

本資料のうち、枠囲みの内容は商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。

II 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価

目 次

1. はじめに
2. 評価温度及び圧力の設定
3. 健全性確認

- (1) 評価対象
- (2) 機能喪失要因
- (3) 評価方法

図1 評価方法による評価対象機器の分類

表1 評価対象機器の分類及び評価内容

- (4) 評価結果の概要
 - a. 原子炉格納容器本体
 - b. 機器搬入口
 - c. エアロック
 - d. 配管貫通部
 - e. 電線貫通部
 - f. 原子炉格納容器隔離弁

4. 結論

図2 原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図

表2 評価結果まとめ

1. はじめに

敦賀発電所2号炉の重大事故等対策の有効性評価において、原子炉格納容器の評価温度及び圧力をそれぞれ200℃、2Pd(0.784MPa[gage]、Pd：最高使用圧力(0.392MPa[gage]))としていることから、以下にその根拠と妥当性を示す。

2. 評価温度及び圧力の設定

原子炉格納容器の評価温度及び圧力については、重大事故等時において、原子炉格納容器の機能である放射性物質の閉じ込め機能を確保できるものとする。

敦賀発電所2号炉の重大事故等対策の有効性評価における原子炉格納容器雰囲気温度の最高値は約145℃、原子炉格納容器圧力の最高値は約0.428MPa[gage]であり、その後圧力、温度は緩やかに低下する。

以上のことから、原子炉格納容器の放射性物質の閉じ込め機能を確認する評価温度及び圧力を200℃、2Pdとして設定する。

(敦賀発電所2号炉 原子炉格納容器 最高使用温度:144℃ 最高使用圧力:0.392MPa[gage])

3. 健全性確認

(1) 評価対象

放射性物質の閉じ込め機能を確保するためには、200℃、2Pdの環境下で原子炉格納容器本体及び開口部等の構造健全性を確認する必要がある。

さらに、福島第一原子力発電所事故において、原子炉格納容器からの漏えい要因の一つとして指摘されている原子炉格納容器に設置されるフランジ部等のシール部についても、200℃、2Pdの環

境下での機能維持を確認する必要がある。

このことから原子炉格納容器本体の他に、200℃、2Pd の環境下で原子炉格納容器の変位荷重等の影響により、構造上、リークパスになる可能性がある開口部及び貫通部の構成品、また、ガスケットの劣化及びシート部の変形に伴いリークパスになる可能性があるシール部が評価対象となり、以下の原子炉格納容器バウンダリ構成部を評価する。

- a. 原子炉格納容器本体
- b. 機器搬入口
- c. エアロック
- d. 配管貫通部
 - (a) 固定式配管貫通部
 - ・ 貫通配管
 - ・ スリーブ
 - ・ 端板
 - ・ 閉止フランジ
 - ・ 閉止板
 - (b) 伸縮式配管貫通部
 - ・ 貫通配管
 - ・ スリーブ
 - ・ 端板
 - ・ 伸縮継手
 - ・ 短管
- e. 電線貫通部
 - ・ 本体

- ・ シュラウド
- ・ 端板
- ・ 導体貫通部

f. 原子炉格納容器隔離弁

(2) 機能喪失要因

原子炉格納容器バウンダリを構成する各設備の重大事故等時における放射性物質の閉じ込め機能喪失の要因（以下「機能喪失要因」という。）として、原子炉格納容器内の温度、内圧条件や原子炉格納容器本体の変形に伴い、以下に示す要因が想定される。

a. 原子炉格納容器本体

延性破壊

b. 機器搬入口

延性破壊，座屈（構造部），変形，高温劣化（シール部）

c. エアロック

延性破壊（構造部），変形，高温劣化（シール部）

d. 配管貫通部

(a) 固定式配管貫通部

- ・ 貫通配管

延性破壊

- ・ スリーブ

延性破壊

- ・ 端板

延性破壊

- ・ 閉止フランジ

延性破壊（フランジ），シール能力不足（ガスケット）

- ・ 閉止板

延性破壊

(b) 伸縮式配管貫通部

- ・ 貫通配管

延性破壊

- ・ スリーブ

延性破壊

- ・ 端板

延性破壊

- ・ 伸縮継手

疲労破壊

- ・ 短管

圧壊

e. 電線貫通部

ロウ付け部の損傷

延性破壊（構造部）

f. 原子炉格納容器隔離弁

変形（弁箱，弁体，ゴム系シール材）

(3) 評価方法

構造健全性及びシール部の機能維持について、各設備に対し放射性物質の閉じ込め機能を確保できる判断基準を設定し、以下のいずれかの方法により評価し、200℃、2Pdの環境下での健全性及び機能維持を確認する。

