

伊方発電所 3号機
S A時の原子炉格納容器構造健全性に関する評価

平成28年10月21日
四国電力株式会社

1. 評価の概要

<伊方3号機再稼働審査>

- ⇒新規制基準要求として、重大事故等時においても、原子炉格納容器（CV）の放射性物質の閉じ込め機能が確保できることを確認する必要がある
- ⇒伊方3号機の重大事故等時のCV雰囲気温度／圧力の最高値は約138℃／約0.345MPaである（CVの最高使用温度は132℃、最高使用圧力(Pd)は0.283MPa)
- ⇒伊方3号機再稼働審査においては、CVの評価温度／圧力を200℃／2Pd(0.566MPa)と設定し、その環境下での放射性物質閉じ込め機能について評価対象部位ごとに評価

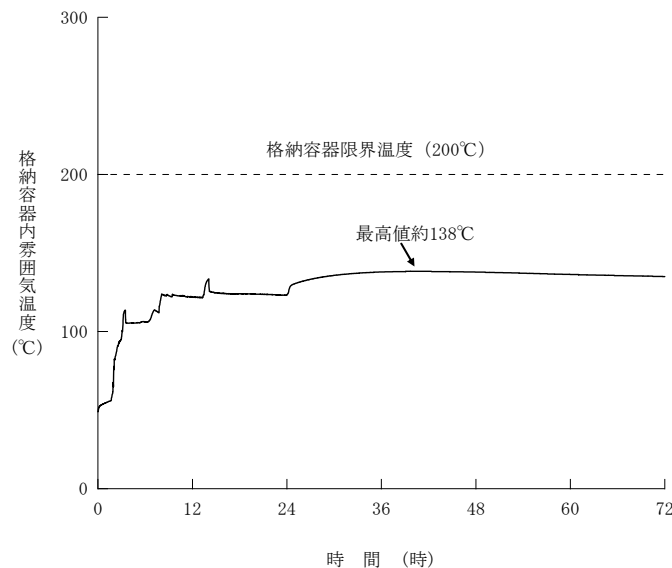


図1 原子炉格納容器内雰囲気温度の推移
(格納容器過温破損シナリオ)

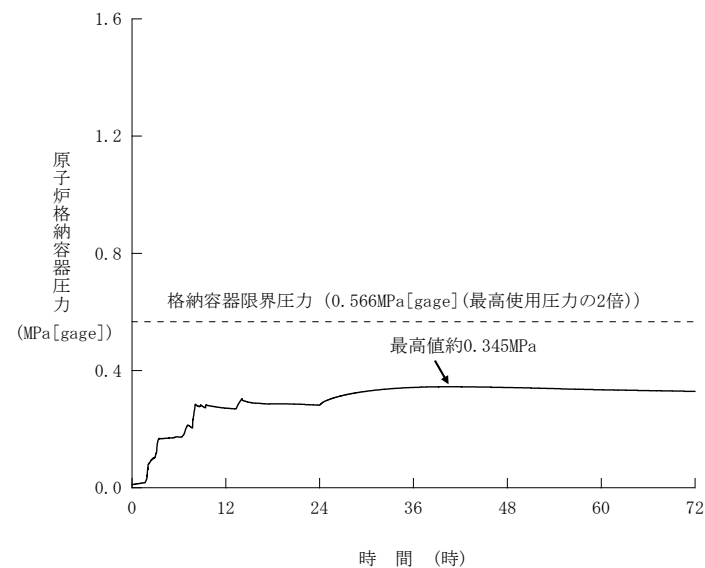


図2 原子炉格納容器圧力の推移
(格納容器過温破損シナリオ)

