

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉
原子炉格納容器限界温度・圧力に関する評価結果

平成29年5月31日
東京電力ホールディングス株式会社

目 次

	頁
(本文)	
1. 評価の概要	
(1) はじめに	1
(2) 限界温度・圧力の評価	2
(3) 健全性確認	3
(4) 結論	36
別添－1 福島第一原子力発電所事故時の格納容器温度・圧力の挙動	
別添－2 格納容器限界温度・圧力に関する海外知見について	
別添－3 原子炉格納容器バウンダリにおけるシール材の変更について	
(添付資料)	
1. 原子炉格納容器本体（コンクリート部）	
1.1 評価方針	1-1
1.2 評価	1-1
1.3 評価結果	1-3
2. 原子炉格納容器本体（ライナ部）	
2.1 評価方針	2-1
2.2 評価	2-1
2.3 評価結果	2-3

3.	トップヘッドフランジ	
3.1	評価方針	3-1
3.2	評価結果	3-5
	(1) 本体の耐圧	3-5
	(2) フランジ固定部の強度	3-14
	(3) ガasketの健全性	3-16
3.3	評価まとめ	3-32
4.	ハッチ類（機器搬入用ハッチ等）	
4.1	評価方針	4-1
4.2	評価結果	4-5
	(1) 本体の耐圧	4-5
	(2) フランジの固定部の強度	4-23
	(3) ガasketの健全性	4-26
4.3	評価まとめ	4-40
5.	エアロック	
5.1	評価方針	5-1
5.2	評価結果	5-7
	(1) 本体の耐圧	5-7
	(2) ガasketの健全性	5-28

6. 配管貫通部

6-1 配管貫通部（貫通配管）

6-1.1 評価方針・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 6-1

6-1.2 評価・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 6-1

6-1.3 評価結果・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 6-5

添付 6-1 原子炉格納容器貫通配管の評価部位の代表性について
・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 6-13

6-2 配管貫通部（スリーブ・端板・閉止板）

6-2.1 評価方針・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 6-16

6-2.2 評価・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 6-18

6-2.2.1 基本板厚計算・・・・・・・・・・・・・・・・ 6-18

6-2.2.1.1 スリーブ・・・・・・・・・・・・・・・・ 6-18

6-2.2.1.2 端板・・・・・・・・・・・・・・・・ 6-20

6-2.2.1.3 閉止板・・・・・・・・・・・・・・・・ 6-22

6-2.2.2 応力評価・・・・・・・・・・・・・・・・ 6-24

6-2.3 評価結果・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 6-35

6-3 配管貫通部（閉止フランジ）

6-3.1 フランジ部の構造・・・・・・・・・・・・・・・・ 6-36

6-3.2 評価部位・・・・・・・・・・・・・・・・ 6-37

6-3.3 評価・・・・・・・・・・・・・・・・ 6-37

6-3.4 評価結果・・・・・・・・・・・・・・・・ 6-38

7. 電気配線貫通部	
7.1 評価方針	7-1
7.2 評価	7-8
7.2.1 電気配線貫通部の板厚計算	7-8
7.2.2 電気配線貫通部シール材の評価	7-18
8. 原子炉格納容器隔離弁	
8.1 はじめに	8-1
8.2 不活性ガス系バタフライ弁	8-2
8.2.1 評価方針	8-2
8.2.2 評価結果	8-3
8.3 TIP ボール弁及びパージ弁	8-5
8.3.1 評価方針	8-5
8.3.2 評価結果	8-6
添付 8-1 原子炉格納容器隔離弁の抽出について	8-10
添付 8-2 格納容器隔離弁の重大事故環境下における耐性確認試験につ いて	8-12

- 別紙-1 6号炉 原子炉格納容器貫通部リスト
- 別紙-2 7号炉 原子炉格納容器貫通部リスト
- 別紙-3 トップヘッドフランジ等の開口量評価の妥当性について
- 別紙-4 改良 EPDM シール材の試験について
- 別紙-5 バックアップシール材の試験について
- 別紙-6 一次+二次応力の評価について
- 別紙-7 ライナの不連続部の評価について
- 別紙-8 格納容器貫通部における楕円変形の影響について
- 別紙-9 モデル化している各部位の耐震性について
- 別紙-10 フランジ開口に対するシール材の復元特性について
- 別紙-11 実機フランジモデル試験の概要について
- 別紙-12 NUPEC 解析モデルの当社プラントへの適用性について
- 別紙-13 SA 時の S/C 構造評価における水力学的動荷重の影響について
- 別紙-14 限界温度・圧力に対する評価対象部位の裕度について
- 別紙-15 配管貫通部の代表性について
- 別紙-16 バックアップシール材塗布による設計影響について
- 別紙-17 TIP パージ弁への改良シール部材適用について
- 別紙-18 200°C, 2Pd の適用可能時間を過ぎてから用いる限界圧力・温度について
- 別紙-19 経年劣化を考慮したシール機能について

1. 評価の概要

(1) はじめに

柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉の重大事故等対策の有効性評価において、原子炉格納容器の限界温度・圧力をそれぞれ 200℃、2Pd (0.62MPa, Pd: 最高使用圧力 (0.31MPa)) として評価している。以下にその根拠と妥当性を示す。

表-1.1 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 (最高使用温度・圧力)	有効性評価で使用する限界温度・圧力
温度	171℃*1	200℃
圧力	0.31MPa (1Pd) {3.16kgf/cm ² }	0.62MPa (2Pd)

*1: ドライウエ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。

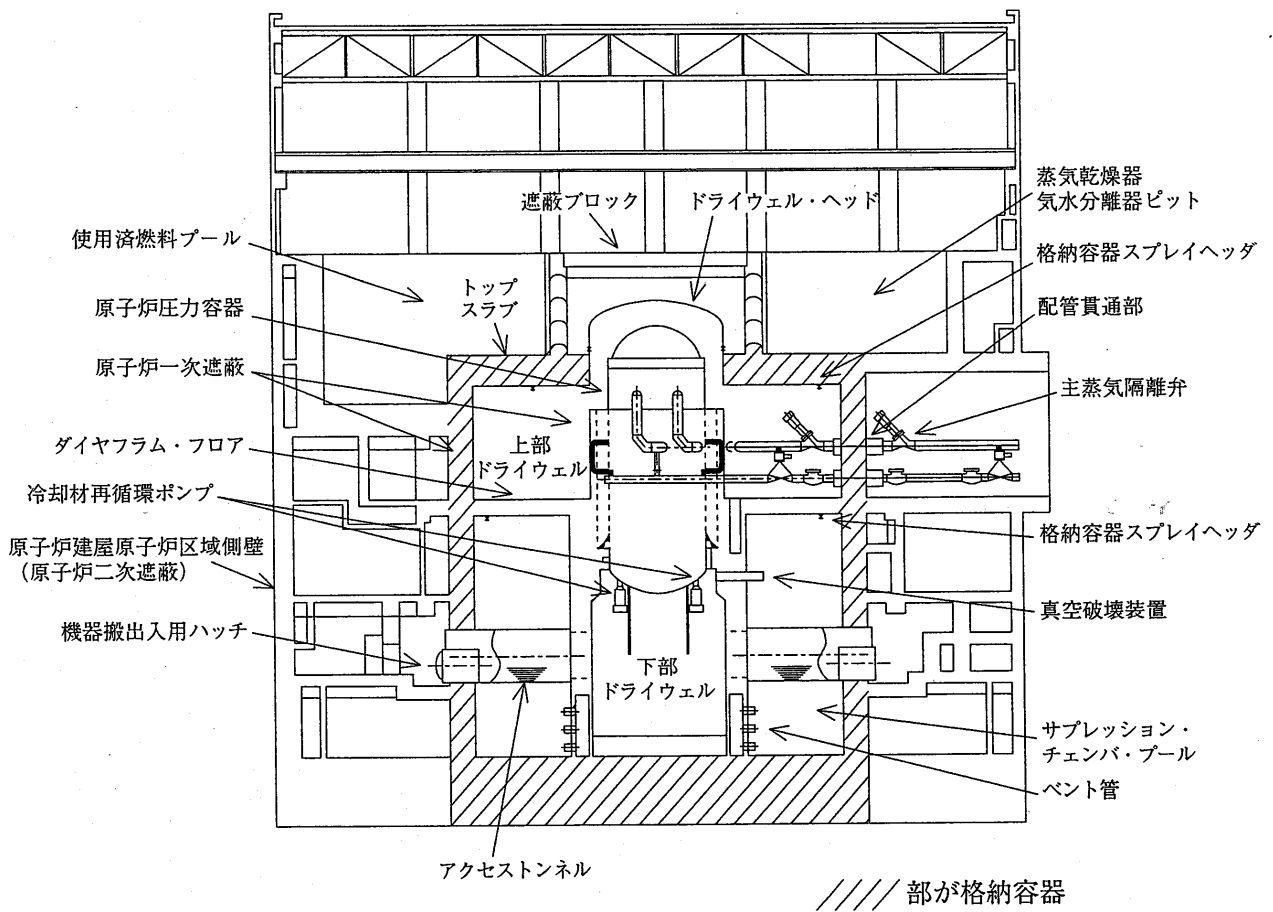


図-1.1 原子炉格納容器全体図

(2) 限界温度・圧力の評価

原子炉格納容器の限界温度・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。

重大事故等時の格納容器閉じ込め機能については、これまでに実施

した電力会社等による共同研究（以下「電共研」という。）や、当時の（財）原子力発電技術機構（以下「NUPEC」という。）による「重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）」の研究成果を踏まえた評価等に加え、福島第一原子力発電所事故では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、これまでの福島事故の分析、評価によって得られている知見を考慮して、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、上記に示す電共研や NUPEC の研究成果、解析評価及び福島第一原子力発電所事故の知見等により妥当性を確認するものである。

(3) 健全性確認

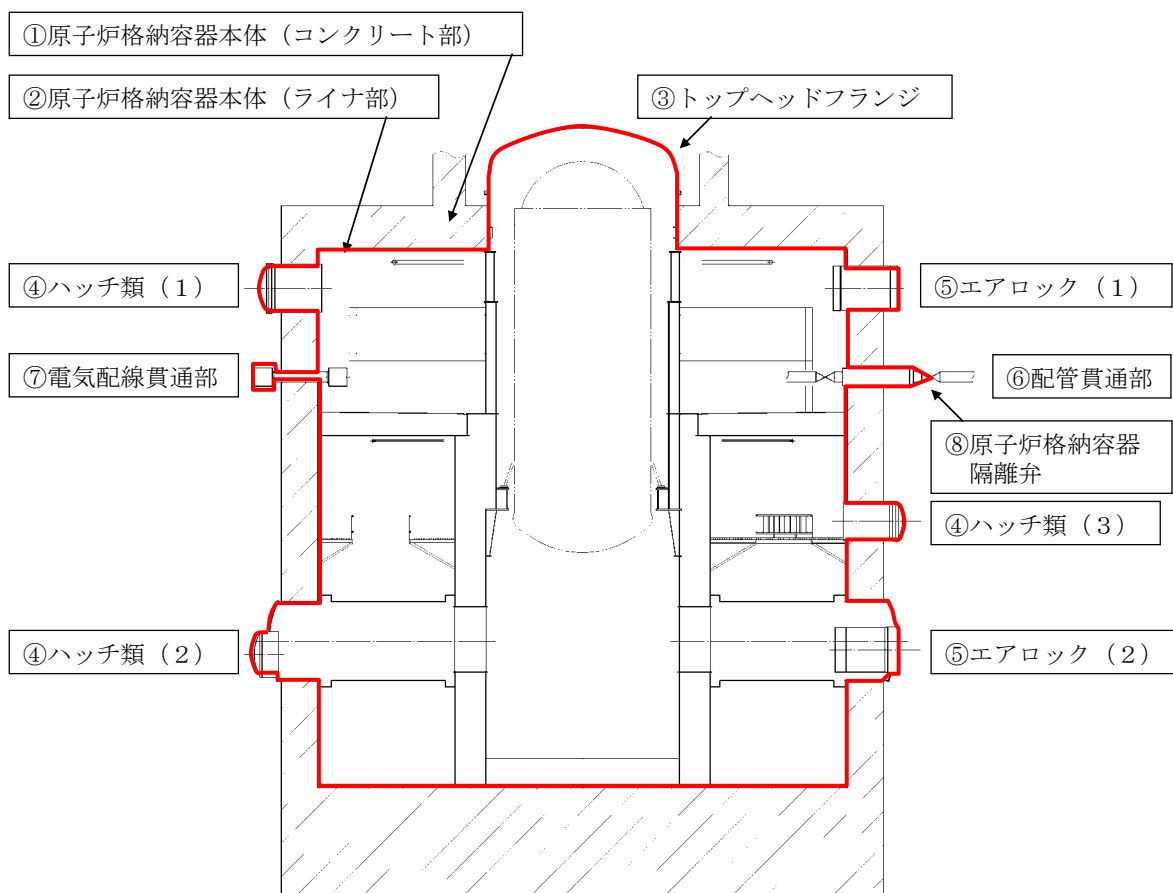
a. 評価対象

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、格納容器からの漏えい要因の一つとして推定し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他に、200℃、2Pd の環境下で原子炉格納容器の変位荷重等の影響により、構造上、リークパスになる可能性がある開口部及び貫通部の構成品、また、ガスケットの劣化及びシート部の変形に伴いリークパスになる可能性があるシール部が評価対象となり、以下の原子炉格納容器バウンダリ構成部を評価する。なお、図-1.2 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（コンクリート部）
- ②原子炉格納容器本体（ライナ部）
- ③トップヘッドフランジ
- ④ハッチ類（機器搬入用ハッチ等）
- ⑤エアロック
- ⑥配管貫通部（貫通配管，スリーブ，端板，閉止フランジ，閉止板）
- ⑦電気配線貫通部
- ⑧原子炉格納容器隔離弁



※赤線は原子炉格納容器のバウンダリを示す

- ハッチ類 (1) 上部ドライウエル機器搬入用ハッチ
- ハッチ類 (2) 下部ドライウエル機器搬入用ハッチ
- ハッチ類 (3) サプレッション・チェンバ出入口
- エアロック (1) 上部ドライウエル所員用エアロック
- エアロック (2) 下部ドライウエル所員用エアロック

図-1.2 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、内圧条件や原子炉格納容器本体の変形に伴う、以下の要因が想定される。

①原子炉格納容器本体（コンクリート部）

曲げせん断破壊

②原子炉格納容器本体（ライナ部）

延性破壊

③トップヘッドフランジ

延性破壊，変形，高温劣化（シール部）

④ハッチ類（機器搬入用ハッチ等）

延性破壊，変形，高温劣化（シール部）

⑤エアロック

延性破壊，変形，高温劣化（シール部）

⑥配管貫通部

・貫通配管・・・・・・・・延性破壊

・スリーブ・・・・・・・・延性破壊

・端板・・・・・・・・延性破壊

・閉止板・・・・・・・・延性破壊

・閉止フランジ・・・・延性破壊，高温劣化（シール部）

⑦電気配線貫通部

延性破壊，高温劣化（シール部）

⑧原子炉格納容器隔離弁

延性破壊，高温劣化（シール部）

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することで、200℃、2Pd の環境下での健全性及び機能維持を確認する。

- (a) 自社研究、電共研又は NUPEC での試験結果等による評価
- (b) 設計・建設規格又は既工事計画認可申請書等に準拠した評価
- (c) 設計・建設規格の準用等による評価

評価方法による評価対象機器の分類を図-1.3 及び表-1.2 に示す。

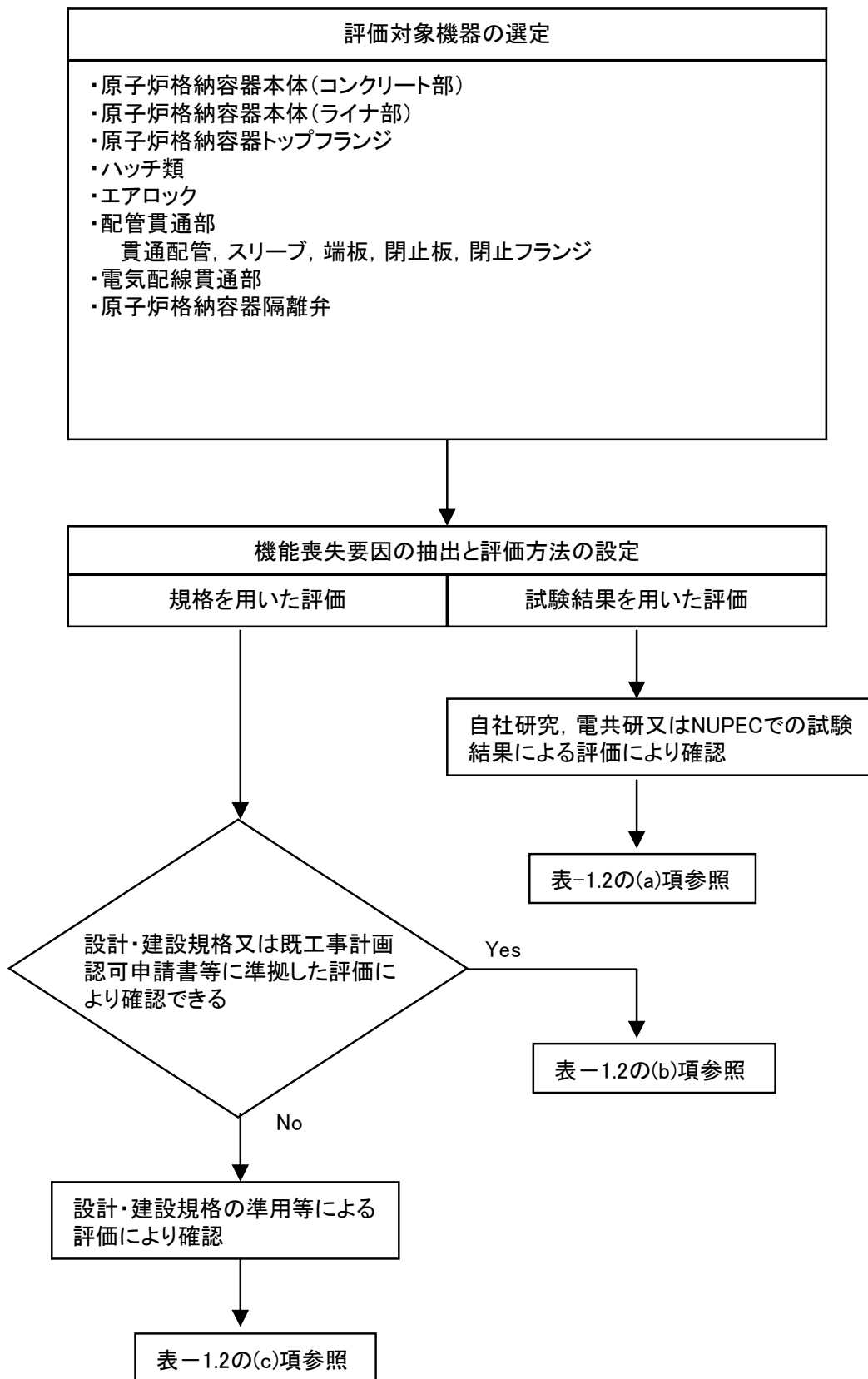


図-1.3 評価方法による評価対象機器の分類

表-1.2 評価対象機器の分類及び評価内容

評価対象部位		想定される機能喪失要因	評価手法	評価方法の概要	判定基準
①	原子炉格納容器本体 (コンクリート部)	曲げせん断破壊	(a)	NUPECで実施された有限要素法を用いた弾塑性解析により、200℃条件下で、コンクリート部の内圧に対する耐圧性状を確認	2Pdを上回ること
②	原子炉格納容器本体 (ライナ部)	延性破壊	(a)	NUPECで実施された有限要素法を用いた歪み評価をもとに、ライナ部破損圧力を評価	2Pdを上回ること
③	トップヘッド フランジ	延性破壊	(b)	設計・建設規格の評価式に準拠し200℃、2Pdにおいて応力評価を行い、許容応力を200℃における2/3Suとして評価	許容応力を下回ること
			(a)	NUPECで実施された1/10スケールモデル試験体を用いた耐圧試験結果に基づき限界圧力を評価	2Pdを上回ること
		変形・高温劣化 (シール部)	(a)	シール部の隙間評価結果及びガスケットの試験結果に基づき評価	シール部が健全であること
④	ハッチ類 (機器搬入用ハッチ等)	延性破壊	(b)	設計・建設規格の評価式に準拠し200℃、2Pdにおいて応力評価を行い、許容応力を200℃における2/3Suとして評価	許容応力を下回ること
			(a)	NUPECで実施されたハッチモデル試験体を用いた耐圧試験結果に基づき限界圧力を評価	2Pdを上回ること
		変形・高温劣化 (シール部)	(a)	シール部の隙間評価結果及びガスケットの試験結果に基づき評価	シール部が健全であること
⑤	エアロック	延性破壊	(b)	設計・建設規格の評価式に準拠し200℃、2Pdにおいて応力評価を行い、許容応力を200℃における2/3Suとして評価	許容応力を下回ること
		変形・高温劣化 (シール部)	(a)	シール部の隙間評価結果及びガスケットの試験結果に基づき評価	シール部が健全であること
⑥	配管貫通部(貫通配管)	延性破壊	(b)	代表配管について、原子炉格納容器変位に伴う曲げ荷重の作用による強度評価を、設計・建設規格 PPC-3530 に準拠し、既工事計画認可申請書で実績ある手法で評価を実施	PPC-3530 に規定される1次、2次応力の制限値を満足すること
	配管貫通部(スリーブ、端板、閉止板)	延性破壊	(b)	代表貫通部について、設計・建設規格 PVE-3410, 3610 に準拠し、必要板厚を算定	設計上の必要板厚を上回ること
	配管貫通部(閉止フランジ)	変形・高温劣化 (シール部)	(a)	シール部の隙間評価結果及びガスケットの試験結果に基づき評価	シール部が健全であること
⑦	電気配線貫通部	延性破壊	(b)	代表貫通部について、設計・建設規格 PVE-3230 に準拠し、必要板厚を算定	設計上の必要板厚を上回ること
		変形・高温劣化 (シール部)	(a)	電共研、NUPECで実施された電気配線貫通部のモデル試験体を用いた気密性能確認結果に基づき限界圧力・温度を評価	200℃、2Pdを上回ること
⑧	原子炉格納容器隔離弁	延性破壊	(c)	設計・建設規格(弁の圧力温度基準に基づく評価)に基づき、弁箱の耐圧機能を評価	200℃、2Pdを上回ること
		変形・高温劣化 (シール部)	(a)	シール部について試験結果に基づき評価	シール部が健全であること

d. 評価結果の概要

①原子炉格納容器本体（コンクリート部）

原子炉格納容器は鋼製ライナを内張りした鉄筋コンクリート造であり、原子炉建屋と一体となっている。原子炉格納容器本体（コンクリート部）の設計時に考慮される機能喪失要因は内圧上昇に伴う破損であり、コンクリート部の構造健全性を維持できる限界の内圧を評価することで200℃、2Pdにおける健全性を確認する。