- (a) 電力会社等による共同研究（以下「電共研」という。）等での試験結果による評価

- (b) 設計・建設規格又は既工事計画認可申請書等に準拠した評価
- (c) 設計・建設規格の準用等による評価

評価方法による評価対象機器の分類は図1及び表1参照。

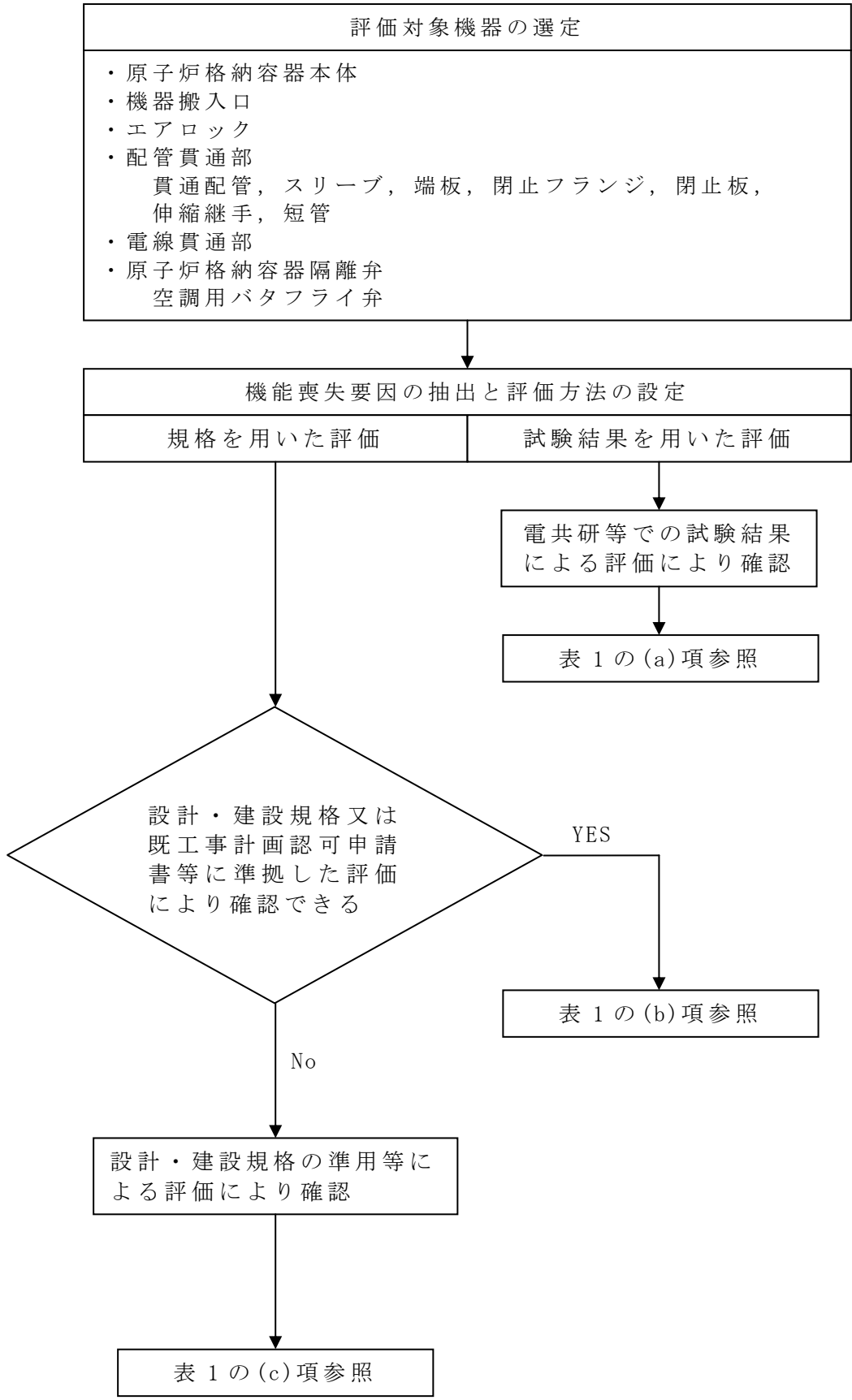


図 1 評価方法による評価対象機器の分類

表 1 評価対象機器の分類及び評価内容

評価に用いた手法	評価対象機器	想定される機能喪失要因	評価方法の概要	判定基準
(a)	機器搬入口(シールド部)	変形, 高温劣化	フランジ開口量の隙間評価結果及びガスケットについて試験結果に基づき評価を実施	漏えいなし
	エアロロック(シールド部)	変形, 高温劣化	シールド部の隙間評価結果及びガスケットについて試験結果に基づき評価を実施	漏えいなし
(b)	電線貫通部(シールド部)	ロウ付け部の損傷	実機を模擬した検証試験により評価を実施	漏えいなし
	空調用パタフライ弁	変形	蒸気漏えい試験により評価を実施	漏えいなし
	貫通配管	延性破壊	代表配管について、原子炉格納容器変位に伴う曲げ荷重の作用による強度評価を、設計・建設規格PPC-3530, PPB-3531又はPPB-3536に準拠し、既工事計画認可申請書で実績のある手法で評価を実施	PPC-3530又はPPB-3531の許容値を満足する。又は、PPB-3536に基づく繰返しピーク応力強さの許容値を満足する。
	スリーブ	延性破壊	原子炉格納容器内圧及び配管からの荷重による応力を既工事計画認可申請書で評価実績のある方法で応力を算定し、許容値は設計・建設規格及びコンクリート製原子炉格納容器規格に準拠し評価を実施	発生応力がスリーブ評価温度度における左記許容値を満足する。
	端板	延性破壊	配管からの荷重及び原子炉格納容器内圧が作用した際の応力評価について、既工事計画認可申請書で実績のある評価式を用いて応力を算定	PVB-3112の許容値(3S)を満足する。
	閉止板	延性破壊	既工事計画認可申請書で実績のある設計・建設規格のPVE-3410に準拠し、200℃, 2Pdに対する必要板厚を算定	設計上の厚さが必要板厚を上回る。
	伸縮継手	疲労破壊	原子炉格納容器内圧及び原子炉格納容器変位による強制変位が作用した際の疲労累積係数の評価を、既工事計画認可申請書で実績のある設計・建設規格PVE-3800に準拠して実施	疲労累積係数1に対して十分小さな値となること。
	短管	圧壊	短管に外圧が作用した際、必要な板厚を既工事計画認可申請書で実績のある設計・建設規格PVE-3230に準拠して、必要板厚を算定	設計上の厚さが必要板厚を上回ること。
	電線貫通部(本体, シュラウド, 端板)	延性破壊	本体, シュラウド, 端板について、設計・建設規格PVE-3230, PVE-3410に準拠し、必要板厚を算定	設計上の厚さが必要板厚を上回ること。
	原子炉格納容器	延性破壊	通商産業省(現経済産業省)と米原子力規制委員会との協同でのPCCV限界耐圧試験及び電気事業者, NUPECそれぞれにて実施したPCCV限界耐圧評価手法の検討結果を活用し、1/4スケールモデルでの弾塑性解析結果より評価	テンドン, 鉄筋及びライナが破断しない。
(c)	機器搬入口	① 圧屈(蓋) ② 延性破壊(取付部)	① 蓋板の座屈について機械工学便覧評価式に基づき許容圧力を算定 ② 機器搬入口をモデル化して弾塑性解析を実施し、200℃における設計引張強さ(Su)以下であることを確認	① 許容圧力が2Pdを上回る。 ② 応力がSu(設計引張強さ)以下。
	エアロロック	延性破壊	原子炉格納容器取付部による強制変位が顕著に作用する取付部について既工事計画認可申請書等と同様のモデルにより発生する応力強さ(一次十二次応力)が200℃における設計引張強さ(Su)以下であることを確認	応力強さがSu(設計引張強さ)以下。
	閉止フランジ	① 延性破壊 ② 漏えい	① レーティング設計の耐圧能力を確認 ② シールドするために必要な締付圧力により必要圧縮量の評価を実施 ガスケットに対する対する放射線劣化及び熱劣化の影響及び耐圧能力を評価	① レーティング設計の耐圧能力が2Pdを上回る。 ② 管理圧縮量が必要圧縮量を上回る。材質の放射線劣化及び耐圧能力

(4) 評価結果の概要

a. 原子炉格納容器本体

原子炉格納容器本体の設計時に考慮される機能喪失要因は、ぜい性破壊、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、ぜい性破壊が生じる温度域でないこと、繰返し荷重が作用しないこと、圧縮力が原子炉格納容器本体に生じないことから、ぜい性破壊、疲労破壊及び座屈は評価対象外と考えることができる。

