

## 追補 2. II の一部補正

追補 2. II を以下のとおり補正する。

| 頁        | 行 | 補 正 前   | 補 正 後                |
|----------|---|---------|----------------------|
| 目次, 1～49 |   | (記載の変更) | 別紙－追補 2. II－1 に変更する。 |

## 目 次

## 1. 評価の概要

|                       |    |
|-----------------------|----|
| (1) はじめに              | 1  |
| (2) 限界温度・圧力の評価        | 1  |
| (3) 健全性確認             | 3  |
| a. 評価対象               | 3  |
| b. 機能喪失要因             | 5  |
| c. 評価方法               | 6  |
| d. 評価結果の概要            | 10 |
| ① 原子炉格納容器本体           | 10 |
| ② トップヘッドフランジ          | 11 |
| ③ 機器搬入用ハッチ            | 15 |
| ④ サプレッション・チェンバアクセスハッチ | 19 |
| ⑤ 所員用エアロック            | 23 |
| ⑥ 配管貫通部               | 27 |
| ⑦ 電気配線貫通部             | 33 |
| ⑧ 原子炉格納容器隔離弁          | 35 |
| (4) 結論                | 37 |

## 1. 評価の概要

### (1) はじめに

東海第二発電所の重大事故等対策の有効性評価において、原子炉格納容器の限界温度・圧力をそれぞれ 200℃、2Pd (0.62MPa[gage]、Pd：最高使用圧力 (0.31MPa[gage])) として評価している。以下にその根拠と妥当性を示す。

第 1 表 原子炉格納容器の設計条件と限界温度・圧力の比較

|    | 設計仕様<br>(最高使用温度・圧力) | 有効性評価で使用する<br>限界温度・圧力 |
|----|---------------------|-----------------------|
| 温度 | 171℃※               | 200℃                  |
| 圧力 | 0.31MPa[gage] (1Pd) | 0.62MPa[gage] (2Pd)   |

※ ドライウェルの最高使用温度を示す。サプレッション・チェンバの最高使用温度は 104℃である。

### (2) 限界温度・圧力の評価

原子炉格納容器の限界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ことを条件として設定する。放射性物質の閉じ込め機能を確保するためには、原子炉格納容器バウンダリを構成する機器である原子炉格納容器本体、ハッチ類、貫通部、隔離弁等が、重大事故等時において著しい損傷が生じることなく、気密性を確保することが必要である。

重大事故等時の原子炉格納容器閉じ込め機能については、下記の既往研究で得られた知見に加え、福島第一原子力発電所事故では原子炉格納容器

の閉じ込め機能が喪失し、放射性物質の放出につながった可能性が高いことから、これまでの福島第一原子力発電所の事故の分析、評価によって得られている知見を考慮して、原子炉格納容器バウンダリを構成する機器の機能が健全に維持できることが確認できる条件を設定する。

これらを踏まえ、有効性評価における重大事故等時の原子炉格納容器の限界温度・圧力をそれぞれ 200℃、2Pd と設定していることに対し、既往研究の成果、解析評価及び福島第一原子力発電所の事故の知見等により妥当性を確認するものである。

#### 【既往研究】

- a．財団法人原子力発電技術機構「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）」（以下「NUPERC 試験」という。）
- b．電力共同研究「格納容器電気ペネトレーションの特性確認試験（昭和 62 年度）」（以下「電気ペネ共研」という。）

上記の既往研究では、事故時の放射性物質の閉じ込め機能確保の観点から、「構造健全性」、「シール部の機能維持」に着目した破損モードを抽出し、評価対象部位を選定して健全性評価をしており、200℃、2Pd に対して、原子炉格納容器の健全性が確保される知見を得ている。

具体的に、既往研究「a．NUPERC 試験」では、鋼製格納容器ハッチ部のボルト締付部について、ハッチ部のシール機能喪失挙動の把握及び機能喪失に関する裕度を確認するため、実機ハッチ部分を模擬したハッチモデル試験を行っている。また、電気配線貫通部モジュールを対象として、200℃、0.8MPa における気密性の確認と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。

既往研究「b. 電気ペネ共研」では、電気配線貫通部モジュールについて、実機の電気配線貫通部の構造を反映した試験体を用い、LOCA時の圧力、温度条件を超える条件下で気密性能について検証を行い、シール部の健全性確認を行っている。

### (3) 健全性確認

#### a. 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推定されている原子炉格納容器に設置されるトップヘッドフランジ部、ハッチフランジ部、電気配線貫通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ほかに、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開口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。なお、第1図に原子炉格納容器バウンダリ構成部の概要を示す。

- ① 原子炉格納容器本体
- ② トップヘッドフランジ
- ③ 機器搬入用ハッチ
- ④ サプレッション・チェンバアクセスハッチ

⑤ 所員用エアロック

⑥ 配管貫通部

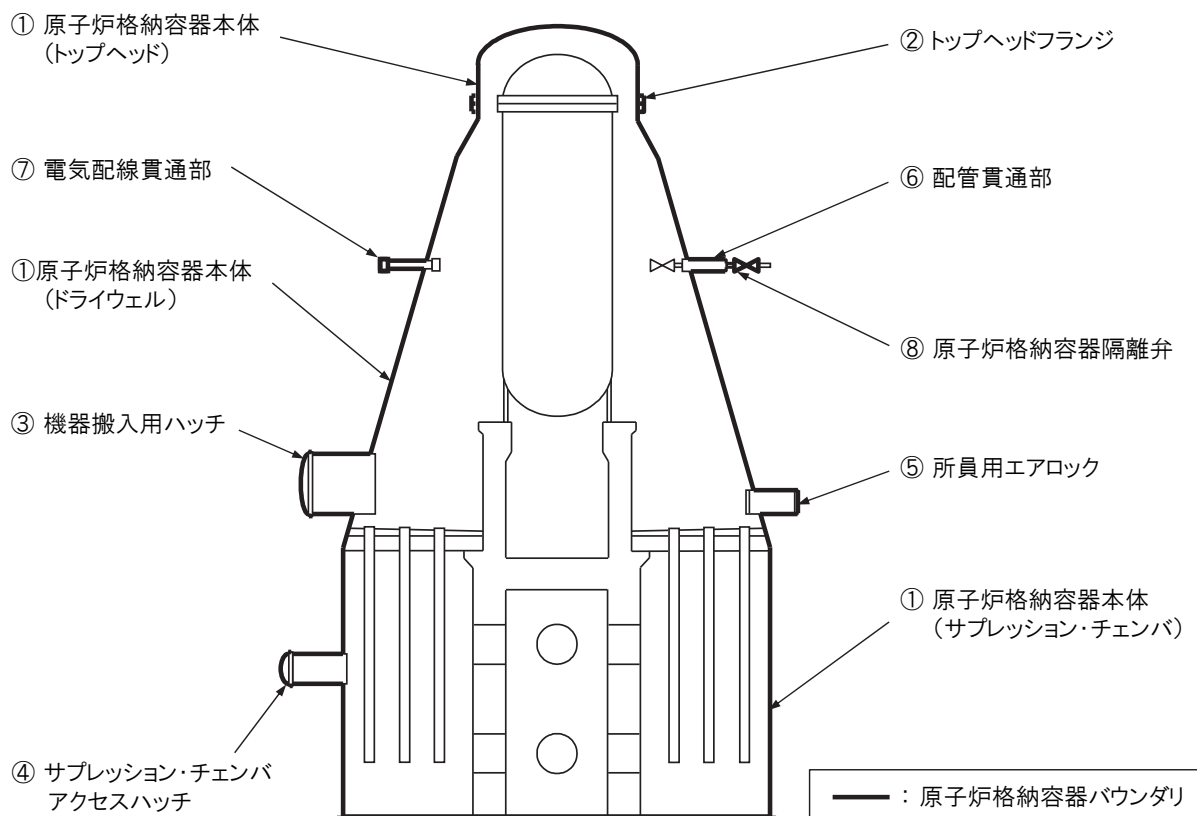
- ・ 接続配管
- ・ スリーブ
- ・ 平板類※，セーフエンド，伸縮継手

※ 平板，穴あき平板，フランジ，ボルト締め平板，フルードヘッド

⑦ 電気配線貫通部

- ・ アダプタ，ヘッダ，モジュール

⑧ 原子炉格納容器隔離弁



第 1 図 原子炉格納容器バウンダリ構成部の概要図

b. 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、圧力条件や原子炉格納容器本体の変形に伴い、第2表に示す要因が想定される。

第2表 評価対象における機能喪失要因

| 評価対象                                         |                  | 機能喪失要因 |            |
|----------------------------------------------|------------------|--------|------------|
|                                              |                  | 構造部    | シール部       |
| ①原子炉格納容器本体<br>(トップヘッド, ドライウェル, サプレッション・チェンバ) | 一般構造部            | 延性破壊   | —          |
|                                              | 構造不連続部           | 延性破壊   | —          |
| ②トップヘッドフランジ                                  | フランジ部            | 延性破壊   | 開口, シール材劣化 |
| ③機器搬入用ハッチ                                    | 円筒胴              | 延性破壊   | —          |
|                                              | 鏡板               | 延性破壊   | —          |
|                                              | フランジ部            | 延性破壊   | 開口, シール材劣化 |
| ④サプレッション・チェンバ<br>アクセスハッチ                     | 円筒胴              | 延性破壊   | —          |
|                                              | 鏡板               | 延性破壊   | —          |
|                                              | フランジ部            | 延性破壊   | 開口, シール材劣化 |
| ⑤所員用エアロック                                    | 円筒胴, 隔壁          | 延性破壊   | —          |
|                                              | 扉板               | —      | 開口, シール材劣化 |
|                                              | シール部 (扉以外)       | —      | シール材劣化     |
| ⑥配管貫通部                                       | 接続配管             | 延性破壊   | —          |
|                                              | スリーブ<br>(本体・取付部) | 延性破壊   | —          |
|                                              | 平板類              | 延性破壊   | 開口, シール材劣化 |
|                                              | セーフエンド           | 延性破壊   | —          |
|                                              | 伸縮継手             | 疲労破壊   | —          |
| ⑦電気配線貫通部                                     | アダプタ             | 延性破壊   | —          |
|                                              | ヘッダ              | 延性破壊   | —          |
|                                              | モジュール            | —      | シール材劣化     |
| ⑧原子炉格納容器隔離弁                                  | 耐圧部 (弁箱)         | 延性破壊   | —          |
|                                              | シール部             | —      | シール材劣化     |

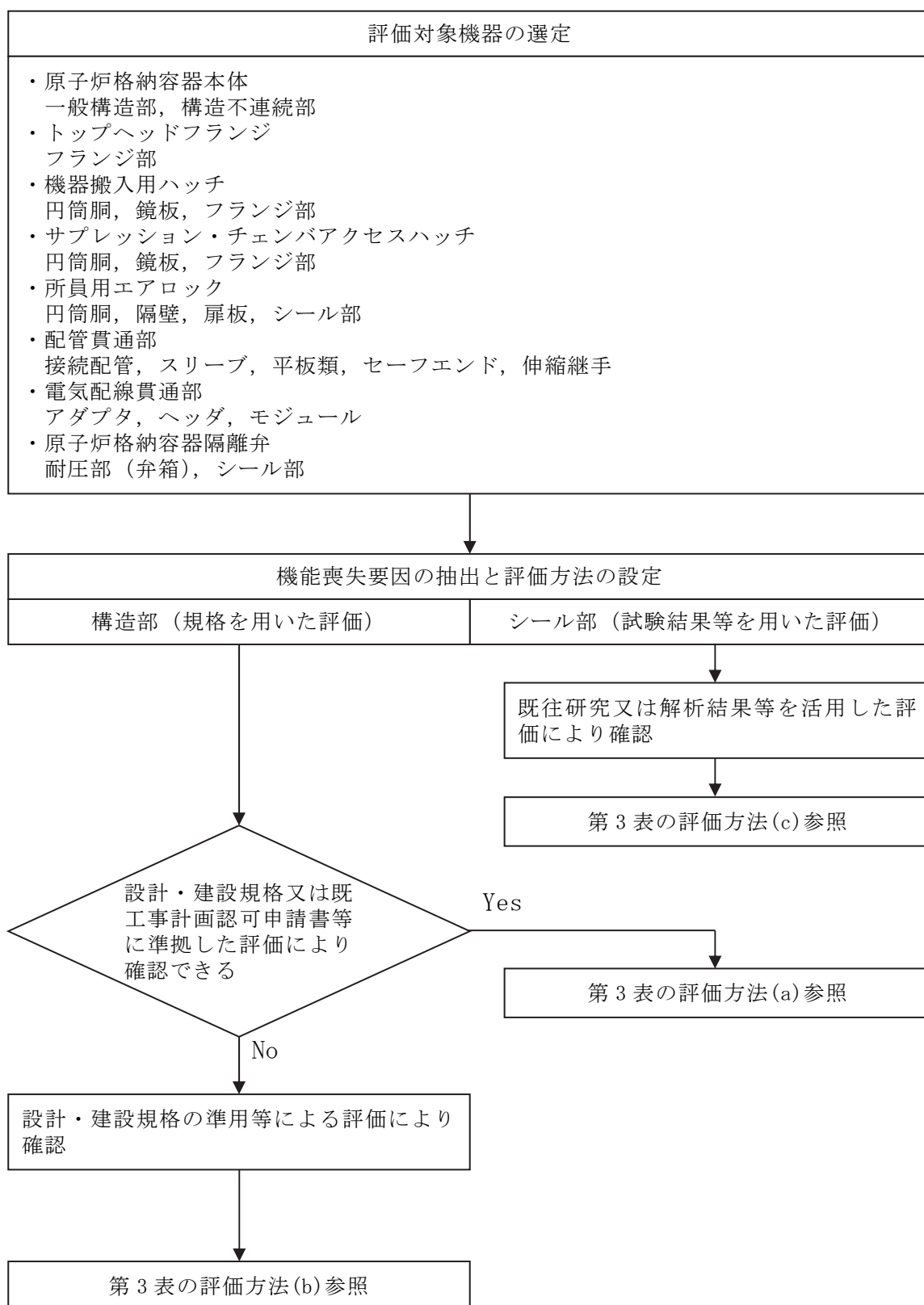


### c. 評価方法

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) 「発電用原子力設備規格（設計・建設規格（2005 年版（2007 年追補版含む。）） J S M E S N C 1 - 2 0 0 5 / 2 0 0 7）」（以下「設計・建設規格」という。）又は既工事計画認可申請書（以下「既工認」という。）等に準拠した評価
- (b) 設計・建設規格の準用等による評価
- (c) 既往研究又は解析結果等を活用した評価

評価方法による評価対象機器の分類を第 2 図に、評価対象機器の分類及び評価内容を第 3 表に示す。



第 2 図 評価方法による評価対象機器の分類

第3表 評価対象機器の分類及び評価内容 (1/2)

| 評価対象      |                          | 想定される<br>機能喪失要因           | 評価方法<br>※1 | 評価方法の概要                                                                                                           | 判定基準                                                      |
|-----------|--------------------------|---------------------------|------------|-------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|-----------------------------------------------------------|
| 原子炉格納容器本体 | 一般構造部，構造不連続部             | 延性破壊<br>(一般構造部)           | (b)        | 原子炉格納容器本体の一般構造部について，設計・建設規格の評価式を準用し，200℃における 2/3Su 値が発生するときの許容圧力を算出（簡易手法）※2                                       | 0.62MPa[gage] (2Pd) 以上<br>0.62MPa[gage] (2Pd) +SA 時の水頭圧以上 |
|           |                          | 延性破壊<br>(構造不連続部)          | (b)        | 既工認にて認可された圧力及び自重を考慮した応力値を準用し，2/3Su 値 (200℃) に相当する許容応力を評価                                                          | 許容応力以下                                                    |
| ハッチ類      | トッブヘッドフランジ               | 延性破壊<br>(フランジ，ボルト)        | (a)        | フランジについて，設計・建設規格の評価式に準拠し，200℃，2Pd における応力を評価<br>締付けボルトについて，既工認で実績のある評価に基づき発生応力を評価<br>(原子炉格納容器基部について，念のため疲労累積係数を評価) | 許容応力以下<br>(疲労累積係数 1 以下)                                   |
|           |                          | 開口，高温劣化<br>(シール部)         | (c)        | 有限要素法を用いた弾塑性解析結果による開口量評価及びガスケットの試験結果に基づき評価を実施                                                                     | シール部が健全であること                                              |
|           | 機器搬入用ハッチ                 | 延性破壊<br>(円筒胴，鏡板，フランジ，ボルト) | (b)        | 既工認にて認可された圧力及び自重を考慮した応力値を準用し，Su 値 (200℃) に相当する許容応力を評価                                                             | 許容応力以下                                                    |
|           |                          | 開口，高温劣化<br>(シール部)         | (b)        | 円筒胴及び鏡板について，設計・建設規格の評価式を準用し，2/3Su 値 (200℃) に相当する許容圧力を評価※2                                                         | 0.62MPa[gage] (2Pd) 以上                                    |
|           | サブプレッショントラップ・チェンバークセスハッチ | 開口，高温劣化<br>(シール部)         | (a)        | 締付けボルトについて，既工認で実績のある評価に基づき発生応力を評価                                                                                 | 許容応力以下                                                    |
|           |                          | 延性破壊<br>(円筒胴，鏡板，フランジ，ボルト) | (c)        | 有限要素法を用いた弾塑性解析結果による開口量評価及びガスケットの試験結果に基づき評価を実施                                                                     | シール部が健全であること                                              |
|           |                          | 開口，高温劣化<br>(シール部)         | (b)        | 既工認にて認可された圧力及び自重を考慮した応力値を準用し，Su 値 (200℃) に相当する許容応力を評価                                                             | 許容応力以下                                                    |
|           |                          | 延性破壊<br>(円筒胴)             | (b)        | 円筒胴及び鏡板について，設計・建設規格の評価式を準用し，2/3Su 値 (200℃) に相当する許容圧力を評価※2                                                         | 0.62MPa[gage] (2Pd) +SA 時の水頭圧以上                           |
|           | 所員用エアロック                 | 開口，高温劣化<br>(シール部)         | (a)        | 締付けボルトについて，既工認で実績のある評価に基づき発生応力を評価                                                                                 | 許容応力以下                                                    |
|           |                          | 延性破壊<br>(円筒胴)             | (c)        | 有限要素法を用いた弾塑性解析結果による開口量評価及びガスケットの試験結果に基づき評価を実施                                                                     | シール部が健全であること                                              |
|           |                          | 延性破壊<br>(円筒胴)             | (b)        | 設計・建設規格の評価式を準用し，2/3Su 値 (200℃) に相当する許容圧力を評価※2                                                                     | 0.62MPa[gage] (2Pd) 以上                                    |
|           |                          | 延性破壊<br>(隔壁)              | (b)        | 既工認の評価値を準用し，Su 値 (200℃) に相当する許容応力を評価                                                                              | 許容応力以下                                                    |
|           |                          | 開口，高温劣化<br>(扉板シール部)       | (b)        | 機械工学便覧のはりのたわみ計算式を用いた開口量評価及びガスケットの試験結果に基づき評価を実施                                                                    | シール部が健全であること                                              |
|           |                          | 開口，高温劣化<br>(その他シール部)      | (c)        | シール材について，ガスケットの試験結果及び材料特性により耐性を評価                                                                                 | シール部が健全であること                                              |