コンクリート部の構造健全性については、NUPEC 重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）（平成2年度～平成14年度）において有限要素法を用いた弾塑性解析により限界の内圧を確認している。この結果から、原子炉格納容器本体（コンクリート部）の破損は200℃条件下において4.0Pd～4.5Pdで発生すると考えられるため、限界温度・圧力である200℃、2Pdでの構造健全性を確認した。

②原子炉格納容器本体（ライナ部）

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

一方、NUPEC 重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）（平成 2 年度～平成 14 年度）において、代表プラントの原子炉格納容器を対象に有限要素法によるひずみ評価が実施されており、これを用いて柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉での原子炉格納容器の局所の健全性を確認する。

この有限要素法による評価では、代表プラントの RCCV 全体モデル解析でライナひずみが大きい領域が見られた「下部ドライウェルアクセストンネル開口近傍（RCCV 脚部含む）」、「上部ドライウェル開口近傍隅角部」を局所評価点として選定した。このライナ部破損評価にあたり、同様のライナ構造を有する PCCV 試験結果に基づく、多軸応力場での三軸度 TF (Triaxiality Factor；多軸応力場における延性低下の影響を示す係数) で修正を行った判断評価基準を適用した結果、重大事故等時のライナ部の破損に対する限界圧力は $2Pd$ 以上あることを確認した。

③ 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、座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である 200°C 、 $2Pd$ を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないことから、脆性破壊、疲労

破壊は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。なお、熱座屈の可能性が考えられるが、座屈後に圧縮ひずみが開放され破損に至らないことから座屈は評価対象外と考えることができる。

このため、下記のとおり 200°C, 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、ドライウェル上鏡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鏡板、円筒胴について一次一般膜応力評価、貫通部アンカ及びコンクリート部について一次応力評価等を行い、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ている。

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。

また、ドライウェル上鏡については NUPEC 重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）（平成 2 年度～平成 14 年度）において、代表プラントの鋼製格納容器をモデル化した 1/10 スケールモデル試験体を用いた耐圧試験を行い、限界圧力

している。この耐圧試験の結果、限界圧力は約 4.6MPa であることが示されており、それ以下では破損が生じないことを確認している。この 1/10 スケールモデル試験体は Mark-II 改良型の上鏡を想定して試験が行われたものであるが、Mark-II 改良型の上鏡と RCCV の上鏡の基本的な構造は同じであり、柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉との上鏡形状の違いを考慮したとしても、限界圧力 2Pd 環境下で構造健全性を有していることを確認した。

- ・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。

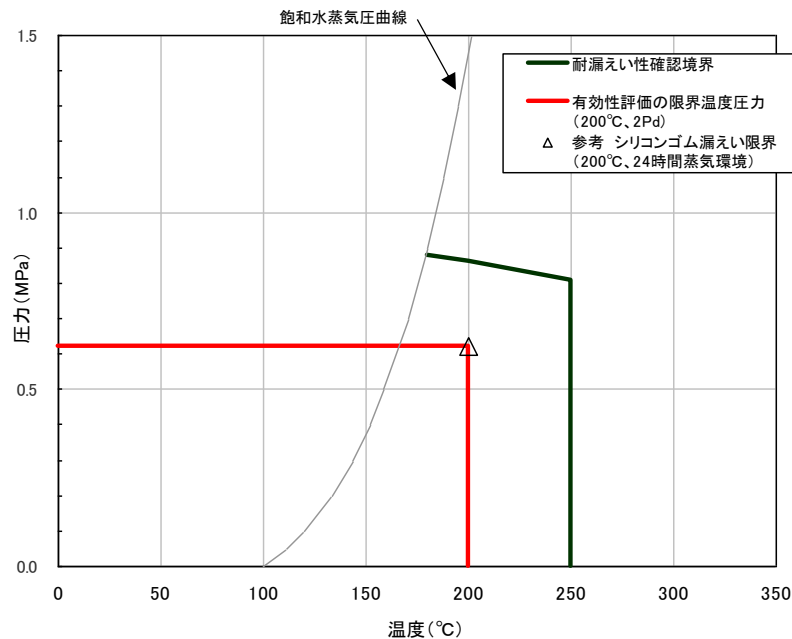
締付ボルトについて、原子炉格納容器限界温度、圧力 (200°C, 2Pd) における強度評価を、既工事計画認可申請書の強度計算をベースに実施した。評価の結果、いずれも許容応力以下であることから、締付ボルトは 200°C, 2Pd において健全であることを確認した。

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、FEM 解析を用いて ABWR 代表プラントとして 7 号炉の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、内側ガスケット部で約 1.3mm、外側ガスケット部で約 0.9mm となった。

- ・ 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，事故環境での性能特性に優れた改良 EPDM（EPDM 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 EPDM について事故時の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（別添-1参照），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EPDM製シール材を用いることにより，機能を向上させる。上記の評価におけるシール材の機能確保に関する評価線図を図-1.4に示す。



<圧力-温度線図記載条件>
 ・トップヘッドフランジに採用する改良 EPDM の高温劣化特性を考慮
 ・有効性評価で確認している 7 日間の劣化を考慮
 ・シリコンゴム (参考) については, 200°C で 24 時間 (1 日) の劣化を考慮

図-1.4 シール材の機能確保に関する評価線図 (トップヘッドフランジ)

本線図では, 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を示しており, 有効性評価に用いている格納容器の限界温度・圧力の条件である 200°C, 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ます。

なお, 上記のような構造健全性確保の考え方は, 米国の原子力事業者が実施している格納容器の健全性評価と同様の手法であり, 妥当性を有するものであると考えます (別添-2 参照)。

以上のことから, 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°C, 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。

④ハッチ類（機器搬入用ハッチ等）

ハッチ類は、フランジ付きの胴板が原子炉格納容器のコンクリート躯体に固定され、この胴板のフランジに蓋フランジをボルト固定しており、フランジ間のシールにはガスケットを使用している。フランジにはシール溝が二重に配置されており、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。

ハッチ類の設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である200℃、2Pdを考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないことから、脆性破壊、疲労破壊は評価対象外と考えることができる。

したがって、ハッチ類の機能喪失要因は、原子炉格納容器内圧による過度な塑性変形に伴う延性破壊、また、フランジ部の変形及びシール材の高温劣化によるシール機能の低下が考えられる。なお、熱座屈の可能性が考えられるが、座屈後の圧縮ひずみが開放され破損に至らないことから座屈は評価対象外と考えることができる。

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

ハッチ類における構造健全性評価として、上部ドライウエル機器搬入用ハッチ、下部ドライウエル機器搬入用ハッチ、サブレーション・チェンバ出入口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鏡板，円筒胴について一次一般膜応力評価，貫通部アンカ及びコンクリート部については一次応力評価等を行い，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部位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ている。

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。

また、ハッチ類については NUPEC 重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）（平成 2 年度～平成 14 年度）において、代表プラントの鋼製格納容器（Mark-II 改良型）の機器搬入用ハッチをモデル化した試験体を用いた耐圧試験を行い、限界圧力を評価している。この耐圧試験の結果、限界圧力は 19.5kg/cm^2 （約 6.0Pd）であることが示されており、それ以下では破損が生じないことを確認している。このハッチモデル試験体は Mark-II 改良型のハッチを想定して試験が行われたものであるが、Mark-II 改良型のハッチと RCCV のハッチの基本的な構造は同じであり、柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉とのハッチ形状の違いを考慮したとしても、限界圧力 2Pd 環境下で構造健全性を有していることを確認した。

- ・シール機能

- ・フランジ固定部

ハッチ類のシール機能維持については、過去に NUPEC でハッチ類を模擬したハッチモデル試験を行っており、ハッチフランジ部の圧力とフランジ開口量の関係を測定している。この測定結果は常温試験によるものであるが、高温環境下（ 200°C ）による剛性の低下を考慮しても、フランジ開口が許

容開口量(ガスケットが健全の場合)に達する圧力は約 2.5Pd であり, 限界圧力 2Pd におけるシール機能の健全性を確認した。なお, ハッチモデル試験体は鋼製格納容器 (Mark-II 改良型) を想定し, シリコンゴムのガスケットを用いて試験が行われたものであるが, RCCV のハッチについても基本構造は同じであり, 柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉との鏡板形状の違いを考慮したとしても, 適用可能であると考えている。

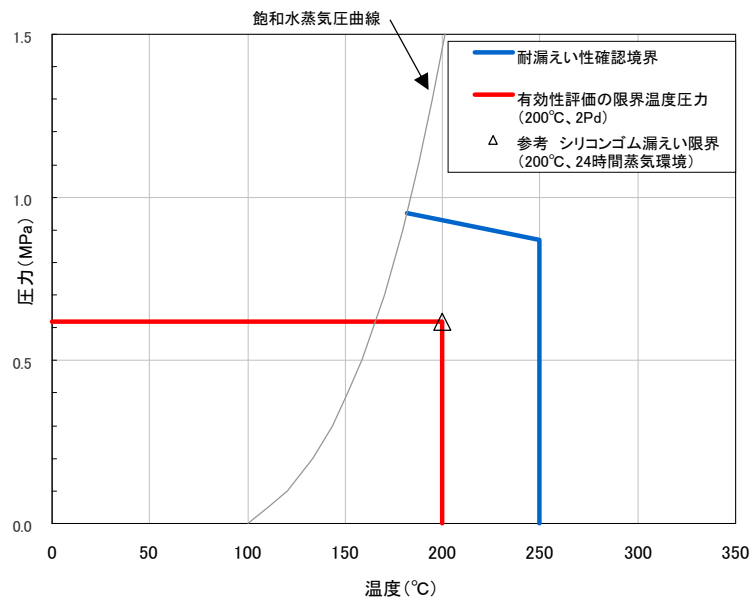
また, 原子炉格納容器の重大事故等時の過温, 過圧時におけるフランジ開口量を評価するために, FEM 解析を用いて ABWR 代表プラントとして 7 号炉のハッチ部における開口量を評価した。その結果, 2Pd における開口量は, 内側ガスケット部で約 1.4mm, 外側ガスケット部で約 1.0mm となった。

・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 のシール材に変更する。本評価では, 改良 EPDM について事故時の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°C, 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、ハッチ類の耐性は、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（別添-1参照），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EPDM製シール材を用いることにより、機能を向上させる。上記の評価におけるシール材の機能確保に関する評価線図を図-1.5に示す。



<圧力-温度線図記載条件>

- ・ハッチ類に採用する改良 EPDM の高温劣化特性を考慮
- ・有効性評価で確認している 7 日間の劣化を考慮
- ・シリコンゴム（参考）については、200°C で 24 時間（1 日）の劣化を考慮

図-1.5 シール材の機能確保に関する評価線図（機器搬入用ハッチ）

本線図では、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を示しており、有効性評価に用いている格納容器の限界温度・圧力の条件である200°C，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える。

なお、上記のような構造健全性確保の考え方は、米国の原子力事業者が実施している格納容器の健全性評価と同様の手法であり、妥当性を有するものであると考ええる（別添-2参照）。

以上のことから、ハッチ類について、原子炉格納容器の限界温度・圧力の200°C，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エアロック

エアロックは、円筒胴が原子炉格納容器のコンクリート躯体に固定されており、円筒胴の両端に平板（隔壁）を溶接し、人が出入りできる開口部を設けている。この開口部に枠板（隔壁）を溶接し、枠板の前面を開閉扉で塞ぐ構造である。枠板の前面と扉間のシールには改良 EPDM 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、扉には均圧弁に繋がる配管や扉開閉ハンドル軸等が貫通しており、均圧弁及び扉開閉ハンドル貫通部にシール材を使用している。

エアロックの設計時に考慮される機能喪失要因は、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°C, 2Pd を考慮した場合, 脆性破壊が生じる温度域でないこと, 繰り返し荷重が作用しないこと, 有意な圧縮力が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, 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°C, 2Pd の環境下での健全性を確認した。

- ・ 本体

エアロックにおける構造健全性評価として, 上部ドライウェル所員用エアロック, 下部ドライウェル所員用エアロックのうち内圧による荷重を受け止める部位(扉, 隔壁, 円筒胴)を評価対象として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・建設規格における一次応力強さの許容値は, 材料の種類及び温度毎に材料試験(引張試験)を実施した結果をもとに国内 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 200°C, 2Pd の環境下でのエアロックの構造健全性を確認するものであるため, 上記割下げ率を 1.0 とした評価を行う。すなわち, エアロックに発生する応力が, 設

計引張強さ (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 解説図 PVB-3111-5 に示すように、供用状態 D の P_L+P_b （一次局部膜応力強さ＋一次曲げ応力強さ）の許容値と同等である。なお、耐圧機能維持の観点から、安全評価上の仮定（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（設計・建設規格 解説 PVB-3111）、エアロックの限界温度及び限界圧力の状態は、供用状態 D をはるかに超えた事象であり、許容圧力を算出する際に P_L+P_b の許容値として設計引張強さ（但し、限界温度における設計引張強さ）を適用することは妥当であり、許容値を設計引張強さ (S_u) とする。

- ・ シール機能

- ・ 扉

エアロック扉閉止時は、扉は原子炉格納容器内圧により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 のシール材に変更する。本評価では、改良 EPDM について事故時の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通りである。

(6 号炉)

- ①ハンドル軸貫通部 Oリング・・・ふっ素ゴム
- ②均圧弁・・・ふっ素樹脂

(7 号炉)

- ①ハンドル軸貫通部 Oリング・・・ふっ素ゴム
- ②均圧弁・・・ふっ素樹脂

ハンドル軸貫通部 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、シール機能が劣化することが考えられる。

このため、ハンドル軸貫通部 Oリングを、より耐放射線性に優れた改良 EPDM 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、シール機能が劣化することが考えられるため、耐環境性に優れたシール材を適用した均圧弁へ

の改良を行うか、エアロック外扉を貫通する均圧弁接続配管の原子炉建屋側の開放部に、耐環境性に優れたシール材（改良 EPDM）をもつ閉止フランジを取付け、従来品の均圧弁と閉止フランジを合わせることで重大事故環境下における健全性を確保する。

⑥配管貫通部

・貫通配管

貫通配管に考慮される機能喪失要因は、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°C 、 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、圧縮力が貫通配管に生じないことから、脆性破壊、疲労破壊は評価対象外と考えることができる。なお、熱座屈の可能性が考えられるが、座屈後の圧縮ひずみが開放され破損に至らないことから座屈は評価対象外と考えることができる。一方、 200°C 、 2Pd の環境下では原子炉格納容器が変形すると考えられることから、貫通配管には原子炉格納容器の変位による曲げ荷重が作用する。よって、貫通配管の機能喪失要因は、曲げ荷重に伴う延性破壊が想定される。ここで、貫通配管に加えられる曲げ荷重は二次応力に分類されることから、自重等の一次応力と併せて、一次＋二次応力が制限値を満足することを確認する。

このため、配管に発生する応力が大きい貫通部を代表として選定し、当該配管について 3 次元梁モデルを用いた弾性解析を実施し、設計・建設規格の PPC-3530 に規定される一次＋二次

応力の制限値を満足することを確認した。なお、前述の一次＋二次応力の制限値は既工事計画認可申請書でも採用しているものである。

- ・スリーブ

スリーブ本体及び取付部（以下「スリーブ」という。）の設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である 200℃、2Pd の条件を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないことから、脆性破壊、疲労破壊は評価対象外と考えることができる。なお、熱座屈の可能性が考えられるが、座屈後の圧縮ひずみが開放され破損に至らないことから座屈は評価対象外と考えることができる。

したがって、スリーブ機能喪失要因は、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。

ここで、スリーブに発生する応力が大きいと考えられる最大口径の配管貫通部を代表として選定し、設計・建設規格の解説表 PVB-3110-1 のとおり、延性破壊評価として一次応力の評価を実施した。

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毎に材料試験（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

力を超過するスリーブ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ている。

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。

また、一次一般膜応力強さは、供用状態 D における一次一般膜応力の許容値である $2/3Su$ 以下であることも確認した。

以上から、 200°C , 2Pd の環境下において、スリーブは損傷に至らず、放射性物質の閉じ込め機能があることを確認した。

・端板

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, 繰返し荷重が作用しないことから, 脆性破壊, 疲労破壊は評価対象外と考えることができる。一方, 200℃, 2Pd の環境下では原子炉格納容器が大きく変形することにより貫通配管に原子炉格納容器の変位による曲げ荷重が作用する。

ここで, 端板に発生する応力が大きい貫通部を代表として選定し, 設計・建設規格の解説表 PVB-3110-1 のとおり, 延性破壊評価として一次応力の評価を実施した。

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毎に材料試験(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端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, 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, 端板に発生する応力が, 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ている。

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。

また、一次一般膜応力強さは、供用状態 D における一次一般膜応力の許容値である $2/3S_u$ 以下であることも確認した。

・閉止フランジ

今回の評価条件である 200°C 、 $2P_d$ を考慮した場合、閉止フランジについては、耐圧部材の破損、フランジ部の開口の進展による締付ボルトの破損、開口量増加による漏えいが想定される。閉止フランジについては、設計・建設規格に基づきフランジを選定していることから、破損については評価上支配的ではないため、フランジ開口によるシール機能喪失について評価を行い、 200°C 、 $2P_d$ において健全であることを確認した。

また、閉止フランジに用いているシール材（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 のシール材に変更する。本評価では、改良 EPDM につ

いて事故時の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。

- ・閉止板

閉止板の設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である200℃、2Pdを考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないことから、脆性破壊、疲労破壊は評価対象外と考えることができる。

一方、閉止板には、原子炉格納容器内圧が作用するため、一次応力（曲げ応力）が生じ、閉止板の機能喪失要因は延性破壊が想定される。このため、閉止板に発生する応力が大きい貫通部を代表として選定し、当該閉止板の厚さが、200℃、2Pd環境下において、設計・建設規格のPVE-3410に規定される計算上必要な厚さを上回ることを確認し、閉止板の損傷に至らず、放射性物質の閉じ込め機能があることを確認した。

⑦電気配線貫通部

- ・電気配線貫通部本体

電気配線貫通部では、電気配線貫通部のうちスリーブ、アダプタ、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℃、2Pdを考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないこと、過度の圧縮力がスリ

ーブ、アダプタ、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、スリーブ、アダプタ、ヘッダの機能喪失要因は、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。スリーブ、アダプタ、ヘッダが 200℃、2Pd の環境下で外圧・内圧作用による応力が生じた際、最小厚さが設計・建設規格（PVE-3230）に規定される計算上必要な厚さを上回ることを確認した。

・シール材

電気配線貫通部のシール材については、電共研「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)」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℃、約 2.6Pd（約 0.8MPa）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、NUPEC 重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）（平成 2 年度～平成 14 年度）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）、約 260℃までの耐漏えい性を確認している。

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

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バタフライ弁, 移動式炉心内計装
(Traversing Incore Probe, 以下「TIP」という。) ボール弁及びパ
ージ弁について, 事故環境下でのシール材の損傷(変形)が想定され
るため以下の通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バタフライ弁, TIP ボール弁
及びパージ弁の耐圧部の機能喪失要因は, 高温状態で内圧を受けるこ
とによる過渡な変形(一次応力)が想定されるため, 以下の通り健全
性を確認する。

・原子炉格納容器隔離弁(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, バタフライ弁のシート部に
改良 EPDM を採用するため, 改良 EPDM の環境試験結果を確認し, 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（TIP ボール弁及びパージ弁）

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 TIP ボール弁にはふっ素ゴム、ふっ素樹脂のシール材が使われている。これらは重大事故環境下の放射線によりシール機能が劣化することが考えられるため、トップヘッドフランジ及び機器搬入用ハッチで採用したものと同様に改良 EPDM 製シール材に変更する。なお、TIP ボール弁の弁座シートについては、均圧弁の改良と同様に耐環境性に優れた PEEK 材（PEEK はポリエーテルエーテルケトンを示す。）が適用可能な見通しが立ったことから、PEEK 材に変更することでも問題ない。

また、TIP パージ弁についてはグラントリング及び弁ふたシールについては改良 EPDM 製シール材を採用する。弁座シートについては改良 EPDM 製シール材又はメタルシールとし、耐環境性を強化するため、重大事故環境下におけるシール機能は問題ない。

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）、耐圧上問題になることはない。
- ・弁のグラント部及びボンネット部のシールには、黒鉛製のパッキン、ガスケットを有しており、耐熱性上問題となることはない。

- ・弁シート部は全て金属製である。

(4) 結論

柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉の原子炉格納容器本体並びに原子炉格納容器に設置されている開口部（トップヘッドフランジ，ハッチ類，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，表1.3で示す通り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（別添-3参照）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。

以上のことから，柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉で設定した原子炉格納容器の限界温度・圧力の200℃，2Pd（最高使用圧力の2倍：0.62 MPa）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。