したがって、原子炉格納容器本体の機能喪失要因は、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。

プレストレストコンクリート製格納容器（以下「PCCV」という。）は複雑な構造のため、構造強度及び漏えい防止機能に係る各部の評価に当たっては、有限要素法を用いた弾塑性解析を用いる。ただし、解析により限界挙動を評価した実績がないため、実験による検証を行った上で、解析評価する。

シビアアクシデント対策の一環として、原子炉格納容器の耐圧限界性能の評価・検討のため、通商産業省（現経済産業省）と米国原子力規制委員会との協同で、PCCVを対象とした限界耐圧試験が実施された。その結果、破壊は開口部近傍ではなく、円筒壁一般部（機器搬入口とエアロックの中間部位）で発生し、限界圧力は約3.6Pdであった。

PCCVの限界耐圧評価手法は、各国間のコンペティション（限界耐圧試験に対する事前及び事後評価）等を通じて、電気事業者、旧原子力発電技術機構（NUPERC）のそれぞれにおいて検討された。評価手法は、3次元有限要素法を基本として構築され、構

造破壊モード試験（S F M T）結果の限界耐圧（約3.6Pd）及び破壊部位（円筒部の一般部）をほぼ特定できるものとなった。

また，国内の実機 P C C V に対する評価では，限界耐圧値及び破壊部位とも1/4スケール評価とほぼ同じ結果となった。このことから，1/4スケール評価で実機評価が可能であることが確認された。

これらの成果を活用し，事業者で実施した高温時の解析の結果，約300℃，約3Pd（317℃，3.4Pd）においても，鉄筋及びテンドンが破断せず，常温時の場合の限界耐圧性能（約3.6Pd）と同等の性能を有する結果となったことから，今般，耐圧性能の限界として3.4Pd以上になると評価した。また，前述の評価ではP C C V 本体が破断に至る内圧は確認していないが，今般データを確認し，317℃，約3.4Pdでもライナが破断に至っていないことを確認した。

以上のことから，敦賀発電所2号炉の原子炉格納容器本体は200℃，2Pdの環境下において放射性物質の閉じ込め機能が維持されることを確認した。

b. 機器搬入口

機器搬入口は，フランジ付の胴板が原子炉格納容器の貫通部に取付けられ，この胴板のフランジにフランジ付の蓋をボルト固定しており，フランジ間のシールにはシリコンゴムのガスケットを使用している。

機器搬入口の設計時に考慮される機能喪失要因は，ぜい性破壊，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，ぜい性破壊が生じる温度域でないこと，繰返し荷重が作用しないことから，ぜい性破壊，疲労破壊は評価対象外と考えることができる。

機器搬入口は原子炉格納容器の貫通口の中でも内径が大きいことから、原子炉格納容器膨張による胴の歪による強制変位が顕著に作用する。この変位及び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。

また、球殻形状である蓋は、蓋の板厚に対し、球殻の半径が大きくなり、高温状態で原子炉格納容器の内圧を受けるため、座屈が考えられる。

このため、下記のとおり200℃、2Pdの環境下での健全性を確認した。

(a) 本体の耐圧

機器搬入口は、原子炉格納容器内圧により膨張する原子炉格納容器胴の歪により強制変位が作用する。また、外周囲をコンクリートに支持された機器搬入口の胴板は、自身の熱膨張とコンクリートの熱膨張差により応力が生じることから、これらも考慮して、機器搬入口の胴、蓋、フランジ部（ボルト、ナット、ブラケット、固定ピン）等、鋼材部をモデル化し、汎用構造解析コードABAQUSを用いて、フランジ面間、ボルトとボルト穴間、ワッシャとフランジ面間等の各部位の接触を考慮した弾塑性解析を行うことにより200℃、2Pdにおける健全性を確認した。

ここで、設計・建設規格における一次応力強さの許容値は、材料の種類及び温度毎に材料試験（引張試験）を実施した結果を基に国内Su値検討会で設定された設計引張強さ（Su）に割下げ率を考慮して設定されたものである。（設計・建設規格 解説GNR-2200）

今回の評価は、設計基準である最高使用温度及び最高使用圧力

を超過する200℃, 2Pdの環境下での機器搬入口の構造健全性を確認するものであるため, 上記割下げ率を1.0とした評価を行う。すなわち, 機器搬入口に発生する応力が, 設計引張強さ (Su) 以下であれば, 延性破壊には至らず, 構造は健全で機能要求 (放射性物質の閉じ込め機能) を確保できると考える。

この許容値の考え方は, 設計・建設規格 解説図 PVB-3111-5 に示すように, 供用状態Dの $P_L + P_b$ (一次局部膜応力強さ + 一次曲げ応力強さ) の許容値と同等である。なお, 耐圧機能維持の観点から, 安全評価上の仮定 (一次冷却材喪失事故を想定) に保証を与える目的で応力評価を行う設計・建設規格の供用状態Dの許容応力は, 鋼材の究極的な強さを基に, 弾性計算により塑性不安定現象の評価を行うことへの理論的安全裕度を考慮して定めたものであり (設計・建設規格 解説 PVB-3111), 機器搬入口の限界温度及び限界圧力の状態は, 供用状態Dをはるかに超えた事象であり, 許容圧力を算出する際に $P_L + P_b$ の許容値として設計引張強さ (但し, 200℃における設計引張強さ) を適用することは妥当である。

さらに, 構造不連続部には二次応力が発生することから, 一次応力と合わせて一次 + 二次応力の評価を保守的に実施し, 許容値を設計引張強さ (Su) とする。なお, 二次応力は, 応力増加に伴い局所的な塑性流れが生じ応力分布が均等化され破損を起こすことは考えられないが, 今回の評価では, 全ての応力の許容値を設計引張強さ (Su) とする。

また, 機器搬入口蓋板は蓋 (球殻) 内半径に対し板厚が薄く, 座屈が懸念されるため, 200℃, 2Pdにおいて蓋 (球殻) の限界座

屈圧力を評価した。

(b) シール部の健全性

機器搬入口のフランジの開口挙動を応力評価と同様のモデルにより算出し、これがシール機能維持に問題ないことをガスケットに関する実験結果から評価した。また、ボルトが健全であることを確認した。

c. エアロック

エアロックは、円筒胴が原子炉格納容器の貫通部に取付けられており、円筒胴の両端に平板（隔壁）を溶接し、人が出入りできる開口部を設けている。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シリコンゴムのガスケットを使用している。また、隔壁には扉開閉ハンドル軸等が貫通しており、貫通部にシール材を使用している。

エアロックの設計時に考慮される機能喪失要因は、ぜい性破壊、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、ぜい性破壊が生じる温度域でないこと、繰返し荷重が作用しないこと、有意な圧縮力がエアロックに生じないことから、ぜい性破壊、疲労破壊及び座屈は評価対象外と考えることができ、高温状態で原子炉格納容器内圧を受けるため、過度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。また、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る。

