性ガス系バタフライ弁

8.2.1 評価方針

(1) 耐圧機能

弁箱について，耐圧機能の評価を行う。

(2) 隔離機能

隔離機能（気密性保持）は，弁座にあるEPゴムの耐環境性が支配的である。これまでEPゴムを使用していたが，重大事故等時環境の耐性に優れた改良EPDM製シール材に変更する。したがって，改良EPDM製シール材を用いた不活性ガス系バタフライ弁について，原子炉格納容器内が200℃，2Pdの環境下におけるシール部への影響を検討する。

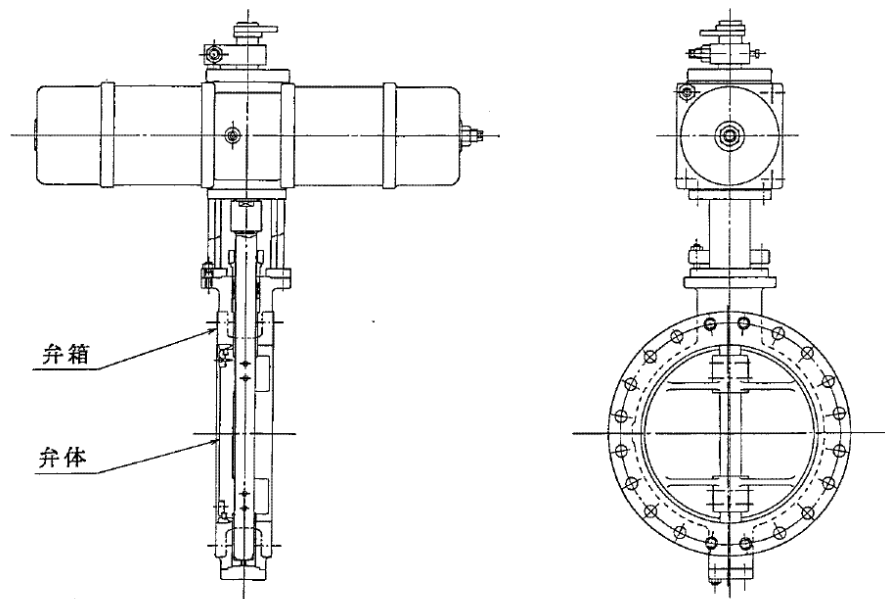


図8-1 不活性ガス系バタフライ弁

8.2.2 評価結果

(1) 耐圧機能

当該弁の圧力クラスは1.03MPa（150LB）であり，図8-2で示すとおり，設計・建設規格 別表1-1に示す弁の許容圧力1.4MPaは，200℃，2Pdの環境条件を上回る。このため，改良EPDM製シール材を除く耐圧部は強度上問題ない。

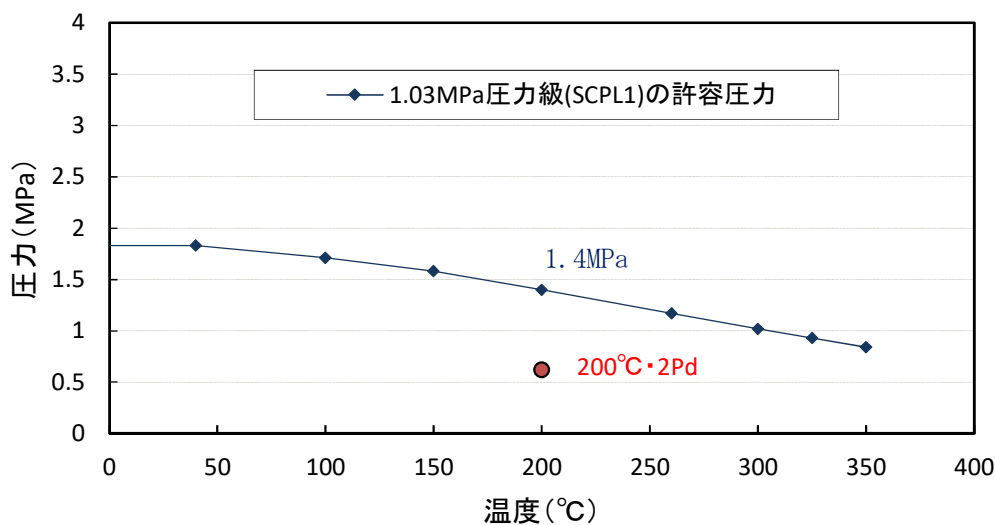


図 8-2 不活性ガス系バタフライ弁 1.03MPa (150LB) 級の確認結果

(出典：設計・建設規格)

(2) 隔離機能

以下の理由より、200°C、2Pdの環境下において、放射性物質の閉じ込め機能を有すると考える。

- ・不活性ガス系バタフライ弁の弁座シール材（改良EPDM）が200°C、2Pd環境に曝されたときの影響を確認するために、圧縮永久ひずみ試験を実施した。その結果を添付1に示しており、圧縮永久ひずみ試験に有意な劣化が認められないことから、重大事故等時環境下におけるシール機能は問題ない。
- ・実機モデルのバタフライ弁蒸気通気試験を実施し、200°C、2Pd環境でのシール機能を確認したため、重大事故等時環境下におけるシール機能は問題ない。試験条件を表8-1に示す。

表8-1 バタフライ弁蒸気通気試験条件

試験圧力	0.854 MPa
試験温度	200°C
試験時間	168時間
放射線照射量	<input type="text"/> kGy

8.3 TIP ボール弁及びパージ弁

8.3.1 評価方針

(1) 耐圧機能

弁箱について、耐圧機能の評価を行う。

(2) 隔離機能

隔離機能（気密性保持）は、弁に用いられているシール材の耐環境性が支配的であるため、原子炉格納容器内が200℃、2Pdの環境下におけるシール部への影響を検討する。

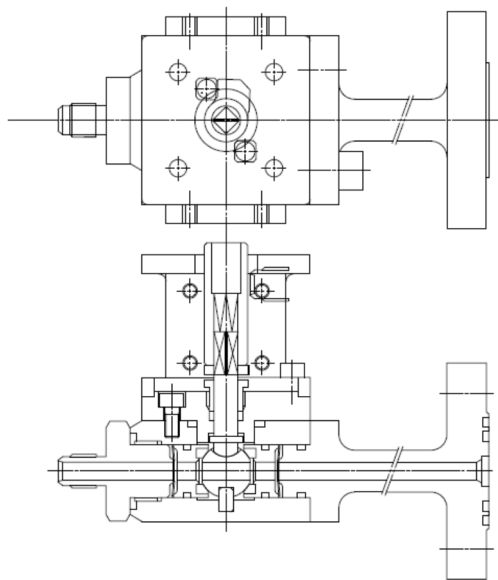


図8-3 TIP ボール弁

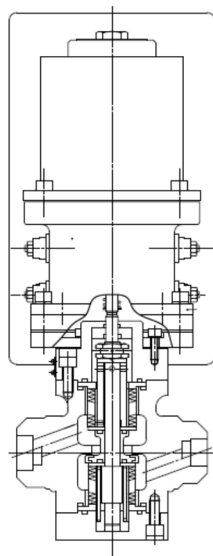


図8-4 TIP パージ弁

8.3.2 評価結果

(1) 耐圧機能

TIPボール弁及びパージ弁の圧力クラスは1.03MPaであり、図8-5で示すとおり、設計・建設規格 別表1-1に示す弁の許容圧力1.32MPaは、200°C、2Pdの環境条件を上回る。このため、シール材を除く耐圧部は強度上問題ない。

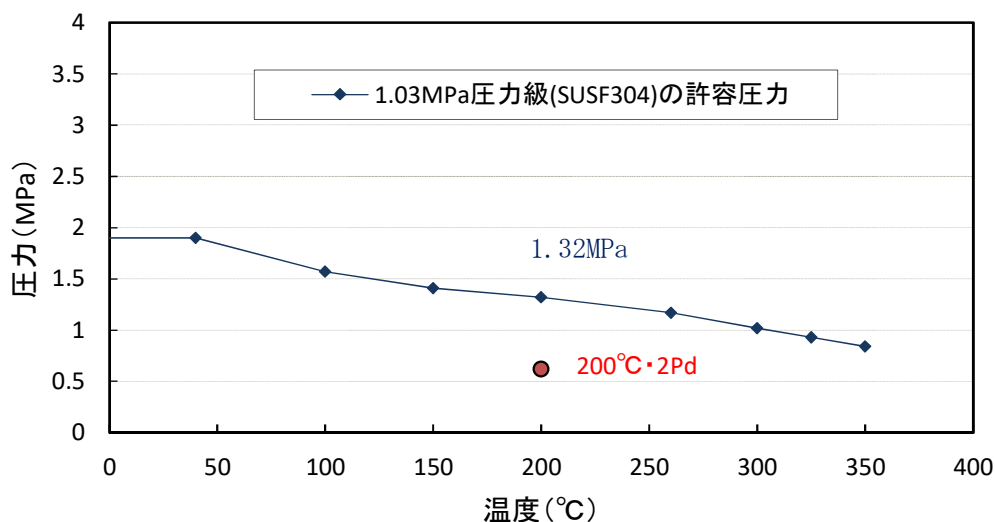


図8-5 TIP ボール弁・パージ弁 1.03MPa(150LB)級の確認結果

(出典：設計・建設規格)