表 1.3 評価対象機器が有する限界温度・圧力に対する裕度

評価対象部位	想定される 機能喪失要因	裕度の考え方	2Pdに対する裕度 (評価結果)
① 原子炉格納容器本体 (コンクリート部)	曲げせん断破壊	NUPECで実施された弾塑性解析により、200℃条件下で、コンクリート部の内圧に対する耐圧性を確認	約2.0 (4.0Pd近傍からコンクリートの局所的破壊開始)
② 原子炉格納容器本体 (ライナ部)	延性破壊	NUPECで実施された歪み評価をもとに、200℃条件下で、ライナ部破壊圧力を評価	約1.8 (約3.6Pdでライナ部の相当塑性ひずみが破壊ひずみに到達)
③ トップヘッドフランジ	延性破壊	設計・建設規格の評価式に準拠し200℃、2Pdにおいて応力評価を行い、許容応力と比較	約1.5 (締め付けボルトの発生応力と許容値との比較)
④ ハッチ類 (機器搬入用ハッチ等)	変形・高温劣化 (シール部)	シール部の隙間評価結果及びガスケットの試験結果に基づき評価	約1.4 (試験結果から弾性限界圧力(約2.8Pd)を算出) — (圧力の上昇により開口量が増加することに加え、シール材が経時的に劣化するため、裕度の評価は困難)
	延性破壊	設計・建設規格の評価式に準拠し200℃、2Pdにおいて応力評価を行い、許容応力と比較	約1.1 (ガスケットプレートのせん断力と許容値との比較)
⑤ エアロック	変形・高温劣化 (シール部)	NUPECで実施されたハッチモデル試験結果を用いた耐圧試験結果に基づき限界圧力を評価	約3.0 (ハッチモデル試験体の限界圧力(6.0Pd)との比較) — (圧力の上昇により開口量が増加することに加え、シール材が経時的に劣化するため、裕度の評価は困難)
	延性破壊	シール部の隙間評価結果及びガスケットの試験結果に基づき評価	約1.1 (ガスケットプレートのせん断力と許容値との比較)
⑥ 配管貫通部 (貫通配管)	変形・高温劣化 (シール部)	設計・建設規格の評価式に準拠し200℃、2Pdにおいて応力評価を行い、許容応力と比較	約1.1 (ガスケットプレートのせん断力と許容値との比較) — (圧力の上昇により開口量が増加することに加え、シール材が経時的に劣化するため、裕度の評価は困難)
	延性破壊	シール部の隙間評価結果及びガスケットの試験結果に基づき評価	約1.1 (配管に生じる応力と許容値との比較)
⑦ 電気配線貫通部	延性破壊	代表配管について、原子炉格納容器変位に伴う曲げ荷重の作用による強度評価を、設計・建設規格PPC-3530に準拠し、既工事計画認可申請書で実績ある手法で評価を実施	約4.0 (配管貫通部の部材(コンクリート部)に生じる応力と許容値との比較)
	変形・高温劣化 (シール部)	設計・建設規格PVE-3410、3610に準拠し、必要板厚(現在の板厚で生じる応力が許容値を満たすこと)を算定	— (開口は生じないが、シール材が経時的に劣化するため、裕度の評価は困難)
⑧ 原子炉格納容器隔離弁	延性破壊	シール部の隙間評価結果及びガスケットの試験結果に基づき評価	約1.7 (呼び厚さと計算上必要な厚さとの比較)
	変形・高温劣化 (シール部)	代表貫通部について、設計・建設規格PVE-3230に準拠し、必要板厚を算定 電共研、NUPECで実施された電気配線貫通部のモデル試験体を用いた気密性能確認結果に基づき限界圧力・温度を評価 設計・建設規格(弁の圧力温度基準に基づく評価)に基づき、弁箱の耐圧機能を評価	約1.3 (NUPECでの試験において、約2.6Pdでも漏えいが無いことを確認) 約2.1 (200℃における弁許容圧力と格納容器限界圧力との比較) — (開口は生じないが、シール材が経時的に劣化するため、裕度の評価は困難)

福島第一原子力発電所事故時の原子炉格納容器温度・圧力の挙動

これまでに実施した当社の福島第一原子力発電所の事故（以下、「1F 事故」という）の分析では、原子炉格納容器トップヘッドのフランジ部がシール機能を喪失したために、放射性物質の放出につながった可能性が高いと評価している^[1]。事故時には、格納容器内部の圧力が上昇するとフランジ部に開口挙動が生じるが、シール部の気密性が維持されていれば、格納容器外部への放射性物質の漏えいを防止することが可能であったと考えられる。1F 事故以前の格納容器限界温度・圧力に関する研究では、実機フランジ部を模擬した試験や高温高压蒸気環境を想定したシール材性能試験が実施され、当時想定していた事故条件下では健全性が確保できることが確認されていた。一方、1F 事故では、シール材が高温高压条件の蒸気環境下に、長時間さらされることによって劣化し、格納容器の閉じ込め機能を喪失したものと考えられる。

本資料では、福島第一原子力発電所 1～3 号機の挙動のうち、事象の進展中での格納容器の閉じ込め機能喪失のタイミングが比較的明確になっている 1 号機および 2 号機に着目し、格納容器温度・圧力の挙動と格納容器の閉じ込め機能喪失の関係を整理した。1F 事故時の圧力変化の実績（図 1-1、図 3-1 参照）では、実機で観測された圧力データは、従来の研究で健全性が確認されていた最高使用圧力の 2 倍（最高使用圧力 0.427 MPa[gage]）を下回っている。一方、温度データについては、収集された実績データは少ないが、格納容器スプレイなど事故対策設備が十分に機能せず、温度制御が困難であったことから、格納容器内の温度は非常に高い状態にあったと推測される。その結果、格納容器内

は高温蒸気環境となり、シリコン製シール材の劣化が時間経過と共に進行したと考えられる。ここで、シール材の劣化は、格納容器の閉じ込め機能維持を評価する観点からは、シール部での上下フランジの圧縮を解放した際の戻り量の程度（圧縮永久ひずみに相当）で表すことができる。通常時において、格納容器トップヘッドのフランジ部はボルトにより締め付けられ閉じているが、格納容器内部圧力が上昇した場合には、上蓋が持ち上がる方向に圧力が作用するため、フランジ部は開口する。この開口は、シール材の機能が健全な場合には、シール材の戻り量（復元力による圧縮の解放）によって開口が埋められるため漏えいは発生しない。しかし、劣化の進行に伴いシール材の戻り量が低下すると、シール材で開口を埋めることができなくなるため、開口部からの漏えいが発生する。

・1号機の状況

図1-1、図1-2に1号機の格納容器圧力と温度の変化を示す。D/W圧力は、3月12日 2時30分頃に0.84 MPa[abs]を計測した後、格納容器のベントに成功するまでの間、0.7 MPa[abs]～0.8 MPa[abs]程度の範囲の圧力を維持している。事故時に想定される注水による蒸気発生、格納容器温度の上昇等の事象を考慮すると、格納容器圧力は上昇する傾向となると考えられるが、格納容器内部の圧力が緩やかな減少傾向で安定していたことから、この期間において格納容器からの小規模な漏えいが生じていた可能性が考えられる。

格納容器からの過温による漏えいを仮定した3月12日 5時頃の時点では、格納容器温度は300℃付近に到達している。図2は、実機相当のフランジを用いた、高温蒸気環境下でのシリコン製シール材のシール部漏えい試験^[2]の結果であり、蒸気による加圧に対して漏えいが発生した温度・圧力を示している。温度が200℃を超えると、漏えい発生時の圧力が徐々に低下し、300℃のような

高温条件では、0.5 MPa を下回るレベルの圧力でもシール部が破損し、漏えいが生じている。1号機は、全ての注水機能を喪失したため事故直後から温度が上昇しており、漏えいを仮定した時点では、温度は300°C付近、格納容器圧力は0.8 MPa と高くなっていた。この温度・圧力条件は、前述の試験結果に照らして評価すると、漏えいが発生する条件を超えるものであることから、シール材の高温破損にともなう機能喪失により漏えいに至った可能性が高いと推測される。

・2号機の状況

図3-1、図3-2に2号機の格納容器圧力と温度の変化を示す。事故当初は、蒸気駆動のポンプにより原子炉への注水が行われていたため温度圧力ともに低い状態であったが、ポンプが機能を喪失したと思われる3月13日頃から温度・圧力ともに高い状態が継続した。温度は150°Cから175°C程度と1号機ほど高くはないが、シリコン製シール材にとっては、蒸気環境では厳しい温度域であり、この間にシール材の劣化が進んでいたと考えられる。加えて、3月14日 23時25分には、原子炉圧力容器の損傷に伴って、D/W圧力が0.75 MPa[abs]程度まで上昇している。これらの状況から、2号機は1号機と比較して長い時間をかけてシール材の劣化が進み、3月15日 7時20分に圧力が急激に低下し、閉じ込め機能を喪失したと考えられるまでの間、高い圧力レベルでもシリコン製シール材のシール機能が維持されていたと推測される。

ここで、3月11日から3月18日にかけての1F正門付近における敷地内空間線量率の推移を図4に示す。空間線量率データは、風向等の気象条件の影響を大きく受けるとともに、格納容器ベントで放出した放射性物質に起因する変動が生じる場合があるため、格納容器からの意図しない漏えいによる放出状況の

みに依存するものではないが、格納容器の損傷状況の推定に際して参考情報とすることができると考えられる。空間線量率データは、3月12日4時頃から線量率の上昇が見られ、1号機の格納容器からの漏えいが始まっていたと推測される時期と一致している。また、同様に2号機で圧力が急激に低下した3月15日7時頃にも線量率の上昇が確認できる。空間線量率データの変化は、格納容器からの放射性物質の漏えい発生時期の傍証とすることができる。

一方、福島第二原子力発電所(2F)では、すべてのプラントで炉心を損傷させることなく冷温停止することができた。2F-1, 2, 4号機では、津波の影響で全ての海水系ポンプが使用不能となり、一時的に原子炉除熱機能を喪失した。しかし、原子炉隔離時冷却系の起動等により原子炉水位を維持しつつ、主蒸気逃がし安全弁で原子炉圧力の制御(減圧操作)を行い、原子炉への注水を原子炉隔離時冷却系から復水補給水系による代替注水に切り替えて、注水を継続した。事故発生以降、原子炉除熱機能を回復するまでの間、これらプラントの格納容器内の圧力、温度は、緩やかに上昇したものの、D/W温度は最大でも125℃程度までしか上昇しておらず、シリコンゴムの劣化が問題とならない範囲に収まっている。また、D/W圧力は、最大でも設計上の最高使用圧力

(0.31MPa[gage])を下回る0.25MPa[gage]程度までしか上昇しておらず、フランジの開口量の観点からも格納容器からの意図しない漏えいが生じる状況とはならなかったと考えられる。このように、2Fではアクシデントマネジメントが有効に機能した結果、事故時の格納容器の閉じ込め機能を維持することができた。

これらに示すとおり、1F事故での格納容器の温度・圧力の推移や格納容器からの漏えいの状況、敷地内空間線量率の推移等から、実機でのシリコン製シール材の劣化と閉じこめ機能への影響を推測した。1号機、2号機の実績からは、

格納容器トップヘッドのフランジ部は、高温蒸気環境下におかれることによりシール材の劣化が進行し、最終的には、閉じ込め機能の喪失に至ったと考えられる。1F 事故の結果から、格納容器の健全性を維持するためには、特にトップヘッド等のシール部からの漏えいに注意する必要がある。また、シール材は、事故時には時間に依存して劣化する特性が顕著であることから、事故マネジメントの組み合わせ等により、温度、圧力を適切に制御することが必要となる。

[1]福島第一原子力発電所 1～3 号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討 第 2 回進捗報告（平成 26 年 8 月 6 日 東京電力株式会社）

[2]K. Hirao, T. Zama, M. Goto et al., ``High-temperature leak characteristics of PCV hatch flange gasket, '' Nucl. Eng. Des., 145, 375-386 (1993).

以上

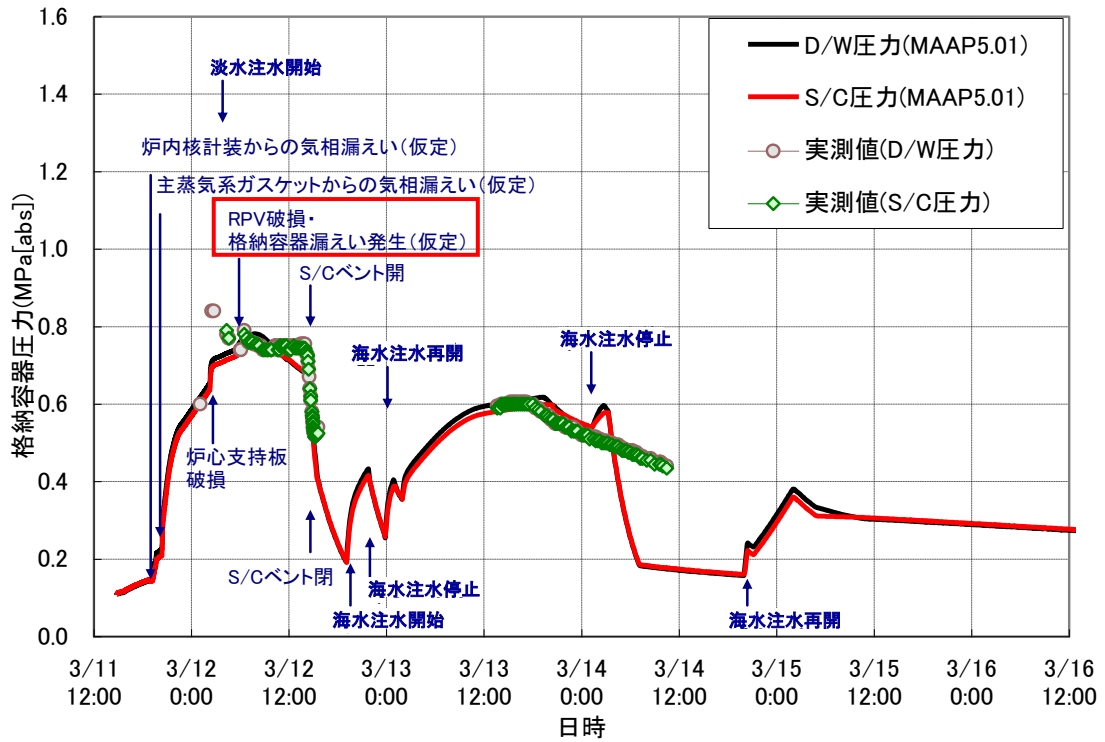


図 1-1 1号機 格納容器圧力挙動

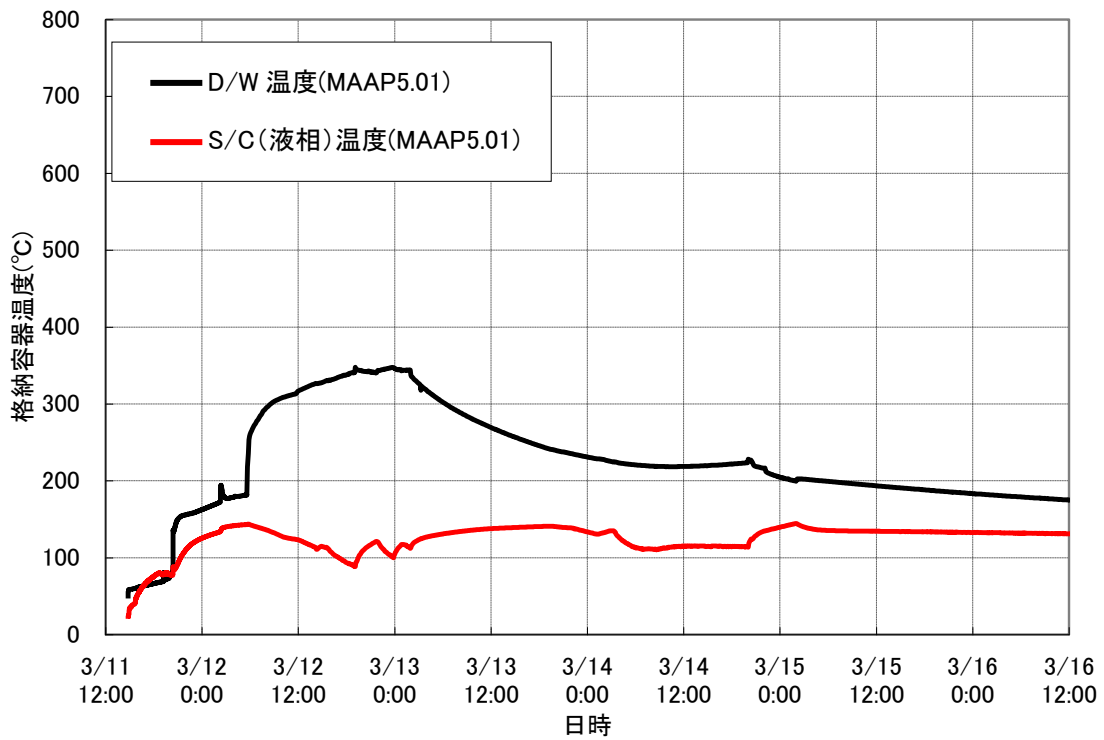


図 1-2 1号機 格納容器温度挙動

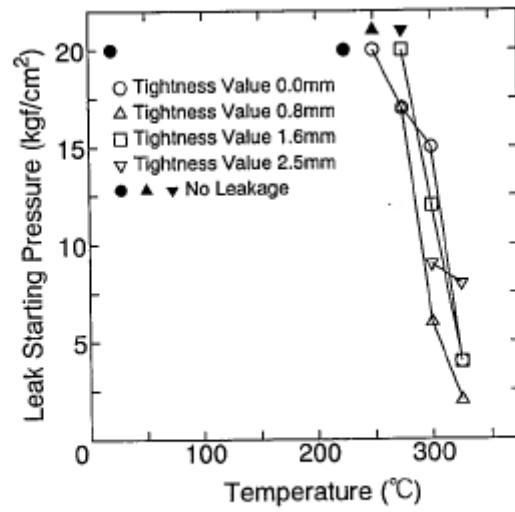


Fig. 10. Effect of temperature to leak starting pressure (Semi-Round Type, steam).