このため、下記のとおり200℃、2Pdの環境下での健全性を確認した。

(a) 本体の耐圧

エアロックは、原子炉格納容器内圧により膨張する原子炉格納容器胴の歪により強制変位が作用することから、強制変位による影響が顕著に作用する取付部について評価を実施した。また、外周囲をコンクリートに支持されたエアロックの胴板は、自身の熱膨張とコンクリートの熱膨張差により応力が生じることから、これらも考慮し、既工事計画認可申請書と同様のモデルにより、応力評価を行い、200℃、2Pdにおける健全性を確認した。

ここで、設計・建設規格における一次応力強さの許容値は、材料の種類及び温度毎に材料試験（引張試験）を実施した結果を基に国内Su値検討会で設定された設計引張強さ（Su）に割下げ率を考慮して設定されたものである。（設計・建設規格 解説 GNR-2200）

今回の評価は、設計基準である最高使用温度及び最高使用圧力を超過する200℃、2Pdの環境下でのエアロックの構造健全性を確認するものであるため、上記割下げ率を1.0とした評価を行う。すなわち、エアロックに発生する応力が、設計引張強さ（Su）以下であれば、延性破壊には至らず、構造は健全で機能要求（放射性物質の閉じ込め機能）を確保できると考える。

この許容値の考え方は、設計・建設規格 解説図 PVB-3111-5 に示すように、供用状態Dの $P_L + P_b$ （一次局部膜応力強さ＋一次曲げ応力強さ）の許容値と同等である。なお、耐圧機能維持の観点から、安全評価上の仮定（一次冷却材喪失事故を想定）に保証を与える目的で応力評価を行う設計・建設規格の供用状態Dの許容応力は、鋼材の究極的な強さを基に、弾性計算により塑性不安定現象の評価を行うことへの理論的安全裕度を考慮して定

めたものであり（設計・建設規格 解説 PVB-3111），エアロックの限界温度及び限界圧力の状態は，供用状態Dをはるかに超えた事象であり，許容圧力を算出する際に $P_L + P_b$ の許容値として設計引張強さ（但し，200℃における設計引張強さ）を適用することは妥当である。

さらに，構造不連続部には二次応力が発生することから，一次応力と合わせて一次＋二次応力の評価を保守的に実施し，許容値を設計引張強さ（Su）とする。なお，二次応力は，応力増加に伴い局所的な塑性流れが生じ応力分布が均等化され破損を起こすことは考えられないが，今回の評価では，全ての応力の許容値を設計引張強さ（Su）とする。

(b) シール部の健全性

・シール材

扉のシリコンガスケット以外にエアロックの隔壁貫通部に使用しているシール材には以下がある。

- ① ハンドル軸貫通部Oリング・・・シリコンゴム
- ② 圧力計元弁Oリング・・・・・・・・EPゴム
- ③ 均圧弁・同配管ガスケット・・・ふっ素ゴム，シリコンゴム
- ④ 電線貫通部パッキン・・・・・・・・EPゴム

これらのシール材について，単体劣化試験でシリコンと同等又はそれ以上の耐環境特性を有していることが確認されていることから扉ガスケット（シリコンゴム）についてエアロックと材質・シール方式が同一の機器搬入口のガスケットの試験結果から200℃，2Pdでの健全性を確認した。

- ・扉

エアロック扉閉止時は、扉は原子炉格納容器内圧により押し付けられているため開くことはなく、隔壁側の2重のガスケットに扉側の突起部を押し付けてシールしている状態である。しかしながら、原子炉格納容器内圧による扉の変形によりシール部に隙間が発生する。このためシール部に発生する最大隙間がエアロックと材質・シール方式が同一の機器搬入口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した。

- d. 配管貫通部

- (a) 固定式配管貫通部

- ・貫通配管

貫通配管に考慮される機能喪失要因は、ぜい性破壊、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、ぜい性破壊が生じる温度域でないこと、繰返し荷重が作用しないこと、圧縮力が貫通配管に生じないことから、ぜい性破壊、疲労破壊及び座屈は評価対象外と考えることができる。一方、200℃、2Pdの環境下では原子炉格納容器は大きく変形することから、貫通配管には原子炉格納容器の変位による曲げ荷重が作用する。よって、貫通配管の機能喪失要因は、過度な曲げ荷重に伴う延性破壊が想定される。ここで、貫通配管に加えられる曲げ荷重は二次応力に分類されることから、自重等の一次応力と併せて、一次＋二次応力が制限値を満足することを確認する。

このため、配管に発生する応力が大きい貫通部を代表として

選定し、当該配管について3次元梁モデルを用いた弾性解析を実施し、設計・建設規格 PPC-3530 に規定される一次＋二次応力の制限値を満足することを確認した。

また、PPC-3530 の評価を満足しない場合は、PPC-1210 のPPC規定に従う代わりに PPB 規定に従ってもよいという規定に基づき、PPB-3531 に規定される一次＋二次応力の制限値（ $3S_m$ ）を満足すること、又は PPB-3536 に基づく繰返しピーク応力強さが許容値を満足することを確認し、配管の損傷に至らず、放射性物質の閉じ込め機能があることを確認した。

なお、前述の一次＋二次応力の制限値は既工事計画認可申請書でも採用しているものである。

・スリーブ

スリーブ本体に考慮される機能喪失要因は、ぜい性破壊、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°C 、 $2Pd$ の条件を考慮した場合、ぜい性破壊が生じる温度域でないこと、繰返し荷重が作用しないこと、圧縮力に対して十分な剛性を有することから、ぜい性破壊、疲労破壊及び座屈は評価対象外と考えることができる。

従って、スリーブの機能喪失要因は、高温状態で内圧及び原子炉格納容器の変形に伴う配管からの荷重を受け、過度な塑性変形に伴う延性破壊が想定される。

ここで、設計・建設規格の解説表 PVB-3110-1 において、延性破壊評価は一次応力の評価を実施することとなっていることから、スリーブ本体に生じる一次応力が、供用状態Dの制限値を満足することを確認した。

あわせて、スリーブ本体を支持するアンカ部についても同様に、原子炉格納容器内圧及び原子炉格納容器の変形に伴う配管からの荷重が作用するため、これらの荷重によって生じる応力が、発電用原子力発電設備規格コンクリート製原子炉格納容器規格（以下「CCV規格」という。）で規定される荷重状態Ⅳの制限値を満足することを確認した。

以上から、スリーブに生じる応力が大きい貫通部を代表として選定し、200℃、2Pdの環境下において、スリーブ本体は損傷に至らず、放射性物質の閉じ込め機能があること、並びにアンカ部はスリーブ本体の支持能力を有することを確認した。