(2) 隔離機能

TIP系統を図8-6に示しているが、TIPボール弁は通常運転時に全閉状態であり、隔離機能を維持している。TIPボール弁が開状態となるのは、通常運転時の局部出力領域モニタの校正のためTIP検出器を炉心内に挿入・引抜する期間である。TIP検出器を炉心内に挿入している間に原子炉格納容器隔離信号が入った場合には、TIP検出器が自動引抜され、TIPボール弁が自動閉止する。また、TIP検出器を炉心内に挿入している間に原子炉格納容器隔離信号が入り、かつTIPボール弁が正常に閉止しない場合、TIP爆発弁にて閉止を行う運用としている。

従来からTIPボール弁にはふっ素ゴム、ふっ素樹脂のシール材が使われている。これらは重大事故等時環境下の放射線によりシール機能が劣化することが考えられるため、ドライウェル主フランジ及び機器ハッチ類で採用した改良EPDM製シール材に変更する。

また、TIPパージ弁のグラウンドOリング、弁ふたシール及び弁座シートについても改良EPDM製シール材に変更する。改良EPDM製シール材の重大事故等時環境の耐性については、添付1で示すとおり圧縮永久ひずみ試験に有意な劣化が認められないことから、重大事故等時環境下におけるシール機能は問題ない。

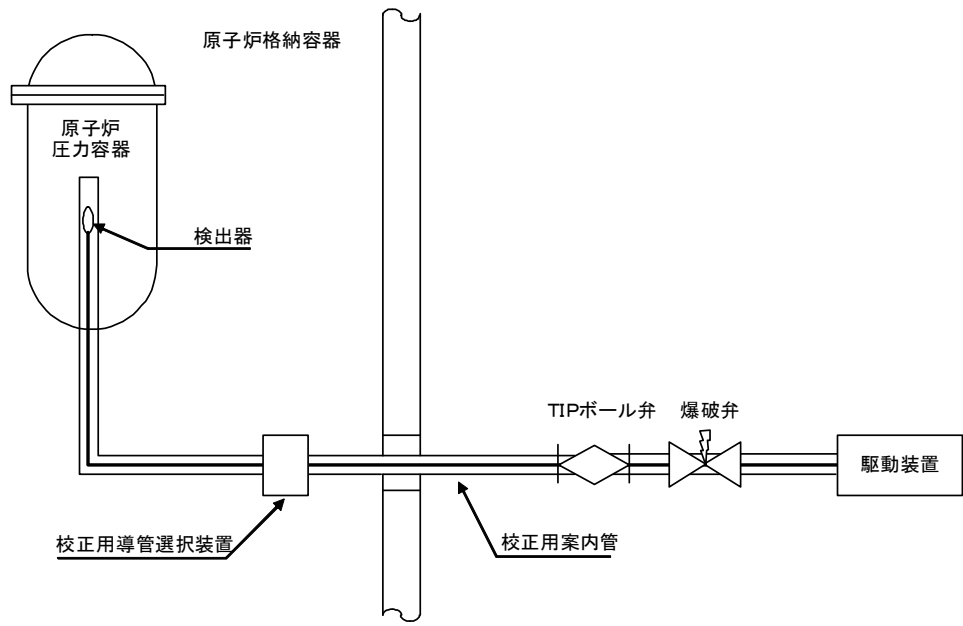


図8-6 TIP系統図

添付1 重大事故等時条件におけるガスケット健全性について

1. はじめに

福島第一原子力発電所事故で原子炉格納容器内雰囲気漏えいした経路として、原子炉格納容器ドライウェル主フランジ、機器搬入用ハッチ等のフランジシール部が推定漏えい経路の1つであると考えている。原子炉格納容器のフランジシール部は、内圧が低い段階ではボルトの初期締付けにより開口は抑制されているが、内圧の上昇に伴って開口量が増加することにより、外部への漏えい経路を形成する。ただし、フランジ部が開口しても、フランジ部の密閉性を担保しているシール材が健全であれば、シール材が開口に追従するため外部への漏えいを防止することができる。しかしながら、福島第一原子力発電所事故のような事故時環境に曝されると、原子炉格納容器ドライウェル主フランジ等のフランジシール部に使用されているシール材が劣化し、フランジの開口に追従できなくなり原子炉格納容器閉じ込め機能を損なう可能性がでてくる。

そこで、原子炉格納容器フランジシール部に使用されているシール材（シリコンゴム）について、重大事故等時環境の耐性が優れた改良EPDM製シール材に変更して原子炉格納容器閉じ込め機能の強化を図る。したがって、改良EPDM製シール材について、重大事故等時の温度や放射線による劣化特性を試験により確認し、想定される事故シナリオにおけるシール機能を評価する。なお、フランジ部のシール材は、プラントの定期検査時に開放される場合には取り替えを実施しており、通常運転中における劣化は軽微であることから、通常運転時の劣化を考慮せず重大事故等時条件下での評価を実施する。

2. 改良EPDM製シール材の試験について

2.1 改良EPDM製シール材の圧縮永久ひずみ試験について

改良EPDM製シール材の重大事故等時環境における劣化特性を確認するため、JIS K 6262「加硫ゴム及び熱加塑性ゴムの常温・高温及び低温における圧縮永久ひずみの求め方」に準じて圧縮永久ひずみ試験を実施した。その結果を表 添付1-1に示す。なお、圧縮永久ひずみ率測定とは、所定の圧縮率をかけ変形させた後、開放時の戻り量を評価するものである。完全に元の形状に戻った場合を0%とし、全く復元せずに完全に圧縮された状態のままである状態を100%としている。例えば、圧縮永久ひずみ率が表 添付1-1で示す「 %」の場合は、シール材の初期締付量が mmである場合、 mm戻ることを意味する。この場合、 mmのフランジ部開口まではシール機能が確保可能と想定できる

表 添付1-1 改良EPDM製シール材の圧縮永久ひずみ試験結果

No	放射線 照射量	雰囲気	温度	圧縮永久ひずみ率[%]		
				24h	72h	168h
1	800kGy	乾熱	200℃			
2	800kGy	乾熱	250℃			
3	800kGy	蒸気	200℃			
4	800kGy	蒸気	250℃			

2.2 改良EPDM製シール材の実機を模擬した小型フランジ性能確認試験

改良EPDM製シール材の性能を確認するために、圧縮永久ひずみ試験に加え、実機フランジOリング溝を模擬した小型試験装置を用いて、重大事故等時環境に曝露した後のシール機能を確認した。試験装置を図 添付1-1 に示しており、実機Oリング溝の断面寸法を1/2スケールとして試験治具を製作し、あらかじめγ線照射したシール材を用いて試験体を作り、高温環境に曝露した後に気密確認試験を実施した。

試験条件としては、重大事故等時条件を模擬するために、放射線照射量はフランジガasket部の事故後7日間の累積放射線量の目安である800kGyを用いて実施している。また、高温曝露は高温空気及び高温蒸気で曝露し、温度については、原子炉格納容器限界温度である200℃と、さらに余裕を見た250℃を設定し、それぞれ7日間(168h)一定温度で高温曝露した。また、試験治具のOリング溝は内側に1mmの段差があり、その段差の間からシール材が高温空気又は蒸気に曝露されるため、重大事故等時の原子炉格納容器過圧に伴うフランジ開口を考慮した状態で、高温曝露ができる試験体となっている。高温曝露後は、重大事故等時に発生する水素を模擬するために、Heにより気密確認試験を実施している。気密確認試験では、原子炉格納容器限界圧力2Pd(0.62MPa)以上の気密性を確認するため最大で0.9MPaまで加圧して気密性を確認している。また、原子炉格納容器過圧に伴うフランジ開口時のシール材の気密性を確認するために、高温曝露後の試験体フランジを0.8mm開口させ、その状態でもHe気密確認試験を実施し、0.9MPa加圧時に漏えいのないことを確認している。なお、開口量の0.8mmは、2Pdにおける開口量が最も大きな上部ドライウェル機器搬入用ハッチのフランジ開口量(約1.6mm)を1/2スケールにしたものと同様である。