第3表 評価対象機器の分類及び評価内容 (2/2)

| 評価対象        | 想定される<br>機能喪失要因  | 評価方法<br>※1 | 評価方法の概要                                                                | 判定基準                   |
|-------------|------------------|------------|------------------------------------------------------------------------|------------------------|
| 配管貫通部       | 接続配管             | (a)        | 代表配管について、設計・建設規格の評価式に準拠し、配管本体の自重、圧力及び原子炉格納容器変位に伴う荷重を考慮した発生応力を評価        | 許容応力以下<br>(疲労累積係数1以下)  |
|             | スリーブ             | (b)        | 設計・建設規格の評価式を準用し、2/3Su 値 (200℃) に相当する許容圧力を評価※2                          | 0.62MPa[gage] (2Pd) 以上 |
|             | 平板類              | (b)        | 原子炉格納容器の自重及び内圧に加え、接続配管の自重及び原子炉格納容器変位に伴う荷重を考慮して、既工認と同様の手法で発生応力を評価       | 許容応力以下                 |
|             |                  | (b)        | 設計・建設規格の評価式を準用し、2/3Su 値 (200℃) に相当する許容圧力を評価※2                          | 0.62MPa[gage] (2Pd) 以上 |
|             |                  | (b)        | 設計・建設規格を適用し、J I S B 8265 に基づいて 200℃、2Pd におけるフランジの発生応力及びボルトの必要総有効断面積を評価 | 許容応力以下<br>総有効断面積以下     |
|             |                  | (b)        | 文献の理論式を用いて 200℃、2Pd における開口量評価及びガスケットの試験結果に基づき評価を実施                     | シール部が健全であること           |
|             | セーフエント           | (b)        | 設計・建設規格の評価式を準用し、2/3Su 値 (200℃) に相当する許容圧力を評価※2                          | 0.62MPa[gage] (2Pd) 以上 |
|             | 伸縮継手             | (a)        | 設計・建設規格の評価式を準拠し、低サイクル疲労に対する疲労累積係数を評価                                   | 疲労累積係数1 以下             |
|             | アダプタ             | (b)        | 設計・建設規格の評価式を準用し、2/3Su 値 (200℃) に相当する許容圧力を評価※2                          | 0.62MPa[gage] (2Pd) 以上 |
|             | ヘッダ              | (b)        | 設計・建設規格の評価式を準用し、2/3Su 値 (200℃) に相当する許容圧力を評価※2                          | 0.62MPa[gage] (2Pd) 以上 |
| 電気貫通部<br>配線 | モジュール            | (c)        | 電気ペネ共研, N U P E C 試験等の結果により、200℃、2Pd における耐漏えい性を評価                      | 設計漏えい量以下               |
|             | 不活性ガス系<br>バタフライ弁 | (a)        | レーテイング設計 (圧力クラス 1.03MPa) の 200℃における許容圧力により評価                           | 0.62MPa[gage] (2Pd) 以上 |
|             |                  | (c)        | 実機を模擬した漏えい確認試験 (200℃、2Pd 以上) により評価                                     | 設計漏えい量以下               |
|             | T I P ボール弁       | (a)        | レーテイング設計 (圧力クラス 1.03MPa) の 200℃における許容圧力により評価                           | 0.62MPa[gage] (2Pd) 以上 |
|             |                  | (c)        | シール材について、ガスケットの試験結果より耐性を評価                                             | シール部が健全であること           |

※1 (a) 設計・建設規格又は既工認等に準拠した評価

(b) 設計・建設規格の準用等による評価

(c) 既往研究及び解析結果等を活用した評価

※2 設計・建設規格における必要な厚さを求める式により許容圧力を算出

#### d. 評価結果の概要

##### ① 原子炉格納容器本体

原子炉格納容器は、円錐フラスタム形のドライウェル、円筒形のサブ  
レッション・チェンバから構成されている。

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、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  $200^{\circ}\text{C}$ 、  
 $2P_d$  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、圧縮力が原子炉格納容器本体に生じないこ  
とから、脆性破壊、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、高温状態での内  
圧による過度な塑性変形に伴う延性破壊が想定される。

このため、下記のとおり  $200^{\circ}\text{C}$ 、 $2P_d$  の環境下での健全性を確認した。

原子炉格納容器の一般構造部について、既工認と同様の評価手法であ  
る設計・建設規格に示される必要厚さの評価式を準用し、許容圧力の評  
価を行い、許容圧力が  $2P_d$  又は「 $2P_d + S$  A時の水頭圧」を上回ることを  
確認した。

また、原子炉格納容器本体の一般構造部及び構造不連続部について、  
既工認にて認可された圧力及び自重を考慮した応力値を準用し、原子炉  
格納容器の限界温度  $200^{\circ}\text{C}$ 、限界圧力  $2P_d$  の条件における応力評価を行  
い、発生応力が許容応力以下であることを確認した。

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になっている。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ごとに材料試験（引張

試験)を実施した結果をもとに国内 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原子炉格納容器本体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  $P_m$  (一次一般膜応力強さ) には 1.5,  $P_L + P_b$  (一次一般局部膜応力強さ＋一次曲げ応力強さ) には 1.0 とした評価を行う。すなわち、原子炉格納容器本体に発生する応力が、 $P_m$  が  $2/3Su$ ,  $P_L + P_b$  が  $Su$  以下であれば、延性破壊に至らず、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 PVB-3111 に示されるように、供用状態 D の  $P_m$ ,  $P_L + P_b$  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 (原子炉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余裕を考慮して規定されている。前者は、膜応力であり断面の応力が  $Su$  に到達すると直ちに破損に至るため割下げ率 1.5 を考慮して規定されているが、後者は、断面表面が  $Su$  に到達しても断面内部は更なる耐荷能力があり直ちに破損には至らないため割下げ率は 1.0 としている。

## ② トップヘッドフランジ

トップヘッドフランジは、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。

トップヘッド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評価対象外と考えることができる。

したがって、トップヘッド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。

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。

- ・ 本体

トップヘッドフランジにおける構造健全性評価として、フランジ部について、既工認と同様の評価手法である設計・建設規格の評価手法に準拠し、一次応力評価を行い、発生応力が許容応力以下であることを確認した。

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。

一方、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ごとに材料試験(引張試験)を実施した結果をもとに、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トップヘッドフランジ部の限界温度及び許容圧力の妥当性を確認するものであるため、上記割下げ率を  $P_m$  (一次一般膜応力強

さ) には 1.5,  $P_L + P_b$  (一次局部膜応力強さ + 一次曲げ応力強さ) には 1.0 とした評価を行う。すなわち, トップヘッドフランジに発生する応力が,  $P_m$  が  $2/3Su$ ,  $P_L + P_b$  が  $Su$  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 PVB-3111 に示すように, 供用状態 D の  $P_m$ ,  $P_L + P_b$  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 (原子炉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,  $P_m$  は  $2/3Su$ ,  $P_L + P_b$  は  $1.5 \times 2/3Su (=Su)$  と規定されている。前者は, 膜応力であり断面の応力が  $Su$  に到達すると直ちに破損に至るため割下げ率 1.5 を考慮して規定されているが, 後者は, 断面表面が  $Su$  に到達しても断面内部は更なる耐荷能力があり直ちに破損には至らないため割下げ率は 1.0 としている。

- ・ シール機能

- ・ フランジ固定部の強度

トップヘッドフランジのシール機能維持について, 構造健全性の確認のために, フランジ固定部の締付ボルトの強度評価及びフランジの開口評価を行った。

締付ボルトについて, 原子炉格納容器限界温度, 圧力 (200℃, 2Pd) における強度評価を, 既工認の強度計算をベースに実施した。評価の結果, 許容応力以下であることから, 締付ボルトは 200℃,



2Pd において健全であることを確認した。

また、原子炉格納容器の重大事故等時の過温、過圧時におけるフランジ開口量を評価するために、F E M解析を用いてトップヘッドフランジ部における開口量を評価した。その結果、2Pd における開口量は、内側ガスケット部及び外側ガスケット部において許容開口量以下であることを確認した。

- ・ シール材

シール材（ガスケット）には、従来はシリコンゴムを使用しているが、福島第一原子力発電所事故で当該シール材が事故環境に曝されて劣化した可能性があることも踏まえ、より事故環境での性能特性に優れた改良E P D M製（E P D Mはエチレンプロピレンゴムを示す。）のシール材に変更する。本評価では、改良E P D M製シール材について事故時の原子炉格納容器内環境でのシール材劣化特性を考慮してシール機能を評価した。その結果、200℃、2Pd の環境下において、少なくとも7 日間の健全性が確保されることを確認した。なお、更なる安全性の向上のため、高温蒸気曝露で劣化が進む特性を持つシール材を補強するために、更に高温蒸気に耐えられるバックアップシール材を追加塗布し、フランジシール部の重大事故等時における閉じ込め機能の健全性を確保する。

以上の評価結果から、トップヘッドフランジの耐性は、シール材の耐力が支配的となる。シール材が高温環境下で劣化することにより、放射性物質の閉じ込め機能を喪失する可能性については、福島

第一原子力発電所の事故の分析からも確認されており、福島第一原子力発電所事故の経験と分析を踏まえ、高温環境下における耐性を強化した改良E P D M製シール材を用いることにより、機能を向上させる。

シール材の機能確保に関しては、温度・圧力が低下するほど、漏えい、破損に対する裕度が増加することから、有効性評価に用いている原子炉格納容器の限界温度・圧力の条件である 200℃, 2Pd は、機器や材料が有する耐力に対して裕度を確保した設定であると考えらる。

このことから、トップヘッドフランジについて、原子炉格納容器の限界温度・圧力の 200℃, 2Pd は、機器や材料が有する耐力に対して裕度を確保した設定であり、妥当である。

### ③ 機器搬入用ハッチ

機器搬入用ハッチは、フランジ付きの円筒胴が原子炉格納容器の貫通部に溶接固定され、この円筒胴のフランジに鏡板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。

機器搬入用ハッチ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、脆性破壊及び疲労破壊は評価対象外と考えること

ができる。

したがって、機器搬入用ハッチの機能喪失要因は、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、下記のとおり 200℃、2Pd の環境下での健全性を確認した。

- ・ 本体

機器搬入用ハッチにおける構造健全性評価として、機器搬入用ハッチの取付部について、既工認にて認可された圧力及び自重を考慮した応力値を準用し、原子炉格納容器の限界温度 200℃、限界圧力 2Pd の条件における応力評価を行い、発生応力が許容応力以下であることを確認した。

また、機器搬入用ハッチの部材において内圧による荷重を受け止める部位のうち円筒胴及び鏡板について、設計・建設規格に示される円筒胴及び鏡板の内圧に対する必要厚さの評価式を準用し、許容圧力の評価を行い、許容圧力が 2Pd を上回ることを確認した。

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。

一方、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ごとに材料試験(引張試験)を実施した結果をもとに、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機器搬入用ハッチの限界温度及び許容圧力の妥当性を確認するものであるため、上記割下げ率を  $P_m$  (一次一般膜応力強さ) に

は 1.5,  $P_L + P_b$  (一次局部膜応力強さ + 一次曲げ応力強さ) には 1.0 とした評価を行う。すなわち, 機器搬入用ハッチに発生する応力が,  $P_m$  が  $2/3Su$ ,  $P_L + P_b$  が  $Su$  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 PVB - 3111 に示すように, 供用状態 D の  $P_m$ ,  $P_L + P_b$  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 (原子炉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,  $P_m$  は  $2/3Su$ ,  $P_L + P_b$  は  $1.5 \times 2/3Su (=Su)$  と規定されている。前者は, 膜応力であり断面の応力が  $Su$  に到達すると直ちに破損に至るため割下げ率 1.5 を考慮して規定されているが, 後者は, 断面表面が  $Su$  に到達しても断面内部は更なる耐荷能力があり直ちに破損には至らないため割下げ率は 1.0 としている。

- ・ シール機能

- ・ フランジ固定部

機器搬入用ハッチのシール機能維持について, 構造健全性確認のために, フランジ固定部の締付ボルトの強度評価及びフランジの開口評価を行った。

締付ボルトについて, 原子炉格納容器限界温度, 圧力 (200℃, 2Pd) における強度評価を, 既工認の強度計算をベースに実施した。評価の結果, 許容応力以下であることから, 締付ボルトは 200℃,

2Pd において健全であることを確認した。

また、原子炉格納容器の重大事故等時の過温、過圧時におけるフランジ開口量を評価するために、F E M解析を用いて機器搬入用ハッチフランジ部における開口量を評価した。その結果、2Pd における開口量は、内側ガスケット部及び外側ガスケット部において許容開口量以下であることを確認した。

- ・ シール材

シール材（ガスケット）には、従来はシリコンゴムを使用しているが、福島第一原子力発電所事故で高温劣化した可能性があることも踏まえ、より高温耐性に優れた改良E P D M製のシール材に変更する。本評価では、改良E P D M製シール材について事故時の原子炉格納容器内環境でのシール材劣化特性を考慮してシール機能を評価した。その結果、200℃、2Pd の環境下において、少なくとも7日間の健全性が確保されることを確認した。なお、更なる安全性の向上のため、高温環境下で劣化が進む特性を持つシール材を補強するために、更に高温環境下で耐えられるバックアップシール材を追加塗布し、フランジシール部の重大事故等時における閉じ込め機能の健全性を確保する。

以上の評価結果から、機器搬入用ハッチの耐性は、シール材の耐力が支配的となる。シール材が高温環境下で劣化することにより、放射性物質の閉じ込め機能を喪失する可能性については、福島第一原子力発電所事故の分析からも確認されており、福島第一原子力発電所事故の経験と分析を踏まえ、高温環境下における耐性を強化し

た改良 E P D M 製シール材を用いることにより、機能を向上させる。

シール材の機能確保に関しては、温度・圧力が低下するほど、漏えい、破損に対する裕度が増加することから、有効性評価に用いている原子炉格納容器の限界温度・圧力の条件である  $200^{\circ}\text{C}$ 、 $2\text{Pd}$  は、機器や材料が有する耐力に対して裕度を確保した設定であると考え

このことから、機器搬入用ハッチについて、原子炉格納容器の限界温度・圧力の  $200^{\circ}\text{C}$ 、 $2\text{Pd}$  は、機器や材料が有する耐力に対して裕度を確保した設定であり、妥当である。

#### ④ サプレッション・チェンバアクセスハッチ

サプレッション・チェンバアクセスハッチは、フランジ付きの円筒胴が原子炉格納容器の貫通部に溶接固定され、この円筒胴のフランジに鏡板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。

サプレッション・チェンバアクセスハッチ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  $200^{\circ}\text{C}$ 、 $2\text{Pd}$  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評価対象外と考えることができる。

したがって、サプレッション・チェンバアクセスハッチの機能喪失要因は、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、下記のとおり 200℃, 2Pd の環境下での健全性を確認した。

- ・ 本体

サプレッション・チェンバアクセスハッチにおける構造健全性評価として、サプレッション・チェンバアクセスハッチの取付部について、既工認にて認可された圧力及び自重を考慮した応力値を準用し、原子炉格納容器の限界温度 200℃, 限界圧力 2Pd の条件における応力評価を行い、発生応力が許容応力以下であることを確認した。

また、サプレッション・チェンバアクセスハッチの部材において内圧による荷重を受け止める部位のうち円筒胴及び鏡板について、設計・建設規格に示される円筒胴及び鏡板の内圧に対する必要厚さの評価式を準用し、許容圧力の評価を行い、許容圧力が 2Pd + S A 時水頭圧を上回ることを確認した。

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。

一方、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ごとに材料試験(引張試験)を実施した結果をもとに、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サプレッション・チェンバアクセスハッチの限界温度及び許容圧力の妥当性を確認するものであるため、上記割下げ率を  $P_m$

(一次一般膜応力強さ) には 1.5,  $P_L + P_b$  (一次局部膜応力強さ +

一次曲げ応力強さ)には1.0とした評価を行う。すなわち、サプレッション・チェンバアクセスハッチに発生する応力が、 $P_m$ が $2/3Su$ 、 $P_L + P_b$ が $Su$ 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 PVB - 3111 に示すように、供用状態Dの  $P_m$ 、 $P_L + P_b$  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（原子炉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、 $P_m$ は $2/3Su$ 、 $P_L + P_b$ は $1.5 \times 2/3Su (=Su)$ と規定されている。前者は、膜応力であり断面の応力が $Su$ に到達すると直ちに破損に至るため割下げ率1.5を考慮して規定されているが、後者は、断面表面が $Su$ に到達しても断面内部は更なる耐荷能力があり直ちに破損には至らないため割下げ率は1.0としている。

- ・ シール機能

- ・ フランジ固定部

サプレッション・チェンバアクセスハッチのシール機能維持について、構造健全性確認のために、フランジ固定部の締付ボルトの強度評価及びフランジの開口評価を行った。

締付ボルトについて、原子炉格納容器限界温度、圧力（200℃、2Pd）における強度評価を、既工認の強度計算をベースに実施した。評価の結果、いずれも許容応力以下であることから、締付ボルトは200℃、2Pdにおいて健全であることを確認した。



また、原子炉格納容器の重大事故等時の過温、過圧時におけるフランジ開口量を評価するために、F E M解析を用いてサプレッション・チェンバアクセスハッチフランジ部における開口量を評価した。その結果、2Pd における開口量は、内側ガスケット部及び外側ガスケット部において許容開口量以下であることを確認した。

- ・ シール材

シール材（ガスケット）には、従来はシリコンゴムを使用しているが、福島第一原子力発電所事故で高温劣化した可能性があることも踏まえ、より高温耐性に優れた改良E P D M製のシール材に変更する。本評価では、改良E P D M製シール材について事故時の原子炉格納容器内環境でのシール材劣化特性を考慮してシール機能の評価した。その結果、200℃、2Pd の環境下において、少なくとも7日間の健全性が確保されることを確認した。

以上の評価結果から、サプレッション・チェンバアクセスハッチの耐性は、シール材の耐力が支配的となる。シール材が高温環境下で劣化することにより、放射性物質の閉じ込め機能を喪失する可能性については、福島第一原子力発電所事故の分析からも確認されており、福島第一原子力発電所事故の経験と分析を踏まえ、高温環境下における耐性を強化した改良E P D M製シール材を用いることにより、機能を向上させる。

シール材の機能確保に関しては、温度・圧力が低下するほど、漏えい、破損に対する裕度が増加することから、有効性評価に用いて

いる原子炉格納容器の限界温度・圧力の条件である 200℃, 2Pd は、機器や材料が有する耐力に対して裕度を確保した設定であると考え  
る。

このことから、サプレッション・チェンバアクセスハッチについて、原子炉格納容器の限界温度・圧力の 200℃, 2Pd は、機器や材料が有する耐力に対して裕度を確保した設定であり、妥当である。

#### ⑤ 所員用エアロック

所員用エアロックは、円筒胴が原子炉格納容器の貫通部に溶接固定されており、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。この開口部に柵板（隔壁）を溶接し、柵板の前面を開閉扉で塞ぐ構造である。柵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。なお、トップヘッドフランジやハッチ類と異なり、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しつ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、隔壁には扉開閉ハンドル軸等が貫通しており、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 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、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ことによる、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。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、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。

- ・ 本体

所員用エアロックにおける構造健全性評価として、所員用エアロックにおいて内圧による荷重を受け止める部位のうち、円筒胴について、既工認と同様の評価手法である設計・建設規格に示される必要厚さの評価式を準用し、許容圧力の評価を行い、許容圧力が 2Pd を上回ることを確認した。

また、隔壁の構造健全性を確認するため、既工認において最も厳しい応力点を代表評価点として、既工認の評価値を準用し、原子炉格納容器の限界温度 200℃、限界圧力 2Pd の条件における応力評価を行い、発生応力が許容応力以下であることを確認した。

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。

一方、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ごとに材料試験（引張試験）を実施した結果をもとに国内 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所員用エアロックの限界温度及び許容圧力の妥当性を確認するものであるため、上記割下げ率を  $P_m$ （一次一般膜応力強さ）には 1.5、 $P_L + P_b$ （一次局部膜応力強さ＋一次曲げ応力強さ）には 1.0 とした評価を行う。すなわち、所員用エアロックに発生する応力が、