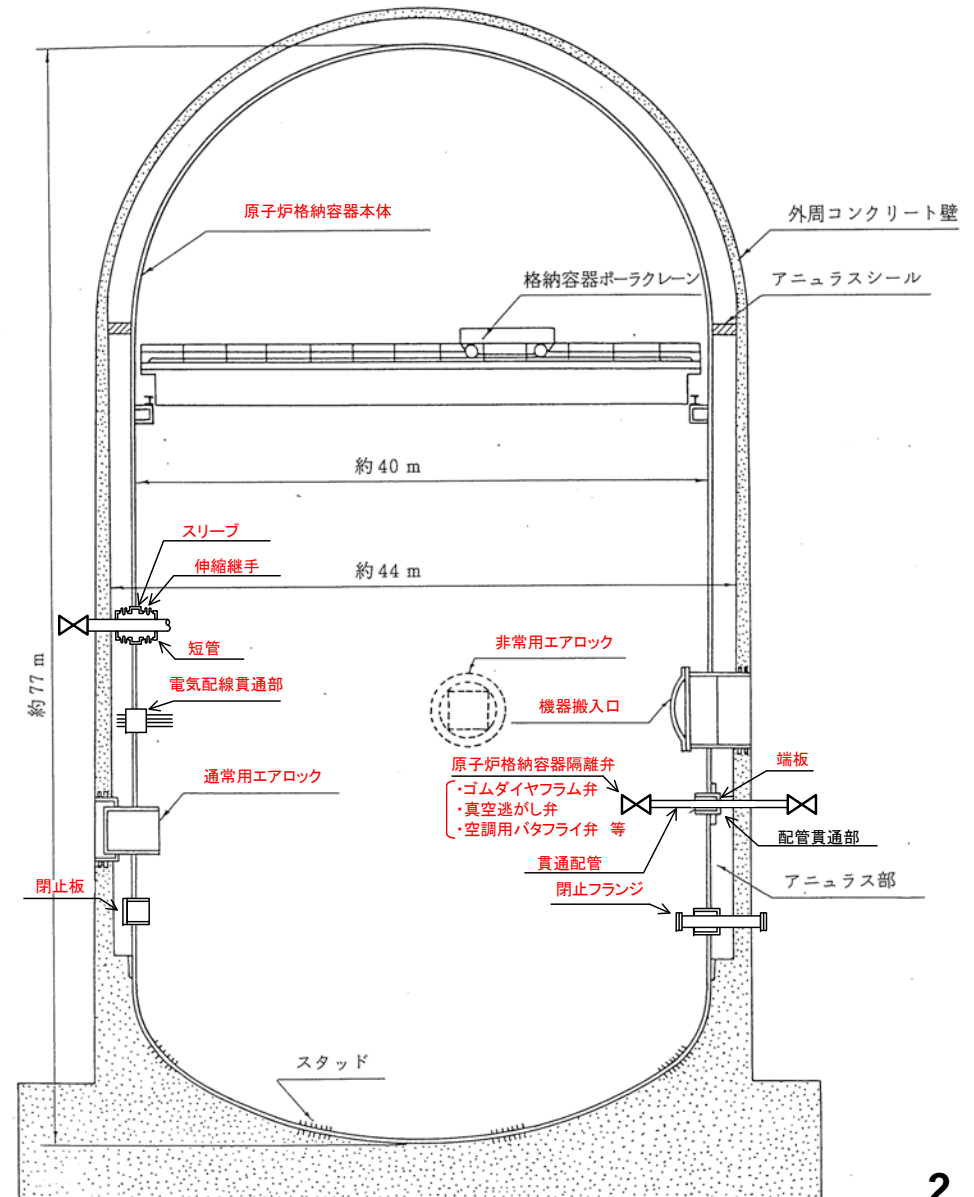
1. 評価の概要

<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、CV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、CVに設置されるフランジ部等のシール部についても、機能維持を確認する必要がある。

⇒このことからCV本体の他に、200°C、2Pdの環境下でCV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等の構成品、また、シート部の変形等に伴いリークパスになる可能性があるシール部を評価対象とし、右図に示すCVバウンダリ構成部を評価した。