試験の結果は表 添付1-2に示すとおり、本試験により200℃が168時間継続した場合の改良EPDM製シール材のシール機能の健全性を確認した。

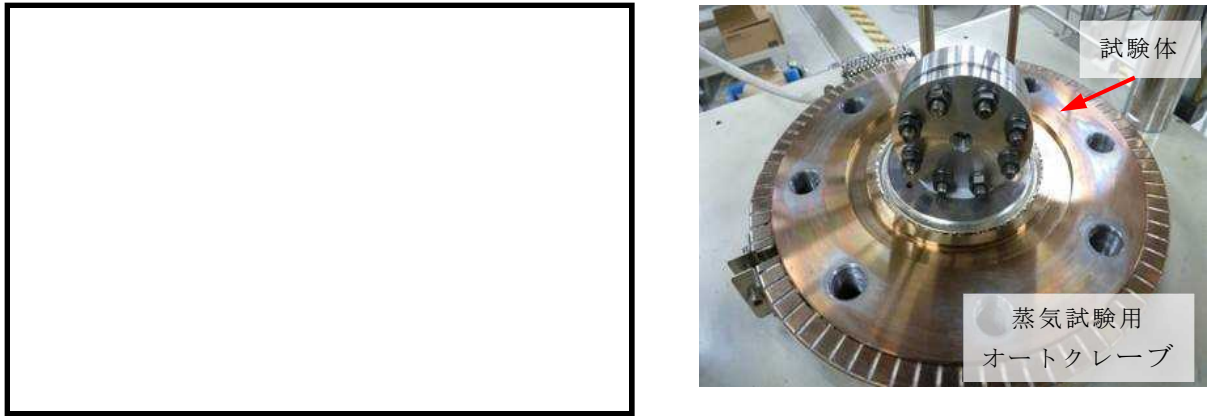


図 添付1-1 改良EPDM製シール材の性能確認試験装置

表 添付 1-2 He 気密確認試験状況

No.	曝露条件	γ 線照射量	変位	0.3MPa	0.65MPa	0.9MPa
1	乾熱 200℃, 168h	800kGy	なし	○	○	○
			0.8mm	○	○	○
2	蒸気 1MPa, 250℃, 168h	800kGy	なし	○	○	○
			0.8mm	○	○	○
3	蒸気 1MPa, 250℃, 168h	800kGy	なし	○	○	○
			0.8mm	○	○	○

○：リーク及び圧力降下なし

2.3 改良EPDM製シール材の実機フランジモデル性能確認試験

改良EPDM製シール材は前述の小型フランジ試験に加え、より大口径（Oリング径：約250mm）の実機フランジモデル試験も実施しており、実機条件に近い状態でのシール機能の健全性確認を実施している。試験装置は図 添付1-2、図 添付1-3に示しており、試験フランジの溝断面形状は実機と同じとし、溝径を縮小した試験フランジとする。試験試料の断面形状は実機と同じとし、径を縮小した試験試料とする。あらかじめ γ 線照射したシール材を用いて試験体を作り、高温環境に曝露した後に気密確認試験を実施する。

試験条件としては、重大事故等時条件を模擬するために、放射線照射量はフランジガスケット部の事故後7日間の累積放射線量の目安である800kGyを用いて実施している。また、EPDMの劣化は一般的に酸素により引き起こされるとの知見に基づき、高温曝露は蒸気ではなく高温空気（乾熱）で曝露し、温度については、原子炉格納容器限界温度である200℃と、さらに余裕を見た250℃、300℃とし、それぞれ定める期間を一定温度で高温曝露する。また、内圧作用時の実機フランジの開口を模

擬するため、フランジ面に調整シムを挟んで押し込み量を調整できる装置にしている。

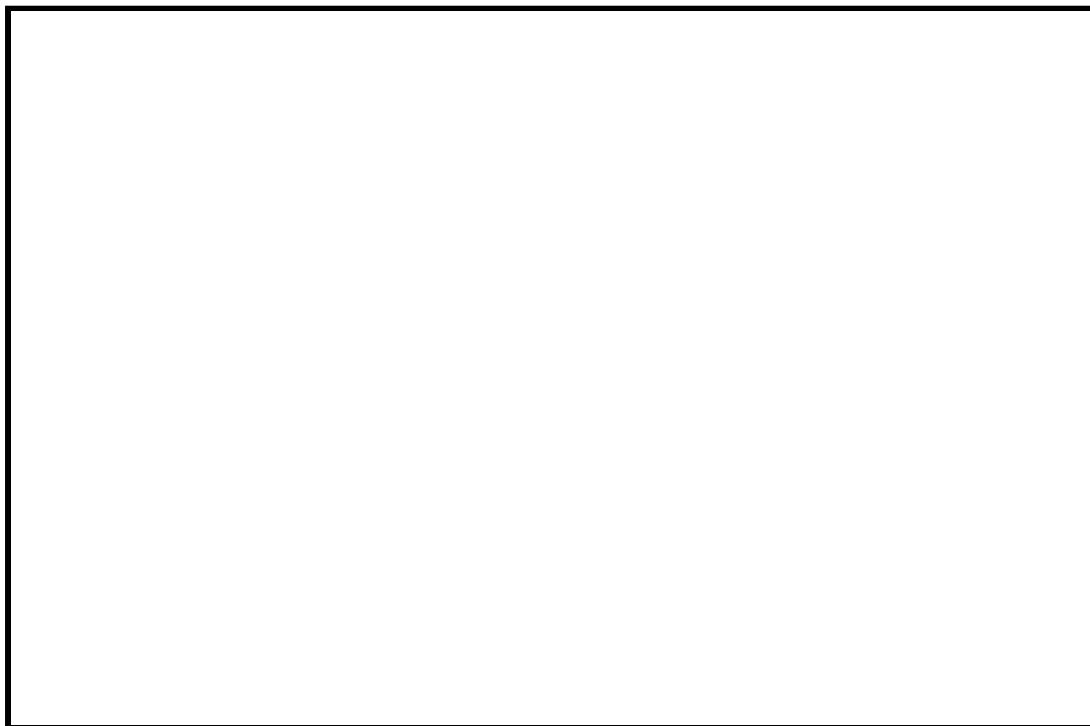


図 添付1-2 実機フランジモデル試験の装置概要

K7 ① V-1-8-1-別添1 R0

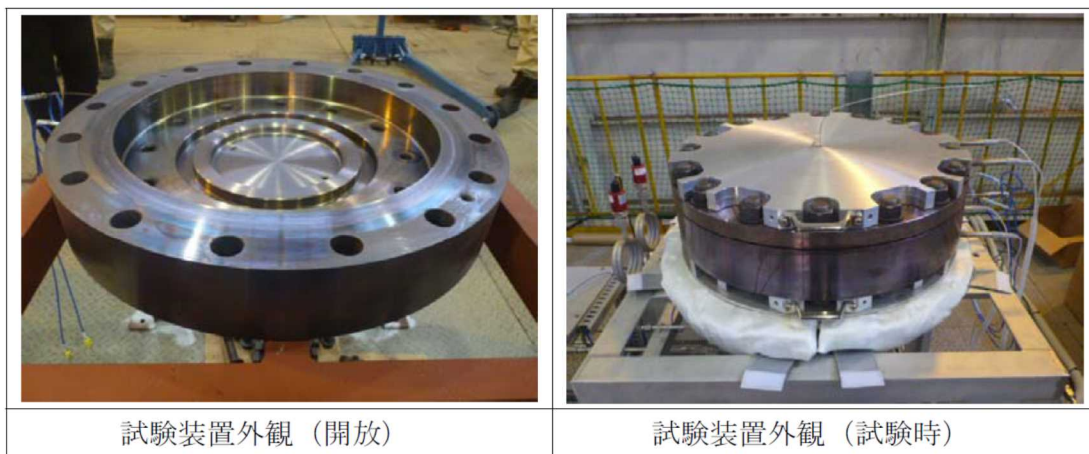


図 添付1-3 実機フランジモデル試験装置の外観

本試験装置によりシール材を高温曝露した後，気密確認試験を実施した。気密確認試験では，原子炉格納容器限界圧力2Pd(0.62MPa)を包絡する圧力で気密性を確認しており，その試験結果を表 添付1-3に示す。フランジによるガスケット試験体の押し込み量が最小限(0mm)であっても有意な漏えいは発生せず，200℃・168hr，250℃・96hrの耐性が確認された。図 添付1-4に200℃・168hrの試験ケースにおける試験体の外観を示す。図 添付1-4より，フランジとガスケット試験体との接触面を境界として劣化(表面のひび割れ)は内周側で留まり，外周側に有意な劣化が見られないことから，フランジ接触面でシール機能を維持できていることを確認した。また，断面形状より，劣化(表面のひび割れ)はガスケット試験体の表面層のみで留まっているため，有意な劣化が進行していないことを確認した。