図2 既往研究でのシール材の漏えい限界

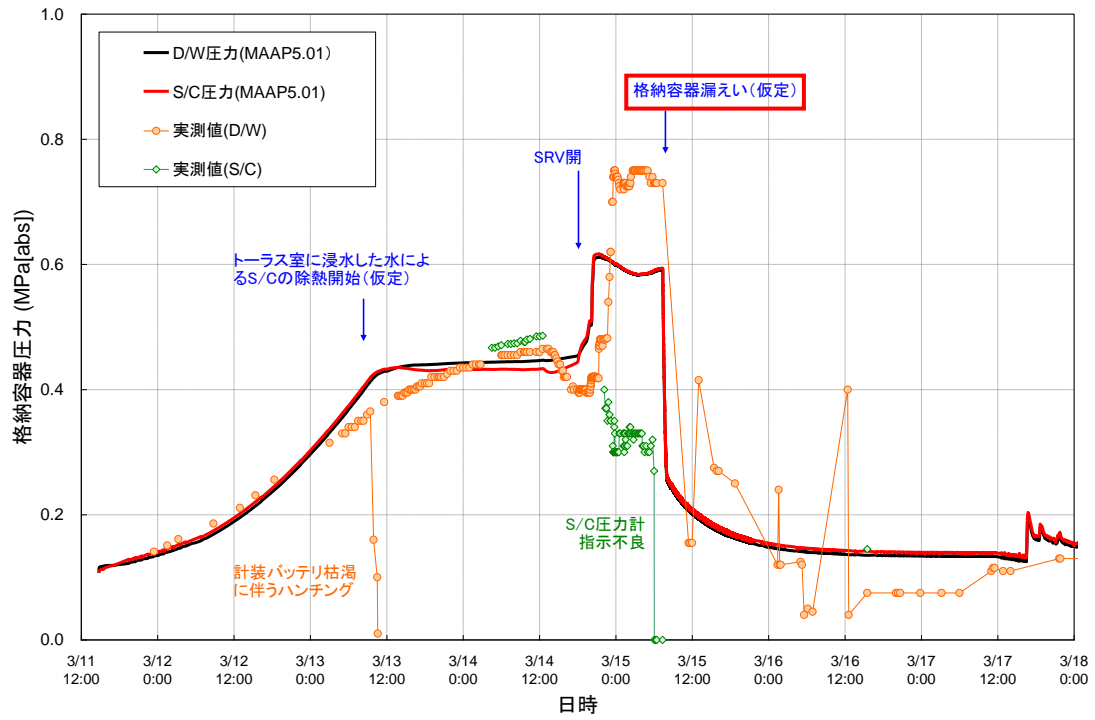


図 3-1 2 号機 格納容器圧力挙動

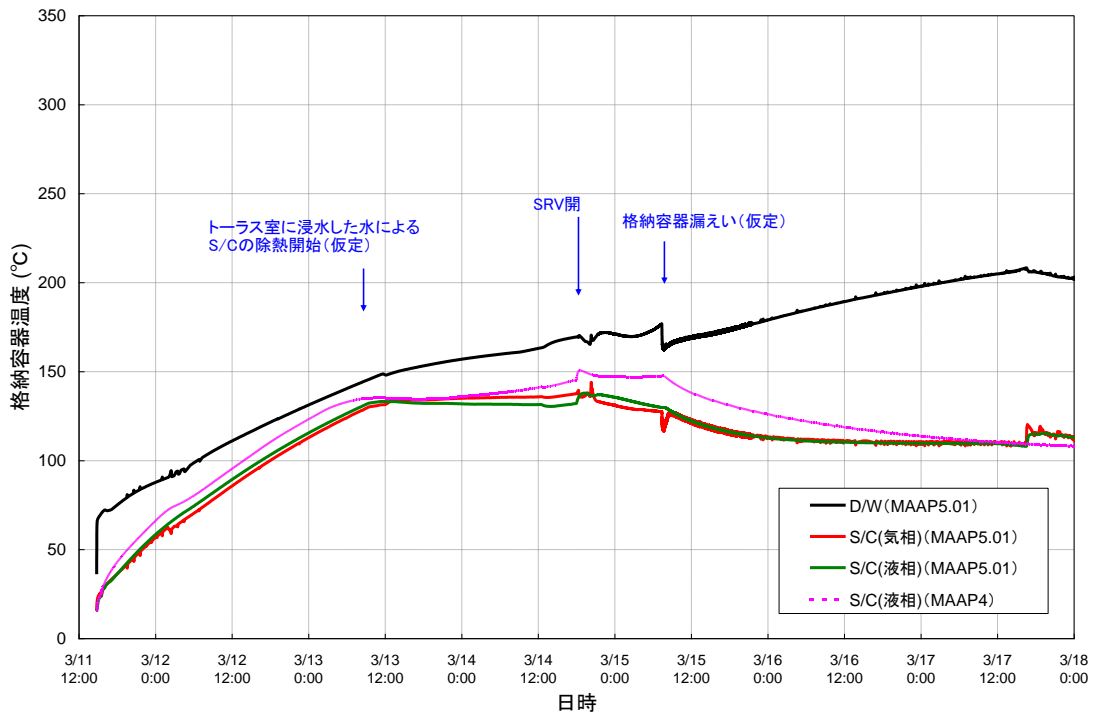


図 3-2 2 号機 格納容器温度挙動

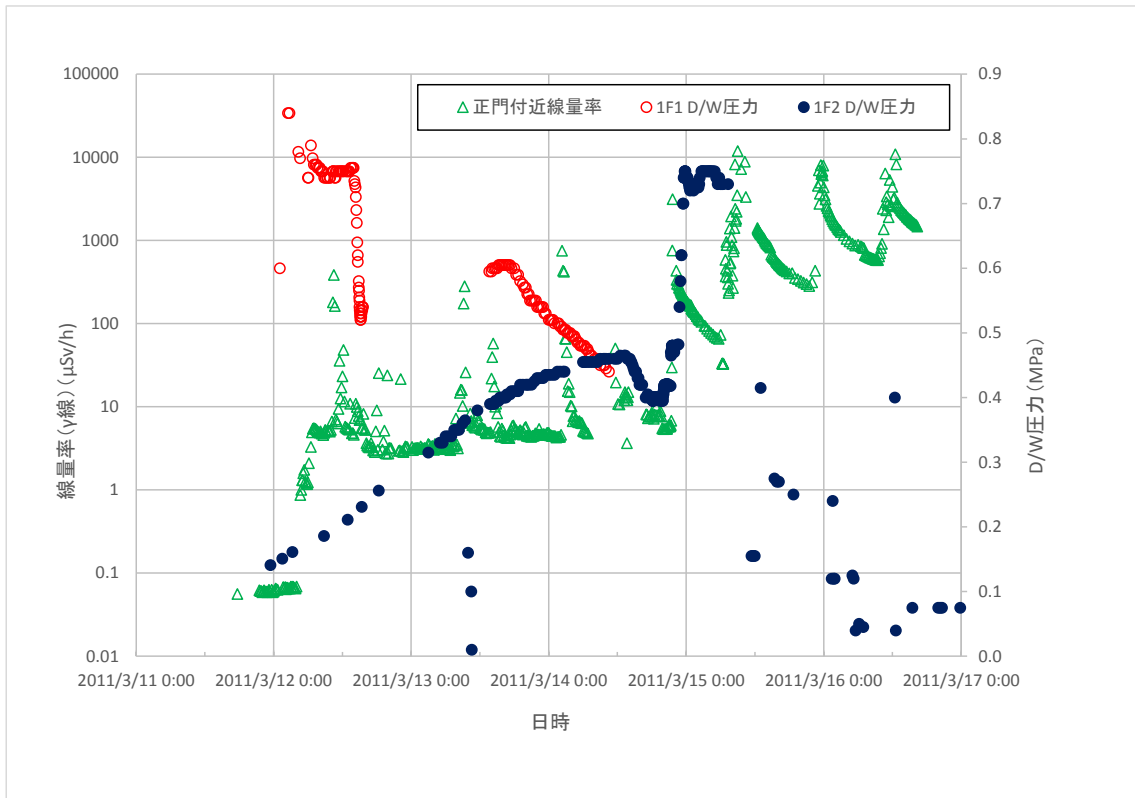


図4 福島第一原子力発電所 敷地内空間線量

格納容器限界温度・圧力に関する海外知見について

当社では、有効性評価における格納容器の限界温度・圧力について、温度を 200°C、圧力を 0.62 MPa（最高使用圧力の 2 倍）と設定した。この妥当性を評価するため、格納容器の閉じ込め機能に影響を及ぼす各種の損傷モードを圧力・温度範囲に応じて分類して評価し、「シール材の機能確保に関する評価線図」を作成した。

格納容器の損傷モードの評価に関する類似の事例が、NRC のオーダー「EA-13-109 シビアアクシデント条件下で運用可能な信頼性の高い耐圧強化ベントに係る認可を変更する命令」に対する産業界ガイダンス（NEI-13-02*1）に記載されている。NEI-13-02 では、ベント設備の設計要件を定めるに当たって、既往研究などから整理した代表的な格納容器の損傷モード分類を例示している（図 1 参照）。

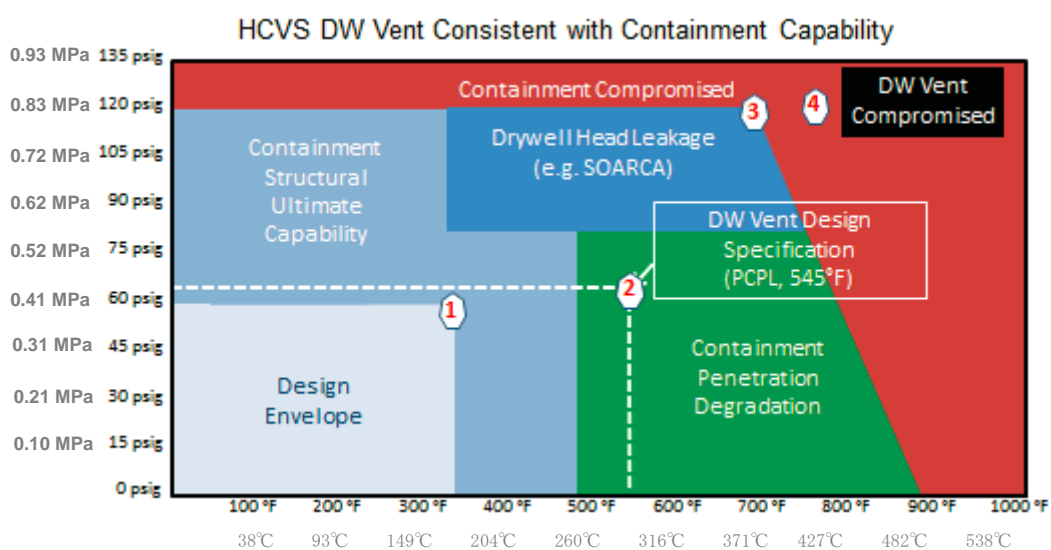


図 1 格納容器の損傷モードの分類の例（NEI-13-02*1）

本図では、既往研究などから格納容器の損傷の可能性として、格納容器トップヘッドフランジ部開口からの漏えいや電気貫通部の材料劣化が着目されている。格納容器トップヘッドフランジ部開口からの漏えいの損傷モードは、開口部を閉塞するシール材の性能に大きく依存するが、温度に関しては、過去の材料試験などに基づき、比較的高い温度域まで耐力があるとしている。一方、圧力に関しては、内圧によるフランジ開口部からの漏えいという損傷の特性上、圧力が高い領域で格納容器の支配的な損傷モードとなることを示している。NEI-13-02 では、事業者が格納容器から漏えいが生じる圧力、温度レベルを検討する際には、図 1 の例や NRC が実施した漏えい限界に関する検討 (SOARCA^{*2}) 等の関連研究などに基づくものとしている。電気貫通部については、格納容器トップヘッドのような開口挙動は生じないため、損傷の支配因子は温度による材料劣化となると考えられ、圧力が低い領域での主たる損傷モードとなることを示している。

当社でも、格納容器の健全性に影響を及ぼす損傷モードを当社プラントの固有の設備の状況を考慮して評価し、NEI-13-02 と同様の線図を作成している。当社の線図では、格納容器圧力に対しては、格納容器トップヘッド等のフランジ部からの漏えいが最も支配的となるとの評価結果が得られており、米国の考え方も整合している。当社が実施したフランジ部の漏えい評価によると、格納容器のフランジ部は、内圧が低い段階ではボルトの初期締付けにより開口は抑制されており、内圧の上昇に伴って開口量が増加することで、外部への漏えい経路を形成する。ただし、フランジ部が開口しても、フランジ部の密閉性を担保しているシール材が健全であれば、シール材が開口に追従するため外部への漏えいを防止することができる。本評価では、シール材の健全性、つまり、開口への追従性の指標として、シール材の圧縮永久歪試験データを用いて評価している。この考え方は、NEI-13-02 でも参照されている SOARCA^{*2} での格納

容器の漏えい挙動評価とも整合する。当社では、この方法を用いて、フランジ部での漏えい限界を評価し、当社のシール材の機能確保に関する評価線図に反映している。なお、本漏えい評価では、シール材の信頼性が重要となるため、高温環境下における耐性に優れた改良 EPDM について、当社独自で、各種基礎試験や事故時の格納容器内環境を想定したシール材劣化特性試験を実施し、その材料の特性を確認している。

以上のとおり、米国の NEI-13-02 での格納容器の損傷モード分類を参照し、当社のシール材の機能確保に関する評価線図と比較を行った。当社では、温度圧力の増加によって格納容器に生じる損傷モードとしてトップヘッドからの漏えいに着目し、各種試験結果と合わせて漏えい限界を確認している点で米国の考え方と整合している。

*1 NEI13-02[Rev.0E2] INDUSTRY GUIDANCE FOR COMPLIANCE WITH ORDER
EA-13-109

*2 NUREG/CR-7110, Vol. 1 U. S. NRC State-of-the-Art Reactor Consequence
Analyses Project Volume1: Peach Bottom Integrated Analysis

以上

原子炉格納容器バウンダリにおけるシール材の変更について

原子炉格納容器バウンダリに使用しているシール材については、今後、下記に示すとおり耐熱性能に優れたシール材に変更する。

バウンダリ箇所		部位	変更前部材	変更後部材	自主的取組
トップヘッドフランジ		フランジガスケット	シリコンゴム	改良 EPDM	バックアップシール材
ハッチ類	上部ドライウェル 機器搬出入口	フランジガスケット	シリコンゴム	改良 EPDM	バックアップシール材
	下部ドライウェル 機器搬出入口	フランジガスケット	シリコンゴム	改良 EPDM	バックアップシール材
	サプレッション・ チェンバ出入口	フランジガスケット	シリコンゴム	改良 EPDM	バックアップシール材
エアロック	上部ドライウェル 所員用エアロック	扉ガスケット	シリコンゴム	改良 EPDM	—
		ハンドル軸貫通部 Oリング	ふっ素ゴム	改良 EPDM	—
		均圧弁シート	ふっ素樹脂	均圧弁の改良 又は 閉止板 +改良 EPDM	—

バウンダリ箇所		部位	変更前部材	変更後部材	自主的取組
エアロック	下部ドライウエル 所員用エアロック	扉ガスケット	シリコンゴム	改良 EPDM	—
		ハンドル軸貫通部 Oリング	ふっ素ゴム	改良 EPDM	—
		均圧弁シート	ふっ素樹脂	均圧弁の改良 又は 閉止板 +改良 EPDM	—
配管貫通部	閉止フランジ	フランジガスケット	シリコンゴム	改良 EPDM	—
原子炉格納容器隔離弁	バタフライ弁	弁座シート	EP ゴム	改良 EPDM	—
	TIP ボール弁	弁座シート	ふっ素樹脂	改良 EPDM 又は PEEK 材	—
		グランドOリング	ふっ素ゴム	改良 EPDM	—
		弁ふたシール	ふっ素樹脂	改良 EPDM	—
	TIP パージ弁	弁座シート	EP ゴム	改良 EPDM 又は メタルシール	—
		グランドOリング	EP ゴム	改良 EPDM	—
		弁ふたシール	EP ゴム	改良 EPDM	—

1. 原子炉格納容器本体（コンクリート部）

1.1 評価方針

原子炉格納容器は鋼製ライナを内張りした鉄筋コンクリート造であり、原子炉建屋と一体となっている。原子炉格納容器本体（コンクリート部）の設計時に考慮される機能喪失要因は内圧上昇に伴う破損であり、コンクリート部の構造健全性を維持できる限界の内圧を評価することで 200℃、2Pd における健全性を確認する。

1.2 評価

コンクリート部の構造健全性については、NUPEC 重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）（平成 2 年度～平成 14 年度）において有限要素法を用いた弾塑性解析により、原子炉格納容器本体（コンクリート部）の耐圧性状を求める。評価モデルは実炉スケールのモデルとし、200℃条件下での材料物性（規格値；図 1-2～図 1-4 参照）に基づき、内圧に対する静的漸増解析で耐圧性状を確認する。RCCV 全体の耐圧性状の確認のため、解析モデルは図 1-1 に示す格納容器本体解析モデルを用いる。

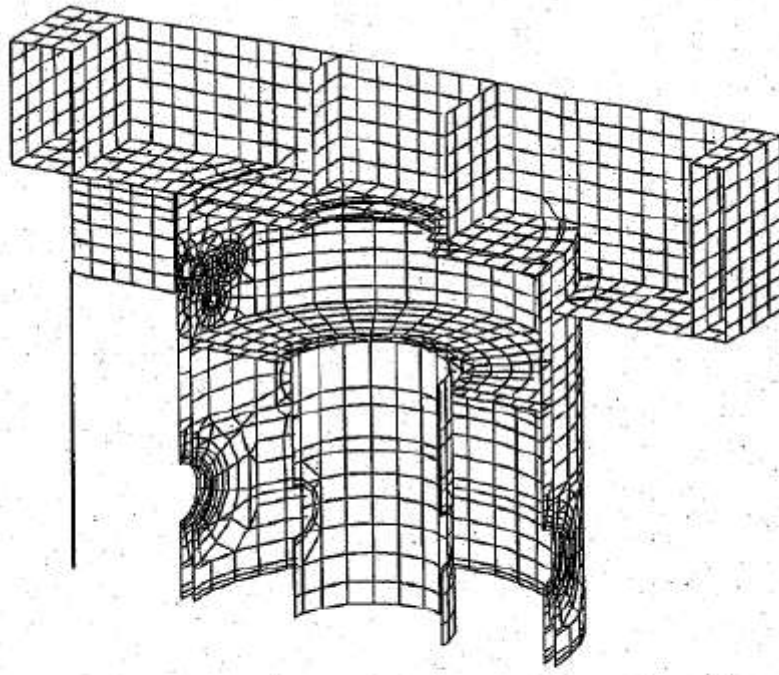


図 1-1 格納容器本体解析モデル

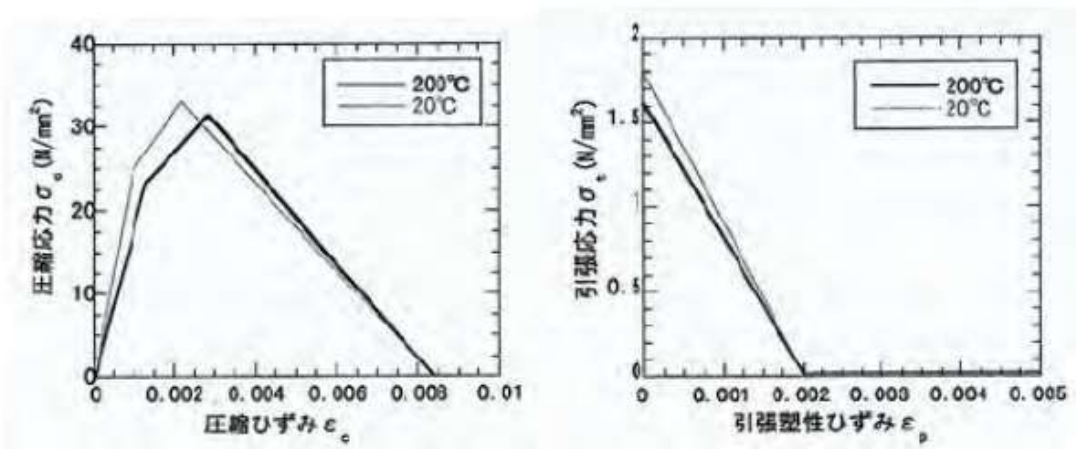


図 1-2 コンクリート物性

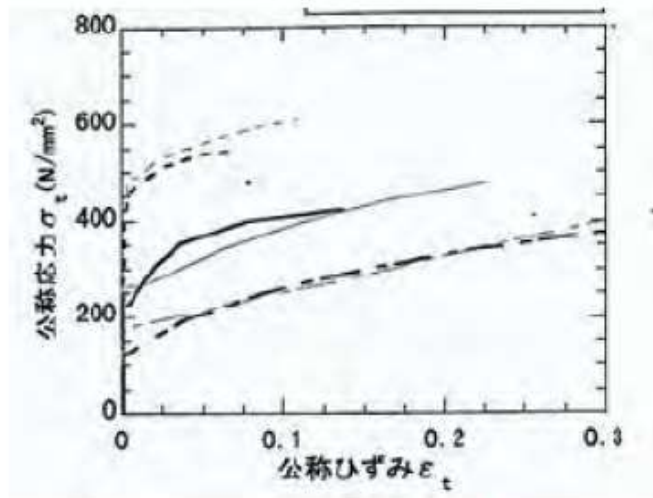


図 1-3 ライナ引張/圧縮特性

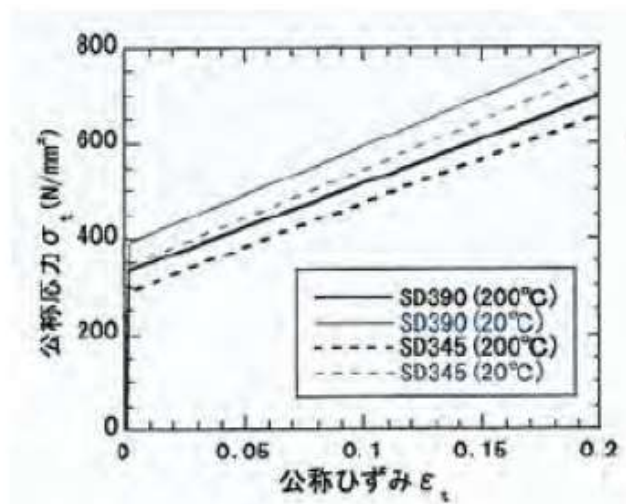


図 1-4 鉄筋引張特性

1.3 評価結果

解析の結果によると、格納容器の内圧を上昇させていった場合、3.0Pd 程度で格納容器（コンクリート部）の RCCV 壁の鉄筋が降伏し始め、4.0Pd でほぼ全面で鉄筋が降伏する。4.0Pd 近傍からアクセストンネル開口部周辺・隅角部周辺のコンクリートの局所的破損が始まり、4.5Pd では開口部・隅角部全体で変形が大きく進行する。図 1-5 に 4.0Pd における

相当塑性ひずみ分布図を示す。上記結果より、格納容器本体（コンクリート部）の破損は 4.0Pd～4.5Pd で発生すると考えられる。

また、200℃、2Pd の条件下におけるコンクリート部とライナ部のひずみを評価した結果、ひずみは小さく構造健全性が維持されることを確認した（別紙-12 参照）。

これらの評価結果を踏まえ、有効性評価における限界温度、圧力として いる 200℃、2Pd を用いることは妥当であると言える。

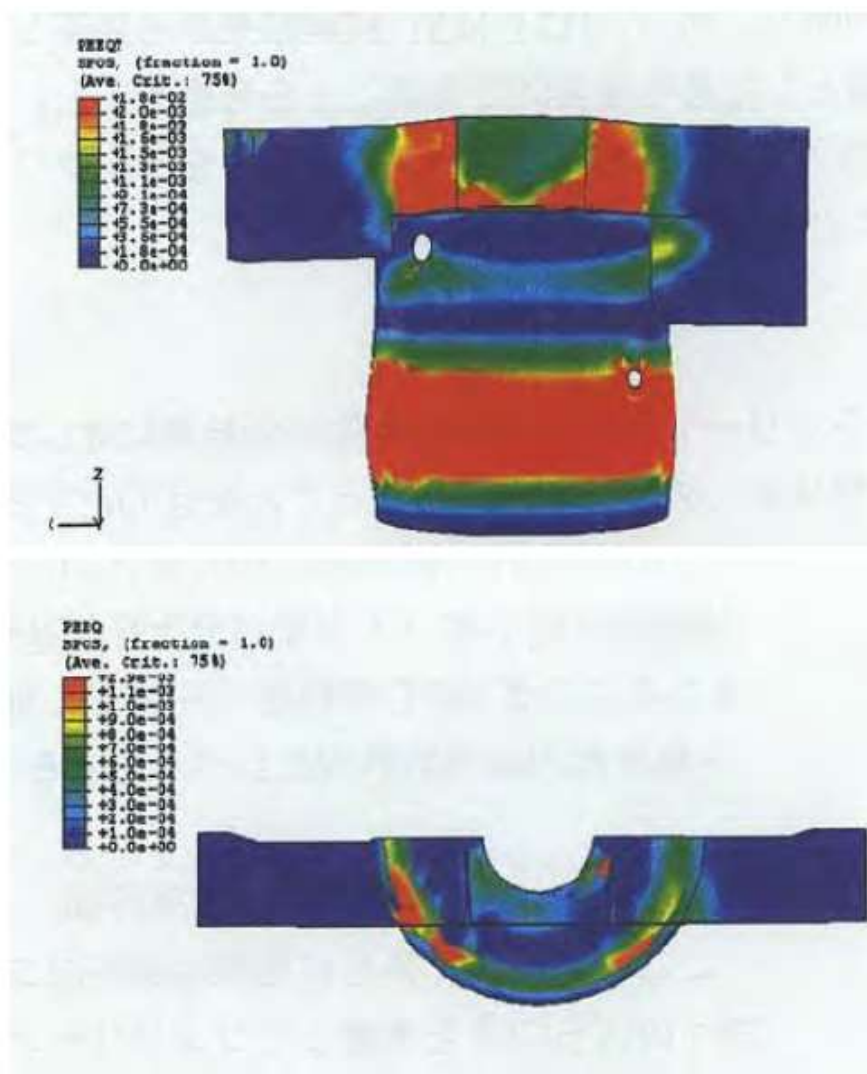


図 1-5 4.0Pd における相当塑性ひずみ分布図（上：引張側 下：圧縮側）

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

（平成 15 年 3 月 財団法人原子力発電技術機構）

2. 原子炉格納容器本体（ライナ部）

2.1 評価方針

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

従って、原子炉格納容器本体（ライナ部）の機能喪失要因は、高温状態で内圧を受け、過度な塑性変形に伴う延性破壊が想定される。このため、200℃、2Pd におけるライナ延性破壊に関する評価を行い、構造健全性を確認する。