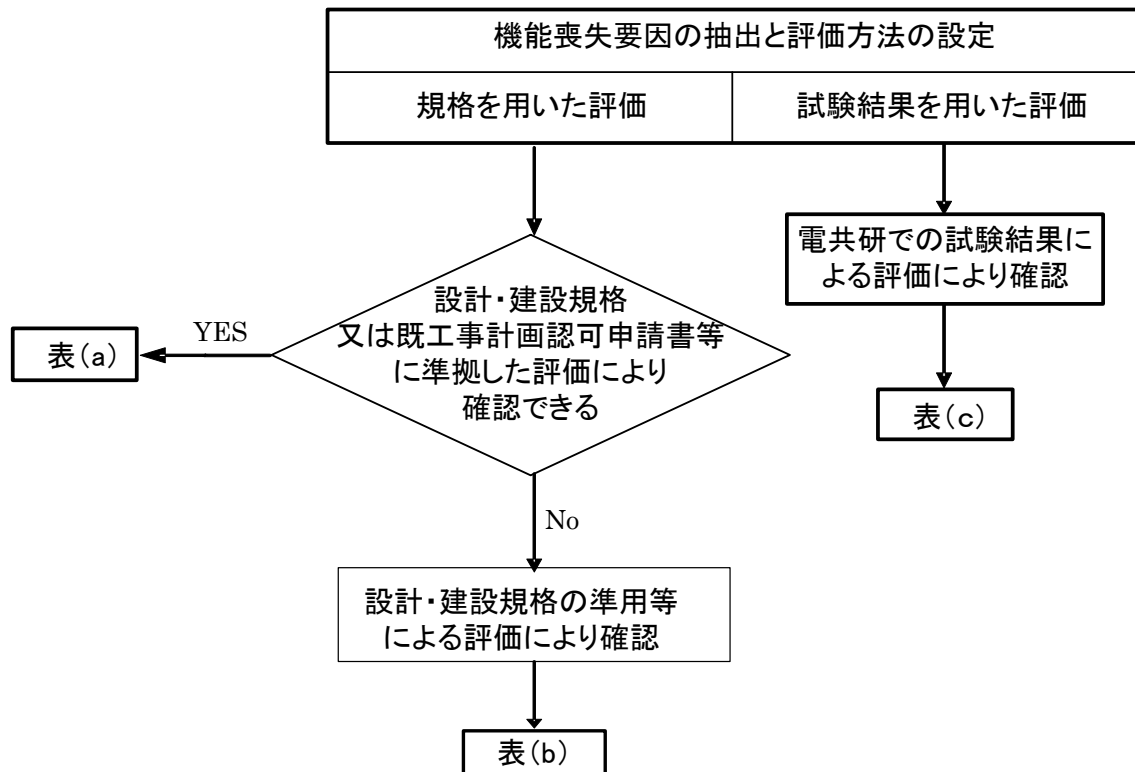


1. 評価の概要

<評価方法>

構造健全性及びシール部の機能維持について、各評価部位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°C、2Pdの環境下での健全性及び機能維持を確認した。

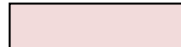
- (a) 設計・建設規格又は既工事計画認可申請書等に準拠した評価
- (b) 設計・建設規格の準用等による評価
- (c) 電力会社等による共同研究（以下「電共研」という。）での試験結果による評価



1. 評価の概要

(a) 設計・建設規格又は既工事計画認可申請書等に準拠した評価

手法	評価対象機器	想定される機能喪失要因	評価方法の概要	判定基準
設計・建設規格又は既工事計画認可申請書等に準拠した評価	貫通配管	延性破壊	代表配管について、重大事故等時の原子炉格納容器の変位及び貫通配管の熱変位に伴う曲げ荷重の作用による強度評価を、設計・建設規格 PPC-3530 又は PPB-3531 に準拠し、既工事計画認可申請書で実績のある手法で評価を実施	PPC-3530 又は PPB-3531 に規定される一次+二次応力の制限値を満足する
	端板	延性破壊	代表配管からの荷重及び原子炉格納容器内圧が作用した際の応力評価について、既工事計画認可申請書で実績のある評価式を用いて応力を算定	PVB-3112 の許容応力 (3S) を満足する
	閉止板	延性破壊	代表閉止板について既工事計画認可申請書で実績のある設計・建設規格の PVE-3410 に準拠し、必要板厚を算定	設計上の厚さが必要板厚を上回る
	伸縮継手	疲労破壊	代表伸縮継手について原子炉格納容器内圧及び原子炉格納容器変位による強制変位が作用した際の疲労累積係数の評価を、既工事計画認可申請書で実績のある設計・建設規格 PVE-3800 に準拠して実施	疲労累積係数 1 以下となる
	短管	圧壊	代表短管に外圧が作用した際の必要板厚を既工事計画認可申請書で実績のある設計・建設規格 PVE-3230 に準拠して算定	設計上の厚さが必要板厚を上回る
	電線貫通部 (本体、端板)	延性破壊	①本体、端板について、設計・建設規格 PVE-3230、3410 に準拠し、必要板厚を算定 ②端板のリガメント部について、既工事計画認可申請書で実績のある有限要素法による応力評価を行い許容応力 (3S) 以下であることを確認	①設計上の厚さが必要板厚を上回る ②発生応力が許容応力 (3S) を満足する
	ゴムダイヤフラム弁	変形	ゴムダイヤフラム弁の強度評価を、設計・建設規格に規定されている許容圧力をもとに評価を実施	2Pd が 200℃における許容圧力以下
	真空逃がし弁	変形	①耐圧機能は設計・建設規格に規定されている許容圧力により評価 ②隔離機能については、設計・建設規格に準拠した手法で評価実施	①2Pd が 200℃における許容圧力以下 ②弁体の発生応力が許容応力 (1.5S) 以下