表 添付 1-3 実機フランジモデル試験結果

No.	温度	継続時間	押し込み量	漏えいの有無
1	200℃	168 時間	0mm	なし
2	250℃	96 時間	0mm	なし
3	300℃	24 時間	0mm	なし

漏えい判定基準：1 cc/min 以上の漏えい量が 30 分以上継続した場合に漏えい有とする

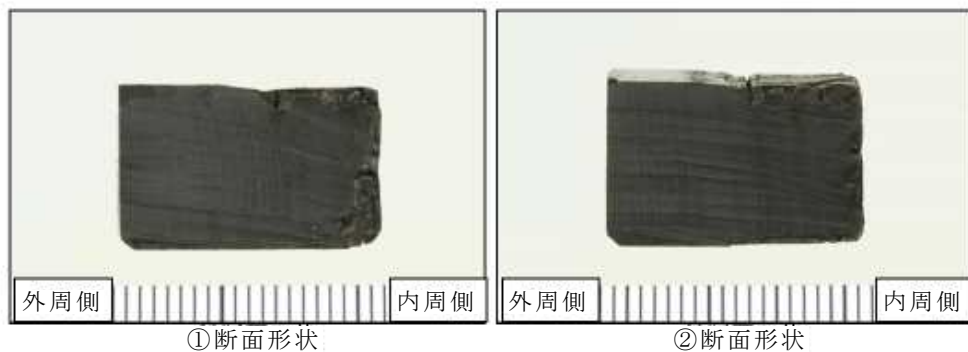
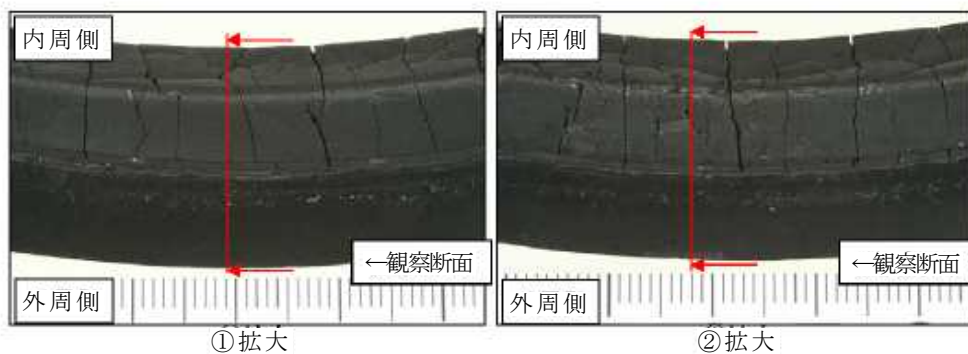


図 添付 1-4 試験後の試験体外観 (200℃, 168 時間)

添付2 代表原子炉格納容器貫通配管の選定について

6.2 配管貫通部（接続配管）において評価を実施する代表配管の選定方法について説明する。

設計・建設規格のPPC-3520(1)の考え方にに基づき、原子炉格納容器バウンダリを構成する貫通配管のうち、最も大きな応力が生じると考えられる配管と配管貫通部スリーブもしくは端板の接合部における裕度が最も低い配管を代表配管とする。

(1) 発生応力の算出方法

次の評価式に基づき発生応力 S_{prm} を評価する。

$$S_{prm} = \frac{B_1 P D}{2t} + \frac{B_2 M_a}{Z}$$

ここで、

S_{prm} : 一次応力 (MPa)

P : 限界圧力 (MPa)

D : 管の外径 (mm)

t : 管の厚さ (mm)

B_1 及び B_2 : 応力係数でPPB-3810で規定する値

M_a : 自重により発生するモーメント (N・mm) ((2) を参照)

Z : 管の断面係数 (mm³)

(2) M_a の算出方法

原子炉格納容器配管貫通部を固定端、第一サポートを支持端とした場合に配管と配管貫通部の接合部に生じる、配管の自重によるモーメントは、次の式及びモデルにより算出する。

$$M_a = \frac{wL^2}{8}$$

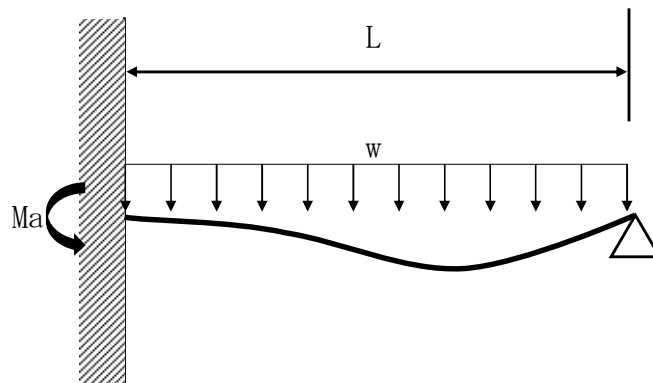


図 添付2-1 自重により発生するモーメントのモデル図

ここで、

L：支持間隔

w：配管単位長さ当たり重量

(3) 裕度の算出方法

Spr_mと許容値1.5Shの比をとり、裕度の最も小さい配管を代表配管とする。但し、Shは限界温度における設計・建設規格付録材料図表 Part5 表5に定める値(MPa)である。

(4) 代表配管の選定

(1)～(3)に基づき評価を行った結果を表 添付2-1に示す。

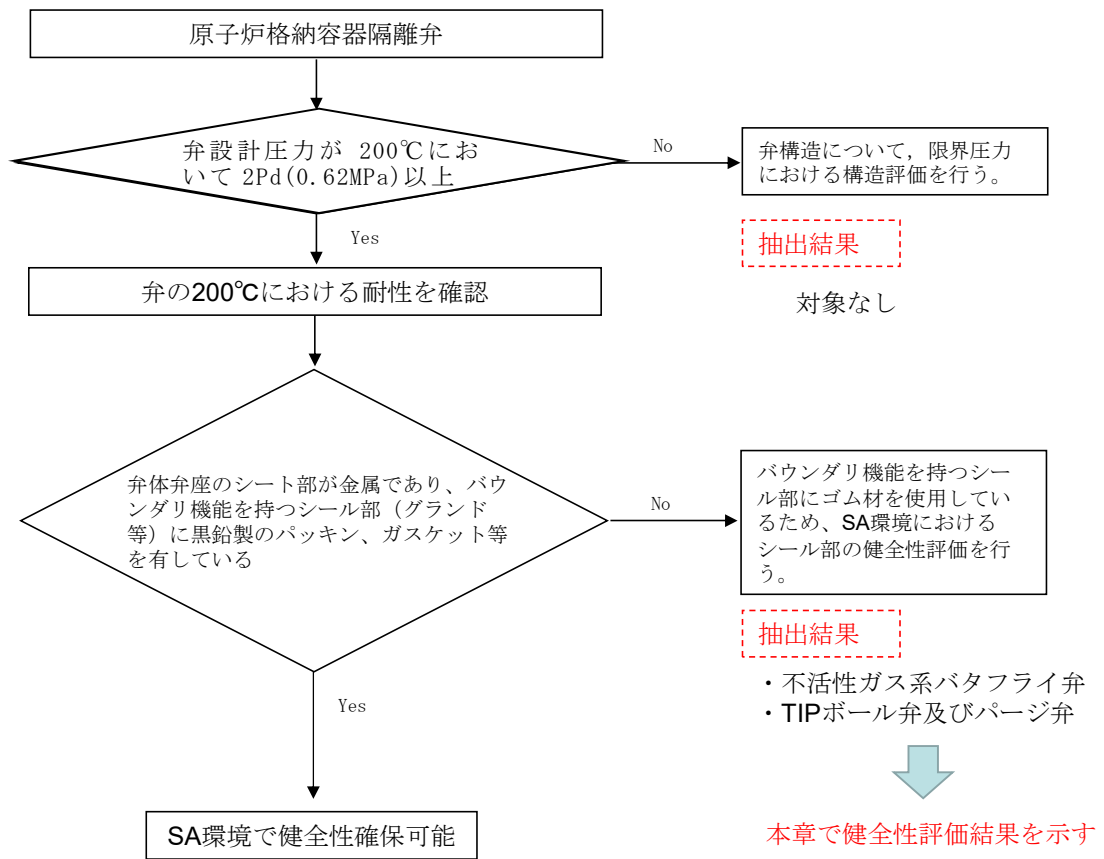
最小の裕度となった配管は、貫通部番号 に接続する高圧炉心注水系 (B) の吸い込み配管であることから、当該配管を代表として応力の評価を実施する。