- ・ 端板

今回の評価条件である200℃、2Pdを考慮した場合、ぜい性破壊が生じる温度域でないこと、繰返し荷重が作用しないことから、ぜい性破壊、疲労破壊は評価対象外と考えることができる。一方、200℃、2Pdの環境下では原子炉格納容器が大きく変形することにより貫通配管に原子炉格納容器の変位による曲げ荷重が作用する。端板は配管と固定されていることから配管荷重が作用し曲げ変形を生じさせる。また、端板には原子炉格納容器内圧が作用し、それらにより、端板の機能喪失要因は延性破壊が想定される。このため、端板に生じる応力が大きい貫通部を代表として選定した。考慮する応力強さとしては原子炉格納容器が変形することにより生じる曲げ荷重は二次応力に分類されることから、一次＋二次応力が設計・建設規格 PVB-3112に規定される一次＋二次応力強さの制限値（3S）を満足することを確認し、端板の損傷に至らず、放射性物質の閉じ込め機能

があることを確認した。

- ・ 閉止フランジ

今回の評価条件である200℃、2Pdを考慮した場合、閉止フランジに対してはぜい性破壊が生じる温度域でないこと、繰返し荷重が作用しないこと、圧縮力が作用しないことからぜい性破壊、疲労破壊、座屈は評価対象外と考えることができる。閉止フランジに対して作用する外力としては原子炉格納容器内圧が作用するが、閉止フランジはレーティング設計がなされており、150LB以上の閉止フランジ、すなわち1.03MPa[gage]以上の耐圧能力を有していることから、有意な変形は発生しないと考えられる。一方、閉止フランジに用いられているガスケットへの圧力負荷増による漏えいの懸念がある。このため、200℃、2Pd環境下で、ガスケットがシール能力を発揮するために必要な圧縮量に対し管理圧縮量が問題ないことを確認した。また、ガスケット材への放射線の影響及び耐熱性についても問題ないことを確認した。

- ・ 閉止板

閉止板の設計時に考慮される機能喪失要因は、ぜい性破壊、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、ぜい性破壊が生じる温度域でないこと、繰返し荷重が作用しないことから、ぜい性破壊、疲労破壊は評価対象外と考えることができる。

一方、閉止板には、原子炉格納容器内圧が作用するため、一次応力（曲げ応力）が生じ、閉止板の機能喪失要因は延性破壊が想定される。

このため、閉止板に発生する応力が大きい貫通部を代表として選定し、当該閉止板の厚さが、200℃、2Pd環境下において、設計・建設規格 PVE-3410 に規定される計算上必要な厚さを上回ることを確認し、閉止板の損傷に至らず、放射性物質の閉じ込め機能があることを確認した。

(b) 伸縮式配管貫通部

・貫通配管

原子炉格納容器の変位による荷重が大きい、固定式配管貫通部の評価にて代表される。

・スリーブ

原子炉格納容器の変位による荷重が大きい、固定式配管貫通部の評価にて代表される。

・端板

原子炉格納容器の変位による荷重が大きい、固定式配管貫通部の評価にて代表される。

・伸縮継手

伸縮継手の機能喪失要因は、原子炉格納容器の変形及び原子炉格納容器内圧による応力による疲労破壊が想定される。しかしながら、今回の評価対象である伸縮式配管貫通部は全て原子炉格納容器本体の変位が非常に小さい位置にあるため、伸縮継手には一次応力のみが発生するとして評価した。具体的には、200℃、2Pdの環境下で原子炉格納容器内圧による応力が作用した条件において、設計・建設規格 PVE-3800 に基づき、設計繰返し回数と許容繰返し回数の比である疲労累積係数を求め、1に対して十分小さな値であることを確認した。

・短管

短管に考慮される機能喪失要因は、ぜい性破壊、疲労破壊、座屈及び圧壊が考えられる。今回の評価条件である200℃、2Pdを考慮した場合、ぜい性破壊が生じる温度域でないこと、伸縮式継手部が応力を受け変形することにより繰返し荷重、圧縮力が短管に生じないことから、ぜい性破壊、疲労破壊及び座屈は評価対象外と考えることができる。しかしながら、200℃、2Pdの環境下では、短管に対し原子炉格納容器内圧が作用する。この時、短管の機能喪失要因としては外圧が作用することによる圧壊が考えられる。200℃、2Pdの環境下で外圧作用による一次応力が生じた際、配管貫通部の短管の厚さが、設計・建設規格PVE-3230に規定される計算上必要な厚さを上回ることを確認した。

e. 電線貫通部

電線貫通部では、電線貫通部のうち本体、シュラウド及び端板の設計時に考慮される機能喪失要因は、ぜい性破壊、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、ぜい性破壊が生じる温度域でないこと、繰返し荷重が作用しないこと、過度の圧縮力が本体・シュラウド・端板に生じないことから、ぜい性破壊、疲労破壊及び座屈は評価対象外と考えることができる。従って、本体・シュラウド・端板の機能喪失要因は、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。

本体・シュラウド・端板の板厚が200℃、2Pdの環境下で外圧・内圧作用による応力が生じた際、最小厚さは設計・建設規格（本

体・シュラウド板厚：PVE-3230，端板板厚：PVE-3410）に規定される計算上必要な厚さを上回ることを確認した。

電線貫通部では，封着金属で端板からアルミナ磁器間及びアルミナ磁器から銅棒間をロウ付けすることにより貫通導体（銅棒）の気密性を維持しており，検証試験にて以下の条件で当該部の破壊圧力を確認している。

・破壊圧力：約 \square MPa[gage] (\square kg/cm²g)

以上のことより，200℃，2Pd（0.784MPa[gage]）において電線貫通部の気密性維持は可能と考えられる。

f. 原子炉格納容器隔離弁

原子炉格納容器隔離弁のうち空調用バタフライ弁について，200℃，2Pdの環境下でのゴム系シール材の損傷（変形）が想定されるため以下の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ぜい性破壊，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，ぜい性破壊が生じる温度域でないこと，繰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，ぜい性破壊，疲労破壊及び座屈は評価対象外と考えることができる。

従って，原子炉格納容器隔離弁のうち空調用バタフライ弁の耐圧部の機能喪失要因は，高温状態で内圧を受けることによる過度な変形（一次応力）が想定されるため，以下の通り健全性を確認した。

(a) 空調用バタフライ弁

・空調用バタフライ弁の供試体（24B）を用いて，蒸気加熱漏えい試験を実施し，高温・高圧条件下での漏えいがないことを確

\square は，商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。

認した。

上記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。

- ・弁箱の圧力クラス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 (min. 1.03MPa[gage]) ，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、黒鉛製のパッキン，ガスケットを有しており，耐熱性上問題となることはない。
- ・弁シート部は全て金属製である。