評価内容
 : 構造健全性を評価

1. 評価の概要

(b) 設計・建設規格の準用等による評価

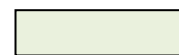
手法	評価対象機器	想定される機能喪失要因	評価方法の概要	判定基準
設計・建設規格の準用等による評価	原子炉格納容器本体	延性破壊	①原子炉格納容器の一般部について、設計・建設規格の評価式 PVE-3230、3323 を準用し、発生応力が判断基準である $2/3Su$ 以下であることを確認（簡易手法） ②原子炉格納容器の局部について、他機器の工認強度評価等で実績のある有限要素法による応力評価を行い設計引張強さ（ Su ）以下であることを確認	①発生応力が許容応力以下* ②原子炉格納容器本体に発生する応力が Su （設計引張強さ）以下*
	機器搬入口	①延性破壊 ②座屈（蓋） ③延性破壊（フランジ・ボルト）	①胴及び取付部の評価について原子炉格納容器本体の評価において同時に実施（他機器の工認強度評価等で実績のある有限要素法による評価） ②蓋板の座屈について機械工学便覧の球殻の座屈評価式に基づき許容座屈圧力を算定し、 $2Pd$ 以上であることを確認 ③フランジ及びボルトについて、他機器の工認強度評価等で実績のある有限要素法による応力評価を行い設計引張強さ（ Su ）以下であることを確認	①胴及び取付部に発生する応力が Su （設計引張強さ）以下* ②蓋板において許容圧力が $2Pd$ を上回る ③フランジ及びボルトに発生する応力が Su （設計引張強さ）以下*
	エアロック	延性破壊	①胴及び取付部の評価について原子炉格納容器本体の評価において同時に実施（他機器の工認強度評価等で実績のある有限要素法による評価） ②既工事計画認可申請書の評価結果のうち最も厳しい隔壁の耐圧性能について、応力は圧力に比例することから、当該評価結果を使用して許容応力値が発生する時の圧力を算定	①胴及び取付部に発生する応力が Su （設計引張強さ）以下* ②隔壁の α （形状係数） $\times 2/3Su$ 相当の許容応力が発生する時の圧力が $2Pd$ を上回る
	スリーブ	延性破壊	代表スリーブについて原子炉格納容器内圧及び配管からの荷重による応力（一次一般膜応力、一次+二次応力）を既工事計画認可申請書で評価実績のある方法で応力を算定し、 $2/3Su$ 、 $\alpha \times 2/3Su$ 以下であることを確認	発生応力が許容応力 $2/3Su$ 、 $\alpha \times 2/3Su$ 以下*
	閉止フランジ	①延性破壊 ②シール能力不足による漏えい	①呼び圧力により標準化された設計（150LB（1.03MPa））の耐圧能力を確認 ②シールするために必要な締付圧力により必要圧縮量の評価を実施 ガスケットに対する放射線の影響及び熱劣化の評価を実施	①標準化された設計の耐圧能力が $2Pd$ を上回る ②管理圧縮量が必要圧縮量を上回る 材質の放射線劣化及び耐温度