2.2 評価

NUPEC 重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）（平成 2 年度～平成 14 年度）において、代表プラントの鉄筋コンクリート製格納容器を対象に有限要素法によるひずみ評価が実施されており、これに基づき柏崎刈羽原子力発電所 6，7 号炉での原子炉格納容器の局所の健全性を確認する。

この有限要素法による評価では、代表プラントの RCCV 全体モデル解析でライナひずみが大きい領域が見られた「下部ドライウェルアクセストンネル開口近傍（RCCV 脚部含む）」、「上部ドライウェル開口近傍隅角部」を局所評価点として選定する（図 2-1，図 2-2 参照）。このライナ部破損評価にあたり、同様のライナ構造を有する PCCV 試験結果に基づく、多軸

応力場での三軸度 TF(Triaxiality Factor ; 多軸応力場における延性低下の影響を示す係数)で修正を行った判断評価基準を適用し、ライナ部の破損評価を行う。

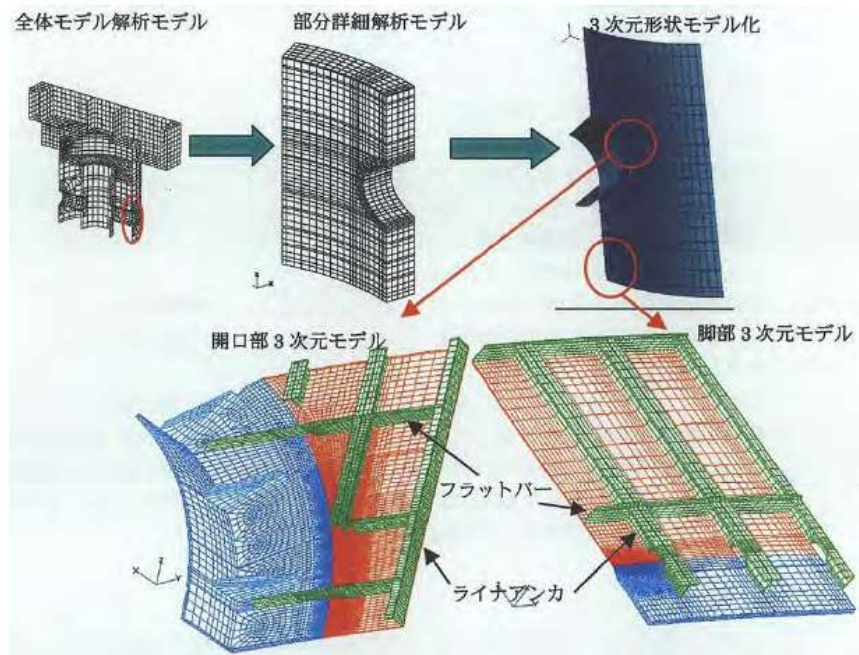


図 2-1 下部ドライウェルアクセストンネル開口近傍 部分詳細モデル

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

（平成 15 年 3 月 財団法人原子力発電技術機構）

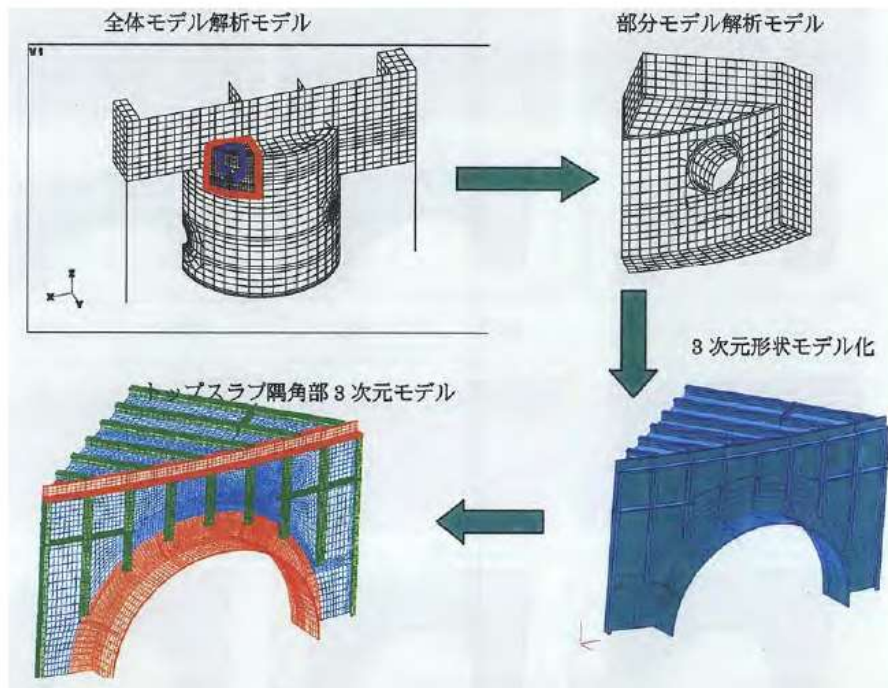


図 2-2 上部ドライウェル開口近傍隅角部 部分詳細モデル

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

（平成 15 年 3 月 財団法人原子力発電技術機構）

2.3 評価結果

「下部ドライウェルアクセストンネル周り」及び「トップスラブ隅角部」のライナ解析結果から、200℃において発生する各部の相当塑性ひずみが高い「トップスラブ隅角部」の評価結果をもとにライナ部の評価を行った。評価結果として、図 2-3 にトップスラブ隅角部における高ひずみ発生部位の相当塑性ひずみと圧力の関係を示す。ライナ部の破損評価にあたり、同様のライナ構造を有する PCCV 試験結果に基づく、多軸応力場での三軸度 TF (Triaxiality Factor ; 多軸応力場における延性低下の影響を示す係数) で修正を行った破断評価基準を適用する。

図 2-3 の結果から、200℃環境下では、約 3.5Pd においてトップスラブ隅角部ライナ部の相当塑性ひずみが破断ひずみの評価基準値（溶接部近傍

での破断ひずみ) に到達することが確認された。上記結果により、重大事故時のライナ部の破損による原子炉格納容器本体のシール機能喪失は約 3.5Pd で発生すると考えられる。

また、200℃、2Pd の条件下におけるコンクリート部とライナ部のひずみを評価した結果、ひずみは小さく構造健全性が維持されることを確認した(別紙-12 参照)。

よって、限界温度・圧力(200℃・2Pd)における原子炉格納容器本体(ライナ部)の閉じ込め機能の健全性を確認した。

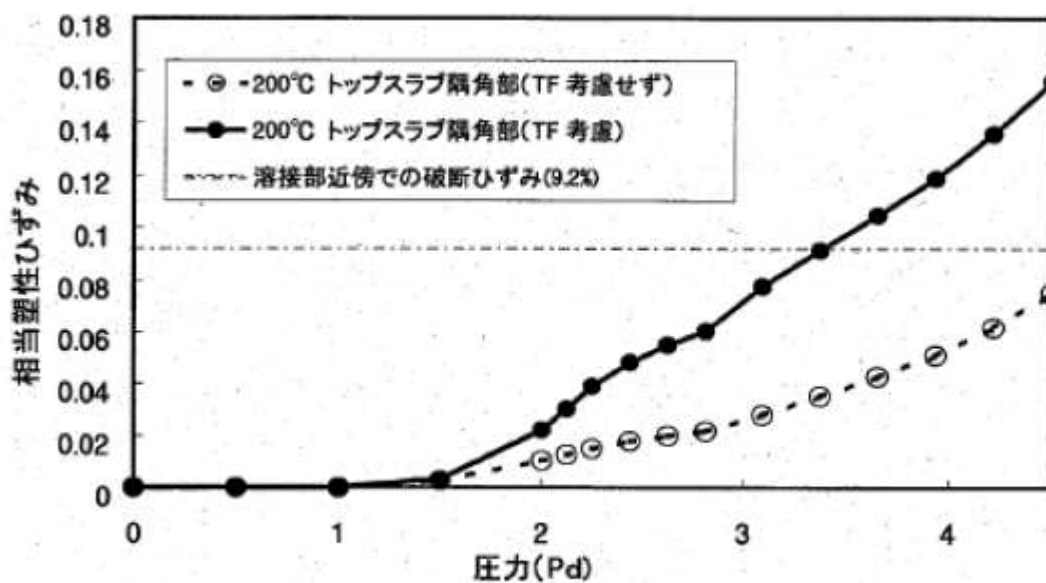


図 2-3 トップスラブ隅角部の相当塑性ひずみと圧力の関係

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

(平成 15 年 3 月 財団法人原子力発電技術機構)

3. トップヘッドフランジ

3.1 評価方針

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、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、座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である200℃、2Pdを考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないことから、脆性破壊、疲労破壊は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。なお、熱座屈の可能性が考えられるが、座屈後に圧縮ひずみが開放され破損に至らないことから座屈は評価対象外と考えることができる。

このため、200℃、2Pdでの健全性確認には以下の評価が必要である。

- ・ 本体の耐圧
- ・ フランジ固定部の強度
- ・ ガスケットの健全性

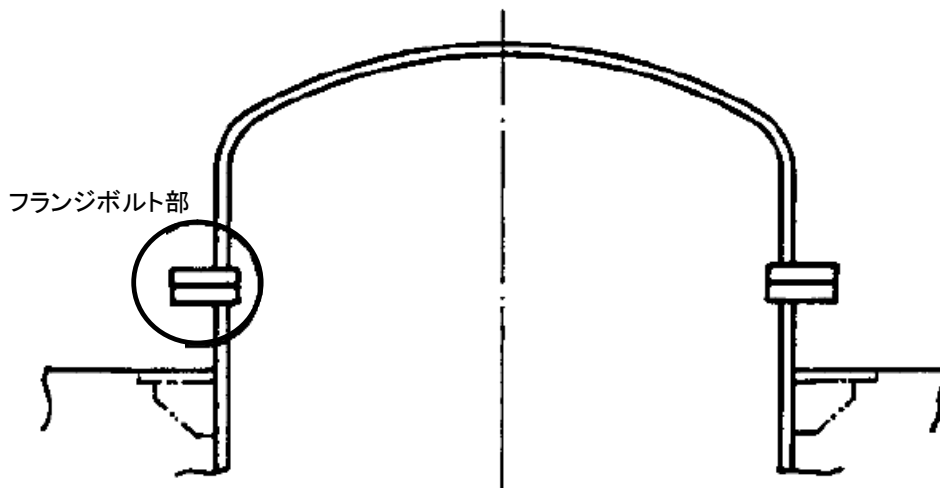


図 3-1 トップヘッドフランジ図

(1) 本体の耐圧

① 応力評価

トップヘッドフランジにおける構造健全性評価として、原子炉格納容器温度・圧力が 200℃、2Pd における強度評価を行う。この評価では、ドライウェル上鏡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鏡板、円筒胴について一次一般膜応力評価、貫通部アンカ及びコンクリート部について一次応力評価等を行い、発生応力が許容応力以下であることを確認する。

ここで、設計・建設規格の解説表 PVB-3110-1 において、延性破壊評価は一次応力の評価を実施することとなっている。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毎に材料試験（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、フランジ部に発生する応力が、 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ている。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 とする。

②既往研究成果による評価

ドライウェル上鏡については重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）（平成 2 年度～平成 14 年度）において、代表プラントの鋼製格納容器をモデル化した 1/10 スケールモデル試験体を用いた耐圧試験を行い、限界圧力を評価している。この耐圧試験の結果から、格納容器限界温度、圧力を確認する。

(2) フランジ固定部の強度

① 締付ボルトの強度評価

トップヘッドフランジの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、既工事計画認可申請書の強度計算をベースに評価する。

② フランジの開口評価

原子炉格納容器の重大事故時の過温、過圧時におけるフランジ開口量を評価するために、FEM解析を用いてABWR代表プラントとして7号炉のトップヘッドフランジ部における開口量を評価する。

(3) ガasketの健全性

シール材（ガスケット）はこれまでシリコン製シール材を使用しているが、福島第一原子力発電所事故で当該シール材が事故環境下に曝されて劣化した可能性があることも踏まえ、事故環境下における性能特性に優れたシール材である改良EPDM製シール材に変更する。改良EPDM製シール材による事故時の格納容器閉じ込め機能を確認するために、圧縮永久歪み試験結果をもとに格納容器限界開口量を評価し、重大事故時におけるフランジ開口量と比較することで格納容器閉じ込め機能の評価する。

また、格納容器ベント操作実施後の長期シール機能健全性を補強するために、高温蒸気に耐性があるバックアップシール材を追加塗布する。その有効性を、バックアップシール材の試験を元に評価し、格納容器閉じ込め機能の更なる信頼性を確認する。

3.2 評価結果

(1) 本体の耐圧

① 応力評価

トップヘッドフランジの構造健全性について、建設時工認の応力値を用いて原子炉格納容器限界温度・圧力（200℃，2Pd）における応力評価を実施した結果を示す。評価部位として、ドライウェル上鏡のうち内圧による荷重を受け止める部位（鏡板，円筒胴，貫通部アンカ及びコンクリート部）を選択し，発生応力を評価した。評価に用いた主要仕様を表3-1に示す。

表3-2～3-7に，トップヘッドフランジの応力評価結果を示す。なお，建設時工認の応力値を係数倍して応力を算出している。これらの結果から，200℃，2Pd条件下においてトップヘッドフランジの構造健全性を確認した。

表3-1 トップヘッドフランジの主要仕様

項目	柏崎刈羽6号炉	柏崎刈羽7号炉
最高使用圧力 (MPa)	0.31	0.31
最高使用温度 (℃)	171	171
材料	SGV480	SGV480
フランジ内径 (mm)		
上鏡厚さ (mm)	24	24

【6号炉】 トップヘッドフランジの構造健全性評価結果 (200°C, 2Pd)

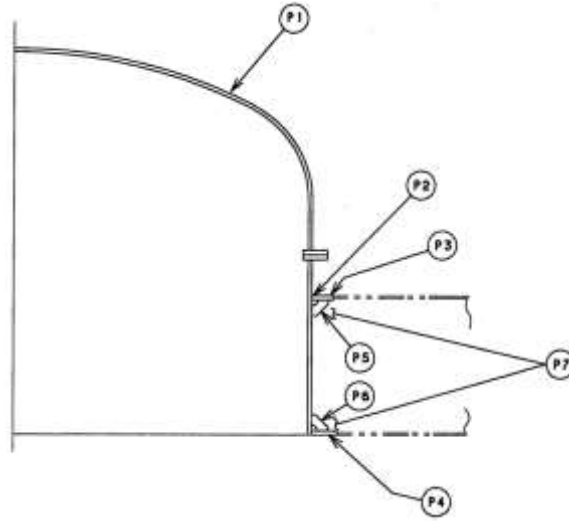


図 3-2 柏崎刈羽 6 号炉 トップヘッドフランジ

表 3-2 鋼製耐圧部の応力評価まとめ

(単位: MPa)

応力 評価点 番号	応力評価点	一次応力				応力比
		P _m		P _L +P _b		
		応力 強さ	許容 値	応力 強さ	許容 値	
P1	上鏡球殻部とナックル部の 結合部	—	—		422	
P2	上鏡円筒胴のフランジプレ ートとの結合部	—	—		422	

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

表 3-3 貫通部アンカの応力評価まとめ

(単位:MPa)

応力 評価点 番号	応力評価点	曲げ応力		せん断応力		応力比	
		応力	許容 応力	応力	許容 応力	曲げ	せん断
P4	フランジプレート(下側)		312		156		
P6	ガセットプレート(下側)		—		156		

表 3-4 コンクリート部の応力評価まとめ

(単位 : N/mm²)

応力 評価点 番号	応力評価点	圧縮応力度		応力比
		フランジ プレート (内側) 近傍	許容応力度	
P7	コンクリート部		27.5	

以上の結果より、柏崎刈羽 6 号炉のトップヘッドフランジの 2Pd, 200°Cにおける構造健全性を確認した。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

【7号炉】 トップヘッドフランジの構造健全性評価結果 (200°C, 2Pd)

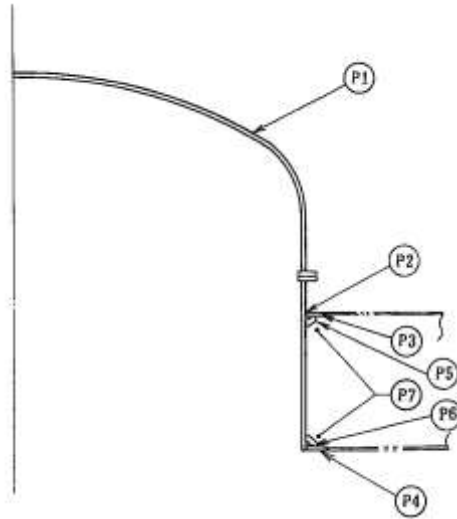


図 3-3 柏崎刈羽 7号炉 トップヘッドフランジ

表 3-5 鋼製耐圧部の応力評価まとめ

(単位: MPa)

応力 評価点 番号	応力評価点	一次応力				応力比
		P _m		P _L +P _b		
		応力 強さ	許容 値	応力 強さ	許容 値	
P1	鏡板	—	—		422	
P2	鏡板のスリーブとの結合部	—	—		422	

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

表 3-6 貫通部アンカの応力評価まとめ

(単位:MPa)

応力 評価点 番号	応力評価点	曲げ応力		せん断応力		応力比	
		応力	許容 応力	応力	許容 応力	曲げ	せん断
P4	フランジプレート(下側)		312		156		
P6	ガセットプレート(下側)		—		156		

表 3-7 コンクリート部の応力評価まとめ

(単位 : N/mm²)

応力 評価点 番号	応力評価点	圧縮応力度		応力比
		フランジ プレート (内側) 近傍	許容応力度	
P7	コンクリート部		27.5	

以上の結果より、柏崎刈羽7号炉のトップヘッドフランジの 2Pd, 200℃における構造健全性を確認した。

②既往研究成果による評価

トップヘッドフランジについては、NUPEC 評価で実施した鋼製格納容器構造挙動試験の結果に基づき、試験体との構造・寸法の差異の影響を考慮して構造健全性を確認する。NUPEC 評価において、鋼製格納容器をモデル化した 1/10 スケールモデル試験体を用いた耐圧試験を行い、限界圧力を評価している。図 3-4 に 1/10 スケールモデル試験体の構造を示す。耐圧試験の結果、限界圧力は約 4.6MPa であり、それ以下では破損が生じないことが確認できている。なお、破損部位は上鏡以外の部位であった。当該試験体の上鏡の耐力は 4.6MPa 以上であるものと想定されるが、本評価においては、4.6MPa を基準に評価する。これらを用いて、柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉及び 7 号炉のトップヘッドフランジの 2Pd における健全性を確認する。

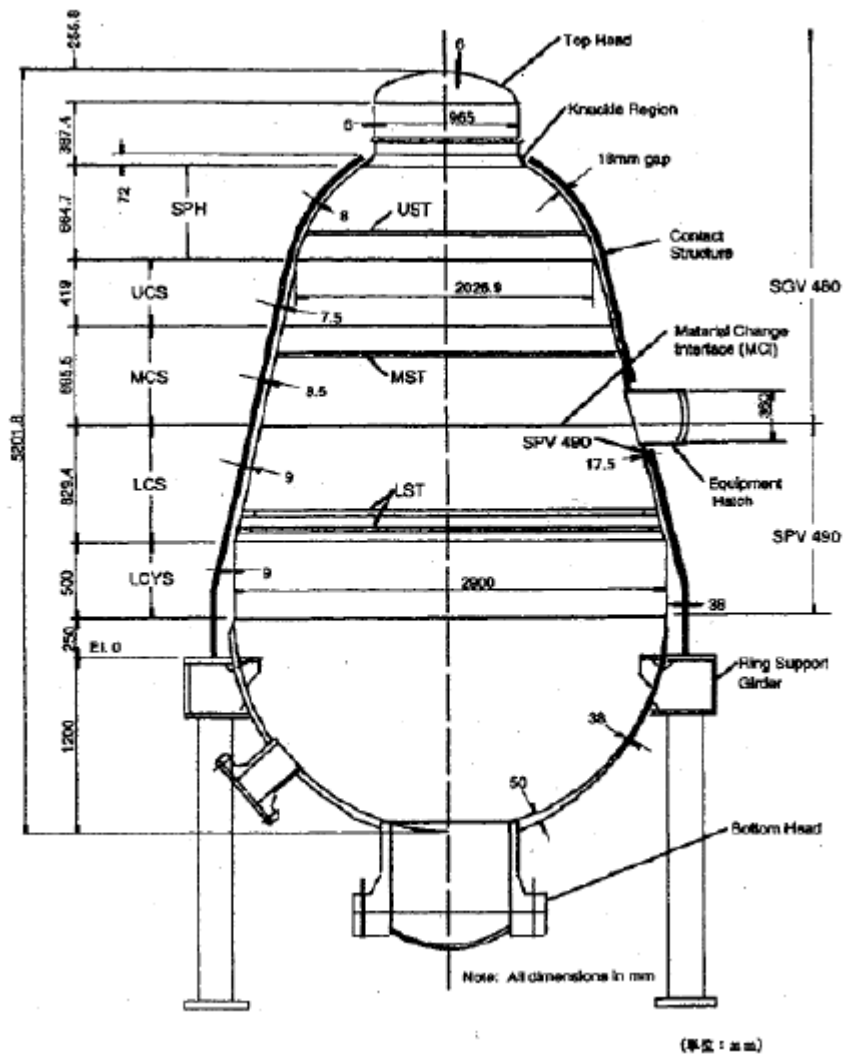


図 3-4 1/10 スケールモデル試験体

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

上鏡形状(さら形鏡板)に対する必要板厚は, 設計・建設規格により計算式(3.1)で求められる。この式を変形した式(3.2)から弾性限界圧力P を算出する。

$$t = P \cdot R \cdot W / (2 \cdot S_y \cdot \eta - 0.2P) \quad \dots\dots (式3.1)$$

$$P = 2 \cdot S_y \cdot \eta \cdot t / (R \cdot W + 0.2 \cdot t) \quad \dots\dots (式3.2)$$

鋼材の200°Cにおける設計降伏点 $S_y=226\text{MPa}$, 継手効率 $\eta=1$ とすると, 弾性限界圧力P は表3-8 となる。

ここで,

R : 内半径

r : すみ肉の丸み半径

t : 板厚

W : さら形鏡板の形状に応じた係数

$$W = (1/4) \cdot \{3 + \sqrt{(R/r)}\}$$

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

表 3-8 トップヘッドフランジの弾性限界圧力

	トップヘッド フランジ (6/7 号炉)	1/10 スケール 試験体 上鏡	Mark-Ⅱ改 上鏡 (参考)
R		873mm	
r		166.7mm	
t		6mm	
W		1.3	
P	0.895MPa	2.387MPa	0.955MPa