表 添付 2-1 代表配管の選定結果

貫通部 番号	用途	配管情報・断面形状					評価		
		外径	厚さ	材質	支持間隔	配管重量	PPC-3520(1)に基づく計算		
		D	t	-	L	W	計算応力	許容応力	裕度
		mm	mm	-	mm	Kg/m	Sprn MPa	1.5×Sh MPa	-
	主蒸気	711.2	35.7	SGV480	5215.0	657.1	5	180	36.00
	主蒸気	711.2	35.7	SGV480	5592.6	657.1	5	180	36.00
	主蒸気	711.2	35.7	SGV480	5592.6	657.1	5	180	36.00
	主蒸気	711.2	35.7	SGV480	5215.0	657.1	5	180	36.00
	給水	558.8	28.6	STS480	5357.0	618.7	7	180	25.71
	給水	558.8	28.6	STS480	5357.0	618.7	7	180	25.71
	ほう酸水注入	48.6	5.1	SUS316LTP	1279.0	12.1	6	141	23.50
	PCVスプレイ	267.4	12.7	STPT410	2354.2	137.3	6	154	25.66
	PCVスプレイ	216.3	10.3	STPT410	2940.0	92.2	7	154	22.00
	RHR(B)低圧注水	267.4	12.7	STPT410	2774.3	146.7	7	154	22.00
	RHR(C)低圧注水	267.4	12.7	STPT410	3101.0	146.7	7	154	22.00
	RHR(A)SHC	355.6	11.1	STPT410	7509.0	219.8	21	154	7.33
	RHR(B)SHC	355.6	11.1	STPT410	5318.0	219.8	13	154	11.84
	RHR(C)SHC	355.6	11.1	STPT410	8892.4	219.8	27	154	5.70
	HPCF(B)	216.3	20.6	STS410	6600.0	141.6	16	154	9.62
	HPCF(C)	216.3	20.6	STS410	6868.0	141.6	17	154	9.05
	RCIC蒸気	165.2	14.3	STPT410	9222.0	68.4	33	154	4.66
	RPVヘッドスプレイ	165.2	14.3	STPT410	4951.0	83.1	13	154	11.84
	CUWポンプ給水	216.3	15.1	STPT410	6772.0	120.3	18	154	8.55
	ADS(A)	60.5	3.9	SUS304TP	1919.6	8.8	8	166	20.75
	ADS(B)	60.5	3.9	SUS304TP	1517.0	8.8	6	166	27.66
	SRV	60.5	3.9	SUS304TP	1599.5	8.8	6	166	27.66
	D/W給気	558.8	9.5	SM400C	5274.5	152.1	13	150	11.53
	D/W排気	558.8	9.5	SM400C	2851.9	152.1	11	150	13.63
	FCS	165.2	7.1	STPT410	1993.0	34.1	6	154	25.66
	FCS	318.5	10.3	STPT410	6541.0	92.7	12	154	12.83
	PCVスプレイ	114.3	6.0	STPT410	3077.0	29.3	10	154	15.40
	PCVスプレイ	114.3	6.0	STPT410	1384.0	29.3	5	154	30.80
	RHR(A)給水	457.2	9.5	SM400C	3328.0	275.4	11	150	13.63
	RHR(B)給水	457.2	9.5	SM400C	6095.0	275.4	17	150	8.82
	RHR(C)給水	457.2	9.5	SM400C	6094.2	275.4	17	150	8.82
	RHR(A)テスト	267.4	9.3	STPT410	3376.1	119.4	9	154	17.11
	RHR(B)テスト	267.4	9.3	STPT410	6323.0	119.4	18	154	8.55
	RHR(C)テスト	267.4	9.3	STPT410	5805.3	119.4	16	154	9.62
	HPCF(B)給水	406.4	9.5	STPT410	10638.3	228.6	35	154	4.40
	HPCF(C)給水	406.4	9.5	STPT410	3407.0	228.6	10	154	15.40
	RCIC排気	355.6	11.1	STPT410	7726.0	110.2	13	154	11.84
	RCICポンプ給水	216.3	8.2	STPT410	4480.3	83.2	12	154	12.83
	S/C換気(給気)	558.8	9.5	SM400C	13568.5	152.1	26	150	5.76
	S/C換気(排気)	558.8	9.5	SM400C	5221.2	152.1	13	150	11.53
	FCS	165.2	7.1	STPT410	3130.2	34.1	7	154	22.00
	FCS	318.5	10.3	STPT410	6474.0	92.7	12	154	12.83
	CRD	42.7	4.9	SUS316LTP	985.0	8.3	4	160	40.00
	CRD	42.7	4.9	SUS316LTP	1983.0	8.3	10	160	16.00
	下部D/W注水	114.3	6.0	STPT410	2060.0	29.3	6	154	25.66

添付 3 原子炉格納容器隔離弁の抽出について

原子炉格納容器隔離弁について、原子炉格納容器限界温度、圧力（200℃、2Pd）の健全性を確認するため、添付 図3-1に従ったフローで弁を抽出した。弁設計圧力が2Pd以下のものはなかったため、200℃で最も影響を受けると考えられるシート部及びシール部に着目して、ゴム材が使われている弁を抽出し、「不活性ガス系バタフライ弁」と「TIPボール弁及びパージ弁」が抽出された。



添付 図 3-1 原子炉格納容器隔離弁の評価対象弁の抽出フロー

原子炉格納容器 限界温度、圧力に対する経年劣化の影響について

1. はじめに

原子炉格納容器の限界温度、圧力に関する評価における評価対象部位について、放射性物質の閉じ込め機能が、経年劣化により低下していないことを確認し、今回の限界温度、圧力に関する評価結果に影響しないことを確認する。なお、考慮する経年劣化事象については、柏崎刈羽原子力発電所において実施した、他プラントの高経年化技術評価を参考に検討する。

2. 原子炉格納容器本体

原子炉格納容器本体（コンクリート部）については、コンクリート表面に有意なひび割れ、欠落等がないことを確認しており、これまで有意な劣化は認められていない。さらに、保全計画に基づきコンクリートの中酸化深さを確認し、鉄筋の腐食による強度低下がないことを確認している。

ライナ部分については、経年劣化事象として腐食が考えられるが、ライナ部分は、表面に防食塗装を施すとともに、保全計画に基づき、計画的に外観点検を実施し、表面の腐食、塗膜等の異常があれば、補修塗装を実施していることから、有意な劣化はないと考えられる。

なお、原子炉格納容器本体に対して、一般社団法人 日本電気協会 電気技術規程「原子炉格納容器の漏えい率試験規程（J E A C 4 2 0 3）」（以下、「J E A C 4 2 0 3」という。）に基づく、全体漏えい率試験（1 回/1 定検）を実施し、放射性物質の閉じ込め機能の健全性を継続的に確認している。

3. 原子炉格納容器本体以外

原子炉格納容器本体以外の評価部位について、考慮する経年劣化事象は以下のとおり。

- ・ステンレス鋼配管については、塩分付着による外面の応力腐食割れが考えられるが、社内規則に基づき計画的な塩化物付着量測定を実施し、基準を満足しない場合は、純水拭きを実施することにより、塩化物付着量を応力腐食割れ発生のしきい値未満に管理していることから、有意な劣化はないと考えられる。
- ・炭素鋼配管については、流れ加速型腐食による減肉が考えられるが、社内規則に基づき計画的な肉厚測定を実施し、基準を満足しない場合は、計画的に取替えを行うなど、適切な管理を行っている。
- ・電気配線貫通部については、経年劣化事象として樹脂等の劣化が考えられる。これらの部位の経年劣化については、長期健全性試験により、健全性を確認している。
- ・原子炉格納容器隔離弁については、保全計画に基づく、計画的な分解点検、目視・表面検査を実施していることから、有意な劣化はないと考えられる。
- ・機器搬入用ハッチ等に使用しているガスケット等については、保全計画に基づく定

期的な取替を実施していることから、経年劣化事象とはならない。

- ・ J E A C 4 2 0 3 に基づく、全体漏えい率検査（1 回/1 定検）を実施し、放射性物質の閉じ込め機能の健全性を継続的に確認している。

以上のことから、経年劣化による原子炉格納容器の限界温度、圧力に関する評価結果への影響はないと考える。

電気配線貫通部（エポキシ樹脂及びOリング）の経年劣化に対する長期健全性評価

1. 概要

柏崎刈羽原子力発電所第7号機に設置されているモジュール型電気配線貫通部は長期間の経年劣化を考慮した健全性試験を実施しており、この結果に基づき長期健全性評価を行う。