*：設計・建設規格の供用状態 D を準用

評価内容



： 構造健全性を評価



： 構造健全性及びシール部の機能維持を評価

1. 評価の概要

(c) 電共研での試験結果による評価

手法	評価対象機器	想定される機能喪失要因	評価方法の概要	判定基準
電共研での試験結果による評価	機器搬入口 (シール部)	変形, 高温劣化	シール部の隙間評価結果及びガスケットについて試験結果に基づき評価を実施	漏えいなし
	エアロック (シール部)	変形, 高温劣化	シール部の隙間評価結果及びガスケットについて試験結果に基づき評価を実施	漏えいなし
	電線貫通部 (モジュール部)	・エポキシ樹脂付着力低下 ・Oリング変形	実機を模擬した検証試験により評価を実施	漏えいなし
	ゴムダイヤフラム弁 (シール部)	変形	EP ゴムの材料加速試験結果に基づいて健全性を確認。また、空調用バタフライ弁の蒸気漏えい試験により確認	漏えいなし
	真空逃がし弁 (シール部)	変形	EP ゴムの材料加速試験結果に基づいて健全性を確認。また、空調用バタフライ弁の蒸気漏えい試験により確認	漏えいなし
	空調用バタフライ弁	変形	蒸気漏えい試験により評価を実施	漏えいなし

評価内容



: シール部の機能維持を評価



: 構造健全性及びシール部の機能維持を評価

2. 評価方法および結果

<許容値の考え方（原子炉格納容器本体の場合）>

1. 機能喪失要因として延性破壊が想定されるため、一次応力を評価する。

2. 一次応力強さの許容値

① 一次一般膜応力強さ

$$P_m : 2/3Su$$

② 一次局部膜応力強さ＋一次曲げ応力強さ

$$P_L + P_b : Su$$

と規定されている。（供用状態Dのとき）

これらは設計引張強さ（Su）に割下げ率を考慮して設定され、

①に対しては、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、設計引張強さ（Su）に割下げ率1.5とされている。

②に対しては、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とされている。

さらに、構造不連続部に二次応力が発生する場合には、基本的には一次応力と合わせて一次＋二次応力の評価を保守的に実施し、許容値を設計引張強さ（Su）としている。

なお、二次応力は、応力増加に伴い局所的な塑性流れが生じ応力分布が均等化され破損を起こすことは考えられないが、今回の評価では、一次＋二次応力の許容値を設計引張強さ（Su）としている。

2. 評価方法および結果

<原子炉格納容器本体>

【機能喪失要因】

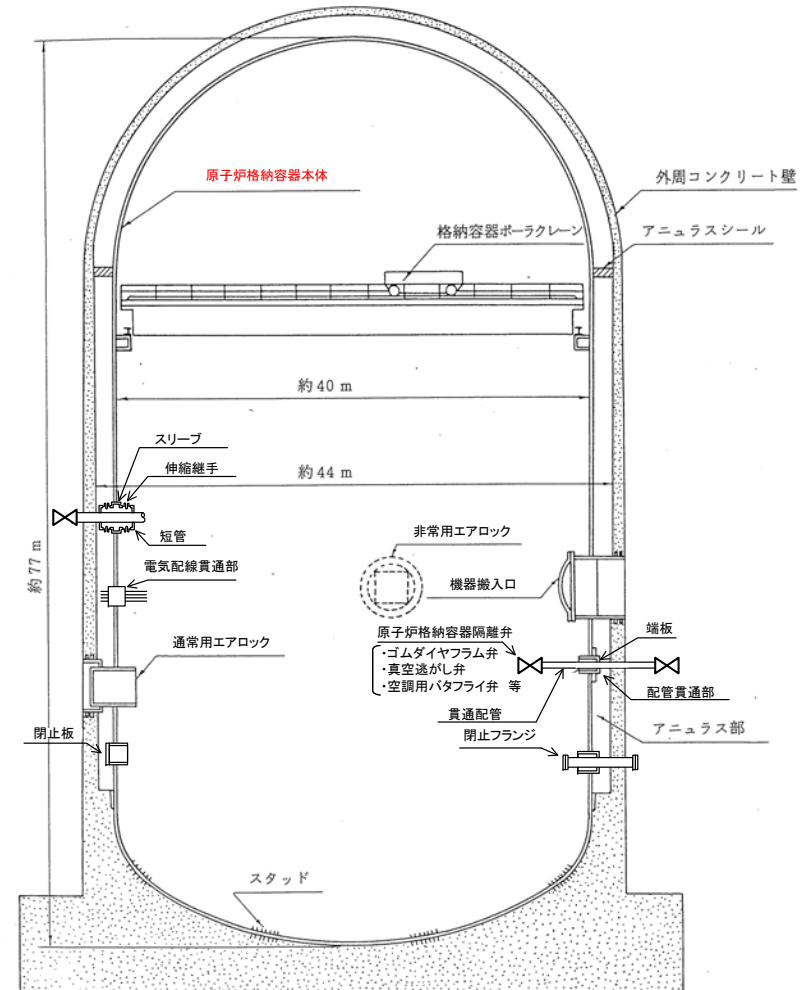
- ・ 延性破壊

【評価方法】

- ①原子炉格納容器の一般部について、設計・建設規格の評価式に準拠し、2Pd作用時の発生応力を算定。
- ②原子炉格納容器の局部について、有限要素法による応力評価を実施。