$P_m$ が $2/3S_u$ 、 $P_L + P_b$ が $S_u$ 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 PVB - 3111 に示すように、供用状態Dの  $P_m$ 、 $P_L + P_b$ 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（原子炉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、 $P_m$ は $2/3S_u$ 、 $P_L + P_b$ は $1.5 \times 2/3S_u (=S_u)$ と規定されている。前者は、膜応力であり断面の応力が $S_u$ に到達すると直ちに破損に至るため割下げ率1.5を考慮して規定されているが、後者は、断面表面が $S_u$ に到達しても断面内部は更なる耐荷能力があり直ちに破損には至らないため割下げ率は1.0としている。

- ・ シール機能

- ・ 扉

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した。

扉に用いられているシール材は、従来はシリコンゴムを使用しているが、福島第一原子力発電所事故で高温劣化した可能性があることも踏まえ、より高温耐性に優れた改良EPDM製のシール

材に変更する。本評価では、改良E P D M製シール材について事故時の原子炉格納容器内環境でのシール材劣化特性を考慮してシール機能を評価した。その結果、200℃、2Pd の環境下において、少なくとも7日間の健全性が確保されることを確認した。

・シール材

扉のシリコンゴムのガスケット以外に所員用エアロックの扉板貫通部に使用しているシール材は以下のとおりである。

- ①扉開閉ハンドル貫通部Oリング…ふっ素ゴム
- ②電線管貫通部……………ふっ素樹脂
- ③均圧配管……………非石綿系シートガスケット
- ④均圧弁……………ふっ素樹脂

扉開閉ハンドル貫通部Oリングに使われているシール材（ふっ素ゴム）及び均圧配管に使われているシール材（非石綿系シートガスケット）は、重大事故環境下の放射線による影響で、シール機能が低下することが考えられるため、より耐環境性に優れた改良E P D M製のシール材に変更する。

電線管貫通部に使われているシール材（ふっ素樹脂）は、重大事故環境下の放射線による影響で、シール機能が低下することが考えられるため、より耐環境性に優れた膨張黒鉛のシール材に変更する。

均圧弁に使われているシール材（ふっ素樹脂）は、重大事故環境下の放射線による影響で、シール機能が低下することが考えら

れるため、より耐環境性に優れた PEEK 材のシール材に変更する。

#### ⑥ 配管貫通部

##### ・接続配管

接続配管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、圧縮力が接続配管に生じないことから、脆性破壊、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、接続配管の機能喪失要因は、原子炉格納容器の変形により生じる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＋二次応力が許容値を満足することを確認する。

このため、配管に発生する反力及びモーメントが最大となる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にて自重、圧力及び原子炉格納容器変位に伴う荷重を考慮した評価を行い、発生応力が許容応力を下回ることを確認した。

##### ・スリーブ

スリーブ本体及び取付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、圧縮力がスリーブに生じ

ないことから、脆性破壊、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、スリーブの機能喪失要因は、高温状態で内圧による過度な塑性変形に伴う延性破壊が想定される。

スリーブ本体に発生する応力が大きいと考えられる配管厚さと口径の比が最も小さくなる貫通部を代表として選定し、既工認と同様の評価手法である設計・建設規格に示される必要厚さの評価式を準用し、許容圧力の評価を行い、許容圧力が  $2P_d$  を上回ることを確認した。

また、スリーブ取付部については、接続配管の選定と同様、接続配管の第1拘束点までの距離及び配管口径の比が最も小さい箇所であり、変位による反力及びモーメントが最大となる貫通部を代表として選定し、当該貫通部の接続配管解析の結果で得られた配管反力に基づき、原子炉格納容器本体も含めたスリーブ取付部について、既工認と同様の評価手法で自重、圧力及び原子炉格納容器変位に伴う荷重を考慮した評価を行い、発生応力が許容応力を下回ることを確認した。

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。

一方、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ごとに材料試験（引張試験）を実施した結果をもとに国内  $S_u$  値検討会で設定された設計引張強さ（ $S_u$ ）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スリーブ本体及び取付部の限界温度及び許容圧力の妥当性を確認するものであるため、上記割下げ率を  $P_m$ （一次一般膜応力強さ）には 1.5、 $P_L + P_b$ （一次局部膜応力強さ＋一次曲げ応力強さ）には 1.0

とした評価を行う。すなわち、スリーブ本体及び取付部に発生する応力が、 $P_m$ が  $2/3S_u$ ,  $P_L + P_b$ が  $S_u$  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 PVB - 3111 に示すように、供用状態Dの  $P_m$ ,  $P_L + P_b$ 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（原子炉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、 $P_m$ は  $2/3S_u$ ,  $P_L + P_b$ は  $1.5 \times 2/3S_u (=S_u)$  と規定されている。前者は、膜応力であり断面の応力が  $S_u$  に到達すると直ちに破損に至るため割下げ率 1.5 を考慮して規定されているが、後者は、断面表面が  $S_u$  に到達しても断面内部は更なる耐荷能力があり直ちに破損には至らないため割下げ率は 1.0 としている。

#### ・平板類

平板類のうち、平板、穴あき平板、フランジ、ボルト締め平板及びフルードヘッドは、スリーブまたはセーフエンドに溶接固定されている。また、フランジ部は、ボルトにより固定されており、フランジ間のシール部には、ガスケットを使用している。

平板類の設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である  $200^{\circ}\text{C}$ ,  $2Pd$  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評価対象外と考える



ことができる。

したがって、平板類の機能喪失要因は、高温状態で内圧を受け、過度な塑性変形に伴う延性破壊、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。

平板類は、配管厚さと口径の比が最も小さくなる箇所が内圧による発生応力が大きくなる最大径の貫通部代表として選定し、下記のとおり 200℃、2Pd の環境下での健全性を確認した。

- ・ 本体

ボルト締め平板について、既工認と同様の評価手法である設計・建設規格に示される必要厚さの評価式を用いて許容圧力が 2Pd を上回ることを確認した。

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。

一方、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ごとに材料試験（引張試験）を実施した結果をもとに国内 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ボルト締め平板の限界温度及び許容圧力の妥当性を確認するものであるため、上記割下げ率を  $P_m$ （一次一般膜応力強さ）には 1.5 とした評価を行う。すなわち、ボルト締め平板に発生する応力が、 $P_m$  が  $2/3Su$  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 PVB - 3111 に示すように、供用状態Dの  $P_m$  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（原子炉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、 $P_m$  は  $2/3S_u$  と規定されている。 $P_m$  は、膜応力であり断面の応力が  $S_u$  に到達すると直ちに破損に至るため割下げ率 1.5 を考慮して規定されている。

- ・シール機能

- ・フランジ固定部の強度

ボルト締め平板のシール機能維持について、構造健全性の確認のために、フランジ固定部のフランジ強度評価及び締付ボルトの有効断面積評価並びにフランジの開口評価を行った。

フランジ部について、J I S B 8265「圧力容器の構造—一般事項」を用いて、 $2P_d$  におけるフランジの発生応力が許容応力を下回ること及びボルトの必要総有効断面積がボルトの総有効断面積を下回ることを確認した。

また、原子炉格納容器の重大事故等時の過温、過圧時におけるフランジ開口量を評価するために、文献の理論式を用いてボルト締めフランジ部における開口量を評価した。その結果、 $2P_d$  における開口量は、許容開口量以下であることを確認した。

- ・ シール材

シール材（ガスケット）には、従来はシリコンゴムを使用しているが、福島第一原子力発電所事故で高温劣化した可能性があることも踏まえ、より高温耐性に優れた改良EPDM製のシール材に変更する。本評価では、改良EPDM製シール材について事故時の原子炉格納容器内環境でのシール材劣化特性を考慮してシール機能を評価した。その結果、200℃、2Pdの環境下において、少なくとも7日間の健全性が確保されることを確認した。

- ・ セーフエンド

セーフエンドは、伸縮継手付貫通部に用いられる短管で、スリーブ及び伸縮継手等に溶接固定されている。

セーフエンド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、圧縮力がセーフエンドに生じないことから、脆性破壊、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、セーフエン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。

セーフエンドは、配管厚さと口径の比が最も小さくなる箇所が内圧による発生応力が大きくなるため、最大口径の貫通部を代表として選定し、既工認と同様の評価手法である設計・建設規格に示される必要厚さの評価式を準用し、許容圧力の評価を行い、許容圧力が2Pdを上

回ることを確認した。

- ・伸縮継手

伸縮継手は、配管貫通部に用いられる伸縮継手であり、セーフエンドに溶接固定されている。

伸縮継手の設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊及び疲労破壊が考えられる。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から、脆性破壊は評価対象外と考えることができる。

したがって、伸縮継手の機能喪失要因は、通常運転時に累積される低サイクル疲労に加えて重大事故時に累積される低サイクル疲労による疲労破壊が想定される。

200℃、2Pd での伸縮継手の構造部における健全性評価として、既工認で通常運転時の疲労累積係数が最も大きい貫通部の伸縮継手を代表として選定し、設計・建設規格に示される伸縮継手の疲労評価の式を用いて疲労累積係数を算出し、許容値以下であることを確認した。

## ⑦ 電気配線貫通部

- ・アダプタ

アダプタ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、過度の圧縮力がアダプタに生じないことから、脆性破壊、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、アダプタの機能喪失要因は、高温状態での内圧による過度な塑性変形に伴う延性破壊が想定される。

アダプタについて、設計・建設規格に示される必要厚さの評価式を準用し、許容圧力の評価を行い、許容圧力が  $2Pd$  を上回ることを確認した。

#### ・ヘッダ

ヘッダ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  $200^{\circ}\text{C}$ 、 $2Pd$  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、過度の圧縮力がヘッダに生じないことから、脆性破壊、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、ヘッダの機能喪失要因は、高温状態で内圧を受け、過度な塑性変形による延性破壊が想定される。

ヘッダについて、設計・建設規格に示される必要厚さの評価式を準用し、許容圧力の評価を行い、許容圧力が  $2Pd$  を上回ることを確認した。

#### ・モジュール

モジュールのシール材には、EPゴム及びエポキシ樹脂を使用しているため、高温劣化によるシール機能の低下が想定される。

モジュールのシール材については、電気ペネ共研において、実機電気配線貫通部と同等の試験体を用い、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  $200^{\circ}\text{C}$ 、約  $2.6Pd$  (約  $0.8\text{MPa}[\text{gage}]$ ) とした条件下におけるモジュール部シール材の耐漏えい性を確認して

いる。

また、過去の電気配線貫通部の環境試験において、原子炉格納容器内を 200℃と模擬した試験を行い、電気配線貫通部の長期健全性を確認している。

さらに、NUPEC 試験において、実機電気配線貫通部モジュールと同等のモジュール試験体を用い、シール材からの漏えい限界圧力・温度の把握を行っている。この評価では、最大 3.2Pd (1.0MPa[gage])、約 260℃までの耐漏えい性を確認している。

したがって、電気配線貫通部については、有効性評価における限界温度・圧力としている 200℃、2Pd 条件下でのシール機能を確認した。

#### ⑧ 原子炉格納容器隔離弁

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及び移動式炉心内計装 (Traversing In-core Probe, 以下「T I P」という。) ボール弁について、事故環境下でのシール材の損傷 (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、原子炉格納容器隔離弁のうち不活性ガス系バタフライ弁及びT I P ボール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、以下のとおり健全性を確認する。

- ・原子炉格納容器隔離弁（不活性ガス系バタフライ弁）

設計・建設規格（弁の圧力温度基準に基づく評価）に基づき、弁箱の耐圧機能の評価を行い、200℃、2Pdでの耐圧性能を有することを確認した。

また、隔離機能（気密性保持）については、弁体シート部ガスケットの耐環境性が支配的であり、今後、不活性ガス系バタフライ弁のシート部に改良E P D M製シール材を採用するため、200℃、2Pdの環境下での弁シート部への影響をバタフライ弁供試体による蒸気加熱漏えい試験により確認し、事故環境下における放射性物質の閉じ込め機能があることを確認した。

- ・原子炉格納容器隔離弁（T I P ボール弁）

設計・建設規格（弁の圧力温度基準に基づく評価）に基づき、弁箱の耐圧機能の評価を行い、200℃、2Pdでの耐圧性能を有することを確認した。

また、従来からT I P 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。これらは重大事故環境下の放射線によりシール機能が低下することが考えられるため、トップヘッドフランジ及び機器搬入用ハッチ等で採用したものと同様に改良E P D M製シール材に変更する。

なお、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 [gage]），耐圧上問題になることはない。

- ・弁のグランド部及び弁蓋部のシールには，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。
- ・弁シート部は金属製又は黒鉛製である。

#### （4） 結論

東海第二発電所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（トップヘッドフランジ，機器搬入用ハッチ，サプレッション・チェンバアクセスハッチ，所員用エアロック），原子炉格納容器貫通部（配管貫通部，電気配線貫通部）及び原子炉格納容器隔離弁の構造健全性について，有効性評価における限界温度・圧力として設定する 200℃，2Pd の妥当性を評価した。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，同様に限界温度，圧力に対する妥当性を評価した。

その結果，構造健全性については，限界温度・圧力環境下において想定される損傷モードにおける評価では，許容値に対して余裕があることから機器に著しい損傷が生じることなく，放射性物質の閉じ込め機能を確保できることを確認した。

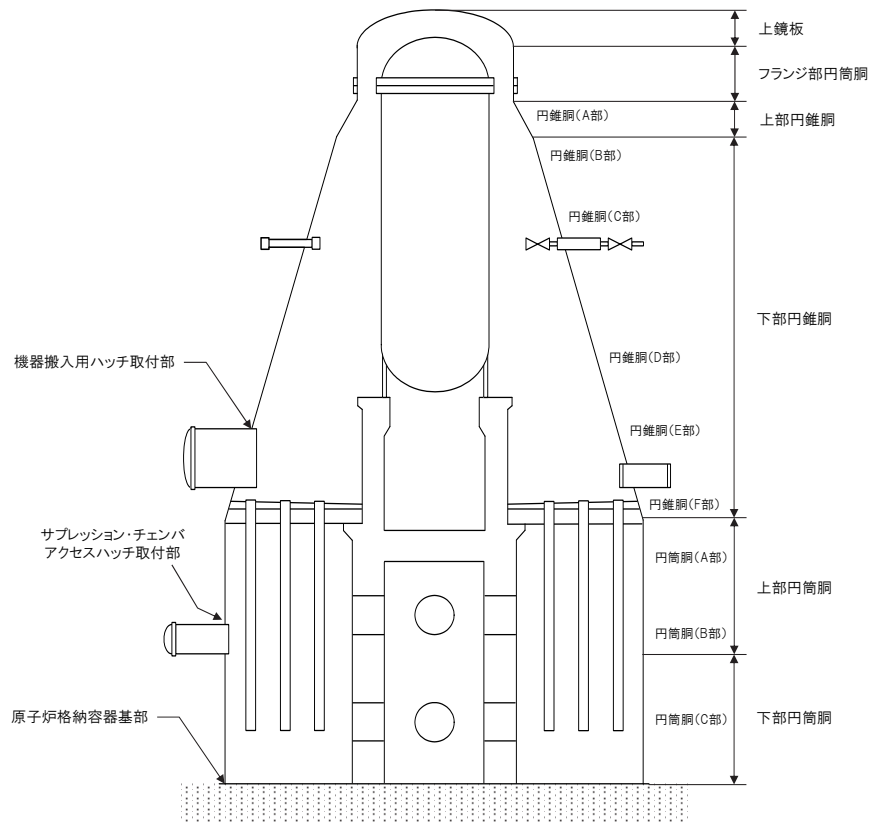
一方，シール部については，シール材が高温環境下において劣化する特性を有していることを考慮しても，限界温度・圧力環境下において，シール材に耐環境性に優れた改良 EPDM 製シール材を用いることにより，少なくとも 7 日間の健全性を確保できることを確認した。

評価結果まとめを第 4 表に示す。

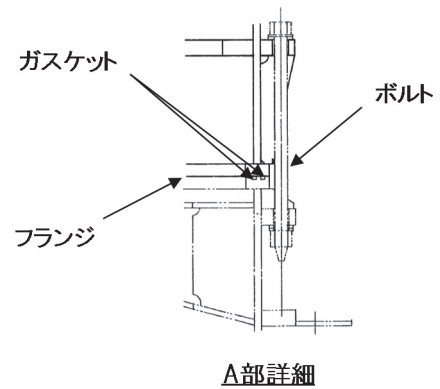
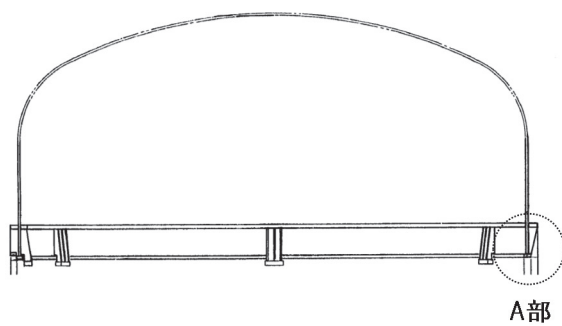
以上のことから，東海第二発電所で設定した原子炉格納容器の限界温



度・圧力の 200℃, 2Pd は, 機器や材料が有する耐力に対して裕度を確保した設定であり, 妥当である。

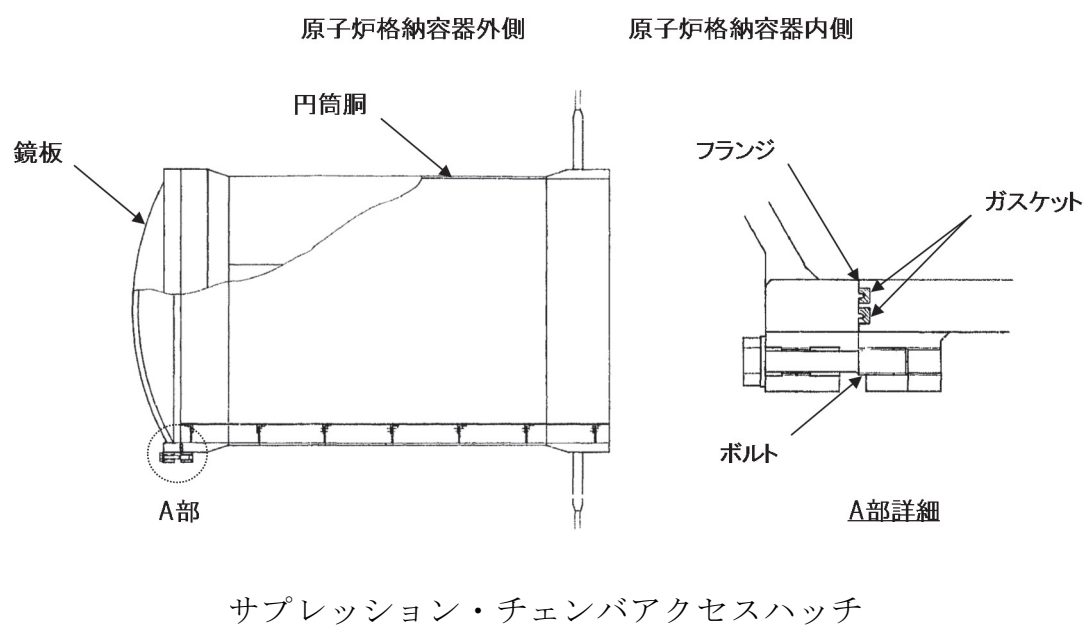
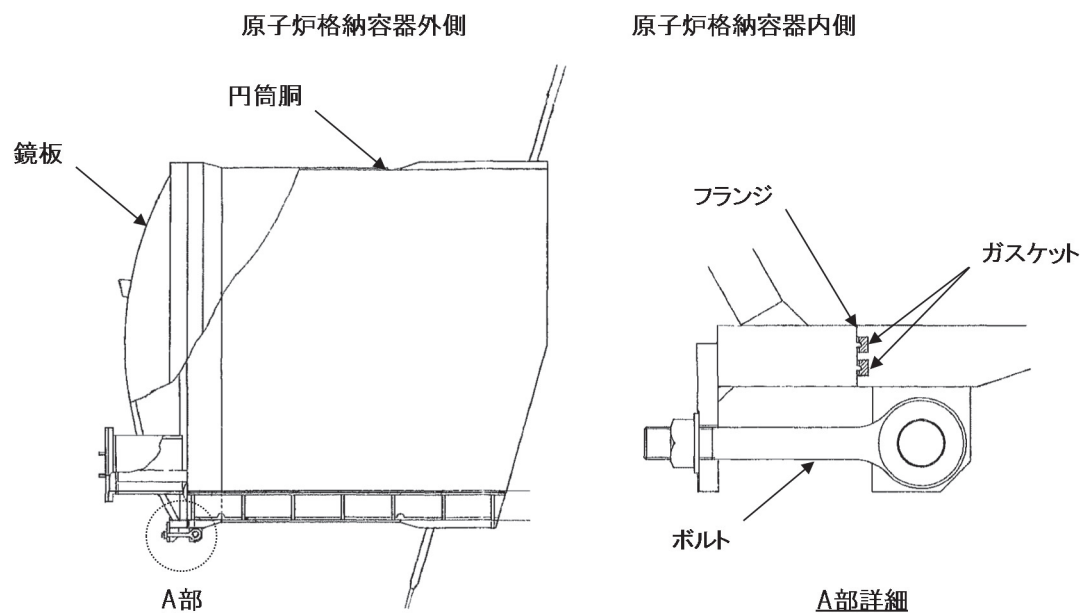