4. 結論

敦賀発電所2号炉の原子炉格納容器本体並びに原子炉格納容器に設置されている開口部（機器搬入口，エアロック），原子炉格納容器貫通部（配管貫通部，電線貫通部）及び原子炉格納容器隔離弁について，200℃，2Pdの環境下での構造健全性を確認した。また，開口部，原子炉格納容器貫通部及び原子炉格納容器隔離弁に使用されているシール部についても，200℃，2Pdの環境下での機能維持を確認した。

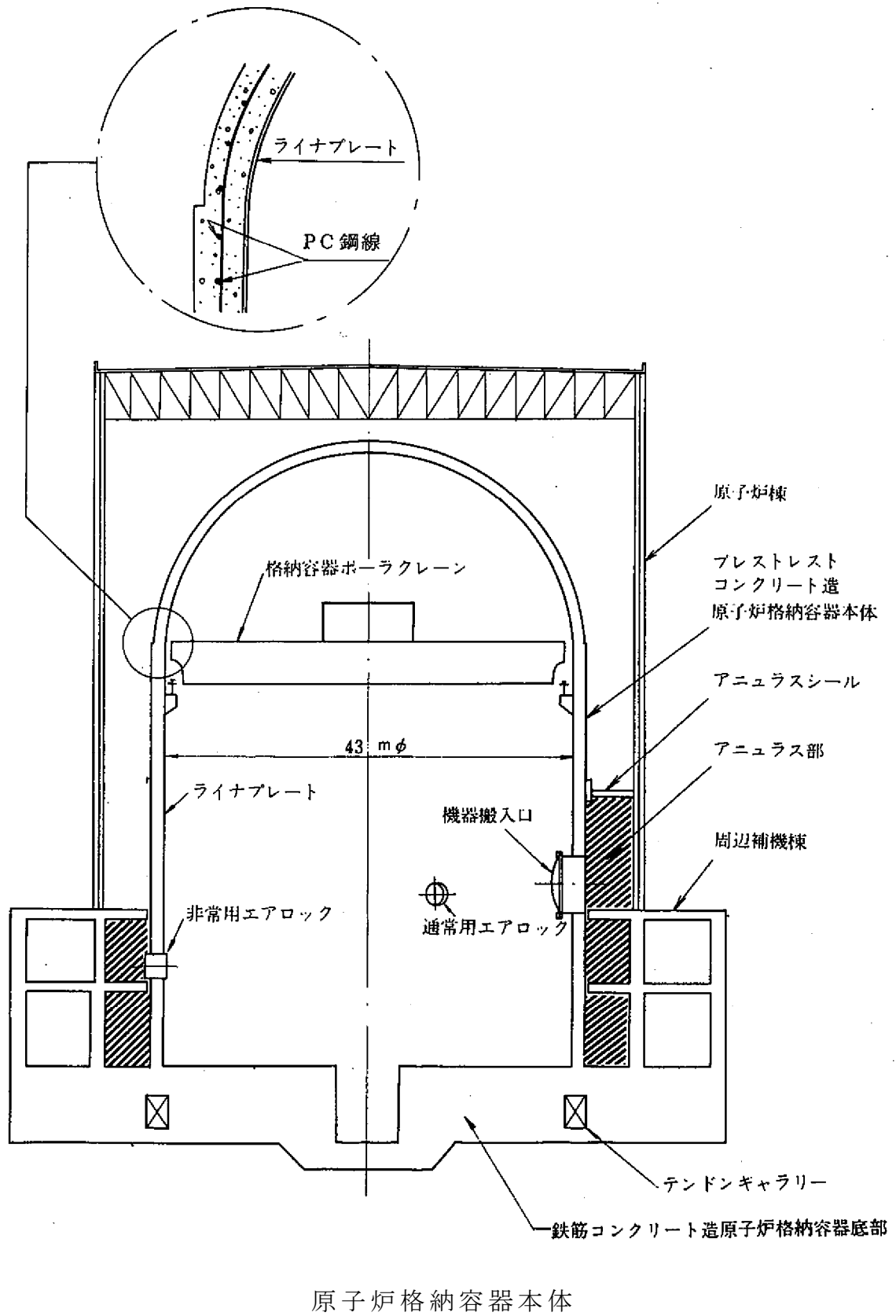
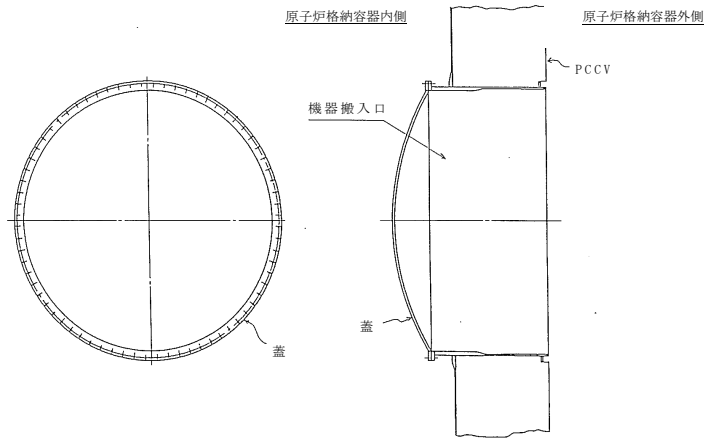
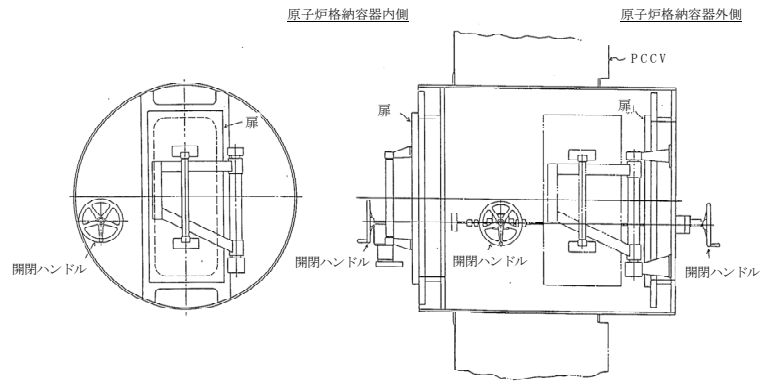