NUPEC 評価での1/10 スケール試験体の上鏡は、理論式(3.2)で求められる弾性限界圧力 (約2.4MPa) を上回る圧力(約4.6MPa)に対して健全性が確認されている。

1/10 スケール試験体はMark-Ⅱ改良型のトップヘッドフランジを想定して試験が行われたものであるが、Mark-Ⅱ改良型のトップヘッドフランジとRCCVのトップヘッドフランジは基本的な構造は同じである。表3-8の弾性限界圧力 P からも耐圧強度が同程度であることが確認できる。

以上の結果から、トップヘッドフランジは200℃条件において、理論式(3.2)から求めた弾性限界圧力0.895MPa (約2.8Pd) までは、少なくとも健全性を有するものと考えられる。よって、トップヘッドフランジは2Pdにおいても健全性は確保できると考えている。

(2) フランジ固定部の強度

① 締付ボルトの強度評価

フランジの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、既工事計画認可申請書の強度計算をベースに評価する。トップヘッドフランジ締付ボルト基本仕様を表3-9、評価結果を表3-10に示す。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。

表3-9 トップヘッドフランジの締付ボルト基本仕様

項目	6号炉	7号炉
ボルトの材質	SNCM439	SNCM439
ボルトの呼び		
ボルトの本数		

表3-10 締付ボルトの評価結果 (単位:MPa)

評価部位	6号炉	7号炉	許容値
トップヘッドフランジ			576

② フランジの開口評価

原子炉格納容器の重大事故時の過温、過圧時におけるフランジ開口量を評価するために、FEM解析を用いてABWR代表プラントとして7号炉のトップヘッドフランジ部における開口量を評価した。解析モデルを図3-5に、開口量の解析評価結果を図3-6に示す。なお、本FEM解析の妥当性については別紙-3「トップヘッドフランジ等の開口量評価の妥当性について」で示す。2Pdにおける開口量は、内側ガスケット部で約1.3mm、外側ガスケット部で約0.9mmとなる。

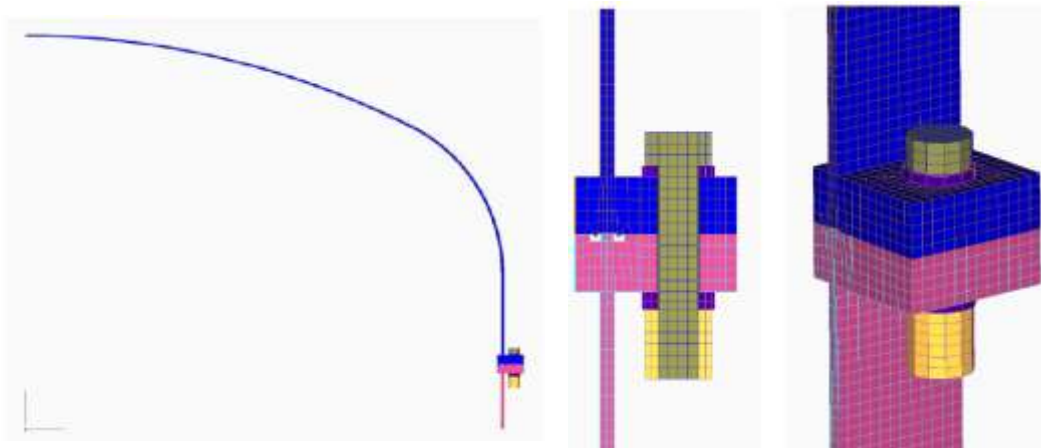


図3-5 トップヘッドフランジ開口量評価の解析モデル

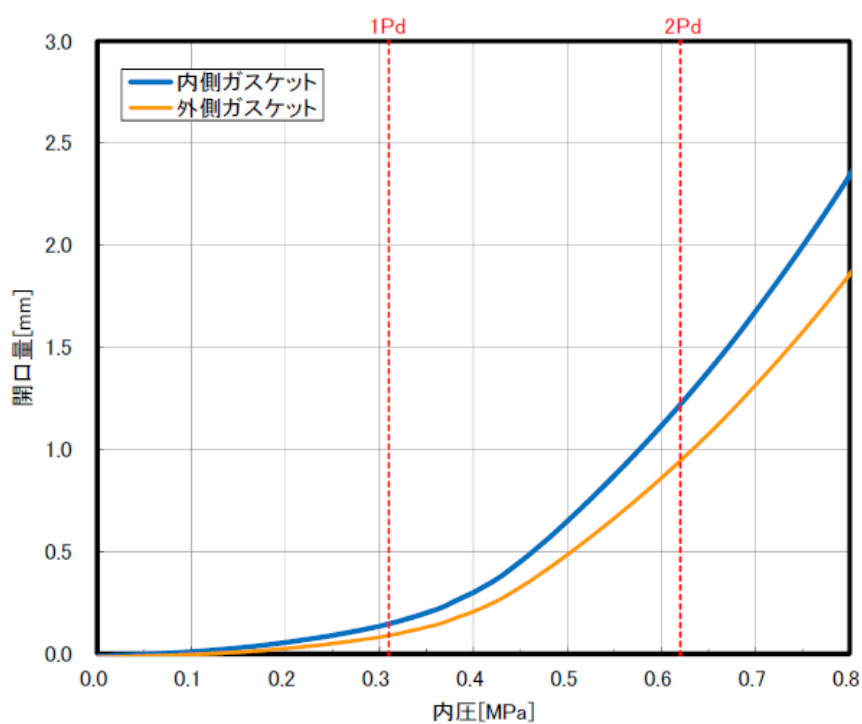


図3-6 トップヘッドフランジの各ガスケット部の圧力と開口変位の関係

(3) ガasketの健全性

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

そこで、柏崎刈羽原子力発電所 6, 7 号炉原子炉格納容器フランジシール部に使用されているシール材（シリコンゴム）について、事故時環境下の耐性が優れた改良 E P D M 製シール材に変更して格納容器閉じ込め機能の強化を図る。従って、改良 E P D M 製シール材について、事故時の温度や放射線による劣化特性を試験により確認し、想定される事故シナリオにおけるシール機能を評価する。なお、フランジ部のシール材は、プラントの定期検査時に開放される場合には取り替えを実施しており、通常運転中における劣化は極めて軽微であることから、事故条件下での評価を実施する。

① シール材（改良 E P D M）の圧縮永久ひずみ試験結果について

改良 E P D M 製シール材の事故時環境における劣化特性を、高温蒸気曝露の期間を確認するために、JIS K6262「加硫ゴム及び熱加塑性ゴムの常

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

温・高温及び低温における圧縮永久ひずみの求め方」に準じて圧縮永久歪み試験を実施した。その結果を表 3-11 に示す。なお、圧縮永久ひずみ測定とは、所定の圧縮率をかけ変形させた後、開放時の戻り量を評価するものである。完全に元の形状に戻った場合を 0%とし、全く復元せずに完全に圧縮された状態のままである状態を 100%としている。例えば、圧縮永久ひずみが表 3-11 で示す「」の場合は、シール材の初期締付量が である 7 号炉を例にとると、 戻ることを意味する。この場合、 のフランジ部開口まではシール機能が確保可能と想定できる。

表 3-11 改良 E P D M 製シール材の圧縮永久ひずみ試験結果

No	放射線照射	ガス性状	温度	圧縮永久ひずみ試験		
				24h	72h	168h
1	800kGy	乾熱	200℃			
2	800kGy	乾熱	250℃			
3	800kGy	蒸気	200℃			
4	800kGy	蒸気	250℃			

② 改良 E P D M 製シール材の性能確認試験

②-1 実機を模擬した小型フランジ試験

改良 E P D M 製シール材の性能を確認するために、圧縮永久歪み試験に加え、実機フランジ O リング溝を模擬した小型試験装置を用いて、事故環境に曝露した後のシール機能を確認した。試験装置を図 3-7 に示しており、実機 O リング溝の断面寸法を 1/2 スケールとして試験治具を製作し、予め γ 線照射したシール材を用いて試験体を作り、高温環境に曝露した後に気密確認試験を実施した。

試験条件としては、事故条件を模擬するために、放射線照射量はフランジガasket部の事故後 7 日間の累積放射線量の目安である 800kGy を用いて実施している。また、高温曝露は高温空気及び高温蒸気で曝露し、温度については、格納容器限界温度である 200℃と、さらに余裕を見た 250℃を設定し、それぞれ 7 日間(168h)一定温度で高温曝露している。また、試験治具の O リング溝は内側に 1mm の段差があり、その段差の間からシール材が高温空気又は蒸気に曝露されるため、事故時の格納容器過圧に伴うフランジ開口を考慮した状態で、高温曝露ができる試験体となっている。高温曝露後は、事故時に発生する水素を模擬するために、He により気密確認試験を実施している。気密確認試験では、格納容器限界圧力 2Pd(0.62MPa)以上の気密性を確認するため最大で 0.9MPa まで加圧して気密性を確認している。また、格納容器過圧に伴うフランジ開口時のシール材の気密性を確認するために、高温曝露後の試験体フランジを 0.8mm 開口させ、その状態でも He 気密確認試験を実施し、0.9MPa 加圧時に漏えいのないことを確認している。なお、開口量の 0.8mm は、2Pd における開口量が最も大きな機器搬入用ハッチのフランジ開口量(約 1.4mm)に余裕をもたせた開口量

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

(1.6mm) を 1/2 スケールにしたものである。

試験の詳細は別紙-4「改良 E P D M シール材の試験について」で示しており、本試験により 200°C が 168 時間継続した場合の改良 E P D M 製シール材のシール機能の健全性を確認した。

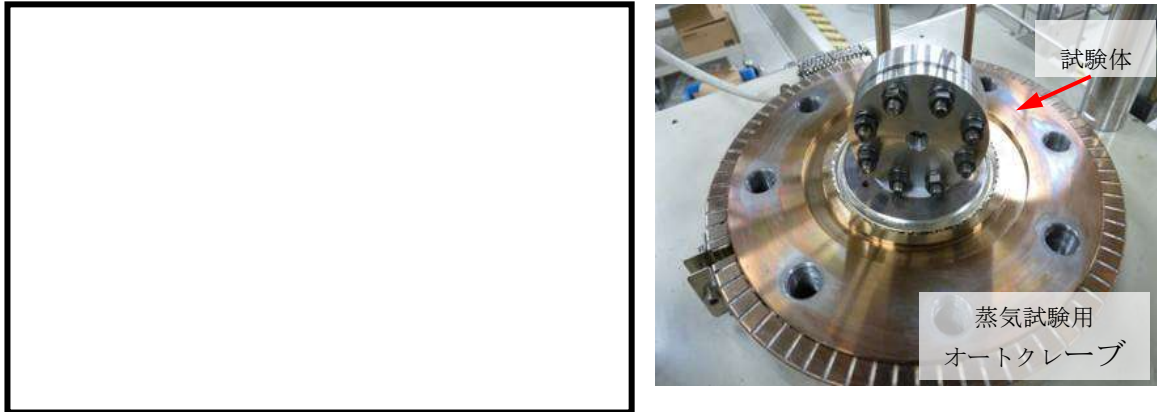


図 3-7 改良 E P D M 製シール材の性能確認試験装置

②-2 実機フランジモデル試験

改良E P D M製シール材は前述の小型フランジ試験に加え、より大口径（Oリング径：約 250mm）の実機フランジモデル試験も実施しているところであり、実機条件に近い状態でのシール健全性の確認を進めているところである。試験装置は図 3-8、図 3-9 に示しており、試験フランジの溝断面形状は実機と同じとし、溝径を縮小した試験フランジとする。試験試料の断面形状は実機と同じとし、径を縮小した試験試料とする。予め γ 線照射したシール材を用いて試験体を作り、高温環境に曝露した後に気密確認試験を実施する。

試験条件としては、事故条件を模擬するために、放射線照射量はフランジガasket部の事故後 7 日間の累積放射線量の目安である 800kGy を用いて実施している。また、E P D Mの劣化は一般的に酸素により引き起こされるとの知見に基づき、高温曝露は蒸気ではなく高温空気（乾熱）で曝露し、温度については、格納容器限界温度である 200℃と、さらに余裕を見た 250℃、300℃とし、それぞれ定める期間を一定温度で高温曝露する。また、内圧作用時の実機フランジの開口を模擬するため、フランジ面に調整シムを挟んで押し込み量を調整できる装置にしている。

本試験装置によりシール材を高温曝露した後、気密確認試験を実施した。気密確認試験では、格納容器限界圧力 $2P_d$ (0.62MPa) を包絡する圧力で気密性を確認しており、その試験結果を別紙-11 に示す。本試験結果により 200℃が 168 時間継続した場合の改良E P D M製シール材のシール機能の健全性を確認した。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



図 3-8 実機フランジモデル試験の装置概要

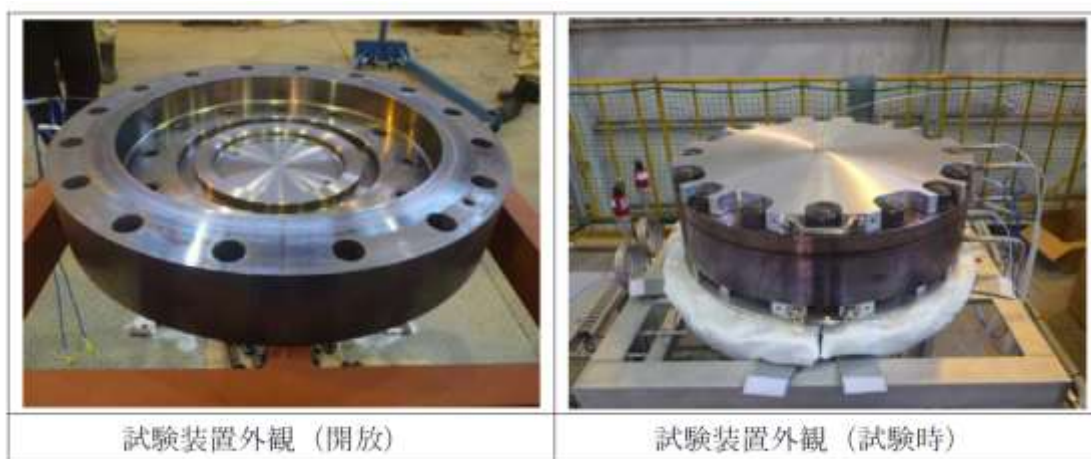


図 3-9 実機フランジモデル試験装置の外観

③ フランジ開口量を考慮した漏えい評価

前述①および②を踏まえ、事故時環境下に曝されることによるシール材劣化（シール材追従量の低下）と、原子炉格納容器の限界温度・圧力によるフランジ開口量を考慮し、限界温度・圧力である 200℃、2Pd 条件下におけるシール材の機能確保に関する評価線図を図-3.10 に示す。

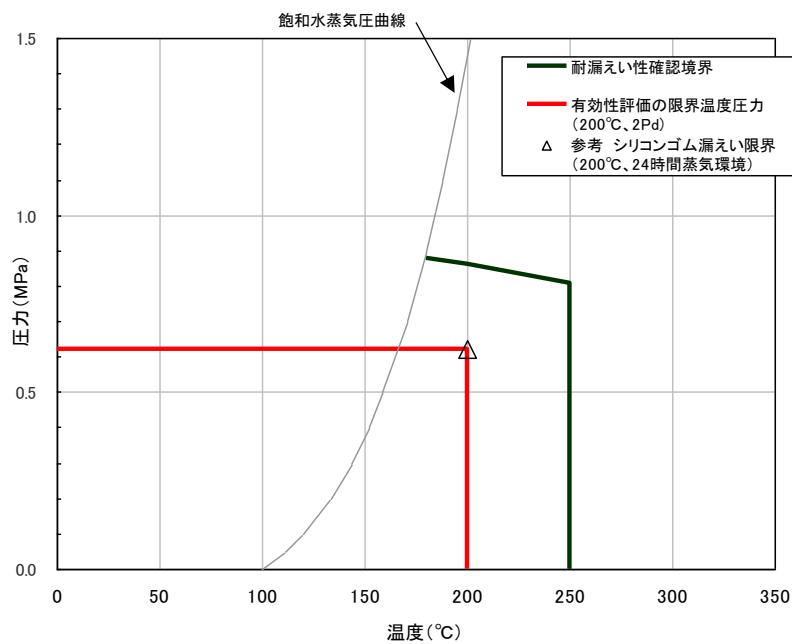


図 3-10 シール材の機能確保に関する評価線図（トップヘッドフランジ）

図中の黒太線は、シール部の健全性を確認している範囲を示す線である。この黒太線において、温度依存の傾きのある部分は、格納容器のトップヘッドフランジ部の構造解析結果（図-3.6）とシール材の圧縮永久ひずみ試験結果（表-3.11）から、フランジ部の開口量にシール材が追従できなくなる境界を示すものである（解析で示したフランジ部の開口量が、改良EPDMの圧縮永久ひずみ（乾熱、7日間）に基づき定めたシール材の戻り量と等しくなったときに漏えいすると評価）。

一方、黒太線において、温度が 250℃一定の垂直の部分は、改良 E P DMを用いたフランジ部の小型モデル試験結果から、過圧・過温状態におけるシール材の健全性が確認できている範囲を示すものである（格納容器シール部の形状を模擬した試験装置を用いて、漏えいが発生する圧力、温度の評価）。なお、250℃で実施した小型モデル試験では、漏えいは生じていないため、実際の限界温度はさらに高い温度となる。

上記の結果から、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 E P DM性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。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、福島事故の分析からも確認されており、福島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シール材を用いることにより、機能を向上させる。

④ バックアップシール材のシール機能について

当社は福島第一原子力発電所の事故知見を踏まえ、格納容器閉じ込め機能の更なる信頼性向上を目的としてバックアップシール材を開発した。バックアップシール材は図 3-11 で示すように、現行シール材のシール溝よりも外側のフランジ面全周に塗布できるシール材である。バックアップシール材は、耐高温性、耐蒸気性、耐放射線性が確認され、重大事故環境下においてもシール機能を発揮できるものを用いる。バックアップシール材の性能は、図 3-12 で示す試験装置で、事故環境下に曝された後のシール機能について評価されている。

④-1 バックアップシール材の性能確認試験

試験条件としては、事故条件を模擬するために、放射線照射量はフランジ部の事故後7日間の累積放射線量の目安である800kGyを用いて実施している。また、高温曝露は高温蒸気で曝露し、温度については、格納容器限界温度200℃に余裕を見た250℃を設定し、7日間(168h)一定温度で高温曝露している。高温曝露後は、事故時に発生する水素を模擬するために、Heにより気密確認試験を実施している。気密確認試験では、格納容器限界圧力2Pd(0.62MPa)以上の気密性を確認するため最大で0.9MPaまで加圧して気密性を確認している。

また、重大事故時には事故後ベント実施までは圧力が2Pd近傍と高くなりフランジ部が開口することから、フランジ開口を経験した後にバックアップシール材に気密性があるか否かを確認するため、30cm中型試験体を用いて隙間ゲージで一度変位を経験させた後にHe気密試験を実施した(開口模擬後気密確認試験)。変位は、格納容器限界圧力2Pd時のバックアップシール材塗布位置を考慮し、機器搬入用ハッチの外側ガスケットのフランジ開口量をもとに1mmに設定した。試験の流れとしては、バックアップシール材を塗布したフランジを乾燥させた後に、隙間ゲージで変位を加え、その後隙間ゲージを引き抜いて試験フランジの変位を当初位置に戻す。その状態でHe気密確認試験を実施し、0.9MPa加圧時に漏えいのないことを確認している。なお、開口模擬後気密確認試験は試験装置上の理由から、バックアップシール材に高温曝露は経験させていない。しかしながら、FT-IR分析により250℃蒸気曝露で構造の変化量は小さく、顕著な劣化が認められなかったことから、高温曝露有無は事故時開口を模擬したバックアップシール材の性能を確認する試験では、試験結果に大きな影響を与えないと考えている。

試験の詳細は別紙-5「バックアップシール材の試験について」で示しており、バックアップシール材は250℃蒸気曝露が168h継続したとしても気密性が確保できることを確認している。また、250℃蒸気曝露が168h継続した後のバックアップシール材の化学構造の変化を確認するためにFT-IR分析を実施し、曝露前後でもバックアップシール材の化学構造がほとんど変化していないことを確認している。よって、250℃蒸気曝露環境下では有意な劣化はほとんど無いことから、格納容器限界温度である200℃状態が長期継続したときであっても、バックアップシール材により格納容器閉じ込め機能の健全性は確保できる。

以上のことから、バックアップシール材について格納容器限界温度200℃における長期シール性が確認できた。また、ベント実施までの間に格納容器過圧によるフランジ開口を経験したとしても、ベント後のフランジ開口量が小さい領域では高温性に優れたシール機能を発揮することが確認できた。よって、バックアップシール材は、格納容器ベント操作後の長期シール機能強化に有効である。

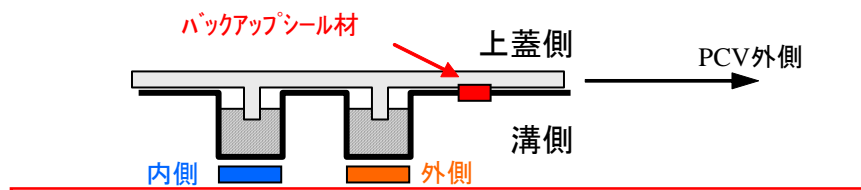


図 3-11 バックアップシール材イメージ図



図 3-12 バックアップシール材の気密試験

表 3-11 バックアップシール材の気密性試験結果

試験条件	温度	蒸気曝露	放射線照射	気密試験
蒸気曝露なし	350℃	-	-	○
	350℃	-	827kGy	○
蒸気曝露あり	250℃	168h	819kGy	○