原子炉格納容器本体

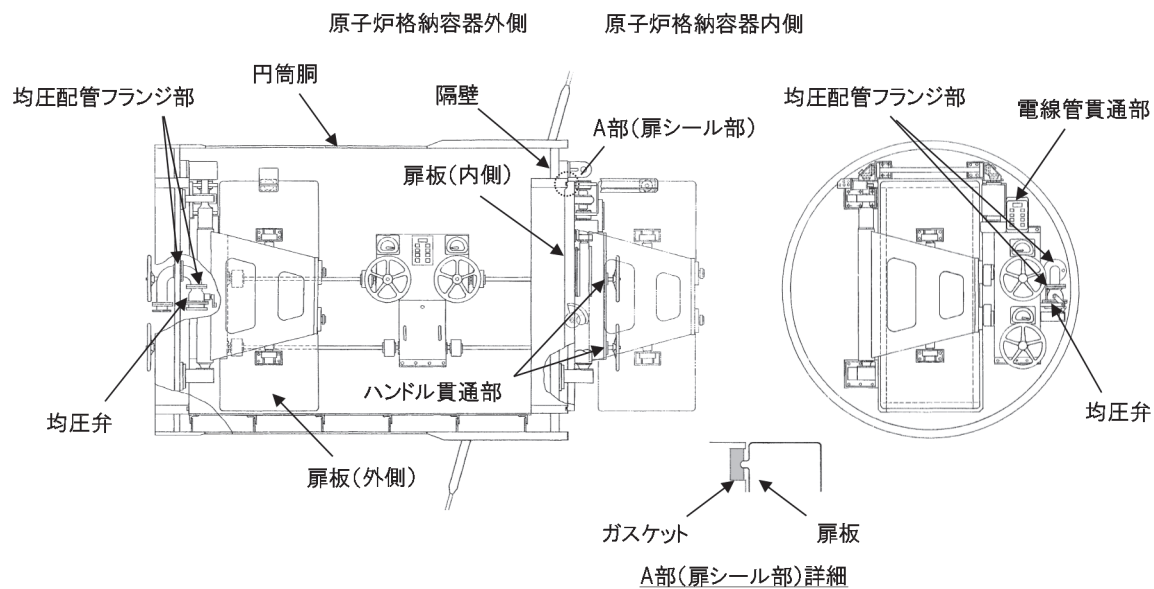


トップヘッドフランジ

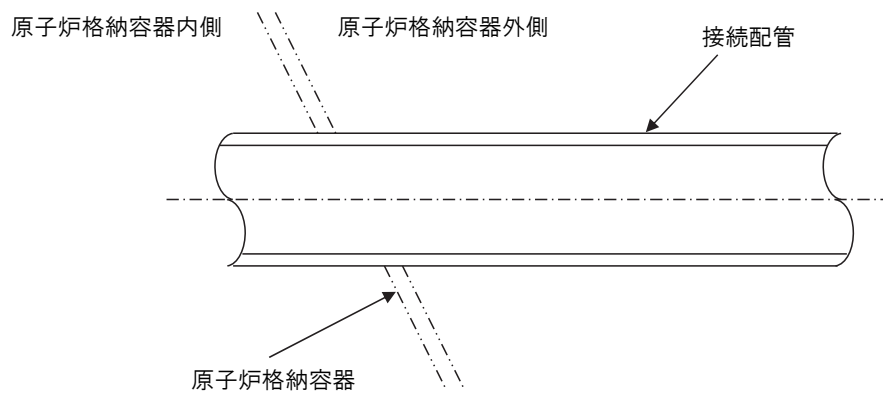
第 3 図 原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図 (1/6)



第 3 図 原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図 (2/6)

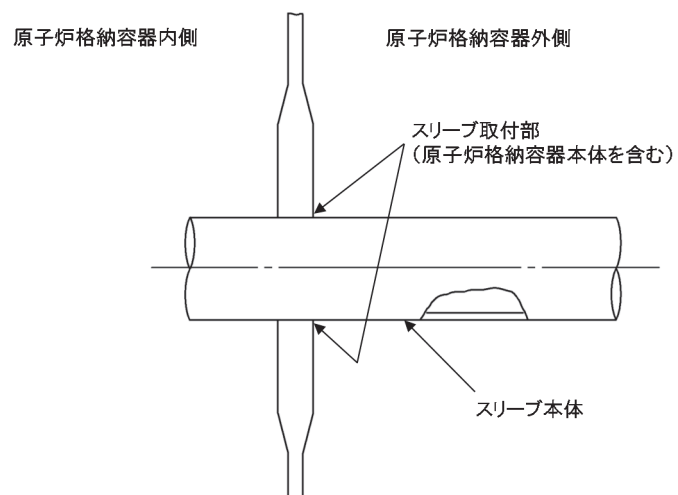


### 所員用エアロック

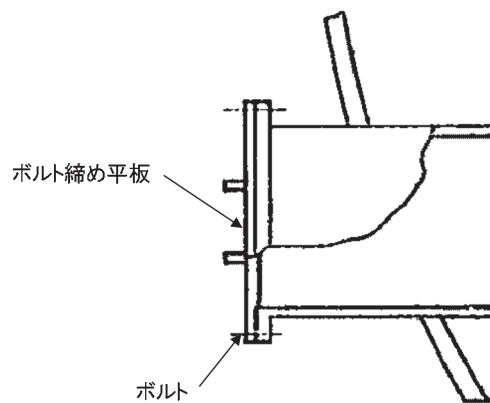


### 配管貫通部（接続配管）

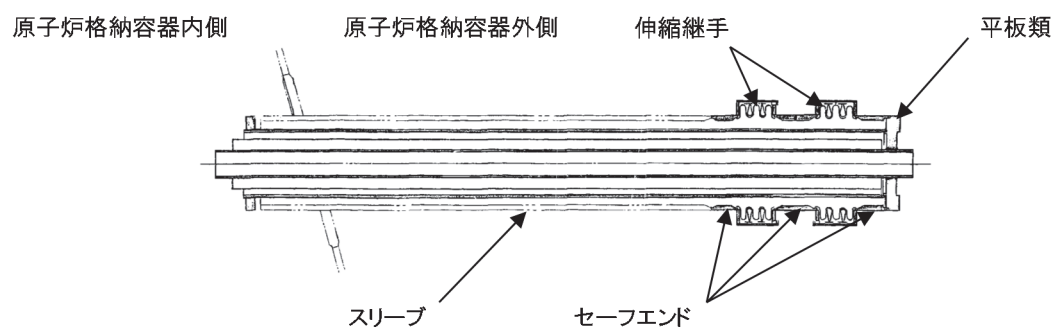
第3図 原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図 (3/6)



配管貫通部（スリーブ）



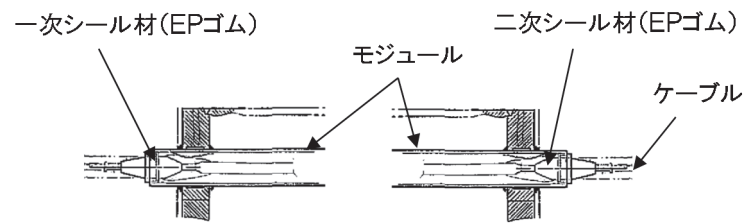
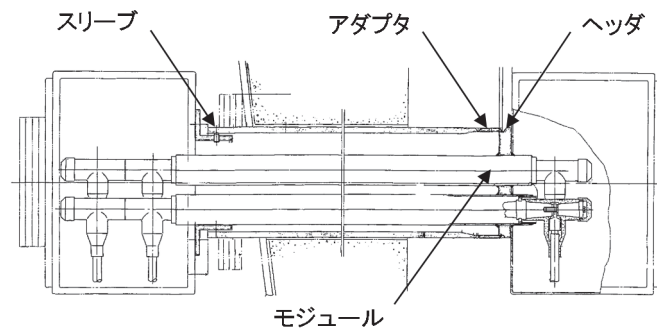
配管貫通部（平板類）



配管貫通部（セーフエンド，伸縮継手）

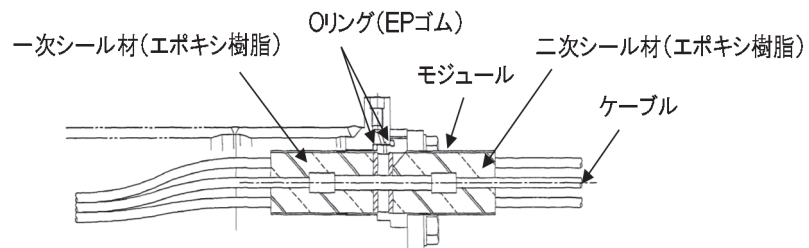
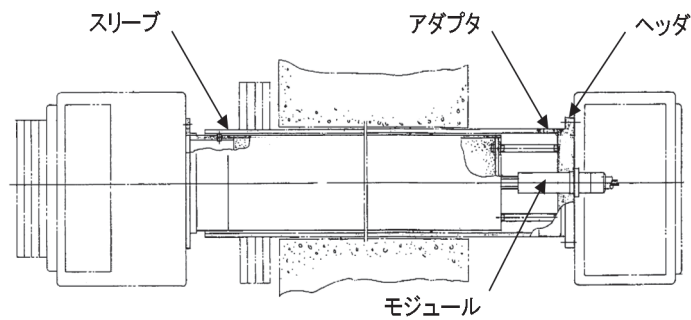
第 3 図 原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図（4／6）

原子炉格納容器内側                      原子炉格納容器外側



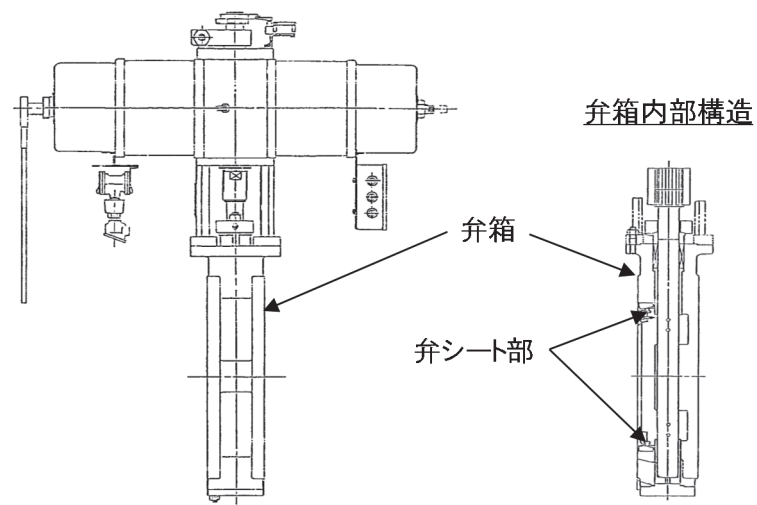
電気配線貫通部（高圧用）

原子炉格納容器内側                      原子炉格納容器外側

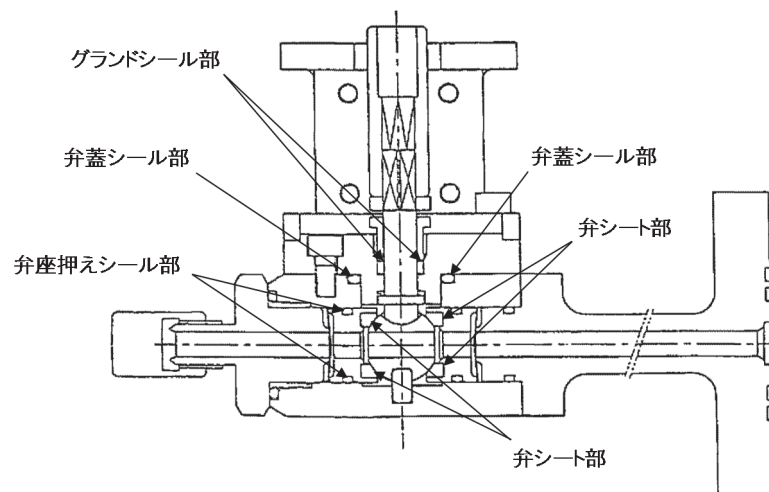


電気配線貫通部（低圧用）

第 3 図 原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図（5／6）



原子炉格納容器隔離弁（不活性ガス系バタフライ弁）



原子炉格納容器隔離弁（T I P ボール弁）

第 3 図 原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図（6／6）

第4表 評価結果まとめ (1/2)

| 評価対象                    | 評価点                      | 評価方法                             | 評価条件        | 評価値※1                                                                            | 判定基準                                                                       | 評価結果           |
|-------------------------|--------------------------|----------------------------------|-------------|----------------------------------------------------------------------------------|----------------------------------------------------------------------------|----------------|
| 原子炉格納容器本体               | 一般構造部                    | 設計・建設規格を準用<br>既工認の評価値を準用<br>した評価 | 200℃<br>2Pd | 許容圧力：0.693MPa[gage] (円筒胴部)<br>発生応力：□                                             | □[gage] (2Pd+SA 時の<br>水頭圧)以上<br>281MPa 以下                                  | 破断せず           |
|                         | 構造不連続部                   | 既工認の評価値を準用<br>した評価               | 200℃<br>2Pd | 発生応力：□<br>(疲労累積係数：□)                                                             | 422MPa 以下<br>(疲労累積係数 1 以下)                                                 | 破断せず<br>(1 以下) |
|                         | 構造部 (フランジ, ボルト)          | フランジ：PVE-3700<br>ボルト：工認手法        | 2Pd         | 発生圧力 (フランジ)：185MPa<br>発生応力 (ボルト)：□                                               | 422MPa 以下<br>576MPa 以下                                                     | 破断せず           |
| トップヘッドフランジ              | シール部 (フランジ, ガスケット)       | 有限要素法 (FEM)<br>ガスケット試験           | 200℃<br>2Pd | 開口量：□ (内側), □ (外側)                                                               | 許容開口量 □ 以下                                                                 | シール機能維持※2      |
|                         | 構造部 (円筒胴, 鏡板, フランジ, ボルト) | 既工認の評価値を準用<br>した評価<br>設計・建設規格準用  | 200℃<br>2Pd | 発生応力：□<br>許容圧力 (円筒胴)：2.445MPa[gage]<br>許容圧力 (鏡板)：10.110MPa[gage]<br>発生応力 (ボルト)：□ | 422MPa 以下<br>0.62MPa[gage] (2Pd) 以上<br>0.62MPa[gage] (2Pd) 以上<br>576MPa 以下 | 破断せず           |
|                         | シール部 (フランジ, ガスケット)       | 工認手法                             | 200℃<br>2Pd | 開口量：□ (内側), □ (外側)                                                               | 許容開口量 □ 以下                                                                 | シール機能維持※2      |
| サブレシジョン・チエン<br>バアクセスハッチ | 構造部 (円筒胴, 鏡板, フランジ, ボルト) | 既工認の評価値を準用<br>した評価<br>設計・建設規格準用  | 200℃<br>2Pd | 発生応力：□<br>許容圧力 (円筒胴)：4.493MPa[gage]<br>許容圧力 (鏡板)：10.637MPa[gage]<br>発生応力 (ボルト)：□ | 422MPa 以下<br>□[gage] (2Pd+SA 時の<br>水頭圧)以上<br>576MPa 以下                     | 破断せず           |
|                         | シール部 (フランジ, ガスケット)       | 有限要素法 (FEM)<br>ガスケット試験           | 200℃<br>2Pd | 開口量：□ (内側), □ (外側)                                                               | 許容開口量 □ 以下                                                                 | シール機能維持※2      |
|                         | 構造部 (円筒胴)                | 設計・建設規格を準用                       | 2Pd         | 許容圧力：3.716MPa[gage]                                                              | 0.62MPa[gage] (2Pd) 以上                                                     | 破断せず           |
| 所員用エアロック                | 構造部 (隔壁)                 | 既工認の評価値を準用<br>した評価               | 2Pd         | 発生応力：□                                                                           | 422MPa 以下                                                                  | 破断せず           |
|                         | シール部 (扉板シール部)            | 機械工学便覧<br>ガスケット試験                | 200℃<br>2Pd | 開口量：□                                                                            | 許容開口量 □ 以下                                                                 | シール機能維持※2      |
|                         | シール部 (その他シール部)           | ガスケット試験<br>材料仕様                  | 200℃        | 200℃ 以上                                                                          | 200℃ 以上                                                                    | シール機能維持※3      |

※1 複数評価している項目は最も厳しい値を記載

※2 フランジ部の形状・寸法に基づき解析等により算出した開口量が, 圧縮永久ひずみ試験結果及び実機フランジ模擬試験の漏えい試験結果に基づき設定した許容開口量以下であることを確認