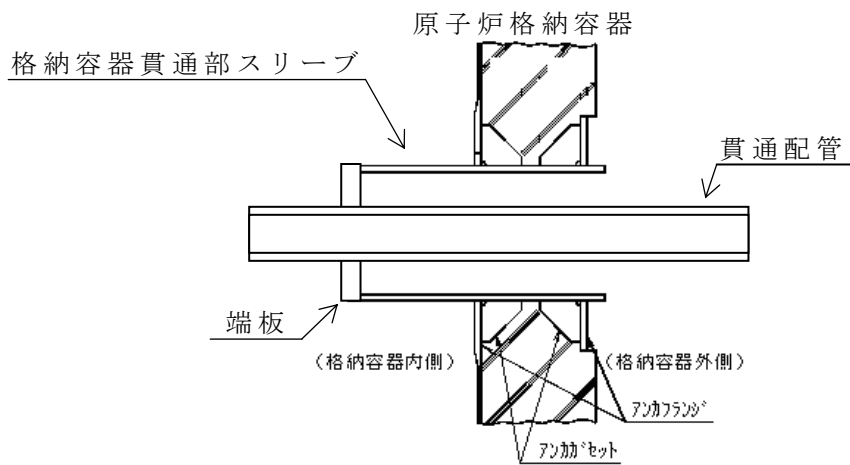
図 2 原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図 (1/4)



機器搬入口

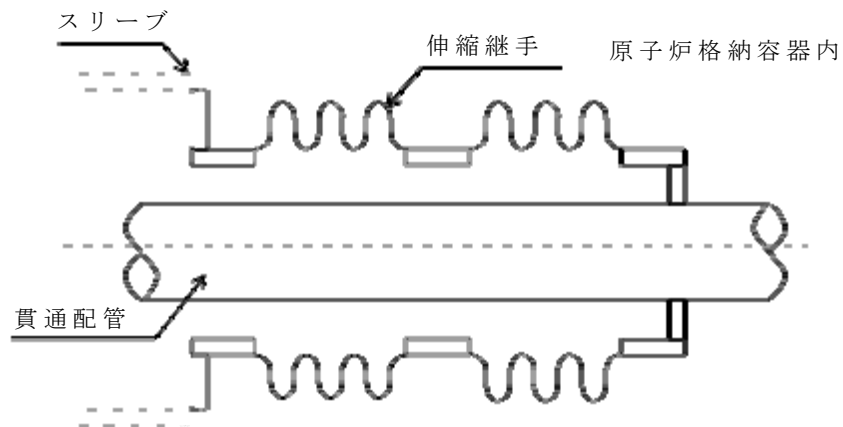


エアロック

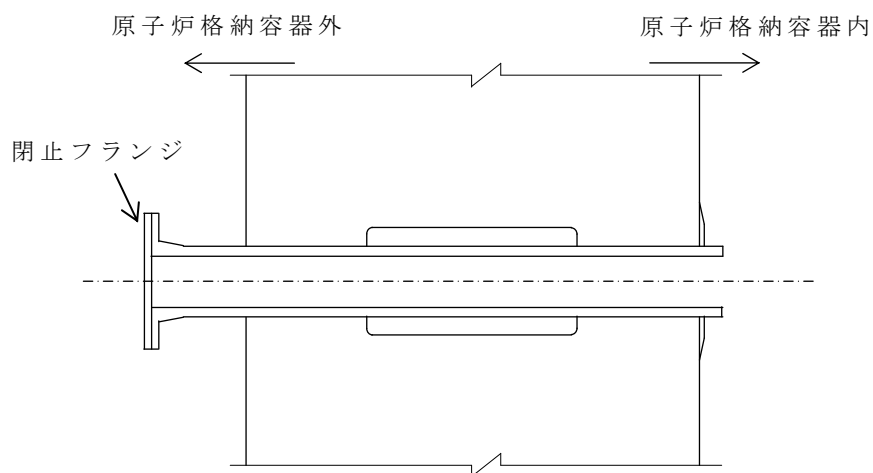


固定式配管貫通部

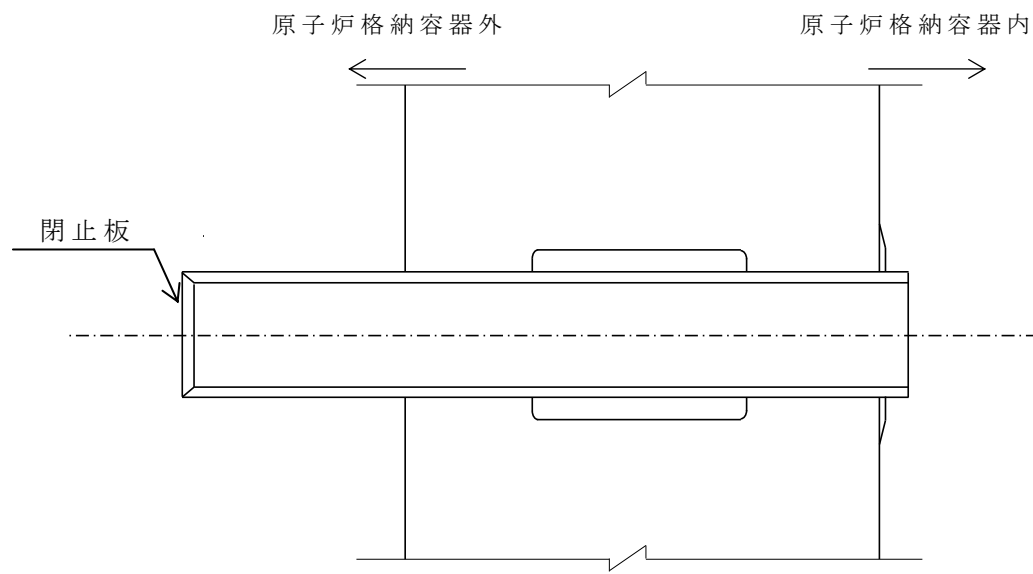
図 2 原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図 (2/4)