○は気密試験時に「漏えいなし」を示す

⑤ -2 バックアップシール材の塗布条件

バックアップシール材のシール機能が確保されるための塗布幅、塗布厚さ、塗布作業に関する条件は、各種試験の結果から表 3-12 の通り定めている。塗布幅は幅が広い程シール機能が向上するが、試験でシール機能が確認できた最小の塗布幅を元に設定している。塗布厚さについては、シール機能が確認できた塗布厚さを元に設定している。また、バックアップシール材は塗布後、除々に乾燥して固まるため、塗布後にフランジ閉鎖するまでの時間を制約として設けることにしている。この時間についても、試験によりバックアップシール材の乾燥時間を考慮して、シール機能が確認できた時間を元に設定している。

表 3-12 バックアップシール材の塗布条件

項目	塗布条件
バックアップシール材の塗布幅	
バックアップシール材の塗布厚さ	
塗布後、フランジ閉鎖までの時間	

④-3 バックアップシール材の品質確認

バックアップシール材は表 3-12 の条件で塗布することで、シール機能が確保可能である。従って、バックアップシール材塗布作業時に「塗布幅」、「塗布厚さ」、「塗布後、フランジ閉鎖までの時間」を確認することで品質を確認する。「塗布幅」、「塗布厚さ」については、それら幅、厚さを担保可能な専用治具を用いてバックアップシール材を塗布作業する等で、品質確認を行う。「塗布後、フランジ閉鎖までの時間」については、塗布作業時間を管理することで品質確認を行う。

⑤「改良E P D M製シール材+バックアップシール材」のシール機能について

前述④で示す通り、バックアップシール材は重大事故環境においても優れた耐性をもつことが示されたため、「改良E P D M製シール材+バックアップシール材」を組み合わせることで、事故環境下における原子炉格納容器閉じ込め機能の更なる信頼性向上を図る計画を進めている。

改良E P D M製シール材は、事故時の耐環境性に優れていることを確認しているが、一般的に劣化モードとして酸化劣化があげられるため、長期シール性の信頼性を向上させるためには、劣化要因である酸素の高温状態曝露を回避することが必要になる。バックアップシール材は、フランジ外側ガスケット部よりも外周のフランジ面に塗布することから、改良E P D Mシール材への格納容器外側からの酸素供給を遮断する役割も果たすことができるため、酸化劣化によるシール機能低下を抑えることが可能である。

よって、事故発生後の改良E P D M製シール材の長期健全性を補強することができるため、当社の更なる格納容器閉じ込め機能強化対策として「改良E P D M製シール材+バックアップシール材」を採用する。その効果については事項で示す。

なお、フランジ部にバックアップシール材を塗布することに関するフランジ設計に対する影響評価については、別紙-16において評価している通りであり、フランジへの悪影響はないものと考えている。

⑥ 事故後長期間のシール機能について

重大事故時の格納容器閉じ込め機能の信頼性を強化するために、「改良 EPDM+バックアップシール材」を組合せ、事故後 168 時間以降の長期におけるシール機能について試験により確認した（試験装置を図 3-13 に示す）。前述の通り、バックアップシール材の 200℃状態における長期健全性を確認しており、有意な劣化が見られないことから、長期にわたって状態は変化せず、シール機能が確保されるものとする。また、改良 EPDM 製シール材とその外側にバックアップシール材を適用した条件で長期間高温曝露を実施した後に He 気密確認試験を実施しているが、少なくとも 45 日間の高温曝露（200℃）を経験しても、気密性に問題ないことが確認できている。試験の詳細は、別紙-5「バックアップシール材の試験について」の「(4)長時間試験」で示す。

なお、原子炉格納容器閉じ込め機能として最も厳しいシナリオである「大LOCA+SB0+ECCS機能喪失」について、事故後168時間以降も有効性評価で使用した設備以外は復旧せず、フィードアンドブリードを続けたとした場合、事故発生から30日後のドライウェル温度は130℃以下であることが評価で示されている。従って、これよりも過酷な200℃状態が30日間継続しても格納容器閉じ込め機能は健全であることが試験により確認できているため、事故後長期のシール性向上のためには「改良EPDM+バックアップシール材」は有効であると考えている。



図3-13 「改良EPDM+バックアップシール材」組合せ試験装置

表3-13 「改良EPDM+バックアップシール材」組合せ試験結果

試験体	曝露状態	曝露期間	改良EPDM 放射線曝露	加圧 媒体	試験 圧力	試験結果
改良EPDM+	乾熱200℃	30日	800kGy	He	0.9MPa	漏えいなし
バックアップシール材	乾熱200℃	45日	800kGy	He	0.9MPa	漏えいなし

3.3評価まとめ

トップヘッドフランジの健全性評価結果を表3-14に示す。

表3-14 トップヘッドフランジの健全性評価結果

No	大項目	評価方法	評価	結果
(1)	本体の耐圧	①応力評価	200℃, 2Pdにおける各部の応力評価を実施	○
		②既往研究を用いた評価	2Pdにおける健全性を, NUPEC実施の1/10スケール試験を用いて評価	○
(2)	フランジ固定部の強度	①締付ボルト評価	200℃, 2Pdにおける締付ボルトの応力評価を実施	○
		②フランジの開口評価	200℃, 2Pdにおけるフランジ開口を評価 (以下(3)ガスケットの健全性と併せて健全性評価を行う)	—
(3)	ガスケットの健全性	シール材劣化, PCV開口量評価, バックアップシール材試験結果を用いた評価	「改良E P D M製シール材」で200℃, 2Pdにおけるシール機能を評価 更なる安全対策向上として「改良E P D Mシール材+バックアップシール材」を適用することにより, 改良E P D M製シール材の長期信頼性を補強する。	○

4. ハッチ類（機器搬入用ハッチ等）

4.1 評価方針

ハッチ類は、フランジ付きの胴板が原子炉格納容器のコンクリート躯体に固定され、この胴板のフランジに蓋フランジをボルト固定しており、フランジ間のシールにはガスケットを使用している。フランジにはシール溝が二重に配置されており、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。

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

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

このため、200℃、2Pd での健全性確認には以下の評価が必要である。

- ・ 本体の耐圧
- ・ フランジ固定部の強度
- ・ ガスケットの健全性

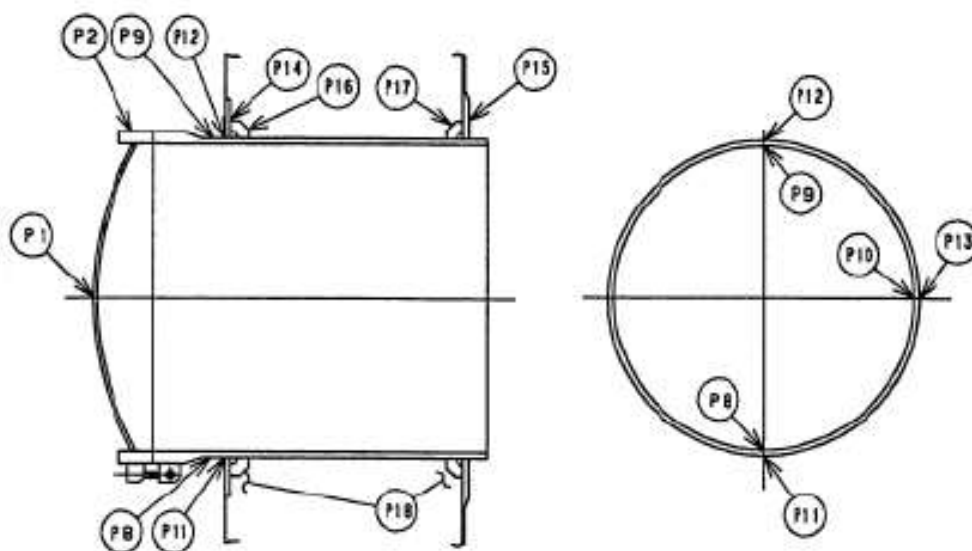


図 4 - 1 機器搬入用ハッチ図

(1) 本体の耐圧

①一次応力評価

ハッチ類における構造健全性評価として、上部ドライウェル機器搬入用ハッチ、下部ドライウェル機器搬入用ハッチ、サブプレッション・チェンバ出入口のうち内圧による荷重を受け止める部位のうち鏡板、円筒胴について一次一般膜応力評価、貫通部アンカ及びコンクリート部については一次応力評価等を行い、発生応力が許容応力以下であることを確認する。

ここで、設計建設規格の解説表 PVB - 3110 - 1 において、延性破壊評価は一次応力の評価を実施することとなっている。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毎に材料試験（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ハッチ類の限界温度及び許容圧力の妥当性を確認するため、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、ハッチ類に発生する応力が、 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ている。

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。

②既往研究成果による評価

ハッチ類については重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）（平成 2 年度～平成 14 年度）において、代表プラントの鋼製格納容器（Mark - II 改良型）の機器搬入用ハッチをモデル化した試験体を用いた耐圧試験を行っており、この結果を踏まえて限界圧力を評価する。

(2) フランジ固定部の強度

① 締付ボルトの強度評価

フランジの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、既工事計画認可申請書の強度計算をベースに評価する。上部ドライウエル機器搬入用ハッチ、下部ドライウエル機器搬入用ハッチ、サプレッション・チェンバ出入口の締付ボルトを評価対象とする。

② フランジの開口評価

原子炉格納容器の重大事故時の過温、過圧時におけるフランジ開口量を評価するために、FEM解析を用いて ABWR 代表プラントとして 7 号炉の機器搬入用ハッチにおける開口量を評価する。

(3) ガasketの健全性

シール材（ガスケット）はこれまで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下に曝されて劣化した可能性があることも踏まえ、事故環境下における性能特性に優れたシール材である改良 EPDM 製シール材に変更する。改良 EPDM 製シール材による事故時の格納容器閉じ込め機能を確認するために、圧縮永久歪み試験結果をもとに格納容器限界開口量を評価し、重大事故時におけるフランジ開口量と比較することで格納容器閉じ込め機能の評価する。

また、格納容器ベント操作実施後の長期シール機能健全性を補強するために、高温蒸気に耐性があるバックアップシール材を追加塗布する。その有効性を、バックアップシール材の試験を元に評価し、格納容器閉じ込め機能の更なる信頼性を確認する。

4.2 評価結果

(1) 本体の耐圧

① 一次応力評価

ハッチ類の構造健全性について、建設時工認の応力値を用いて原子炉格納容器限界温度・圧力（200℃，2Pd）における応力評価を実施した結果を示す。評価部位として、上部ドライウェル機器搬入用ハッチ，下部ドライウェル機器搬入用ハッチ及びサプレッション・チェンバ出入口を選定し，各ハッチのうち内圧による荷重を受け止める部位（鏡板，円筒胴，貫通部アンカ及びコンクリート部）を選択し，発生応力を評価した。評価に用いた主要仕様を表4-1～4-3に示す。

表4-4～4-23に，ハッチ類の応力評価結果を示す。なお，建設時工認の応力値を係数倍して応力を算出している。これらの結果から，200℃，2Pd条件下においてハッチ類の構造健全性を確認した。

表4-1 上部ドライウェル機器搬入用ハッチの主要仕様

項目	柏崎刈羽6号炉	柏崎刈羽7号炉
最高使用圧力 (MPa)	0.31	0.31
最高使用温度 (℃)	171	171
材料	SGV480	SGV480
内径 (mm)		
胴板厚さ (mm)		
蓋板厚さ (mm)		

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

表 4 - 2 下部ドライウェルアクセストンネルスリーブ及び
鏡板（機器搬入用ハッチ付）の主要仕様

項目	柏崎刈羽 6 号炉	柏崎刈羽 7 号炉
最高使用圧力 (MPa)	0.31	0.31
最高使用温度 (°C)	171	171
材料	SGV480	SGV480
内径 (mm)		
胴板厚さ (mm)		
蓋板厚さ (mm)		

表 4 - 3 サプレッション・チェンバ出入口の主要仕様

項目	柏崎刈羽 6 号炉	柏崎刈羽 7 号炉
最高使用圧力 (MPa)	0.31	0.31
最高使用温度 (°C)	104	104
材料	SGV480	SGV480
内径 (mm)		
胴板厚さ (mm)		
蓋板厚さ (mm)		

【6号炉】 上部ドライウエル機器搬入用ハッチの構造健全性評価結果
(200°C, 2Pd)

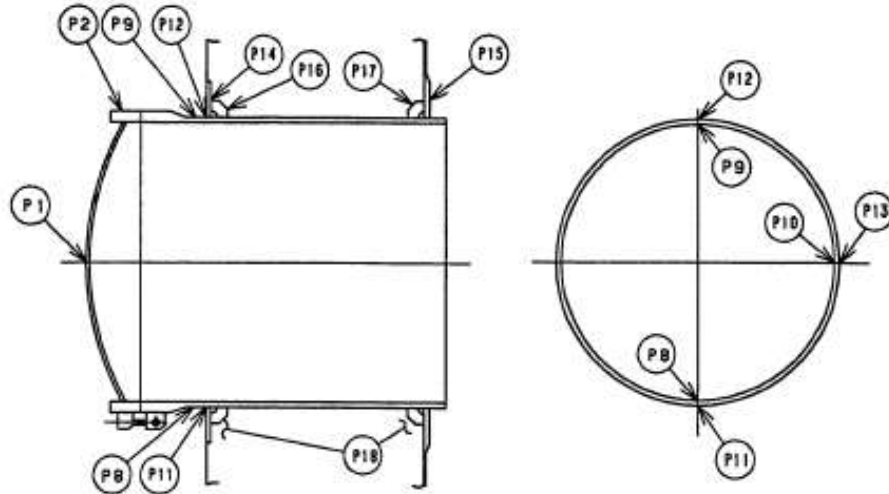


図 4 - 2 柏崎刈羽 6 号炉 上部ドライウエル機器搬入用ハッチ

表 4 - 4 鋼製耐圧部の応力評価のまとめ (単位 : MPa)

応力 評価点 番号	応力評価点	一次応力				応力比
		P_m		P_L+P_b		
		応力	許容	応力	許容	
		強さ	値	強さ	値	
P1	鏡板中央部		281		422	
P8	上部ドライウエル 機器搬入用ハッチ円筒胴		281		422	
P9			281		422	
P10			281		422	
P11	上部ドライウエル		—		422	
P12	機器搬入用ハッチ円筒胴のフ		—		422	
P13	ランジプレートとの結合部		—		422	

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

表 4 - 5 貫通部アンカの応力評価まとめ (単位 : MPa)

応力 評価点 番号	応力評価点	曲げ応力		せん断応力		応力比	
		応力	許容 応力	応力	許容 応力	曲げ	せん断
P15	フランジプレート (内 側)	[]	312	[]	156	[]	[]
P17	ガセットプレート (内 側)		—		156		

表 4 - 6 コンクリート部の応力評価まとめ (単位 : N/mm²)

応力 評価点 番号	応力評価点	圧縮応力度		応力比
		フランジ プレート (内側) 近傍	許容応力度	
P18	コンクリート部	[]	27.5	[]

【6号炉】下部ドライウエル機器搬入用ハッチの構造健全性評価結果
(200°C, 2Pd)

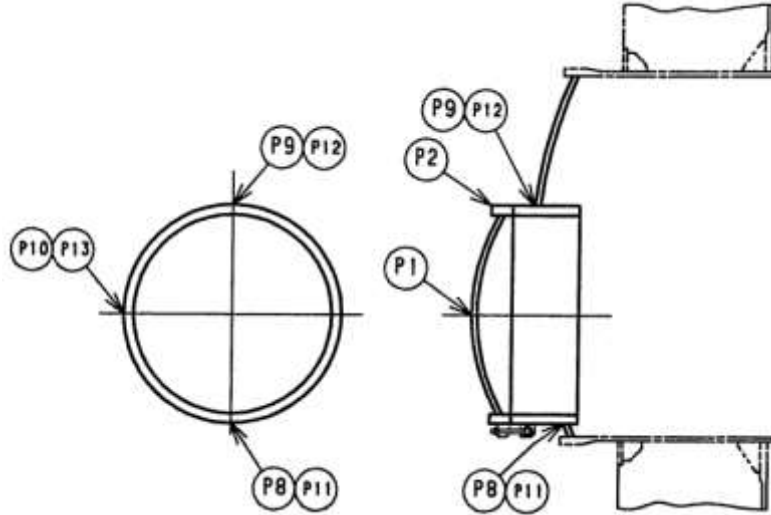


図 4 - 3 下部ドライウエル機器搬入用ハッチ

表 4 - 7 鋼製耐圧部の応力評価まとめ (単位: MPa)

応力 評価点 番号	応力評価点	一次応力				応力 比
		P _m		P _L +P _b		
		応力 強さ	許容 値	応力 強さ	許容 値	
P1	鏡板中央部		281		422	
P8	下部ドライウエル 機器搬入用ハッチ円筒胴		281		422	
P9			281		422	
P10			281		422	
P11		下部ドライウエル		—		422
P12	機器搬入用ハッチ円筒胴と		—		422	
P13	鏡板との取付部		—		422	

【6号炉】下部ドライウェルアクセストンネルスリーブ及び鏡板（機器搬入用ハッチ付）の構造健全性評価結果（200℃，2Pd）

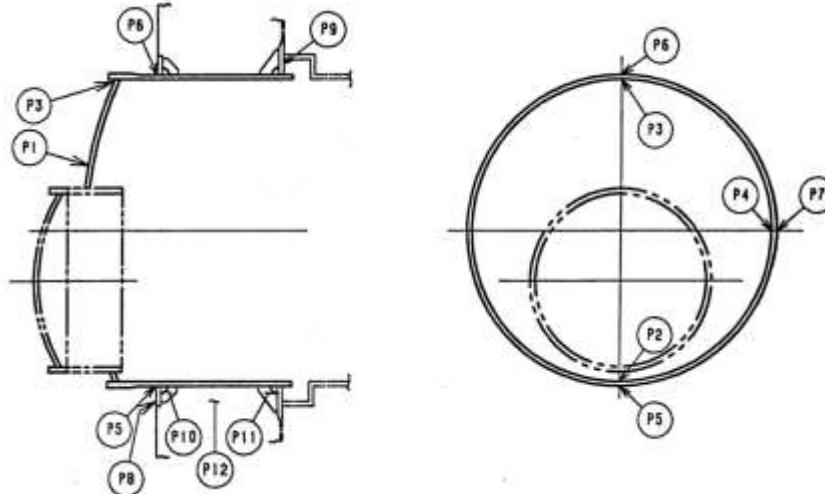


図4-4 下部ドライウェルアクセストンネルスリーブ及び鏡板
（機器搬入用ハッチ付）

表4-8 鋼製耐圧部の応力評価まとめ（単位：MPa）

応力 評価点 番号	応力評価点	一次応力				応力 比
		P_m		P_L+P_b		
		応力 強さ	許容 値	応力 強さ	許容 値	
P1	鏡板	—	—	422	422	
P2	鏡板のスリーブとの結合部	—	—			
P3		—	—			
P4		—	—			
P5	スリーブのフランジプレートと の結合部	—	—			422
P6		—	—			422
P7		—	—			422

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

表 4 - 9 貫通部アンカの応力評価まとめ (単位 : MPa)

応力 評価点 番号	応力 評価点	一次応力				応力比	
		曲げ応力		せん断応力		一次	
		応力	許容 応力	応力	許容 応力	曲げ	せん 断
P9	フランジ プレート (内側)		440		220		
	ガセット プレート (内側)		—		156		

表 4 - 10 コンクリート部の応力評価まとめ (単位 : N/mm²)

応力 評価点 番号	応力評価点	圧縮応力度		応力比
		フランジ プレート (内側) 近傍	許容応力度	
		P12	コンクリート部	

【6号炉】 サプレッション・チェンバ出入口の構造健全性評価結果（200℃，
2Pd)

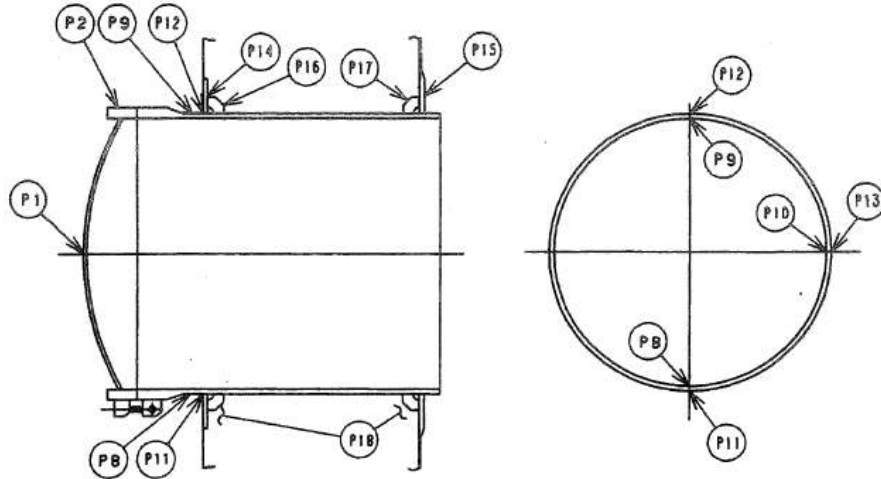


図 4 - 5 サプレッション・チェンバ出入口

表 4 - 11 鋼製耐圧部の応力評価まとめ (単位: MPa)

応力 評価点 番号	応力評価点	一次応力				応力 比
		P_n		$P_L + P_b$		
		応力 強さ	許容 値	応力 強さ	許容 値	
P1	鏡板中央部		281		422	
P8	サプレッション・チェンバ 出入口円筒胴		281		422	
P9			281		422	
P10			281		422	
P11	サプレッション・チェンバ		—		422	
P12	出入口円筒胴のフランジ		—		422	
P13	プレートとの結合部		—		422	

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

表 4 - 12 貫通部アンカの応力評価まとめ (単位 : MPa)

応力 評価点 番号	応力評価点	曲げ応力		せん断応力		応力比	
		応力	許容 応力	応力	許容 応力	曲げ	せん断
P15	フランジプレート (内 側)		312		156		
P17	ガセットプレート (内 側)		—		156		

表 4 - 13 コンクリート部の応力評価まとめ (単位 : N/mm²)

応力 評価点 番号	応力評価点	圧縮応力度		応力比
		フランジ プレート (内側) 近傍	許容応力度	
P18	コンクリート部		27.5	

【7号炉】上部ドライウェル機器搬入用ハッチの構造健全性評価結果
(200°C, 2Pd)