※3 シール材の試験結果又は材料仕様により高温環境下における耐性を確認

※4 試験における漏えい量が設計漏えい量以下であることを確認

□ は, 営業秘密又は防護上の観点から公開できません。



第 4 表 評価結果まとめ (2/2)

| 評価対象               | 評価点                  | 評価方法                   | 評価条件                       | 評価値※1                                                                                    | 判定基準                                                                        | 評価結果      |
|--------------------|----------------------|------------------------|----------------------------|------------------------------------------------------------------------------------------|-----------------------------------------------------------------------------|-----------|
| 配管<br>貫通部          | 接続配管                 | 同左                     | 代表配管：PPC-3520,<br>PPC-3530 | 発生応力 (X-31)：169MPa                                                                       | 許容応力 (257MPa) 以下                                                            | 破断せず      |
|                    | スリーブ                 | スリーブ本体                 | 設計・建設規格を準用                 | 許容圧力 (X-18)：26.617MPa[gage]                                                              | 0.62MPa[gage] (2Pd) 以上                                                      | 破断せず      |
|                    |                      | スリーブ取付部                | 工認手法                       | 発生応力 (X-31)：250MPa                                                                       | 許容応力 (422MPa) 以下                                                            | 破断せず      |
|                    | 平板類                  | 構造部 (ボルト締め平板)          | 設計・建設規格を準用                 | 許容圧力 (X-28)：1.90MPa[gage]                                                                | 0.62MPa[gage] (2Pd) 以上                                                      | 破断せず      |
|                    |                      | 構造部 (フランジ, ボルト)        | J I S B 8265               | 発生応力 (X-28 フランジ)：124MPa<br>必要有効断面積 (X-28 ボルト)：1.212<br>× 10 <sup>3</sup> mm <sup>2</sup> | 許容応力 (281MPa) 以下<br>総有効断面積 (6.765 × 10 <sup>3</sup> mm <sup>2</sup> )<br>以下 | 破断せず      |
|                    |                      | シール部 (フランジ, ガ<br>スケット) | 文献の理論式                     | 開口量：[ ]                                                                                  | 許容開口量 [ ] 以下                                                                | シール機能維持※2 |
|                    | セーフエネ<br>ド           | 同左                     | 設計・建設規格を準用                 | 許容圧力 (X-18)：4.529MPa[gage]                                                               | 0.62MPa[gage] (2Pd) 以上                                                      | 破断せず      |
|                    | 伸縮継手                 | 同左                     | 設計・建設規格を準用                 | 疲労累積係数 (X-14)：[ ]                                                                        | 疲労累積係数 1 以下                                                                 | 1 以下      |
|                    | 電気配線<br>貫通部          | アダプタ                   | 設計・建設規格を準用                 | 許容圧力 (低圧)：10.645MPa[gage]<br>許容圧力 (高圧)：10.619MPa[gage]                                   | 0.62MPa[gage] (2Pd) 以上                                                      | 破断せず      |
|                    |                      | ヘッド                    | 設計・建設規格を準用                 | 許容圧力 (低圧)：27.948MPa[gage]<br>許容圧力 (高圧)：10.69MPa[gage]                                    | 0.62MPa[gage] (2Pd) 以上                                                      | 破断せず      |
| 原子炉<br>格納容器<br>隔離弁 | モジュール                | シール部 (モジュール)           | 電気ベネ共研,<br>N U P E C 試験    | 漏えいなし                                                                                    | 設計漏えい量以下                                                                    | シール機能維持※4 |
|                    | 不活性ガス<br>系バタフラ<br>イ弁 | 耐圧部 (弁箱)               | レーディング設計                   | 許容圧力：1.40MPa[gage]                                                                       | 0.62MPa[gage] (2Pd) 以上                                                      | 破断せず      |
|                    |                      | 弁シート部                  | 漏えい確認試験                    | 漏えいなし                                                                                    | 設計漏えい量以下                                                                    | シール機能維持※4 |
|                    | T I P ポー<br>ル弁       | 耐圧部 (弁箱)               | レーディング設計                   | 許容圧力：1.32MPa[gage]                                                                       | 0.62MPa[gage] (2Pd) 以上                                                      | 破断せず      |
|                    |                      | シール部                   | ガスケット試験                    | 200℃以上                                                                                   | 200℃以上                                                                      | シール機能維持※3 |
|                    |                      |                        |                            |                                                                                          |                                                                             |           |
|                    |                      |                        |                            |                                                                                          |                                                                             |           |

※1 複数評価している項目は最も厳しい値を記載

※2 フランジ部の形状・寸法に基づき解析等により算出した開口量が、圧縮永久ひずみ試験結果及び実機フランジ模擬試験の漏えい試験結果に基づき設定した許容開口量以下であることを確認

※3 シール材の試験結果又は材料仕様により高温環境下における耐性を確認

※4 試験における漏えい量が設計漏えい量以下であることを確認

[ ] は、営業秘密又は防護上の観点から公開できません。

## 追補 2. IIIの一部補正

追補 2.Ⅲを以下のとおり補正する。

| 頁              | 行 | 補 正 前                                       | 補 正 後   |
|----------------|---|---------------------------------------------|---------|
| 添付-1～<br>添付-47 |   | <u>許認可解析と重大事故等<br/>対策の有効性評価の比較<br/>について</u> | (記載の削除) |

追補 2.Ⅲ（第 3 部 R E D Y）を以下のとおり補正する。

| 頁        | 行     | 補 正 前       | 補 正 後                  |
|----------|-------|-------------|------------------------|
| 3-3      | 下 2   | …3-160      | …3-161                 |
|          | 下 1   | …3-166      | …3-167                 |
| 3-137    | 上 7～  | …この主な解析条件を添 | …この主な解析条件を添            |
|          | 上 8   | 付表 5-1に示す。  | 付表 5-1-1に示す。           |
|          | 上 8 と | (記載の追加)     | <u>また、各代表プラントの</u>     |
|          | 上 9 の |             | <u>短時間領域の細分割区分</u>     |
|          | 間     |             | <u>を添付表 5-1-2～4 に示</u> |
|          |       |             | <u>す。</u>              |
| 3-137 と  | 上 9   | 添付表 5-1     | 添付表 5-1-1              |
| 3-138 の間 |       | (記載の追加)     | 別紙－追補 2.Ⅲ－3－1 を        |
|          |       |             | 追加する。                  |
| 3-148    | 下 4   | …添付表 5-7 参照 | …添付表 5-8 参照            |

添付表 5-1-2 代表 A B W R の短時間領域の細分割区分

| 細分割区分            |                | 中性子束挙動の特徴        |
|------------------|----------------|------------------|
| サブ時間領域 1（出力変動期）  | 0 秒～約 10 秒     | 100%→306%→100%以下 |
| サブ時間領域 2（出力抑制期）  | 約 10 秒～約 60 秒  | 約 50%まで低下        |
| サブ時間領域 3（出力再上昇期） | 約 60 秒～約 200 秒 | 約 100%まで再上昇      |

添付表 5-1-3 代表従来型 B W R ①の短時間領域の細分割区分

| 細分割区分            |                | 中性子束挙動の特徴        |
|------------------|----------------|------------------|
| サブ時間領域 1（出力変動期）  | 0 秒～約 10 秒     | 100%→754%→100%以下 |
| サブ時間領域 2（出力抑制期）  | 約 10 秒～約 50 秒  | 約 30%まで低下        |
| サブ時間領域 3（出力再上昇期） | 約 50 秒～約 280 秒 | 約 90%まで再上昇       |

添付表 5-1-4 代表従来型 B W R ②の短時間領域の細分割区分

| 細分割区分            |                | 中性子束挙動の特徴        |
|------------------|----------------|------------------|
| サブ時間領域 1（出力変動期）  | 0 秒～約 10 秒     | 100%→560%→100%以下 |
| サブ時間領域 2（出力抑制期）  | 約 10 秒～約 40 秒  | 約 40%まで低下        |
| サブ時間領域 3（出力再上昇期） | 約 40 秒～約 140 秒 | 約 80%まで再上昇       |

追補 2. Ⅲ（第 4 部 S C A T）を以下のとおり補正する。

| 頁     | 行           | 補 正 前                                                                | 補 正 後                                                                |
|-------|-------------|----------------------------------------------------------------------|----------------------------------------------------------------------|
| 4-68  | 下 7～<br>下 5 | …沸騰遷移が <u>発生</u> することになり，極小位置から上流側のスぺーサ間の領域では通常，沸騰遷移は <u>発生</u> しない。 | …沸騰遷移が <u>初生</u> することになり，極小位置から上流側のスぺーサ間の領域では通常，沸騰遷移は <u>初生</u> しない。 |
| 4-69  | 下 7         | …で <u>発生</u> する。                                                     | …で <u>初生</u> する。                                                     |
| 4-107 | 上 2         | …の直上流位置（直下）で <u>発生</u> する。                                           | …の直上流位置（直下）で <u>初生</u> する。                                           |

追補 2. Ⅲ（第 5 部 M A A P）を以下のとおり補正する。

| 頁    | 行    | 補 正 前                  | 補 正 後                |
|------|------|------------------------|----------------------|
| 目次の前 |      | <u>（第 5 部 M A A P）</u> | <u>第 5 部 M A A P</u> |
| 目次   | 上 3  | …5- <u>1</u>           | …5- <u>3</u>         |
|      | 上 4  | …5- <u>2</u>           | …5- <u>4</u>         |
|      | 上 5  | …5- <u>2</u>           | …5- <u>4</u>         |
|      | 上 6  | …5- <u>10</u>          | …5- <u>12</u>        |
|      | 上 7  | …5- <u>12</u>          | …5- <u>14</u>        |
|      | 上 8  | …5- <u>37</u>          | …5- <u>39</u>        |
|      | 上 9  | …5- <u>37</u>          | …5- <u>39</u>        |
|      | 上 10 | …5- <u>38</u>          | …5- <u>40</u>        |
|      | 上 11 | …5- <u>41</u>          | …5- <u>43</u>        |
|      | 上 12 | …5- <u>83</u>          | …5- <u>85</u>        |
|      | 上 13 | …5- <u>85</u>          | …5- <u>87</u>        |
|      | 上 14 | …5- <u>88</u>          | …5- <u>90</u>        |
|      | 下 13 | …5- <u>88</u>          | …5- <u>90</u>        |
|      | 下 12 | …5- <u>95</u>          | …5- <u>97</u>        |
|      | 下 11 | …5- <u>168</u>         | …5- <u>170</u>       |
|      | 下 10 | …5- <u>206</u>         | …5- <u>208</u>       |
|      | 下 9  | …5- <u>220</u>         | …5- <u>222</u>       |
|      | 下 8  | …5- <u>220</u>         | …5- <u>222</u>       |
|      | 下 7  | …5- <u>226</u>         | …5- <u>228</u>       |
|      | 下 6  | …5- <u>238</u>         | …5- <u>240</u>       |
|      | 下 5  | …5- <u>240</u>         | …5- <u>242</u>       |

| 頁   | 行    | 補 正 前                             | 補 正 後                                        |
|-----|------|-----------------------------------|----------------------------------------------|
| 5-2 | 下 4  | …5-245                            | …5-247                                       |
|     | 下 3  | …__5-1-1                          | …添付 5-1-1                                    |
|     | 下 2  | …__5-2-1                          | …添付 5-2-1                                    |
|     | 下 1  | …__5-3-1                          | …添付 5-3-1                                    |
|     | 上 9～ | …異常な過渡変化又は                        | …異常な過渡変化又は設                                  |
|     | 上 10 | __事故（L O C Aを除く）の発生後， …           | 計基準事故（L O C Aを除く）の発生後， …                     |
|     | 下 9  | …格納容器 <u>雰囲気</u> 温度は， …           | …格納容器__温度は， …                                |
|     | 下 7  | 本事象の場合， __格納容器の…                  | 本事象の場合， <u>原子炉</u> 格納容器の…                    |
| 5-3 | 下 2  | …異常な過渡変化又は__事故（L O C Aを除く）の発生後， … | …異常な過渡変化又は <u>設計基準</u> 事故（L O C Aを除く）の発生後， … |
|     | 上 17 | …格納容器 <u>雰囲気</u> 温度は， …           | …格納容器__温度は， …                                |
|     | 下 17 | 本事象の場合， __格納容器の…                  | 本事象の場合， <u>原子炉</u> 格納容器の…                    |
| 5-4 | 上 3  | …格納容器 <u>雰囲気</u> 温度は， …           | …格納容器__温度は， …                                |
|     | 上 5  | 本事象の場合， __格納容器の…                  | 本事象の場合， <u>原子炉</u> 格納容器の…                    |
|     | 上 10 | …異常な過渡変化又は                        | …異常な過渡変化又は <u>設</u>                          |

| 頁   | 行           | 補 正 前                                    | 補 正 後                            |
|-----|-------------|------------------------------------------|----------------------------------|
| 5-5 |             | __事故（L O C Aを除く）の発生後，…                   | <u>計基準</u> 事故（L O C Aを除く）の発生後，…  |
|     | 下 13        | …格納容器 <u>雰囲気</u> 温度が…                    | …格納容器__温度が…                      |
|     | 下 7         | …格納容器 <u>雰囲気</u> 温度は，…                   | …格納容器__温度は，…                     |
|     | 下 4         | …格納容器 <u>雰囲気</u> 温度の…                    | …格納容器__温度の…                      |
|     | 下 2         | 上記のとおり，__格納容器の…                          | 上記のとおり， <u>原子炉</u> 格納容器の…        |
|     | 上 9         | …原子炉水位が低下し， <u>やがて</u> 炉心露出により…          | …原子炉水位が低下し， <u>いずれは</u> 炉心露出により… |
|     | 上 16        | …格納容器 <u>雰囲気</u> 温度は，…                   | …格納容器__温度は，…                     |
|     | 下 16        | 本事象の場合，__格納容器の…                          | 本事象の場合， <u>原子炉</u> 格納容器の…        |
|     | 下 9～<br>下 8 | <u>重要</u> 事故シーケンスとして…                    | <u>評価</u> 事故シーケンスとして…            |
|     | 下 7         | この <u>重要</u> 事故シーケンスの場合，…                | この <u>評価</u> 事故シーケンスの場合，…        |
|     | 下 5         | …低下して <u>て</u> 炉心が露出し， <u>やがて</u> 炉心損傷に至 | …低下し，__炉心が露出し，__炉心損傷に至る。         |



| 頁    | 行     | 補 正 前                                                              | 補 正 後                                                                                   |
|------|-------|--------------------------------------------------------------------|-----------------------------------------------------------------------------------------|
| 5-6  | 上 12～ | る。                                                                 |                                                                                         |
|      | 上 13  | …水蒸気は，__格納容器<br>の過圧に寄与する <u>ほか</u> ，<br>溶融炉心内部の金属と反<br>応して水素__発生に… | …水蒸気は， <u>原子炉</u> 格納<br>容器の過圧に寄与する<br><u>他</u> ，溶融炉心内部の金属<br>と反応して水素 <u>ガス</u> 発生<br>に… |
|      | 下 15  | …蒸気により，__格納容<br>器の…                                                | …蒸気により， <u>原子炉</u> 格<br>納容器の…                                                           |
|      | 下 14  | …によって，__格納容器<br>の…                                                 | …によって， <u>原子炉</u> 格納<br>容器の…                                                            |
|      | 下 12  | その後，__格納容器の…                                                       | その後， <u>原子炉</u> 格納容器<br>の…                                                              |
|      | 下 10  | 本事象の場合，__格納<br>容器の…                                                | 本事象の場合， <u>原子炉</u><br>格納容器の…                                                            |
|      | 下 6   | …水素__が…                                                            | …水素 <u>ガス</u> が…                                                                        |
|      | 下 5   | …飛散し，__格納容器の<br>…                                                  | …飛散し， <u>原子炉</u> 格納容<br>器の…                                                             |
|      | 下 5～  | <u>重要</u> 事故シーケンスとし                                                | <u>評価</u> 事故シーケンスとし                                                                     |
|      | 下 4   | て，…                                                                | て，…                                                                                     |
|      | 下 2   | この <u>重要</u> 事故シーケン<br>スの場合，…                                      | この <u>評価</u> 事故シーケン<br>スの場合，…                                                           |
| 5-6～ | 下 1～  | …想定するため__原子炉                                                       | …想定するため，__原子炉                                                                           |
| 5-7  | 上 1   | 水位が徐々に低下し， <u>い</u>                                                | 水位が徐々に低下し，__                                                                            |

| 頁   | 行    | 補 正 前                          | 補 正 後                               |
|-----|------|--------------------------------|-------------------------------------|
| 5-7 | 上 11 | <u>ずれは</u> 炉心が露出し、…            | 炉心が露出し、…                            |
|     |      | …水素__が…                        | …水素 <u>ガス</u> が…                    |
|     | 上 13 | …飛散し、__格納容器の…                  | …飛散し、 <u>原子炉</u> 格納容器の…             |
|     | 下 14 | …この <u>とき</u> に…               | …この <u>時</u> に…                     |
|     | 下 9  | <u>重要</u> 事故シーケンスとして、…         | <u>評価</u> 事故シーケンスとして、…              |
|     | 下 7  | この <u>重要</u> 事故シーケンスの場合、…      | この <u>評価</u> 事故シーケンスの場合、…           |
|     | 下 6  | …高圧・低圧注水機能が喪失 <u>している</u> ため、… | …高圧・低圧注水機能が喪失 <u>することを想定する</u> ため、… |
| 5-8 | 下 5  | …低下して <u>て</u> 炉心が露出し、…        | …低下し、__炉心が露出し、…                     |
|     | 上 13 | …水素__の…                        | …水素 <u>ガス</u> の…                    |
|     | 上 14 | <u>重要</u> 事故シーケンスとして、…         | <u>評価</u> 事故シーケンスとして、…              |
|     | 上 16 | この <u>重要</u> 事故シーケンスの場合、…      | この <u>評価</u> 事故シーケンスの場合、…           |
|     | 上 17 | …高圧・低圧注水機能が喪失 <u>している</u> ため、… | …高圧・低圧注水機能が喪失 <u>することを想定する</u> ため、… |
|     | 下 17 | …水素__が…                        | …水素 <u>ガス</u> が…                    |

| 頁    | 行           | 補 正 前                                           | 補 正 後                                                        |
|------|-------------|-------------------------------------------------|--------------------------------------------------------------|
| 5-9  | 下 16        | …水素__及び酸素__が…                                   | …水素 <u>ガス</u> 及び酸素 <u>ガス</u><br>が…                           |
|      |             | …水素__及び酸素__は、<br>…                              | …水素 <u>ガス</u> 及び酸素 <u>ガス</u><br>は、 …                         |
|      | 下 13        | …水素__及び酸素__とと<br>もに…                            | …水素 <u>ガス</u> 及び酸素 <u>ガス</u><br>とともに…                        |
|      | 下 11        | …水素__及び酸素__の…                                   | …水素 <u>ガス</u> 及び酸素 <u>ガス</u><br>の…                           |
|      | 下 3         | …水素__が…                                         | …水素 <u>ガス</u> が…                                             |
|      | 上 7         | …継続し， __格納容器の<br>…                              | …継続し， <u>原子炉</u> 格納容<br>器の…                                  |
|      | 上 8         | <u>重要</u> 事故シーケンスとし<br>て， …                     | <u>評価</u> 事故シーケンスとし<br>て， …                                  |
|      | 上 10        | この <u>重要</u> 事故シーケン<br>スの場合， …                  | この <u>評価</u> 事故シーケン<br>スの場合， …                               |
|      | 上 11        | …非常用炉心冷却系の <u>注</u><br><u>入に失敗しているため</u> ，<br>… | …非常用炉心冷却系の <u>機</u><br><u>能が喪失することを想定</u><br><u>するため</u> ， … |
|      | 下 9         | … __格納容器の…                                      | … <u>原子炉</u> 格納容器の…                                          |
| 5-10 | 上 7         | …事故シーケンスグルー<br>プ__に対して…                         | …事故シーケンスグルー<br>プ <u>等</u> に対して…                              |
|      | 上 7～<br>上 8 | …具体的な <u>重要</u> 事故シー<br>ケンスでは…                  | …具体的な__事故シーケ<br>ンスでは…                                        |

| 頁    | 行    | 補 正 前                           | 補 正 後                  |
|------|------|---------------------------------|------------------------|
| 5-12 | 上 9  | …具体的な <u>重要</u> 事故シー<br>ケンスでは、… | …具体的な__事故シーケ<br>ンスでは、… |
|      | 上 13 | …影響は <u>無</u> く、…               | …影響は <u>な</u> く、…      |
|      | 上 14 | …影響は <u>無</u> い。                | …影響は <u>な</u> い。       |
|      | 上 16 | …具体的な <u>重要</u> 事故シー<br>ケンスでは、… | …具体的な__事故シーケ<br>ンスでは、… |
|      | 下 16 | …具体的な <u>重要</u> 事故シー<br>ケンスでは、… | …具体的な__事故シーケ<br>ンスでは、… |
|      | 下 13 | …影響は <u>無</u> く、…               | …影響は <u>な</u> く、…      |
|      | 下 12 | …影響は <u>無</u> い。                | …影響は <u>な</u> い。       |
|      | 下 10 | …具体的な <u>重要</u> 事故シー<br>ケンスでは、… | …具体的な__事故シーケ<br>ンスでは、… |
|      | 下 6  | …影響は <u>無</u> く、…               | …影響は <u>な</u> く、…      |
|      | 下 5  | …影響は <u>無</u> い。                | …影響は <u>な</u> い。       |
|      | 下 3  | …具体的な <u>重要</u> 事故シー<br>ケンスでは、… | …具体的な__事故シーケ<br>ンスでは、… |
| 5-13 | 上 2  | …影響は <u>無</u> く、…               | …影響は <u>な</u> く、…      |
|      | 上 3  | …影響は <u>無</u> い。                | …影響は <u>な</u> い。       |
|      | 上 5  | …具体的な <u>重要</u> 事故シー<br>ケンスでは、… | …具体的な__事故シーケ<br>ンスでは、… |
|      | 上 8～ | …温度 <u>及</u> び格納容器破損            | …温度 <u>並</u> びに格納容器破   |
|      | 上 9  | 防止における…                         | 損防止における…               |
|      | 上 11 | …具体的な <u>重要</u> 事故シー            | …具体的な__事故シーケ           |