伸縮式配管貫通部

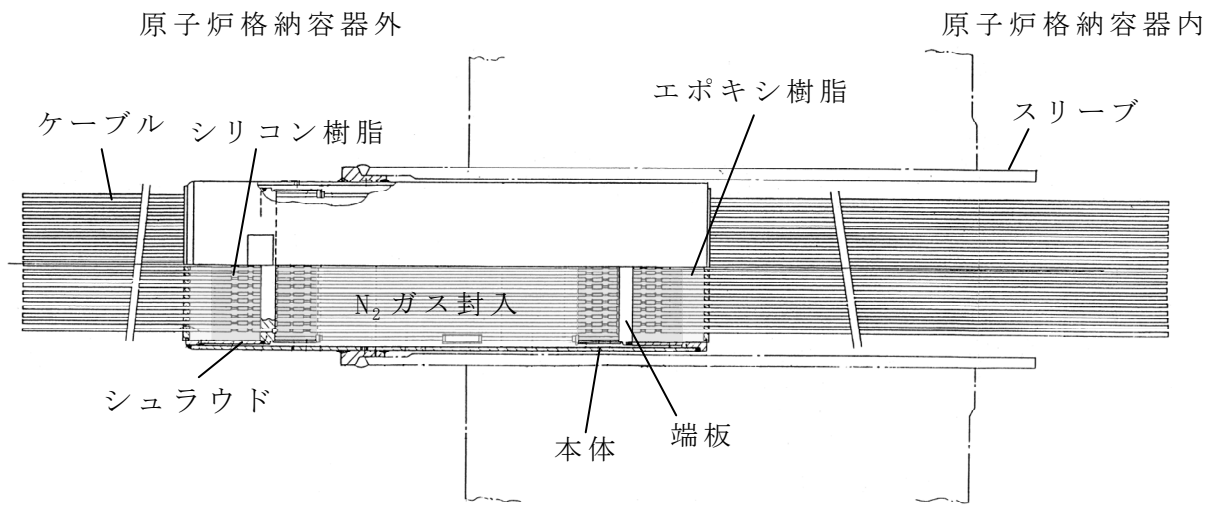


閉止フランジ

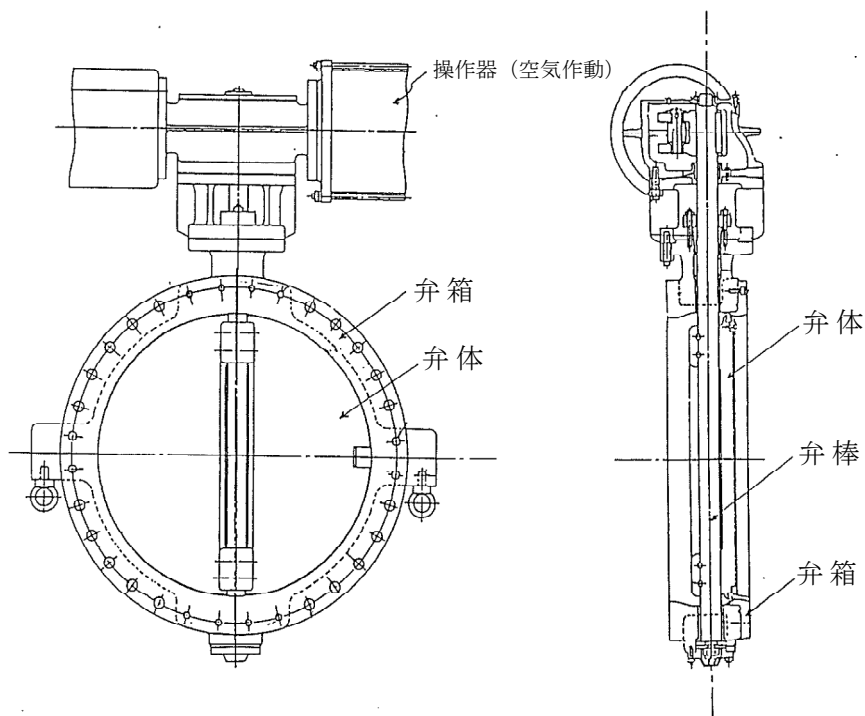


閉止板

図 2 原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図 (3/4)



電線貫通部



原子炉格納容器隔離弁

図 2 原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図 (4/4)

表2 評価結果まとめ

評価対象	評価点	評価式	評価条件	評価値※1	判定値	評価結果
格納容器本体	胴部 (テンドン) ライナ	有限要素法 (代表ブラント)	317℃	3.4Pd※2	0.784 MPa[gage]以上 (2Pd)	破断せず
機器搬入口	本体, フランジ部 (<input type="text"/>) 蓋板	有限要素法	200℃ 2Pd	768 MPa (一次+二次応力)	890 MPa以下 (Su)	破断せず/ シール機能維持※3
	(<input type="text"/>)	機械工学便覧	200℃	2.74 MPa[gage] (許容圧力)	0.784 MPa[gage]以上 (2Pd)	
エアロック	取付部 (<input type="text"/>)	工認手法	200℃ 2Pd	335 MPa (一次+二次応力強さ)	422 MPa以下 (Su)	破断せず/ シール機能維持※3
	(<input type="text"/>)					
貫通配管	同左	PPC-3530	200℃ 2Pd	600 MPa (繰返しピーク応力強さ)	4881 MPa (10回の許容繰返し回数に対 応するピーク応力強さ)	破断せず
	(<input type="text"/>)	PPB-3531				
スリーブ	(<input type="text"/>)	PPB-3536	200℃ 2Pd	58 MPa (一次応力)	282 MPa以下 (2/3Su)	破断せず
	(<input type="text"/>)	工認手法				
端板	スリーブ本体 (<input type="text"/>)	工認手法	200℃ 2Pd	176 MPa (一次応力)	312 MPa以下 (1.5・F/1.3)	破断せず
	(<input type="text"/>)	工認手法	200℃ 2Pd	7.1 MPa (圧縮応力)	34.9 MPa以下 (0.85Fc)	
閉止フランジ	周辺コンクリート (<input type="text"/>)	工認手法	200℃ 2Pd	273.2 MPa (一次+二次応力強さ)	393 MPa以下 (3S)	破断せず
	(<input type="text"/>)	工認手法	200℃ 2Pd	1.03 MPa[gage]※4	0.784 MPa[gage]以上 (2Pd)	
閉止板	配管取付部 (<input type="text"/>)	レーティング設計	200℃ 2Pd	18.6 mm (実物厚さ)	18.6 mm 以上 (設計基準上必要板厚)	破断せず
	(<input type="text"/>)					
伸縮継手	同左	PVE-3410	200℃ 2Pd	0.000005 (疲労累積係数)	1 以下	破断せず
	(<input type="text"/>)	工認手法及び PVE-3800	200℃ 2Pd			
短管	同左	PVE-3230	200℃ 2Pd	4.6 mm (実物厚さ)	4.6 mm 以上 (設計基準上必要板厚)	破断せず
	(<input type="text"/>)					
電線貫通部	本体 (<input type="text"/>)	PVE-3230	200℃ 2Pd	4.37 mm (実物厚さ)	4.37 mm 以上 (設計基準上必要板厚)	破断せず
	(<input type="text"/>)					
格納容器隔離弁	シユラウド (<input type="text"/>)		200℃ 2Pd	0.85 mm (実物厚さ)	0.85 mm 以上 (設計基準上必要板厚)	破断せず
	(<input type="text"/>)					
格納容器隔離弁	端板 (<input type="text"/>)	PVE-3410	200℃	11.54 mm (実物厚さ)	11.54 mm 以上 (設計基準上必要板厚)	破断せず
	(<input type="text"/>)		200℃	1.03 MPa[gage]※4	0.784 MPa[gage]以上 (2Pd)	

※1: 複数評価している項目は最も厳しい値を記載

※3: フランジ隙間許容値以下を確認

※5: ガスケット必要圧縮量以上を確認

※2: 代表ブラント評価値による評価

※4: 呼び圧力

は、商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。