【判定基準および評価結果】

- ①発生応力 < 許容応力 ($2/3S_u$)
 - ②発生応力 < 許容応力 (S_u)
- ①②より、200°C、2Pdにおいて、原子炉格納容器本体の放射性物質閉じ込め機能は確保される。



原子炉格納容器本体

2. 評価方法および結果

<機器搬入口>

【機能喪失要因】

- ①延性破壊（胴、取付部）
- ②座屈（蓋）
- ③延性破壊（フランジ、ボルト）
- ④変形、高温劣化（シール部）

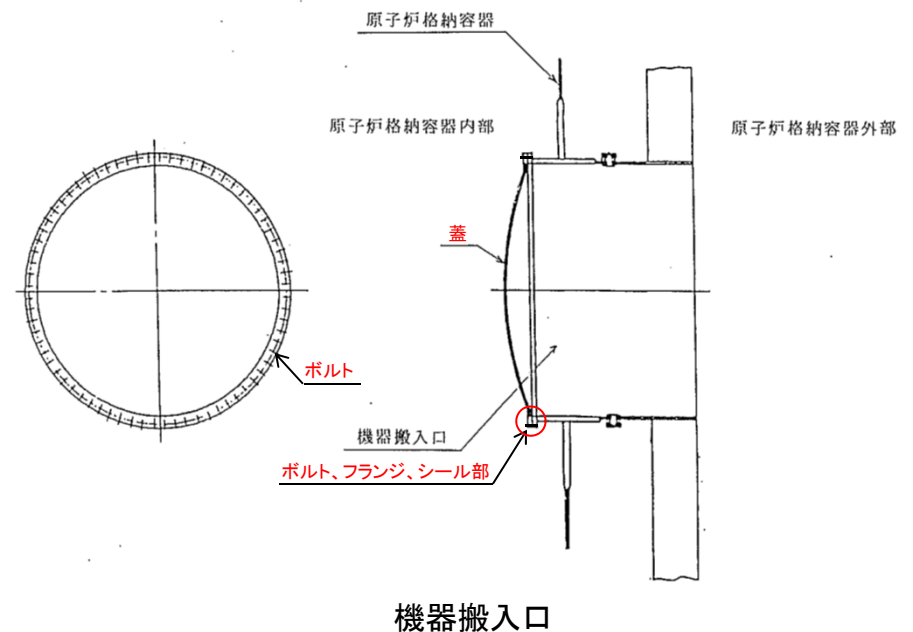
【評価方法】

- ①原子炉格納容器本体の評価と同時に有限要素法による応力評価を実施。
- ②蓋板の座屈について機械工学便覧評価式に基づき許容座屈圧力を算定。
- ③フランジ及びボルトについて、有限要素法による応力評価を実施。
- ④ガスケット試験およびシール部の隙間評価。

【判定基準および評価結果】

- ①発生応力 < 許容応力 (S_u)
- ②許容座屈圧力 > $2Pd$
- ③発生応力 < 許容応力 (S_u)
- ④ガスケット試験で漏えいなし、シール部隙間に問題なし

①～④より、 200°C 、 $2Pd$ において、機器搬入口の放射性物質閉じ込め機能は確保される。



3. まとめ

伊方3号機の再稼働審査においては、規格又は試験結果を用いてSA時の原子炉格納容器構造健全性・機能維持評価を行い、以下の事項を確認した。

- 重大事故等対策の有効性評価における原子炉格納容器雰囲気温度及び原子炉格納容器圧力の最高値は、約138℃及び約1.2Pd（約0.345MPa）であり、それを上回る200℃、2Pdの環境下で、各評価対象の構造健全性及びシール部の機能が維持され、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。