| 頁    | 行    | 補 正 前                | 補 正 後                |
|------|------|----------------------|----------------------|
| 5-14 |      | ケンスでは、…              | ンスでは、…               |
|      | 上 14 | …温度 <u>及び</u> 格納容器破損 | …温度 <u>並びに</u> 格納容器破 |
|      |      | 防止における…              | 損防止における…             |
|      |      | …影響は <u>無</u> い。     | …影響は <u>な</u> い。     |
|      | 下 14 | …水素__の…              | …水素 <u>ガス</u> の…     |
|      | 下 5  | …水素__の…              | …水素 <u>ガス</u> の…     |
|      | 上 11 | …影響は <u>無</u> く、…    | …影響は <u>な</u> く、…    |
|      | 上 12 | …影響は <u>無</u> い。     | …影響は <u>な</u> い。     |
| 5-15 | 下 16 | …水素__の…              | …水素 <u>ガス</u> の…     |
|      | 下 9  | …水素__の…              | …水素 <u>ガス</u> の…     |
|      | 下 2  | …具体的な <u>重要</u> 事故シー | …具体的な__事故シーケ         |
|      |      | ケンスでは、…              | ンスでは、…               |
|      | 上 4  | …影響は <u>無</u> く、…    | …影響は <u>な</u> く、…    |
|      | 上 5  | …影響は <u>無</u> い。     | …影響は <u>な</u> い。     |
|      | 上 7  | …具体的な <u>重要</u> 事故シー | …具体的な__事故シーケ         |
|      |      | ケンスは、…               | ンスは、…                |
|      | 上 10 | …水素__発生…             | …水素 <u>ガス</u> 発生…    |
|      | 下 16 | …具体的な <u>重要</u> 事故シー | …具体的な__事故シーケ         |
|      |      | ケンスは、…               | ンスは、…                |
|      | 下 13 | …水素__発生…             | …水素 <u>ガス</u> 発生…    |
|      | 下 6  | …具体的な <u>重要</u> 事故シー | …具体的な__事故シーケ         |
|      |      | ケンスは、…               | ンスは、…                |
|      | 下 5  | … <u>無</u> いため、…     | … <u>な</u> いため、…     |

| 頁    | 行    | 補 正 前                                  | 補 正 後                                  |
|------|------|----------------------------------------|----------------------------------------|
| 5-16 | 上 2  | …具体的な <u>重要</u> 事故シー<br>ケンスでは， …       | …具体的な__事故シーケ<br>ンスでは， …                |
|      | 上 8  | …具体的な <u>重要</u> 事故シー<br>ケンスでは， …       | …具体的な__事故シーケ<br>ンスでは， …                |
|      | 上 14 | …影響は <u>無</u> く， …<br>…影響は <u>無</u> い。 | …影響は <u>な</u> く， …<br>…影響は <u>な</u> い。 |
|      | 上 15 | (18) 冷 却 材 流 量 変 化<br>[__圧力容器]         | (18) 冷却材流量変化 [原<br>子炉圧力容器]             |
|      | 上 16 | …具体的な <u>重要</u> 事故シー<br>ケンスでは， …       | …具体的な__事故シーケ<br>ンスでは， …                |
|      | 下 11 | (19) 冷却材放出（臨界<br>流・差圧流） [__圧力容<br>器]   | (19) 冷却材放出（臨界<br>流・差圧流） [原子炉圧<br>力容器]  |
|      | 下 10 | …具体的な <u>重要</u> 事故シー<br>ケンスでは， …       | …具体的な__事故シーケ<br>ンスでは， …                |
| 5-17 | 上 1  | (20) 沸騰・凝縮・ボイド<br>率変化 [__圧力容器]         | (20) 沸騰・凝縮・ボイド<br>率変化 [原子炉圧力容<br>器]    |
|      | 上 2  | …具体的な <u>重要</u> 事故シー<br>ケンスでは， …       | …具体的な__事故シーケ<br>ンスでは， …                |
|      | 上 9  | (21) 気液分離・対向流<br>[__圧力容器]              | (21) 気液分離・対向流<br>[原子炉圧力容器]             |
|      | 上 10 | …具体的な <u>重要</u> 事故シー                   | …具体的な__事故シーケ                           |

| 頁    | 行             | 補 正 前                                  | 補 正 後                                            |
|------|---------------|----------------------------------------|--------------------------------------------------|
| 5-18 |               | ケンスでは，…                                | ンスでは，…                                           |
|      | 上 15          | (22) 気液熱非平衡 [__圧力容器]                   | (22) 気液熱非平衡 [ <u>原子炉</u> 圧力容器]                   |
|      | 上 16          | …具体的な <u>重要</u> 事故シーケンスでは，…            | …具体的な__事故シーケンスでは，…                               |
|      | 下 13          | …影響は <u>無</u> い。                       | …影響は <u>な</u> い。                                 |
|      | 下 11          | (23) 圧力損失 [__圧力容器]                     | (23) 圧力損失 [ <u>原子炉</u> 圧力容器]                     |
|      | 下 10          | …具体的な <u>重要</u> 事故シーケンスでは，…            | …具体的な__事故シーケンスでは，…                               |
|      | 下 5           | (24) 構造材との熱伝達 [__圧力容器]                 | (24) 構造材との熱伝達 [ <u>原子炉</u> 圧力容器]                 |
|      | 上 5           | (25) E C C S 注水（給水系・代替注水設備含む） [__圧力容器] | (25) E C C S 注水（給水系・代替注水設備含む） [ <u>原子炉</u> 圧力容器] |
|      | 上 7           | …具体的な <u>重要</u> 事故シーケンスでは，…            | …具体的な__事故シーケンスでは，…                               |
|      | 上 10～<br>上 11 | …格納容器破損防止における__評価指標である…                | …格納容器破損防止における <u>格納容器過圧・過温破損</u> の評価指標である…       |
|      | 上 13          | …水素__の…                                | …水素 <u>ガス</u> の…                                 |
|      | 下 15          | …その他の__事故シーケンスにおいては，…                  | …その他の <u>格納容器破損モードにおける事故シー</u>                   |

| 頁    | 行    | 補 正 前                                  | 補 正 後                                   |
|------|------|----------------------------------------|-----------------------------------------|
| 5-19 |      |                                        | ケースにおいては，…                              |
|      | 下 14 | …影響は <u>無</u> い。                       | …影響は <u>な</u> い。                        |
|      | 下 13 | (26) ほ う 酸 水 の 拡 散<br>[__圧力容器]         | (26) ほ う 酸 水 の 拡 散 [原<br>子炉圧力容器]        |
|      | 下 12 | …具体的な <u>重要</u> 事故シー<br>ケンスでは，…        | …具体的な__事故シーケ<br>ンスでは，…                  |
|      | 下 8  | (27) 三 次 元 効 果 [__圧力<br>容器]            | (27) 三 次 元 効 果 [原子炉<br>圧力容器]            |
|      | 下 7  | …具体的な <u>重要</u> 事故シー<br>ケンスでは，…        | …具体的な__事故シーケ<br>ンスでは，…                  |
|      | 下 2  | …影響は <u>無</u> く，…                      | …影響は <u>な</u> く，…                       |
|      | 下 1  | …影響は <u>無</u> い。                       | …影響は <u>な</u> い。                        |
|      | 上 1  | (28) 冷 却 材 放 出 [__格納<br>容器]            | (28) 冷 却 材 放 出 [原子炉<br>格納容器]            |
|      | 上 2  | …具体的な <u>重要</u> 事故シー<br>ケンスでは，…        | …具体的な__事故シーケ<br>ンスでは，…                  |
|      | 上 7  | (29) 格 納 容 器 各 領 域 間 の<br>流 動 [__格納容器] | (29) 格 納 容 器 各 領 域 間 の<br>流 動 [原子炉格納容器] |
|      | 上 8  | …具体的な <u>重要</u> 事故シー<br>ケンスでは，…        | …具体的な__事故シーケ<br>ンスでは，…                  |
|      | 上 9  | …ジルコニウム－水反応<br><u>用</u> によって…          | …ジルコニウム－水反応<br>__によって…                  |
|      | 上 9  | …非凝縮性ガス（含む水                            | …非凝縮性ガス（含む水                             |



| 頁    | 行    | 補 正 前                                 | 補 正 後                                           |
|------|------|---------------------------------------|-------------------------------------------------|
| 5-20 |      | 素__ ) は, …                            | 素 <u>ガス</u> ) は, …                              |
|      | 下 14 | …水素__及び酸素__の…                         | …水素 <u>ガス</u> 及び酸素 <u>ガス</u><br>の…              |
|      | 下 13 | …流入するため, __格納<br>容器内における…             | …流入するため, <u>原子炉</u><br>格納容器内における…               |
|      | 下 8  | (30) サプレッション・プ<br>ール冷却 [__格納容器]       | (30) サプレッション・プ<br>ール冷却 [ <u>原子炉</u> 格納容<br>器]   |
|      | 下 7  | …具体的な <u>重要</u> 事故シー<br>ケンスでは, …      | …具体的な__事故シーケ<br>ンスでは, …                         |
|      | 下 7～ | …用いて__格納容器から                          | …用いて <u>原子炉</u> 格納容器                            |
|      | 下 6  | …                                     | からの…                                            |
|      | 下 2  | …影響は <u>無</u> い。                      | …影響は <u>な</u> い。                                |
|      | 上 2  | …影響は <u>無</u> い。                      | …影響は <u>な</u> い。                                |
|      | 上 3  | (31) 気液界面の熱伝達<br>[__格納容器]             | (31) 気液界面の熱伝達<br>[ <u>原子炉</u> 格納容器]             |
|      | 上 4  | …具体的な <u>重要</u> 事故シー<br>ケンスでは, …      | …具体的な__事故シーケ<br>ンスでは, …                         |
|      | 上 10 | (32) 構造材との熱伝達及<br>び内部熱伝導 [__格納容<br>器] | (32) 構造材との熱伝達及<br>び内部熱伝導 [ <u>原子炉</u> 格<br>納容器] |
|      | 上 11 | …具体的な <u>重要</u> 事故シー<br>ケンスでは, …      | …具体的な__事故シーケ<br>ンスでは, …                         |

| 頁    | 行             | 補 正 前                                      | 補 正 後                                                                   |
|------|---------------|--------------------------------------------|-------------------------------------------------------------------------|
| 5-21 | 下 10          | (33) スプレイ冷却 [__格<br>納容器]                   | (33) スプレイ冷却 [ <u>原子<br/>炉</u> 格納容器]                                     |
|      | 下 9           | …具体的な <u>重要</u> 事故シー<br>ケンスでは、…            | …具体的な__事故シーケ<br>ンスでは、…                                                  |
|      | 下 4           | …影響は <u>無</u> い。                           | …影響は <u>な</u> い。                                                        |
|      | 下 1           | …影響は <u>無</u> い。                           | …影響は <u>な</u> い。                                                        |
|      | 上 1           | (34) 放射線水分解等によ<br>る水素__・酸素__発生<br>[__格納容器] | (34) 放射線水分解等によ<br>る水素 <u>ガス</u> ・酸素 <u>ガス</u> 発<br>生 [ <u>原子炉</u> 格納容器] |
|      | 上 2           | …具体的な <u>重要</u> 事故シー<br>ケンスでは、…            | …具体的な__事故シーケ<br>ンスでは、…                                                  |
|      | 上 3           | …水素・酸素__が…                                 | …水素 <u>ガス</u> 及び酸素 <u>ガス</u><br>が…                                      |
|      | 上 7           | …至ることは <u>無</u> いため、<br>影響は <u>無</u> い。    | …至ることは <u>な</u> いため、<br>影響は <u>な</u> い。                                 |
|      | 上 11          | (35) 格 納 容 器 ベ ン ト<br>[__格納容器]             | (35) 格納容器ベント [ <u>原<br/>子炉</u> 格納容器]                                    |
|      | 上 12          | …具体的な <u>重要</u> 事故シー<br>ケンスでは、…            | …具体的な__事故シーケ<br>ンスでは、…                                                  |
|      | 上 17          | …影響は <u>無</u> い。                           | …影響は <u>な</u> い。                                                        |
|      | 上 17～<br>上 18 | …によって、__格納容器<br>内の…                        | …によって、 <u>原子炉</u> 格納<br>容器内の…                                           |
|      | 下 16～         | …影響は <u>無</u> い。                           | …影響は <u>な</u> い。                                                        |

| 頁    | 行    | 補 正 前                                                   | 補 正 後                                                             |
|------|------|---------------------------------------------------------|-------------------------------------------------------------------|
| 5-22 | 下 15 |                                                         |                                                                   |
|      | 下 14 | (36) リ ロ ケ ー シ ョ ン<br>[__圧力容器(炉心損傷<br>後)]               | (36) リ ロ ケ ー シ ョ ン [原<br>子炉]圧力容器(炉心損傷<br>後)]                      |
|      | 下 13 | …具体的な <u>重要</u> 事故シー<br>ケンスでは、 …                        | …具体的な__事故シーケ<br>ンスでは、 …                                           |
|      | 下 9  | …水素__の…                                                 | …水素 <u>ガス</u> の…                                                  |
|      | 下 7  | …伴って__格納容器内の<br>…                                       | …伴って <u>原子炉</u> 格納容器<br>内の…                                       |
|      | 上 3  | …影響は <u>無</u> い。                                        | …影響は <u>な</u> い。                                                  |
|      | 上 4  | (37)原子炉圧力容器内 F<br>C I (熔融炉心細粒化)<br>[__圧力容器(炉心損傷<br>後)]  | (37)原子炉圧力容器内 F<br>C I (熔融炉心細粒化)<br>[ <u>原子炉</u> 圧力容器(炉心損<br>傷後)]  |
|      | 上 5  | …具体的な <u>重要</u> 事故シー<br>ケンスでは、 …                        | …具体的な__事故シーケ<br>ンスでは、 …                                           |
|      | 上 14 | …影響は <u>無</u> い。                                        | …影響は <u>な</u> い。                                                  |
|      | 上 16 | (38)原子炉圧力容器内 F<br>C I (デブリ粒子熱伝達)<br>[__圧力容器(炉心損傷<br>後)] | (38)原子炉圧力容器内 F<br>C I (デブリ粒子熱伝達)<br>[ <u>原子炉</u> 圧力容器(炉心損<br>傷後)] |
|      | 上 17 | …具体的な <u>重要</u> 事故シー<br>ケンスでは、 …                        | …具体的な__事故シーケ<br>ンスでは、 …                                           |

| 頁    | 行     | 補 正 前                                         | 補 正 後                                                  |
|------|-------|-----------------------------------------------|--------------------------------------------------------|
| 5-23 | 下 8   | …影響は <u>無</u> い。                              | …影響は <u>な</u> い。                                       |
|      | 下 6   | (39) 溶融炉心の再臨界<br>[__圧力容器(炉心損傷<br>後)]          | (39) 溶融炉心の再臨界<br>[ <u>原子炉</u> 圧力容器(炉心損<br>傷後)]         |
|      | 下 5   | …具体的な <u>重要</u> 事故シー<br>ケンスでは、…               | …具体的な__事故シーケ<br>ンスでは、…                                 |
|      | 下 2～  | …影響は <u>無</u> い。                              | …影響は <u>な</u> い。                                       |
|      | 下 1   |                                               |                                                        |
|      | 上 1   | (40) 構造材との熱伝達<br>[__圧力容器(炉心損傷<br>後)]          | (40) 構造材との熱伝達<br>[ <u>原子炉</u> 圧力容器(炉心損<br>傷後)]         |
|      | 上 2   | …具体的な <u>重要</u> 事故シー<br>ケンスでは、…               | …具体的な__事故シーケ<br>ンスでは、…                                 |
|      | 上 4   | …制御棒等の__炉内構造<br>物も、…                          | …制御棒等の <u>原子炉</u> 内構<br>造物も、…                          |
|      | 上 7   | …水素__の…                                       | …水素 <u>ガス</u> の…                                       |
|      | 上 9   | …伴って__格納容器内の<br>…                             | …伴って <u>原子炉</u> 格納容器<br>内の…                            |
|      | 上 11～ | …原子 <u>力</u> 圧力容器の…                           | …原子 <u>炉</u> 圧力容器の…                                    |
|      | 上 12  |                                               |                                                        |
|      | 上 17  | (41) 下部プレナムでの溶<br>融炉心の熱伝達 [__圧力<br>容器(炉心損傷後)] | (41) 下部プレナムでの溶<br>融炉心の熱伝達 [ <u>原子炉</u><br>圧力容器(炉心損傷後)] |

| 頁    | 行    | 補 正 前                                                | 補 正 後                                                                             |
|------|------|------------------------------------------------------|-----------------------------------------------------------------------------------|
| 5-24 | 下 16 | …具体的な <u>重要</u> 事故シー<br>ケンスでは， …                     | …具体的な__事故シーケ<br>ンスでは， …                                                           |
|      | 下 5  | …影響は <u>無</u> い。                                     | …影響は <u>な</u> い。                                                                  |
|      | 下 4  | …影響は <u>無</u> く， …                                   | …影響は <u>な</u> く， …                                                                |
|      | 下 3  | (42)原子炉圧力容器破損<br>[__圧力容器(炉心損傷<br>後)]                 | (42)原子炉圧力容器破損<br>[ <u>原子炉</u> 圧力容器(炉心損<br>傷後)]                                    |
|      | 下 2  | …具体的な <u>重要</u> 事故シー<br>ケンスでは， …                     | …具体的な__事故シーケ<br>ンスでは， …                                                           |
|      | 上 13 | (43)放射線水分解等によ<br>る水素__・酸素__発生<br>[__圧力容器(炉心損傷<br>後)] | (43)放射線水分解等によ<br>る水素 <u>ガス</u> ・酸素 <u>ガス</u> 発<br>生 [ <u>原子炉</u> 圧力容器(炉心<br>損傷後)] |
|      | 上 14 | …具体的な <u>重要</u> 事故シー<br>ケンスでは， …                     | …具体的な__事故シーケ<br>ンスでは， …                                                           |
|      | 上 15 | …水素__が…<br>…水蒸気と <u>共</u> に…                         | …水素 <u>ガス</u> が…<br>…水蒸気と <u>と</u> もに…                                            |
|      | 上 17 | …水素__及び酸素__発生<br>は， …                                | …水素 <u>ガス</u> 及び酸素 <u>ガス</u><br>発生は， …                                            |
|      | 下 13 | (44)原子炉圧力容器内 F<br>P 挙動 [__圧力容器(炉<br>心損傷後)]           | (44)原子炉圧力容器内 F<br>P 挙動 [ <u>原子炉</u> 圧力容器<br>(炉心損傷後)]                              |
|      | 下 12 | …具体的な <u>重要</u> 事故シー                                 | …具体的な__事故シーケ                                                                      |