2. 長期健全性試験

2.1 評価項目

エポキシ樹脂及びOリングは有機物であり、熱及び放射線により経年劣化が進行するため、経年劣化に対する評価が必要である。

2.2 熱劣化期間算出

エポキシ樹脂及びOリングの加速熱劣化試験を実施するため、以下のアレニウスの式を用いることで、加速熱劣化の条件を設定する。(表 2-1)

$$\text{加速倍率算出} \quad a = \exp \left[\frac{-E}{R} \left(\frac{1}{(273 + T_{\text{exam}})} - \frac{1}{(273 + T_{\text{real}})} \right) \right]$$

$$\text{熱劣化期間} \quad T_{\text{acc}} = \frac{365 \cdot Z}{a}$$

加速熱劣化試験条件は、40年の運転を包絡した運転期間を想定し、余裕をみてエポキシ樹脂は °C - 日、Oリングは °C - 日で設定する。

表 2-1 各パラメータ

項目	記号	単位	数値	
			エポキシ樹脂	0リング
加速倍率	a	倍		
気体定数	R	kcal/mol・K		
実機温度	T _{real}	°C		
試験温度	T _{exam}	°C		
部材の活性化エネルギー*	E	kcal/mol		
評価年数	Z	years		
熱劣化期間	T _{acc}	days		

注記*：メーカー値及び文献値であり、複数の試験温度で部材の機能が維持される期間をプロットし、直線の傾きから活性化エネルギーを算出

2.3 試験条件

エポキシ樹脂と0リングの長期健全性試験条件をそれぞれ表2-2及び表2-3に示す。

表 2-2 エポキシ樹脂の試験条件

No	試験項目	試験方法
1	放射線照射試験 (通常時)	電気配線貫通部が40年の運転を包絡した運転期間に受ける放射線を考慮し照射線量 <input type="text"/> Gyとして試験を実施。
2	サーマルサイクル試験	<input type="text"/> サイクルのサーマルサイクルを実施。1サイクルは <input type="text"/> °C → <input type="text"/> °C → <input type="text"/> °C を変化させている。
3	熱劣化試験	加熱促進により、40年間に相当する加速熱劣化を包絡した <input type="text"/> °C, <input type="text"/> 日間を加える。
4	放射線照射試験 (事故時)	電気配線貫通部が冷却材喪失事故時に受ける放射線を考慮し照射線量 <input type="text"/> kGyとして試験を実施。
5	冷却材喪失事故 模擬試験	国内BWRプラントの冷却材喪失事故時(温度, 蒸気, 圧力, 時間)条件を包絡するような条件として, <input type="text"/> °C - <input type="text"/> kPa以上で <input type="text"/> 時間の後, <input type="text"/> °C - <input type="text"/> kPa以上で <input type="text"/> 日間の試験を実施。

出典：共同研究報告書 原子炉格納容器電気ペネの経年劣化評価に関する研究 Phase-II 報告書 (モジュール型ペネトレーション) 平成 23 年 3 月

表 2-3 Oリングの試験条件

No	試験項目	試験方法
1	放射線照射試験	電気配線貫通部が40年の運転を包絡した運転期間及び冷却材喪失事故時に受ける放射線を考慮し照射線量 <input type="text"/> kGyとして試験を実施。
2	熱劣化試験	加熱促進により、40年間に相当する加速熱劣化を包絡して <input type="text"/> °C, <input type="text"/> 日間を加える。
3	サーマルサイクル試験	<input type="text"/> サイクルのサーマルサイクルを実施。1サイクルは <input type="text"/> °C → <input type="text"/> °C → <input type="text"/> °C を変化させている。
4	冷却材喪失事故 模擬試験	国内BWRプラントの冷却材喪失事故時（温度、蒸気、圧力、時間）条件を包絡するような条件として、 <input type="text"/> °C - <input type="text"/> kPa以上で <input type="text"/> 時間の後、 <input type="text"/> °C - <input type="text"/> kPa以上で <input type="text"/> 日間の試験を実施。

出典：共同研究報告書 原子炉格納容器電気ペネの経年劣化評価に関する研究 Phase-II 報告書（モジュール型ペネトレーション） 平成 23 年 3 月

3. 評価結果

40年の運転を包絡した運転期間及び冷却材喪失事故を想定した表 2-2 及び表 2-3 の試験条件を負荷した後の漏えい試験では、エポキシ樹脂と Oリングの漏えい量はそれぞれ Pa・m³/s 及び Pa・m³/s であった。一方、電気配線貫通部のモジュール 1 台あたりの許容漏えい量は Pa・m³/s であり、漏えい量は十分小さい値となっている。

このことから、電気配線貫通部は、40年間の運転を想定しても、放射性物質の閉じ込め機能を維持できると判断する。

原子炉格納容器 限界温度，圧力負荷後の耐震性について

1. 検討方針

原子炉格納容器バウンダリ構成部の評価対象の各部位に対し，限界温度，圧力（200℃，2Pd）負荷時に部材が弾性域又は塑性域のいずれにあるか，また，除荷後に残留ひずみが生じるかを確認するとともに，除荷後の残留ひずみの挙動により，耐震性への影響を評価する。

2. 検討結果

一次応力が S_y を超えるか否かで残留ひずみの有無を確認する。一次応力が S_y 以下の場合，除荷後に残留ひずみは生じない（図 2-1， $0 \rightarrow a \rightarrow 0$ ）。 S_y を超える場合は，除荷後に残留ひずみが生じる（図 2-1， $0 \rightarrow a \rightarrow b \rightarrow c$ ）。一次応力は与えられた荷重に対して決定する応力であるため，同じ荷重が作用した場合の発生応力は除荷後も同等であり，限界温度，圧力負荷前と同じ弾性的挙動を示す（図 2-1， $c \rightarrow b$ ）。また，設計・建設規格の許容値は荷重を変形前の断面積で割った公称応力を基に設定されているため（図 2-2），設計・建設規格の許容値内であれば発生応力を算出する際に変形前の断面積を用いることに問題はない。

なお，材料にあらかじめひずみが作用した場合について，作用した予ひずみ（～約 19%）だけ応力-ひずみ曲線をシフトしたものと，予ひずみが作用しない材料の応力-ひずみ曲線がほぼ一致するという知見*が得られており，十分小さな残留ひずみであれば発生応力に与える影響はないと言える。

地震（許容応力状態 IV_{AS} ）の一次応力の許容応力は，供用状態 D の許容応力の制限内で同等であり，更に限界温度，圧力負荷前と同様の挙動を示すことから，耐震性に影響はないと判断できる。

注記*：一般社団法人 日本溶接協会「建築鉄骨の地震被害と鋼材セミナー（第 12 回溶接構造用鋼材に関する研究成果発表会）」 JWES-IS-9701，（1997）

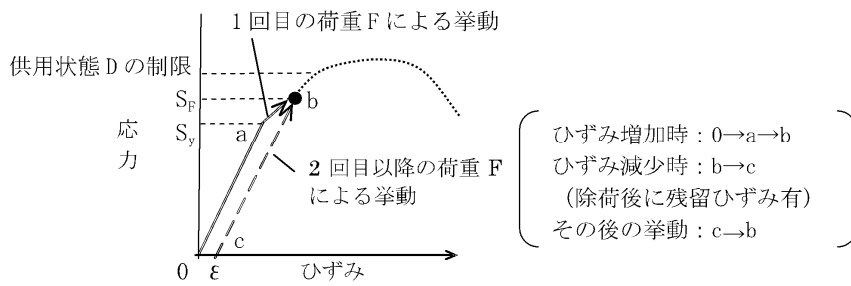


図 2-1 降伏点を越える場合のひずみ履歴イメージ (一次応力)

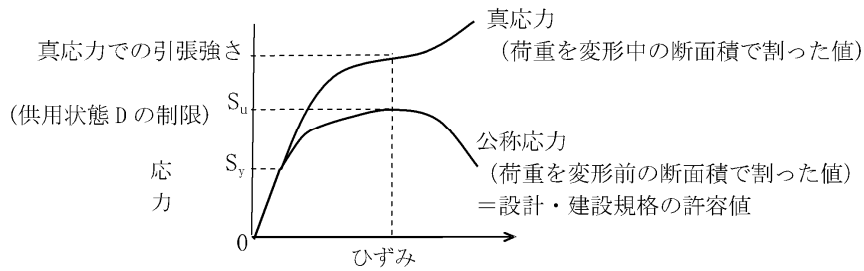


図 2-2 公称応力と真応力について

除荷後に残留ひずみが生じるかを確認するとともに、除荷後の挙動により、耐震性への影響を評価するため、一次応力が S_y 以下かを確認した。確認結果を表 2-1 に示す。

原子炉格納容器隔離弁については、一次応力が判定値を超えないため、残留ひずみは生じない。

その他の評価部位については、一次応力が運転状態Ⅳの許容応力の制限内であり、また、残留ひずみは十分小さい。

したがって、耐震評価にて考慮する許容応力に対応する地震が生じた場合、地震による外力が加わったとしても今回の評価で考慮した許容応力の制限内であり、更に限界温度、圧力負荷前と同様の挙動を示すことから、耐震性への影響はないと考える。