| 頁    | 行    | 補 正 前                                                     | 補 正 後                                                                       |
|------|------|-----------------------------------------------------------|-----------------------------------------------------------------------------|
| 5-25 |      | ケンスでは、…                                                   | ンスでは、…                                                                      |
|      | 下 6  | …格納容器内 <u>雰囲気</u> 温度<br>に…                                | …格納容器内__温度に…                                                                |
|      | 下 3  | …水素__及び酸素__発<br>生、…                                       | …水素 <u>ガス</u> 及び酸素 <u>ガス</u><br>発生、…                                        |
|      | 下 1  | …格納容器過圧・過 <u>温度</u><br>破損の…                               | …格納容器過圧・過温__<br>破損の…                                                        |
|      | 上 3～ | …影響は <u>無</u> い。                                          | …影響は <u>な</u> い。                                                            |
|      | 上 4  |                                                           |                                                                             |
|      | 上 5  | (45)原子炉圧力容器破損<br>後の 高圧 溶融 炉心 放出<br>[__格納容器(炉心損傷<br>後)]    | (45)原子炉圧力容器破損<br>後の 高圧 溶融 炉心 放出<br>[ <u>原子炉</u> 格納容器(炉心損<br>傷後)]            |
|      | 上 6  | …具体的な <u>重要</u> 事故シー<br>ケンスでは、…                           | …具体的な__事故シーケ<br>ンスでは、…                                                      |
|      | 上 8  | (46)格納容器雰囲気直接<br>加熱 [__格納容器(炉心<br>損傷後)]                   | (46)格納容器雰囲気直接<br>加熱 [ <u>原子炉</u> 格納容器(炉<br>心損傷後)]                           |
|      | 上 9  | …具体的な <u>重要</u> 事故シー<br>ケンスでは、…                           | …具体的な__事故シーケ<br>ンスでは、…                                                      |
|      | 上 11 | (47)格納容器下部床面で<br>の 溶 融 炉 心 の 拡 が り<br>[__格納容器(炉心損傷<br>後)] | (47)格納容器下部床面で<br>の 溶 融 炉 心 の 拡 が り [ <u>原</u><br><u>子炉</u> 格納容器(炉心損傷<br>後)] |

| 頁 | 行             | 補 正 前                                                                                           | 補 正 後                                                                                                                                                                                                                                                            |
|---|---------------|-------------------------------------------------------------------------------------------------|------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
|   |               | 後)]                                                                                             | 後)]                                                                                                                                                                                                                                                              |
|   | 上 12          | …具体的な <u>重要</u> 事故シーケンスでは， …                                                                    | …具体的な__事故シーケンスでは， …                                                                                                                                                                                                                                              |
|   | 上 15～<br>上 16 | …コンクリート温度が融<br><u>解温度を上回る場合に，</u><br><u>コンクリートが分解し，</u><br><u>非凝縮性ガスが発生する</u><br><u>可能性がある。</u> | …コンクリート温度の <u>上</u><br><u>昇により熱分解が起こ</u><br><u>り， 水蒸気と二酸化炭素</u><br><u>が発生する。発生した水</u><br><u>蒸気， 二酸化炭素と溶融</u><br><u>炉心内の未酸化金属成分</u><br><u>が反応して水素や一酸化</u><br><u>炭素の非凝縮性ガスが発</u><br><u>生する。さらに， コンク</u><br><u>リート溶融温度に到達す</u><br><u>るとコンクリート侵食が</u><br><u>起こる。</u> |
|   | 下 10          | …影響は <u>無</u> い。<br>(48) 内部構造物の溶融，<br>破損 [__格納容器 (炉心<br>損傷後)]                                   | …影響は <u>な</u> い。<br>(48) 内部構造物の溶融，<br>破損 [ <u>原子炉</u> 格納容器 (炉<br>心損傷後)]                                                                                                                                                                                          |
|   | 下 9           | …具体的な <u>重要</u> 事故シーケンスでは， …                                                                    | …具体的な__事故シーケンスでは， …                                                                                                                                                                                                                                              |
|   | 下 2           | …影響は <u>無</u> い。                                                                                | …影響は <u>な</u> い。                                                                                                                                                                                                                                                 |
|   | 下 1           | (49) 原子炉圧力容器外 F                                                                                 | (49) 原子炉圧力容器外 F                                                                                                                                                                                                                                                  |

| 頁    | 行           | 補 正 前                                                    | 補 正 後                                                     |
|------|-------------|----------------------------------------------------------|-----------------------------------------------------------|
| 5-26 |             | C I (溶融炉心細粒化)<br>[__格納容器(炉心損傷<br>後)]                     | C I (溶融炉心細粒化)<br>[原子炉格納容器(炉心損<br>傷後)]                     |
|      | 上 1         | …具体的な <u>重要</u> 事故シー<br>ケンスでは、…                          | …具体的な__事故シーケ<br>ンスでは、…                                    |
|      | 上 11        | …影響は <u>無</u> い。                                         | …影響は <u>な</u> い。                                          |
|      | 上 12        | (50) 原子炉圧力容器外 F<br>C I (デブリ粒子熱伝達)<br>[__格納容器(炉心損傷<br>後)] | (50) 原子炉圧力容器外 F<br>C I (デブリ粒子熱伝達)<br>[原子炉格納容器(炉心損<br>傷後)] |
|      | 上 13        | …具体的な <u>重要</u> 事故シー<br>ケンスでは、…                          | …具体的な__事故シーケ<br>ンスでは、…                                    |
|      | 下 11        | …影響は <u>無</u> い。                                         | …影響は <u>な</u> い。                                          |
|      | 下 10        | (51) 格納容器直接接触<br>[__格納容器(炉心損傷<br>後)]                     | (51) 格納容器直接接触<br>[原子炉格納容器(炉心損<br>傷後)]                     |
|      | 下 9         | …具体的な <u>重要</u> 事故シー<br>ケンスでは、…                          | …具体的な__事故シーケ<br>ンスでは、…                                    |
|      | 下 8～<br>下 7 | …可能性があるが、__格<br>納容器バウンダリは、…                              | …可能性があるが、 <u>原子<br/>炉</u> 格納容器バウンダリ<br>は、…                |
|      | 下 7         | …接触することが <u>無</u> い構<br>造…                               | …接触することが <u>な</u> い構<br>造…                                |



| 頁    | 行    | 補 正 前                                                          | 補 正 後                                                                                                                                                                      |
|------|------|----------------------------------------------------------------|----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| 5-27 | 下 6  | …影響は <u>無</u> い。                                               | …影響は <u>な</u> い。                                                                                                                                                           |
|      | 下 5  | (52) 溶融炉心と格納容器<br>下部プール水との伝熱<br>[ <u>格納容器</u> (炉心損傷<br>後)]     | (52) 溶融炉心と格納容器<br>下部プール水との伝熱<br>[ <u>原子炉格納容器</u> (炉心損<br>傷後)]                                                                                                              |
|      | 下 4  | …具体的な <u>重要</u> 事故シー<br>ケンスでは、…                                | …具体的な <u> </u> 事故シーケ<br>ンスでは、…                                                                                                                                             |
|      | 下 3  | …床面に堆積し、 <u> </u> プー<br>ル水による…                                 | …床面に堆積し、 <u>格納容<br/>器下部に事前に注水され<br/>た</u> プール水による…                                                                                                                         |
|      | 下 2～ | …コンクリート温度が <u>融</u>                                            | …コンクリート温度の <u>上</u>                                                                                                                                                        |
|      | 下 1  | <u>解温度を上回る場合に、<br/>コンクリートが分解し、<br/>非凝縮性ガスが発生する<br/>可能性がある。</u> | <u>昇により熱分解が起こ<br/>り、水蒸気と二酸化炭素<br/>が発生する。発生した水<br/>蒸気、二酸化炭素と溶融<br/>炉心内の未酸化金属成分<br/>が反応して水素や一酸化<br/>炭素の非凝縮性ガスが発<br/>生する。さらに、コンク<br/>リート溶融温度に到達す<br/>るとコンクリート侵食が<br/>起こる。</u> |
|      | 上 6  | …影響は <u>無</u> い。                                               | …影響は <u>な</u> い。                                                                                                                                                           |

| 頁 | 行             | 補 正 前                                                           | 補 正 後                                                                                                                                |
|---|---------------|-----------------------------------------------------------------|--------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
|   | 上 7           | (53) 溶融炉心とコンクリートの伝熱〔__格納容器(炉心損傷後)〕                              | (53) 溶融炉心とコンクリートの伝熱〔 <u>原子炉格納容器</u> (炉心損傷後)〕                                                                                         |
|   | 上 8           | …具体的な <u>重要</u> 事故シナリオでは、…                                      | …具体的な__事故シナリオでは、…                                                                                                                    |
|   | 上 10～<br>上 12 | …コンクリート温度が融解温度を上回る場合に、<br>コンクリートが分解し、<br>非凝縮性ガスが発生する<br>可能性がある。 | …コンクリート温度の <u>上昇により熱分解が起こり、水蒸気と二酸化炭素が発生する。発生した水蒸気、二酸化炭素と溶融炉心内の未酸化金属成分が反応して水素や一酸化炭素の非凝縮性ガスが発生する。さらに、コンクリート溶融温度に到達するとコンクリート侵食が起こる。</u> |
|   | 上 16～<br>上 17 | …影響は <u>無</u> い。                                                | …影響は <u>な</u> い。                                                                                                                     |
|   | 下 16          | (54) コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生〔__格納容器(炉心損傷後)〕                          | (54) コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生〔 <u>原子炉格納容器</u> (炉心損傷後)〕                                                                                     |

| 頁    | 行             | 補 正 前                                                                    | 補 正 後                                                                                                                                          |
|------|---------------|--------------------------------------------------------------------------|------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| 5-28 | 下 15          | …具体的な <u>重要</u> 事故シーケンスでは， …                                             | …具体的な__事故シーケンスでは， …                                                                                                                            |
|      | 下 13～<br>下 11 | …コンクリート温度が <u>融解</u> 温度を上回る場合に，<br>コンクリートが分解し，<br>非凝縮性ガスが発生する<br>可能性がある。 | …コンクリート温度の <u>上昇</u> により <u>熱分解</u> が起こり，水蒸気と二酸化炭素が発生する。発生した水蒸気，二酸化炭素と溶融炉心内の未酸化金属成分が反応して水素や一酸化炭素の非凝縮性ガスが発生する。さらに，コンクリート溶融温度に到達するとコンクリート侵食が起こる。 |
|      | 下 8           | …温度 <u>及び</u> 水素燃焼の…                                                     | …温度 <u>並びに</u> 水素燃焼の…                                                                                                                          |
|      | 下 6           | …影響は <u>無</u> い。                                                         | …影響は <u>な</u> い。                                                                                                                               |
|      | 下 5           | (55) 溶融炉心の再臨界<br>[__格納容器(炉心損傷後)]                                         | (55) 溶融炉心の再臨界<br>[ <u>原子炉</u> 格納容器(炉心損傷後)]                                                                                                     |
|      | 下 4           | …具体的な <u>重要</u> 事故シーケンスでは， …                                             | …具体的な__事故シーケンスでは， …                                                                                                                            |
|      | 上 2           | …影響は <u>無</u> い。                                                         | …影響は <u>な</u> い。                                                                                                                               |

| 頁                | 行   | 補 正 前                                             | 補 正 後                                               |
|------------------|-----|---------------------------------------------------|-----------------------------------------------------|
| 5-29～5-31        | 上 3 | (56)原子炉格納容器内 F<br>P 挙動 [__格納容器(炉<br>心損傷後)]        | (56)原子炉格納容器内 F<br>P 挙動 [ <u>原子炉格納容器</u><br>(炉心損傷後)] |
|                  | 上 4 | …具体的な <u>重要</u> 事故シー<br>ケンスでは、…                   | …具体的な__事故シーケ<br>ンスでは、…                              |
|                  | 下 6 | …水素__及び酸素__が…                                     | …水素 <u>ガス</u> 及び酸素 <u>ガス</u><br>が…                  |
|                  | 下 1 | …影響は <u>無</u> い。                                  | …影響は <u>な</u> い。                                    |
| 5-32～5-36        |     | <u>表 2.3-1 有効性評価の<br/>物理現象のランク(炉心<br/>損傷防止)</u>   | 別紙－追補 2.Ⅲ－5－1 に<br>変更する。                            |
|                  |     | <u>表 2.3-2 有効性評価の<br/>物理現象のランク(格納<br/>容器破損防止)</u> | 別紙－追補 2.Ⅲ－5－2 に<br>変更する。                            |
| 5-1-1～<br>5-1-72 |     | <u>__5-1-1～__5-1-72</u>                           | <u>添付 5-1-1～添付 5-1-72</u>                           |
| 5-1-2            | 上 2 | …__5-1-3                                          | … <u>添付 5-1-3</u>                                   |
|                  | 上 3 | …__5-1-3                                          | … <u>添付 5-1-3</u>                                   |
|                  | 上 4 | …__5-1-3                                          | … <u>添付 5-1-3</u>                                   |
|                  | 上 5 | …__5-1-16                                         | … <u>添付 5-1-16</u>                                  |
|                  | 上 6 | …__5-1-66                                         | … <u>添付 5-1-66</u>                                  |
|                  | 下 6 | …__5-1-67                                         | … <u>添付 5-1-67</u>                                  |
|                  | 下 4 | …__5-1-69                                         | … <u>添付 5-1-69</u>                                  |

| 頁                    | 行   | 補 正 前                                                          | 補 正 後                                                          |
|----------------------|-----|----------------------------------------------------------------|----------------------------------------------------------------|
| 5-2-1～<br>5-2-50     | 下 2 | …__5-1-71                                                      | … <u>添付</u> 5-1-71                                             |
|                      | 下 1 | …__5-1-72                                                      | … <u>添付</u> 5-1-72                                             |
|                      |     | __5-2-1～__5-2-50                                               | <u>添付</u> 5-2-1～ <u>添付</u> 5-2-50                              |
|                      |     | …__5-2-3                                                       | … <u>添付</u> 5-2-3                                              |
|                      |     | …__5-2-3                                                       | … <u>添付</u> 5-2-3                                              |
|                      |     | …__5-2-4                                                       | … <u>添付</u> 5-2-4                                              |
|                      |     | …__5-2-27                                                      | … <u>添付</u> 5-2-27                                             |
|                      |     | …__5-2-34                                                      | … <u>添付</u> 5-2-34                                             |
|                      |     | …__5-2-39                                                      | … <u>添付</u> 5-2-39                                             |
|                      |     | …__5-2-40                                                      | … <u>添付</u> 5-2-40                                             |
| 5-2-15<br><br>5-2-16 |     | …__5-2-49                                                      | … <u>添付</u> 5-2-49                                             |
|                      |     | <u>表 3-5 COTELS 実験の主要な実験条件及び実験結果</u>                           | 別紙－追補 2. III－5－3 に変更する。                                        |
| 5-2-17               |     | 表 3-6 TROI 実験の主要な実験条件及び実験結果<br>(1/2) <sup>[8][9][18][19]</sup> | 表 3-6 TROI 実験の主要な実験条件及び実験結果<br>(1/2) <sup>[8][9][19][20]</sup> |
|                      | 下 2 | (注 1)参考文献[18]によれば…                                             | (注 1)参考文献[19]によれば…                                             |
|                      | 下 1 | (注 2)参考文献[18]によれば…                                             | (注 2)参考文献[19]によれば…                                             |
| 5-2-17               |     | 表 3-6 TROI 実験の主要                                               | 表 3-6 TROI 実験の主要                                               |

| 頁      | 行   | 補 正 前                                                                                                              | 補 正 後                                                                                                              |
|--------|-----|--------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|--------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| 5-2-18 | 下 2 | な実験条件及び実験結果<br>(2/2) <sup>[8][9][18][19]</sup><br><br>(注 1)参考文献[18]によ<br>れば…                                       | な実験条件及び実験結果<br>(2/2) <sup>[8][9][19][20]</sup><br><br>(注 1)参考文献[19]によれ<br>ば…                                       |
|        | 下 1 | (注 2)参考文献[18]によ<br>れば…                                                                                             | (注 2)参考文献[19]によれ<br>ば…                                                                                             |
|        |     | 表 3-7 SERENA 実験（フ<br>ェーズ 2）の主要な実験<br>条件及び実験結果 <sup>[21]</sup>                                                      | 表 3-7 SERENA 実験（フ<br>ェーズ 2）の主要な実験<br>条件及び実験結果 <sup>[22]</sup>                                                      |
| 5-2-19 | 下 3 | （注 1）実験条件の過熱<br>度はUO2/ZrO2の相図 <sup>[20]</sup><br>より…                                                               | （注 1）実験条件の過熱度<br>は UO2/ZrO2 の相図 <sup>[21]</sup> よ<br>り…                                                            |
| 5-2-41 |     | 付表 1 FARO 実験におけ<br>る過熱度 <sup>[23]</sup>                                                                            | 付表 1 FARO 実験におけ<br>る過熱度 <sup>[24]</sup>                                                                            |
| 5-2-42 |     | 付図 1 L-06 実験結果/<br>解析結果比較（圧力スパ<br>イク） <sup>[22]</sup><br><br>付図 2 L-08 実験結果/<br>解析結果比較（圧力スパ<br>イク） <sup>[22]</sup> | 付図 1 L-06 実験結果/解<br>析結果比較（圧力スパイ<br>ク） <sup>[23]</sup><br><br>付図 2 L-08 実験結果/解<br>析結果比較（圧力スパイ<br>ク） <sup>[23]</sup> |
| 5-2-43 |     | 付図 3 L-14 実験結果/<br>解析結果比較（圧力スパ<br>イク） <sup>[22]</sup>                                                              | 付図 3 L-14 実験結果/解<br>析結果比較（圧力スパイ<br>ク） <sup>[23]</sup>                                                              |

| 頁      | 行 | 補 正 前                                               | 補 正 後                                               |
|--------|---|-----------------------------------------------------|-----------------------------------------------------|
| 5-2-44 |   | 付図 4 L-11 実験結果/<br>解析結果比較（圧力スパイク） <sup>〔22〕</sup>   | 付図 4 L-11 実験結果/解<br>析結果比較（圧力スパイク） <sup>〔23〕</sup>   |
|        |   | 付図 5 L-06 実験結果/<br>解析結果比較（デブリ粒子径） <sup>〔22〕</sup>   | 付図 5 L-06 実験結果/解<br>析結果比較（デブリ粒子径） <sup>〔23〕</sup>   |
|        |   | 付図 6 L-08 実験結果/<br>解析結果比較（デブリ粒子径） <sup>〔22〕</sup>   | 付図 6 L-08 実験結果/解<br>析結果比較（デブリ粒子径） <sup>〔23〕</sup>   |
| 5-2-45 |   | 付図 7 L-14 実験結果/<br>解析結果比較（デブリ粒子径） <sup>〔22〕</sup>   | 付図 7 L-14 実験結果/解<br>析結果比較（デブリ粒子径） <sup>〔23〕</sup>   |
|        |   | 付図 8 L-11 実験結果/<br>解析結果比較（デブリ粒子径） <sup>〔22〕</sup>   | 付図 8 L-11 実験結果/解<br>析結果比較（デブリ粒子径） <sup>〔23〕</sup>   |
| 5-2-46 |   | 付図 9 L-06 実験結果/<br>解析結果比較（堆積デブリ質量） <sup>〔22〕</sup>  | 付図 9 L-06 実験結果/解<br>析結果比較（堆積デブリ質量） <sup>〔23〕</sup>  |
|        |   | 付図 10 L-08 実験結果/<br>解析結果比較（堆積デブリ質量） <sup>〔22〕</sup> | 付図 10 L-08 実験結果/<br>解析結果比較（堆積デブリ質量） <sup>〔23〕</sup> |
| 5-2-47 |   | 付図 11 L-14 実験結果/<br>解析結果比較（堆積デブリ質量） <sup>〔22〕</sup> | 付図 11 L-14 実験結果/<br>解析結果比較（堆積デブリ質量） <sup>〔23〕</sup> |

| 頁                 | 行                   | 補 正 前                                                            | 補 正 後                                                                                                                                                      |
|-------------------|---------------------|------------------------------------------------------------------|------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| 5-2-50            | 上 2 と<br>上 3 の<br>間 | リ質量) <sup>[22]</sup>                                             | リ質量) <sup>[23]</sup>                                                                                                                                       |
|                   |                     | 付図 12 L-11 実験結果/<br>解析結果比較 (堆積デブ<br>リ質量) <sup>[22]</sup>         | 付図 12 L-11 実験結果/<br>解析結果比較 (堆積デブ<br>リ質量) <sup>[23]</sup>                                                                                                   |
|                   |                     | (記載の追加)                                                          | [ 1 8 ] M. Kato, et al,<br>Fuel Coolant<br>Interaction Tests<br>using UO <sub>2</sub> Corium under<br>Ex-vessel Conditions,<br>JAERI-Conf 99-005,<br>1999. |
|                   |                     | [ <u>1 8</u> ] J. H. Song, …                                     | [ <u>1 9</u> ] J. H. Song, …                                                                                                                               |
|                   |                     | [ <u>1 9</u> ] J. H. Kim, …                                      | [ <u>2 0</u> ] J. H. Kim, …                                                                                                                                |
|                   |                     | [ <u>2 0</u> ] NUCLEA Nuclear<br>Thermodynamic<br>Database, …    | [ <u>2 1</u> ] NUCLEA Nuclear<br>Thermodynamic Database,<br>…                                                                                              |
|                   |                     | [ <u>2 1</u> ] NEA/CSNI/R, …                                     | [ <u>2 2</u> ] NEA/CSNI/R, …                                                                                                                               |
|                   |                     | [ <u>2 2</u> ] Electric Power<br>Research Institute<br>(EPRI), … | [ <u>2 3</u> ] Electric Power<br>Research Institute<br>(EPRI), …                                                                                           |
| 5-3-1～<br>5-3-113 | 下 2                 | [ <u>2 3</u> ] D. Magallon, …<br>__5-3-1～__5-3-113               | [ <u>2 4</u> ] D. Magallon, …<br><u>添付</u> 5-3-1～ <u>添付</u> 5-3-113                                                                                        |



| 頁     | 行 | 補 正 前       | 補 正 後               |
|-------|---|-------------|---------------------|
| 5-3-2 |   | … __5-3-3   | … <u>添付</u> 5-3-3   |
|       |   | … __5-3-4   | … <u>添付</u> 5-3-4   |
|       |   | … __5-3-5   | … <u>添付</u> 5-3-5   |
|       |   | … __5-3-8   | … <u>添付</u> 5-3-8   |
|       |   | … __5-3-32  | … <u>添付</u> 5-3-32  |
|       |   | … __5-3-44  | … <u>添付</u> 5-3-44  |
|       |   | … __5-3-45  | … <u>添付</u> 5-3-45  |
|       |   | … __5-3-45  | … <u>添付</u> 5-3-45  |
|       |   | … __5-3-52  | … <u>添付</u> 5-3-52  |
|       |   | … __5-3-77  | … <u>添付</u> 5-3-77  |
|       |   | … __5-3-94  | … <u>添付</u> 5-3-94  |
|       |   | … __5-3-109 | … <u>添付</u> 5-3-109 |
|       |   | … __5-3-111 | … <u>添付</u> 5-3-111 |