表2-1 各部位の限界温度、圧力負荷時の状況

評価部位	評価点	分類	評価値*1	判定値	残留ひずみ 有無
原子炉格納容器本体*2	コンクリート部	添付書類 V-3-3-6-1-1-1「原子炉格納容器コンクリート部の強度計算書」に記載			
ドライウエル上鏡	鏡板	添付書類 V-3-3-6-1-1-4「ドライウエル上鏡の強度計算書」に記載			
下部ドライウエルアクセストンネルスリーブ及び鏡板（所員用エアロック付）	鏡板のスリーブとの結合部	添付書類 V-3-3-6-1-1-6「下部ドライウエルアクセストンネルスリーブ及び鏡板（所員用エアロック付）の強度計算書」に記載			
下部ドライウエルアクセストンネルスリーブ及び鏡板（機器搬入用ハッチ付）	鏡板のスリーブとの結合部	添付書類 V-3-3-6-1-1-7「下部ドライウエルアクセストンネルスリーブ及び鏡板（機器搬入用ハッチ付）の強度計算書」に記載			
上部ドライウエル機器搬入用ハッチ	円筒胴	添付書類 V-3-3-6-1-2-2「上部ドライウエル機器搬入用ハッチの強度計算書」に記載			
下部ドライウエル機器搬入用ハッチ	円筒胴の鏡板との結合部	添付書類 V-3-3-6-1-2-3「下部ドライウエル機器搬入用ハッチの強度計算書」に記載			
サプレッションチェンバ出入口	円筒胴	添付書類 V-3-3-6-1-2-4「サプレッションチェンバ出入口の強度計算書」に記載			
上部ドライウエル所員用エアロック	隔壁部	添付書類 V-3-3-6-1-3-2「上部ドライウエル所員用エアロックの強度計算書」に記載			
下部ドライウエル所員用エアロック	隔壁部	添付書類 V-3-3-6-1-3-3「下部ドライウエル所員用エアロックの強度計算書」に記載			
配管貫通部	スリーブ	同左	添付書類 V-3-3-6-1-4-1「原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部の基本板厚計算書」及び添付書類 V-3-3-6-1-4-2「原子炉格納容器配管貫通部の強度計算書」に記載		
	管	同左			
	端板	同左			
	閉止板	同左			
電気配線貫通部	スリーブ	同左	添付書類 V-3-3-6-1-4-1「原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部の基本板厚計算書」及び添付書類 V-3-3-6-1-4-3「原子炉格納容器電気配線貫通部の強度計算書」に記載		
	アダプタ	同左	添付書類 V-3-3-6-1-4-1「原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部の基本板厚計算書」に記載		
	ヘッダ	同左			
原子炉格納容器隔離弁	弁箱	一次	0.62MPa (2Pd)	1.32MPa *3	なし

注記*1：判定値を超える場合、残留ひずみ有となる。

注記*2：ライナ部は構造強度を負担しないため省略。

注記*3：設計・建設規格 別表1-1による200℃での弁の許容圧力。

原子炉格納容器貫通部の FP 沈着による影響について

炉心溶融時の原子炉格納容器の各貫通部において、よう素等の核分裂生成物（以下「FP」という。）が沈着して発熱することにより、温度上昇することが考えられる。このときの温度上昇を評価し、原子炉格納容器限界温度以下となることを確認する。

1. 原子炉格納容器貫通部の FP 沈着による温度評価

炉心溶融時の原子炉格納容器内の FP の沈着による温度上昇について、格納容器破損防止対策の有効性評価における評価事故シーケンスのうち雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）を想定した条件にて、原子炉格納容器のリークパスへ FP が飛散し、リークパス内が FP で満たされ、目詰まりしたと保守的に仮定し、FEM 解析により温度分布を確認した。

評価結果としては、原子炉格納容器の貫通部リークパス箇所の最高温度は約 195℃となり、原子炉格納容器限界温度である 200℃を下回ることから原子炉格納容器限界温度に影響ないことを確認した。

注：原子炉格納容器内の FP の挙動としては、「シビアアクシデント時格納容器内多次元熱流動及び FP 挙動解析（原子力安全基盤機構（JNES）」において、FP が飛散してもその多くは重力沈降により原子炉格納容器内の床や壁表面にとどまり原子炉格納容器自由空間に飛散しないという知見が得られているが、リークパスへ FP が飛散し導かれたと仮定する。リークパスへの FP の捕集量についての知見はないことから保守的に FP が満たされた状態と仮定する。（FP が満たされた状態は、漏えい量はゼロとなるが温度評価のため保守的に仮定する。）

○原子炉格納容器貫通部の FP 沈着による温度評価

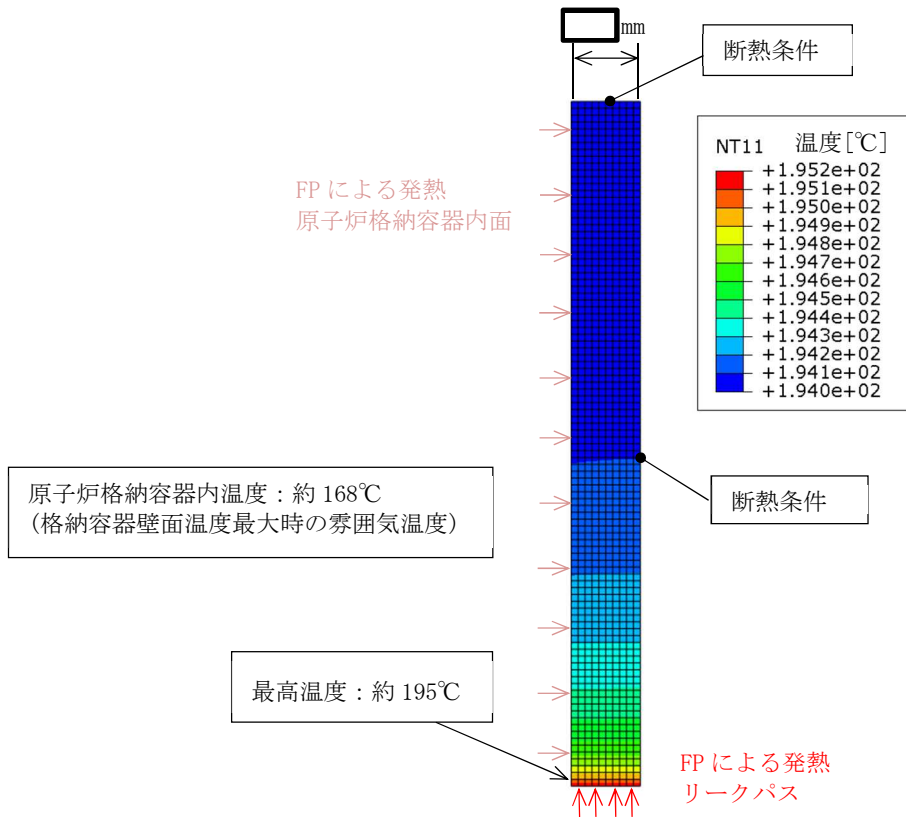
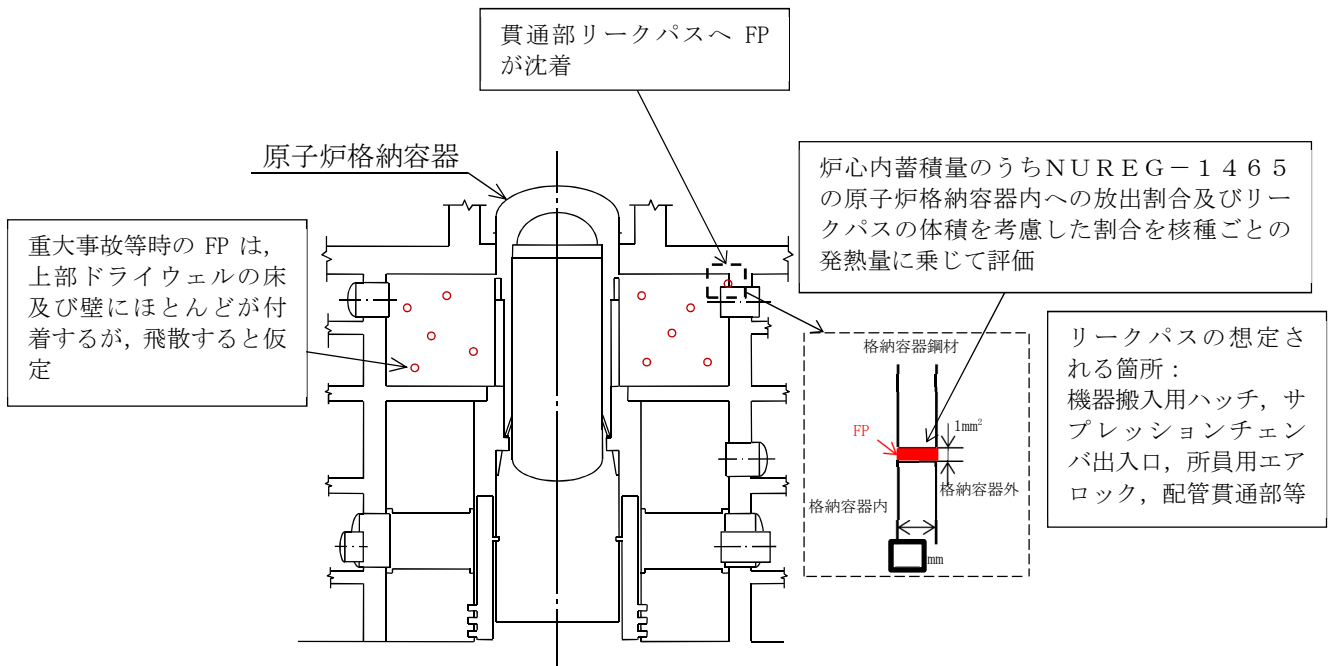
炉心溶融時の原子炉格納容器内の FP が貫通部のリークパスに付着した場合の温度上昇について、下記条件にて評価する。イメージ図を図 1-1 に示す。

- a. 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）を想定する。
- b. 重大事故等時における原子炉格納容器内の FP の飛散については「シビアアクシデント時格納容器内多次元熱流動及び FP 挙動解析（JNES）」において、FP のほとんどが重力沈降により原子炉格納容器内の床や壁表面に付着し原子炉格納容器自由空間に飛散しないという知見が得られているが、FP が飛散し貫通部リークパスへ到達したと仮定する。
- c. 貫通部の仮定するリークパスは、原子炉格納容器の漏えい試験結果をもとに約 1mm^2 のリークパスと仮定する。
- d. FP が飛散した場合の貫通部リークパスにおける FP の捕集量については、知見がないことから保守的にリークパスに FP が満たされた状態を仮定する。（リークパ

スへFPが満たされた状態では、漏えい率は0%/dayとなるが温度評価のため保守的に仮定する。)

- e. 原子炉格納容器貫通部リークパスに付着したFPの発熱量は、NUREG-1465の炉心内のFP量に対する原子炉格納容器内への放出割合を核種ごとの発熱量に乗じて算出する。
- f. FPの発熱量は、時間経過により低下するが、本評価では保守的に沈着後の時間経過による発熱量の低下は考慮しない。よう素については事象進展により化学組成が変動することが考えられるが寄与割合の大きなセシウムについて密度の高いCsI（よう化セシウム）の密度を想定し、FP質量の保守性を考慮し算出する。
- g. 解析コードは「ABAQUS」を使用する。
本評価に用いる解析コードの検証及び妥当性確認等の概要については、別紙「計算機プログラム（解析コード）の概要」に示す。

上記条件による評価結果として、原子炉格納容器内壁面温度が雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）時の最大値である約165℃となるとき、FPによる温度上昇は、約30℃であり原子炉格納容器の貫通部表面温度は、約195℃となり原子炉格納容器限界温度（200℃）を下回ることを確認した。



解析結果 (コンタ図)

図 1-1 FP 沈着による温度上昇評価イメージ

○FP 沈着による温度評価における保守性について

- ・リークパスを 1 箇所と仮定。

原子炉格納容器のリークパスは、数箇所の可能性もあるが評価においては 1 箇所に集中して FP が捕集されたと仮定する。

- ・リークパスに捕集される FP の量がリークパスに満たされた状態を仮定。

FP の捕集量については、原子炉格納容器信頼性実証事業 放射性物質捕集特性試験 (NUPEC) の結果より FP が配管に目詰まりする事象が確認されており、目詰まりはリークパス入口部で生じていることも確認されているが、捕集量に関しての知見は得られていないことからリークパスに FP が満たされた状態を仮定する。

- ・リークパスに捕集される FP の質量を発熱量の寄与割合が高いものの内、密度の高い核種として算出。

発熱の寄与割合が高い核種は、CsI (よう化セシウム) であることから、FP の密度は、CsI の約 4.5g/cm^3 を用いて FP の質量を求める。

- ・FP の発熱量は、発熱量が最大である事故直後の熱量、原子炉格納容器内温度は最大となる時点の温度にて評価

FP の発熱量は、時間の経過とともに低下するが、評価においては NUREG-1465 の FP の核種の放出割合をもとに、FP の発熱量が最大となる事故直後 (プラント停止直後) の発熱量より求められた約 $7.9 \times 10^3\text{kW}$ とし、原子炉格納容器壁面温度は最高となる約 12 時間後の 165°C を使用し評価した。(12 時間後は、約 $3.1 \times 10^3\text{kW}$ (事故直後の約 0.4 倍))

- ・本来コンクリート側への除熱を期待できるライナとの境界条件を断熱条件に設定。

○FP 発熱における核種の寄与割合について

FP 発熱における核種の寄与割合を表 1-1 に整理する。

よう素の寄与割合が約 85.5%と高く，その他核種の発熱の寄与割合は約 14.5%であり熱量への寄与割合は低い。

表 1-1 核種グループごとの熱量の寄与割合

核種グループ	熱量寄与割合
よう素	約 85.5%
セシウム類	約 2.3%
アンチモン	約 1.5%
テルル	約 2.5%
ストロンチウム	約 4.2%
バリウム	約 2.5%
ルテニウム類	約 0.1%
セリウム類	約 0.4%
ランタン類	約 0.9%
合計	100%

○原子炉格納容器の漏えい試験結果をもとに算出した
約 1mm² のリークパスの算出方法について

今回の評価における原子炉格納容器のリークパスは、「原子炉格納容器信頼性実証事業 放射性物質捕集特性試験 (NUPEC)」及び「流体力学 実教出版株式会社 第 21 版」を参考とした下記評価方法により算出した。

$$Ae = \frac{m \cdot \sqrt{R \cdot To}}{Po \cdot \sqrt{\frac{2 \cdot \gamma}{\gamma - 1} \left\{ \left(\frac{Pb}{Po} \right)^{\frac{2}{\gamma}} - \left(\frac{Pb}{Po} \right)^{\frac{\gamma - 1}{\gamma}} \right\}}}$$

ここで、 m : 質量流量 Ae : 漏えい等価面積
Po : 1 次側圧力 Pb : 2 次側圧力
γ : 比熱比 To : 1 次側温度
R : ガス定数

上記式中の 1 次側及び 2 次側のパラメータは、それぞれ原子炉格納容器内外の値を使用する。

原子炉格納容器内のパラメータは、原子炉格納容器漏えい試験の圧力、温度、原子炉格納容器外の圧力は大気圧として評価する。

質量流量(m)は原子炉格納容器内の密度×体積×漏えい率より算出する。

○原子炉格納容器のリークパスに満たされた核種の割合について

今回の評価における原子炉格納容器のリークパスに満たされた核種は、NUREG-1465の炉心内のFP量に対する原子炉格納容器内への放出割合を使用しリークパスにおける発熱量を評価する。

表1-2 NUREG-1465の原子炉格納容器内放出割合

Table 3.12 BWR Releases Into Containment*

	Gap Release***	Early In-Vessel	Ex-Vessel	Late In-Vessel
Duration (Hours)	0.5	1.5	3.0	10.0
Noble Gases**	0.05	0.95	0	0
Halogens	0.05	0.25	0.30	0.01
Alkali Metals	0.05	0.20	0.35	0.01
Tellurium group	0	0.05	0.25	0.005
Barium, Strontium	0	0.02	0.1	0
Noble Metals	0	0.0025	0.0025	0
Cerium group	0	0.0005	0.005	0
Lanthanides	0	0.0002	0.005	0

* Values shown are fractions of core inventory.
 ** See Table 3.8 for a listing of the elements in each group
 *** Gap release is 3 percent if long-term fuel cooling is maintained.

出典：NUREG-1465「Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants」

リークパスの体積は、リークパス面積 1mm^2 と鋼板厚さ $\square\text{mm}$ より $\square\text{cm}^3$ であるため、原子炉格納容器内に放出されたFPのうち支配的なCsI（よう化セシウム）の密度を想定し、リークパスに詰まるFPの量は約 $\square\text{g}$ となる。

また、この量は原子炉格納容器内に放出されたFPのうち約 $2.0 \times 10^{-4}\%$ が詰まっている想定となる。この割合とNUREG-1465の放出割合を基にリークパスでの発熱量を算出する。