表 2.3-1 有効性評価の物理現象のランク（炉心損傷防止）（1/3）

| 評価対象 |                     | 炉心損傷防止          |                 |               |               |               |
|------|---------------------|-----------------|-----------------|---------------|---------------|---------------|
|      |                     | 高圧・低圧注水機<br>能喪失 | 高圧注水・減圧機<br>能喪失 | 全交流動力電源喪失     | 崩壊熱除去機能喪失     | LOCA時注水機能喪失   |
| 分類   | 物理現象                | 原子炉格納容器圧力及び温度   | 原子炉格納容器圧力及び温度   | 原子炉格納容器圧力及び温度 | 原子炉格納容器圧力及び温度 | 原子炉格納容器圧力及び温度 |
|      |                     |                 |                 |               |               |               |
| 核    | (1) 核分裂出力           | L               | L               | L             | L             | L             |
|      | (2) 出力分布変化          | L               | L               | L             | L             | L             |
|      | (3) 反応度フィードバック効果    | L               | L               | L             | L             | L             |
|      | (4) 制御棒反応度効果        | L               | L               | L             | L             | L             |
|      | (5) 崩壊熱             | H               | H               | H             | H             | H             |
|      | (6) 三次元効果           | I               | I               | I             | I             | I             |
| 燃料   | (7) 燃料棒内温度変化        | L               | L               | L             | L             | L             |
|      | (8) 燃料棒表面熱伝達        | L               | L               | L             | L             | L             |
|      | (9) 沸騰遷移            | L               | L               | L             | L             | L             |
|      | (10) 燃料被覆管酸化        | L               | L               | L             | L             | L             |
|      | (11) 燃料被覆管変形        | L               | L               | L             | L             | L             |
|      | (12) 三次元効果          | L               | L               | L             | L             | L             |
| 熱流動  | (13) 沸騰・ボイド率変化      | L               | L               | L             | L             | L             |
|      | (14) 気液分離（水位変化）・対向流 | L               | L               | L             | L             | L             |
|      | (15) 気液熱非平衡         | L               | L               | L             | L             | L             |
|      | (16) 圧力損失           | L               | L               | L             | L             | L             |
|      | (17) 三次元効果          | L               | L               | L             | L             | L             |

表 2.3-1 有効性評価の物理現象のランク (炉心損傷防止) (2/3)

| 評価対象                  |                                | 炉心損傷防止          |                 |               |               |               |
|-----------------------|--------------------------------|-----------------|-----------------|---------------|---------------|---------------|
|                       |                                | 高圧・低圧注水機<br>能喪失 | 高圧注水・減圧機<br>能喪失 | 全交流動力電源喪失     | 崩壊熱除去機能喪失     | L O C 時注水機能喪失 |
| 分類                    | 物理現象                           | 原子炉格納容器圧力及び温度   | 原子炉格納容器圧力及び温度   | 原子炉格納容器圧力及び温度 | 原子炉格納容器圧力及び温度 | 原子炉格納容器圧力及び温度 |
|                       | 評価指標                           |                 |                 |               |               |               |
| (逃がし安全弁含む)<br>原子炉圧力容器 | (18) 冷却材流量変化                   | L               | L               | L             | L             | L             |
|                       | (19) 冷却材放出 (臨界流・差圧流)           | L               | L               | L             | L             | L             |
|                       | (20) 沸騰・凝縮・ボイド率変化              | L               | L               | L             | L             | L             |
|                       | (21) 気液分離・対向流                  | L               | L               | L             | L             | L             |
|                       | (22) 気液熱非平衡                    | I               | I               | I             | I             | I             |
|                       | (23) 圧力損失                      | L               | L               | L             | L             | L             |
|                       | (24) 構造材との熱伝達                  | L               | L               | L             | L             | L             |
|                       | (25) E C C S 注水 (給水系・代替注水設備含む) | M               | M               | M             | M             | M             |
|                       | (26) ほう酸水の拡散                   | I               | I               | I             | I             | I             |
|                       | (27) 三次元効果                     | L               | L               | L             | L             | L             |

表 2.3-1 有効性評価の物理現象のランク (炉心損傷防止) (3/3)

| 評価対象    |                            | 炉心損傷防止          |                 |               |               |                 |
|---------|----------------------------|-----------------|-----------------|---------------|---------------|-----------------|
|         |                            | 高圧・低圧注水機<br>能喪失 | 高圧注水・減圧機<br>能喪失 | 全交流動力電源喪失     | 崩壊熱除去機能喪失     | LOCA時注水機<br>能喪失 |
| 分類      | 物理現象                       | 原子炉格納容器圧力及び温度   | 原子炉格納容器圧力及び温度   | 原子炉格納容器圧力及び温度 | 原子炉格納容器圧力及び温度 | 原子炉格納容器圧力及び温度   |
|         | 評価指標                       |                 |                 |               |               |                 |
| 原子炉格納容器 | (28) 冷却材放出                 | L               | L               | L             | L             | L               |
|         | (29) 格納容器各領域間の流動           | H               | H               | H             | H             | H               |
|         | (30) サプレッション・プール冷却         | I               | H               | H             | H             | I               |
|         | (31) 気液界面の熱伝達              | M               | M               | M             | M             | M               |
|         | (32) 構造材との熱伝達及び内部熱伝導       | M               | M               | M             | M             | M               |
|         | (33) スプレイ冷却                | H               | I               | H             | H             | H               |
|         | (34) 放射線水分解等による水素ガス・酸素ガス発生 | I               | I               | I             | I             | I               |
|         | (35) 格納容器ベント               | H               | I               | H             | H             | H               |

表 2. 3-2 有効性評価の物理現象のランク (格納容器破損防止) (1/5)

| 評価対象 |      | 格納容器破損防止         |          |                     |              |      |                 |
|------|------|------------------|----------|---------------------|--------------|------|-----------------|
|      |      | 格納容器過圧・過温破損      |          | 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱 | 溶融燃料－冷却材相互作用 | 水素燃焼 | 溶融炉心・コンクリート相互作用 |
|      |      | 原子炉格納容器圧力及び温度    | 原子炉格納容器圧 | 原子炉圧力               | 原子炉格納容器圧力    | 酸素濃度 | コンクリート侵食量       |
| 分類   | 物理現象 | 評価指標             |          |                     |              |      |                 |
|      |      | (1)              | (2)      | (3)                 | (4)          | (5)  | (6)             |
| 炉心   | 核    | 核分裂出力            | I        | I                   | I            | I    | I               |
|      |      | 出力分布変化           | I        | I                   | I            | I    | I               |
|      |      | 反応度フィードバック効果     | I        | I                   | I            | I    | I               |
|      |      | 制御棒反応度効果         | I        | I                   | I            | I    | I               |
|      |      | 崩壊熱              | H        | H                   | H            | H    | H               |
|      |      | 三次元効果            | I        | I                   | I            | I    | I               |
|      | 燃料   | 燃料棒内温度変化         | H        | H                   | H            | H    | H               |
|      |      | 燃料棒表面熱伝達         | H        | H                   | H            | H    | H               |
|      |      | 沸騰遷移             | I        | I                   | I            | I    | I               |
|      |      | 燃料被覆管酸化          | H        | H                   | H            | H    | H               |
|      |      | 燃料被覆管変形          | H        | H                   | H            | H    | H               |
|      |      | 三次元効果            | I        | I                   | I            | I    | I               |
|      |      | 沸騰・ボイド率変化        | H        | H                   | H            | H    | H               |
|      |      | 気液分離 (水位変化) ・対向流 | H        | H                   | H            | H    | H               |
|      |      | 気液熱非平衡           | L        | L                   | L            | L    | L               |
|      |      | 圧力損失             | L        | L                   | L            | L    | L               |
|      |      | 三次元効果            | I        | I                   | I            | I    | I               |

表 2.3-2 有効性評価の物理現象のランク (格納容器破損防止) (2/5)

| 評価対象 |                                | 格納容器破損防止      |                     |              |      |                 |
|------|--------------------------------|---------------|---------------------|--------------|------|-----------------|
|      |                                | 格納容器過圧・過温破損   | 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱 | 溶融燃料－冷却材相互作用 | 水素燃焼 | 溶融炉心・コンクリート相互作用 |
| 分類   | 物理現象                           | 原子炉格納容器圧力及び温度 | 原子炉圧力               | 原子炉格納容器圧力    | 酸素濃度 | コンクリート侵食量       |
|      | (18) 冷却材流量変化                   | L             | L                   | L            | L    | L               |
|      | (19) 冷却材放出 (臨界流・差圧流)           | L             | M                   | L            | L    | L               |
|      | (20) 沸騰・凝縮・ボイド率変化              | L             | L                   | L            | L    | L               |
|      | (21) 気液分離・対向流                  | L             | L                   | L            | L    | L               |
|      | (22) 気液熱非平衡                    | L             | L                   | L            | L    | L               |
|      | (23) 圧力損失                      | L             | L                   | L            | L    | L               |
|      | (24) 構造材との熱伝達                  | L             | L                   | L            | L    | L               |
|      | (25) E C C S 注水 (給水系・代替注水設備含む) | M             | I                   | I            | M    | <u>H</u>        |
|      | (26) ほう酸水の拡散                   | I             | I                   | I            | I    | I               |
|      | (27) 三次元効果                     | I             | I                   | I            | I    | I               |

(逃がし安全弁含む)  
原子炉圧力容器

表 2.3-2 有効性評価の物理現象のランク (格納容器破損防止) (3/5)

| 評価対象    |                            | 格納容器破損防止      |                     |              |          |                 |
|---------|----------------------------|---------------|---------------------|--------------|----------|-----------------|
|         |                            | 格納容器過圧・過温破損   | 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱 | 溶融燃料－冷却材相互作用 | 水素燃焼     | 溶融炉心・コンクリート相互作用 |
| 分類      | 物理現象                       | 評価指標          |                     |              |          |                 |
|         |                            | 原子炉格納容器圧力及び温度 | 原子炉圧力               | 原子炉格納容器圧力    | 酸素濃度     | コンクリート侵食量       |
| 原子炉格納容器 | (28) 冷却材放出                 | L             | L                   | L            | L        | L               |
|         | (29) 格納容器各領域間の流動           | <u>H</u>      | L                   | <u>H</u>     | <u>H</u> | L               |
|         | (30) サプレッション・プール冷却         | <u>H</u>      | I                   | I            | <u>H</u> | I               |
|         | (31) 気液界面の熱伝達              | M             | L                   | L            | L        | L               |
|         | (32) 構造材との熱伝達及び内部熱伝導       | M             | L                   | L            | L        | L               |
|         | (33) スプレイ冷却                | <u>H</u>      | I                   | I            | <u>H</u> | I               |
|         | (34) 放射線水分解等による水素ガス・酸素ガス発生 | M             | L                   | L            | <u>H</u> | L               |
|         | (35) 格納容器ベント               | <u>H</u>      | I                   | I            | <u>H</u> | I               |

表 2.3-2 有効性評価の物理現象のランク (格納容器破損防止) (4/5)

| 評価事象                            |                             | 格納容器破損防止      |                     |              |      |                 |
|---------------------------------|-----------------------------|---------------|---------------------|--------------|------|-----------------|
| 分類                              | 物理現象                        | 格納容器過圧・過温破損   | 高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱 | 溶融燃料-冷却材相互作用 | 水素燃焼 | 溶融炉心・コンクリート相互作用 |
|                                 | 評価指標                        | 原子炉格納容器圧力及び温度 | 原子炉圧力               | 原子炉格納容器圧力    | 酸素濃度 | コンクリート侵食量       |
| (逃がし安全弁含む)<br>原子炉損傷後<br>原子炉圧力容器 | (36) リロケーション                | H             | H                   | H            | H    | H               |
|                                 | (37) 原子炉圧力容器内FCI(溶融炉心細粒化)   | L             | M                   | L            | I    | L               |
|                                 | (38) 原子炉圧力容器内FCI(デブリ粒子熱伝達)  | L             | M                   | L            | I    | L               |
|                                 | (39) 溶融炉心の再臨界               | I             | I                   | I            | I    | I               |
|                                 | (40) 構造材との熱伝達               | H             | H                   | H            | H    | H               |
|                                 | (41) 下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達       | M             | H                   | L            | I    | H               |
|                                 | (42) 原子炉圧力容器破損              | H             | H                   | H            | H    | H               |
|                                 | (43) 放射線水分解等による水素ガス・酸素ガスの発生 | M             | L                   | L            | H    | L               |
|                                 | (44) 原子炉圧力容器内F P挙動          | M             | I                   | I            | M    | M               |



表 2.3-2 有効性評価の物理現象のランク (格納容器破損防止) (5/5)

| 評価事象 |                 | 格納容器破損防止      |                         |              |      |                 |   |   |
|------|-----------------|---------------|-------------------------|--------------|------|-----------------|---|---|
|      |                 | 格納容器過圧・過温破損   | 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱     | 溶融燃料－冷却材相互作用 | 水素燃焼 | 溶融炉心・コンクリート相互作用 |   |   |
| 分類   | 物理現象            | 評価指標          |                         |              |      |                 |   |   |
|      |                 | 原子炉格納容器圧力及び温度 | 原子炉圧力                   | 原子炉格納容器圧力    | 酸素濃度 | コンクリート侵食量       |   |   |
|      | 原子炉格納容器(炉心損傷後)  | (45)          | 原子炉圧力容器破損後の高圧溶融炉心放出     | －            | －    | －               | － |   |
|      |                 | (46)          | 格納容器雰囲気直接加熱             | －            | －    | －               | － |   |
|      |                 | (47)          | 格納容器下部床面での溶融炉心の拡がり      | L            | I    | I               | I | H |
|      |                 | (48)          | 内部構造物の溶融、破損             | I            | I    | L               | I | L |
|      |                 | (49)          | 原子炉圧力容器外 FCI (溶融炉心細粒化)  | M            | I    | H               | I | H |
|      |                 | (50)          | 原子炉圧力容器外 FCI (デブリ粒子熱伝達) | M            | I    | H               | I | H |
|      |                 | (51)          | 格納容器直接接触                | I            | I    | I               | I | I |
|      |                 | (52)          | 溶融炉心と格納容器下部プール水との伝熱     | M            | I    | I               | I | H |
|      |                 | (53)          | 溶融炉心とコンクリートの伝熱          | M            | I    | I               | I | H |
|      |                 | (54)          | コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生      | M            | I    | I               | M | H |
| (55) |                 | 溶融炉心の再臨界      | I                       | I            | I    | I               | I |   |
| (56) | 原子炉格納容器内 F P 挙動 | M             | I                       | I            | M    | L               |   |   |

「－」：現象の発生防止を評価しており，現象モデルとしては考慮していないため，ランクの分類の対象としない。

表 3-5 COTELS 実験の主要な実験条件及び実験結果〔7〕

| 実験名    | 実験ケース | 溶融物組成                                                           | 溶融物質量 (kg) | 圧力 (MPa) | サブクール度 (K) | 水深 (m) | 外部トリガー | 水蒸気爆発発生 | 機械的エネルギー変換効率(%) |
|--------|-------|-----------------------------------------------------------------|------------|----------|------------|--------|--------|---------|-----------------|
| COTELS | A1    | 55wt.%UO <sub>2</sub> -25wt.%Zr-5wt.%ZrO <sub>2</sub> -15wt.%SS | 56.3       | 0.20     | 0          | 0.4    | No     | No      | -               |
|        | A4    | 55wt.%UO <sub>2</sub> -25wt.%Zr-5wt.%ZrO <sub>2</sub> -15wt.%SS | 27.0       | 0.30     | 8          | 0.4    | No     | No      | -               |
|        | A5    | 55wt.%UO <sub>2</sub> -25wt.%Zr-5wt.%ZrO <sub>2</sub> -15wt.%SS | 55.4       | 0.25     | 12         | 0.4    | No     | No      | -               |
|        | A6    | 55wt.%UO <sub>2</sub> -25wt.%Zr-5wt.%ZrO <sub>2</sub> -15wt.%SS | 53.1       | 0.21     | 21         | 0.4    | No     | No      | -               |
|        | A8    | 55wt.%UO <sub>2</sub> -25wt.%Zr-5wt.%ZrO <sub>2</sub> -15wt.%SS | 47.7       | 0.45     | 24         | 0.4    | No     | No      | -               |
|        | A9    | 55wt.%UO <sub>2</sub> -25wt.%Zr-5wt.%ZrO <sub>2</sub> -15wt.%SS | 57.1       | 0.21     | 0          | 0.9    | No     | No      | -               |
|        | A10   | 55wt.%UO <sub>2</sub> -25wt.%Zr-5wt.%ZrO <sub>2</sub> -15wt.%SS | 55.0       | 0.47     | 21         | 0.4    | No     | No      | -               |
|        | A11   | 55wt.%UO <sub>2</sub> -25wt.%Zr-5wt.%ZrO <sub>2</sub> -15wt.%SS | 53.0       | 0.27     | 86         | 0.8    | No     | No      | -               |
|        |       |                                                                 |            |          |            |        |        |         |                 |
|        |       |                                                                 |            |          |            |        |        |         |                 |
|        |       |                                                                 |            |          |            |        |        |         |                 |

(注) 溶融物温度は 3000～3100K と見積もられている〔10〕〔18〕