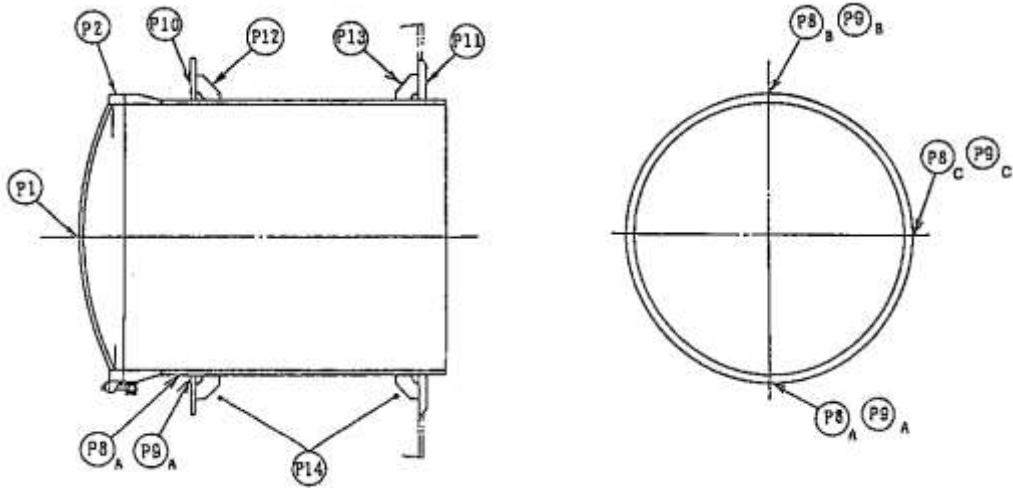


図4-6 柏崎刈羽7号炉 上部ドライウェル機器搬入用ハッチ

表4-14 鋼製耐圧部の応力評価のまとめ (単位: MPa)

応力 評価点 番号	応力評価点	一次応力				応力比
		P_m		P_L+P_b		
		応力	許容	応力	許容	
		強さ	値	強さ	値	
P1	鏡板中央部		281		422	
P8	機器搬入用ハッチ円筒胴		281		422	
P9	機器搬入用ハッチ円筒胴のフ ランジプレートとの結合部		—		422	

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

表 4 - 15 貫通部アンカの応力評価まとめ (単位 : MPa)

応力 評価点 番号	応力評価点	曲げ応力		せん断応力		応力比	
		応力	許容 応力	応力	許容 応力	曲げ	せん断
P11	フランジプレート (内 側)		312		156		
P13	ガセットプレート (内 側)		—		156		

表 4 - 16 コンクリート部の応力評価まとめ (単位 : N/mm²)

応力 評価点 番号	応力評価点	圧縮応力度		応力比
		フランジ プレート (内側) 近傍	許容応力度	
P14	コンクリート部		27.5	

【7号炉】下部ドライウェル機器搬入用ハッチの構造健全性評価結果

(200°C, 2Pd)

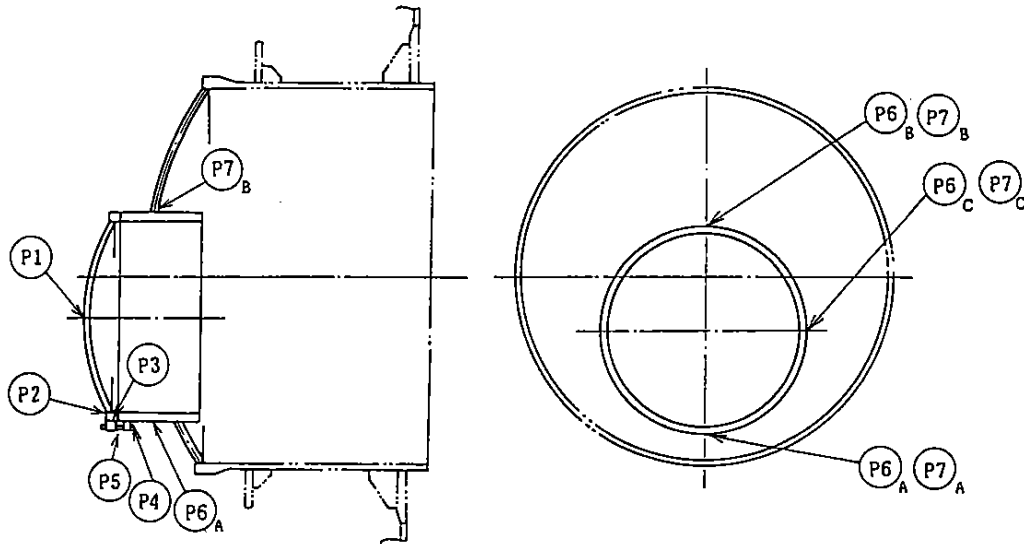


図 4 - 7 下部ドライウェル機器搬入用ハッチ

表 4 - 17 鋼製耐圧部の応力評価まとめ (単位: MPa)

応力 評価点 番号	応力評価点	一次応力				応力 比
		P_a		P_L+P_b		
		応力 強さ	許容 値	応力 強さ	許容 値	
P1	鏡板中央部		281		422	
P6	機器搬入用ハッチ円筒胴		281		422	
P7	機器搬入用ハッチ円筒胴と 鏡板との取付部		—		422	

【7号炉】下部ドライウェルアクセストンネルスリーブ及び鏡板（機器搬入用ハッチ付）の構造健全性評価結果（200℃，2Pd）

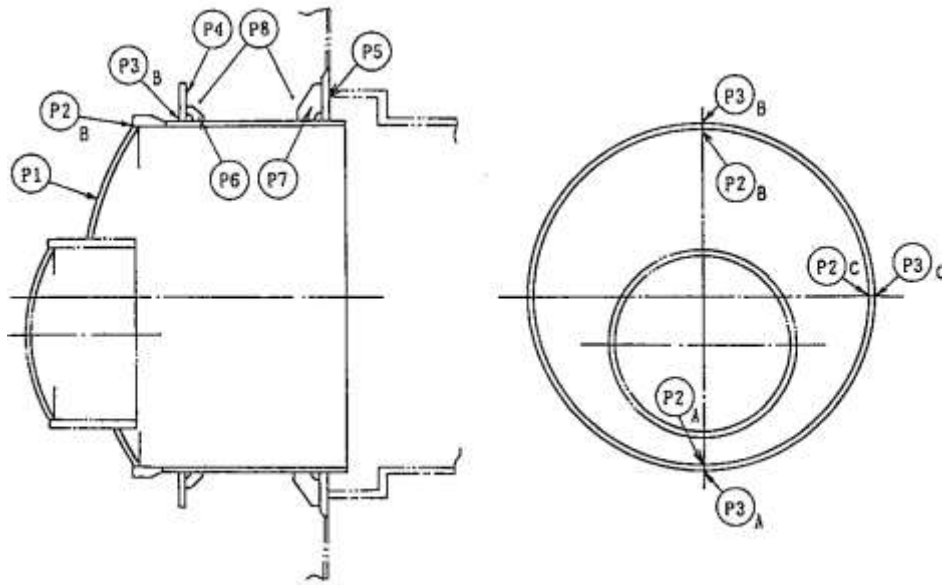


図4-8 下部ドライウェルアクセストンネルスリーブ及び鏡板
（機器搬入用ハッチ付）

表4-18 鋼製耐圧部の応力評価まとめ（単位：MPa）

応力 評価点 番号	応力評価点	一次応力				応力 比
		P _m		P _L +P _b		
		応力 強さ	許容 値	応力 強さ	許容 値	
P1	鏡板	—	—	[Redacted]	422	[Redacted]
P2	鏡板のスリーブとの結合部	—	—		422	
P3	スリーブのフランジとの結合部	—	—		422	

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

表 4 - 19 貫通部アンカの応力評価まとめ (単位 : MPa)

応力 評価点 番号	応力 評価点	一次応力				応力比	
		曲げ応力		せん断応力		曲げ	せん 断
		応力	許容 応力	応力	許容 応力		
P5	フランジ プレート (内側)		439		219		
P7	ガセット プレート (内側)		—		156		

表 4 - 20 コンクリート部の応力評価まとめ (単位 : N/mm²)

応力 評価点 番号	応力評価点	圧縮応力度		応力比
		フランジ プレート (内側) 近傍	許容応力度	
		P8	コンクリート部	

【7号炉】 サプレッション・チェンバ出入口の構造健全性評価結果（200℃，
2Pd)

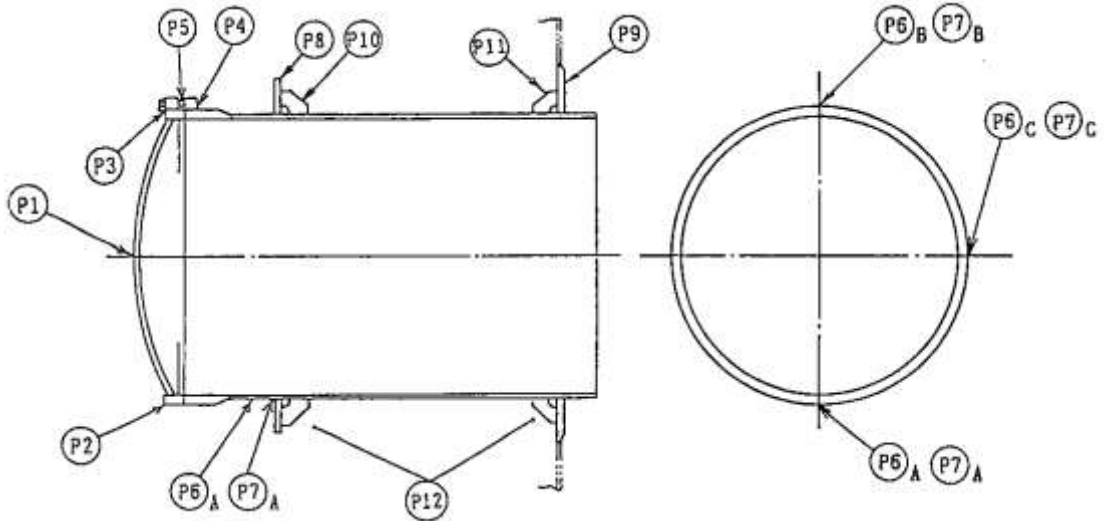


図 4 - 9 サプレッション・チェンバ出入口

表 4 - 21 鋼製耐圧部の応力評価まとめ （単位：MPa）

応力 評価点 番号	応力評価点	一次応力				応力比
		P_n		P_L+P_b		
		応力	許容	応力	許容	
		強さ	値	強さ	値	
P1	鏡板中央部		281		422	
P6	サプレッション・チェンバ 出入口円筒胴		281		422	
P7	サプレッション・チェンバ 出入口円筒胴のフランジ プレートとの結合部		—		422	

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

表 4 - 22 貫通部アンカの応力評価まとめ (単位 : MPa)

応力 評価点 番号	応力評価点	曲げ応力		せん断応力		応力比	
		応力	許容 応力	応力	許容 応力	曲げ	せん断
P9	フランジプレート (内 側)		312		156		
P11	ガセットプレート (内 側)		—		156		

表 4 - 23 コンクリート部の応力評価まとめ (単位 : N/mm²)

応力 評価点 番号	応力評価点	圧縮応力度		応力比
		フランジ プレート (内側) 近傍	許容応力度	
P12	コンクリート部		27.5	

②既往研究成果による評価

ハッチ類については重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）（平成2年度～平成14年度）において、代表プラントの鋼製格納容器（Mark - II改良型）の機器搬入用ハッチをモデル化した試験体を用いた耐圧試験を行い、限界圧力を評価している。この耐圧試験の結果、限界圧力は 19.5kg/cm^2 （約 6.0Pd ）であることが示されており、それ以下では破損が生じないことを確認している。このハッチモデル試験体は Mark - II改良型のハッチを想定して試験が行われたものであるが、Mark - II改良型のハッチと RCCV のハッチの基本的な構造は同じであるため、これらを用いて、柏崎刈羽原子力発電所 6, 7号炉のハッチ類の 2Pd における健全性を確認する。

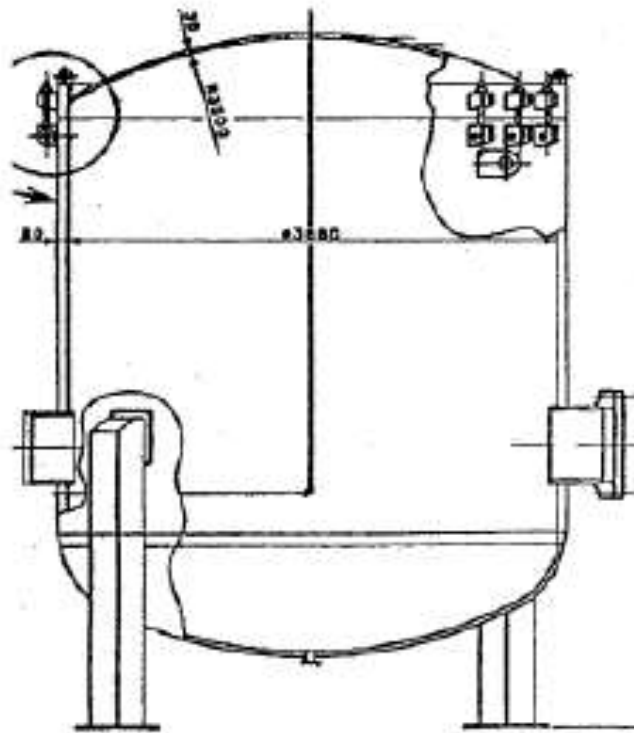


図 4 - 10 ハッチモデル試験

機器搬入用ハッチ形状（球形胴）に対する必要板厚は、設計・建設規格により計算式(4.1)から求められる。この式を変形し、板厚 t と降伏応力 S_y から弾性限界圧力 P を算出する。

$$t = P \cdot D_i / (4 \cdot S_y \cdot \eta - 0.4P) \quad \dots\dots(式4.1)$$

$$P = 2 \cdot S_y \cdot \eta \cdot t / (R + 0.2 \cdot t) \quad \dots\dots(式4.2)$$

鋼材の200℃における設計降伏点 $S_y=226\text{MPa}$ ，継手効率 $\eta=1$ とすると，弾性限界圧力 P は表4 - 24 の通り算出される。

表4 - 24 機器搬入用ハッチの弾性限界圧力

	柏崎刈羽 6/7 号炉 機器搬入用ハッチ		ハッチモデル 試験体
	上部	下部	
R (内半径)			3500mm
t (板厚)			30mm
P (弾性限界圧力)	3.47MPa	3.76MPa	3.87MPa

表4 - 24に示すように機器搬入用ハッチは，ハッチモデル試験体と同程度の耐圧強度を有していることから，少なくともハッチモデル試験体の限界圧力 $6.0Pd$ と同程度の圧力まで健全性を有するものと判断できる。

したがって，機器搬入用ハッチは200℃条件において， $6.0Pd$ 程度までは健全であると考えられる。よって，ハッチ類は $2Pd$ においても健全性は確保できると考えている。

(2) フランジ固定部の強度

① 締付ボルトの強度評価

フランジの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、既工事計画認可申請書の強度計算をベースに評価する。各ハッチ類の締付ボルト基本仕様を表 4 - 25～27、評価結果を表 4 - 28 に示す。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。

表 4 - 25 上部ドライウェル機器搬入用ハッチの締付ボルト基本仕様

項目	6号炉	7号炉
ボルトの材質	SNCM439	SNCM439
ボルトの呼び		
ボルトの本数		

表4 - 26 下部ドライウェル機器搬入用ハッチの締付ボルト基本仕様

項目	6号炉	7号炉
ボルトの材質	SNCM439	SNCM439
ボルトの呼び		
ボルトの本数		

表4 - 27 サプレッション・チェンバ出入口の締付ボルト基本仕様

項目	6号炉	7号炉
ボルトの材質	SNCM439	SNCM439
ボルトの呼び		
ボルトの本数		

表4 - 28 締付ボルトの評価結果 (単位:MPa)

評価部位	6号炉	7号炉	許容値
上部ドライウエル機器搬入用ハッチ			576
下部ドライウエル機器搬入用ハッチ			576
サプレッション・チェンバ出入口			576

②フランジの開口評価

原子炉格納容器の重大事故時の過温、過圧時におけるフランジ開口量を評価するために、FEM解析を用いてABWR代表プラントモデルとして7号炉の機器搬入用ハッチ部における開口量を評価した。解析モデルは図4-11に、開口量の解析評価結果を図4-12に示す。なお、本FEM解析の妥当性については別紙-3「トップヘッドフランジ等の開口量評価の妥当性について」で示す。2Pdにおける開口量は、内側ガスケット部で約1.4mm、外側ガスケット部で約1mmとなる。

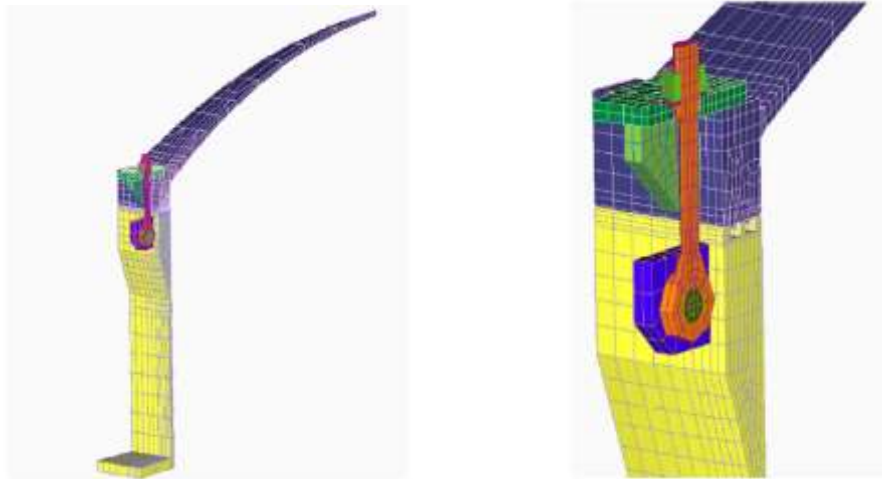


図 4 - 11 機器搬入用ハッチ開口量評価の解析モデル

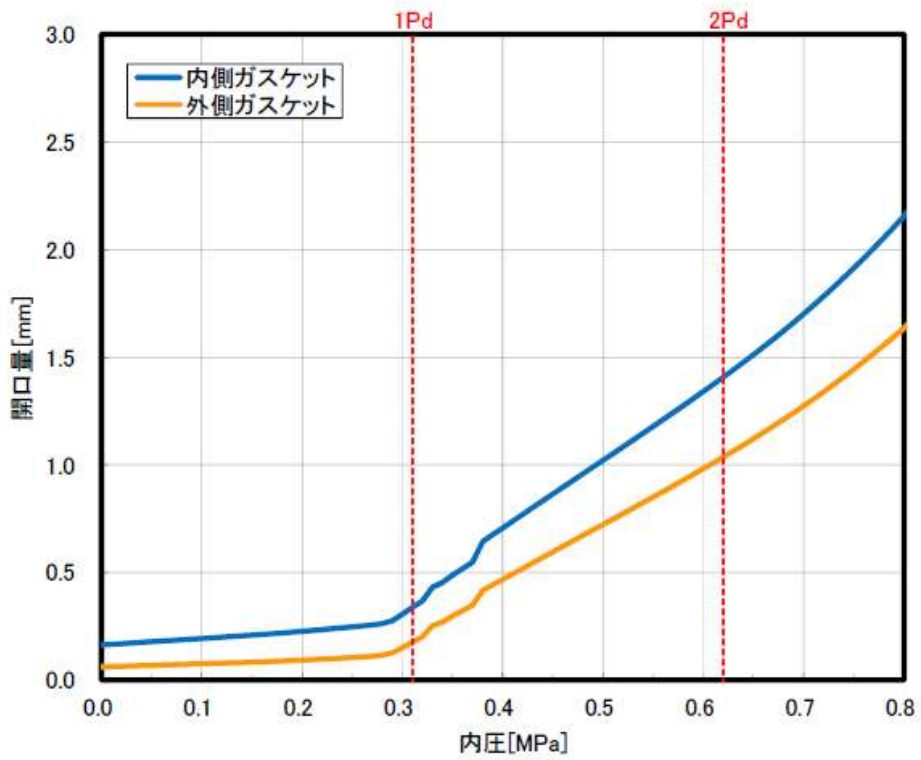


図 4 - 12 機器搬入用ハッチの各ガスケット部の圧力と開口変位の関係

(3) ガasketの健全性

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

そこで、柏崎刈羽原子力発電所 6, 7 号炉原子炉格納容器フランジシール部に使用されているシール材（シリコンゴム）について、事故時環境下の耐性が優れた改良 E P D M 製シール材に変更して格納容器閉じ込め機能の強化を図る。従って、改良 E P D M 製シール材について、事故時の温度や放射線による劣化特性を試験により確認し、想定される事故シナリオにおけるシール機能を評価する。なお、フランジ部のシール材は、プラントの定期検査時に開放される場合には取り替えを実施しており、通常運転中における劣化は極めて軽微であることから、事故条件下での評価を実施する。

① シール材（改良 E P D M）の圧縮永久ひずみ試験結果について

改良 E P D M 製シール材の事故時環境における劣化特性を、高温蒸気曝

露の期間を確認するために、JIS K6262「加硫ゴム及び熱加塑性ゴムの常温・高温及び低温における圧縮永久ひずみの求め方」に準じて圧縮永久歪み試験を実施した。その結果を表4-29に示す。なお、圧縮永久ひずみ測定とは、所定の圧縮率をかけた後、開放時の戻り量を評価するものである。完全に元の形状に戻った場合を0%とし、全く復元せずに完全に圧縮された状態のままである状態を100%としている。例えば、圧縮永久ひずみが表4-29で示す「」の場合は、シール材の初期締付量がである7号炉を例にとると、戻ることを意味する。この場合、のフランジ部開口まではシール機能が確保可能と想定できる。

表4-29 改良EPDM製シール材の圧縮永久ひずみ試験結果

No	放射線照射	ガス性状	温度	圧縮永久ひずみ試験		
				24h	72h	168h
1	800kGy	乾熱	200℃			
2	800kGy	乾熱	250℃			
3	800kGy	蒸気	200℃			
4	800kGy	蒸気	250℃			

② 改良EPDM製シール材の性能確認試験

② - 1 実機を模擬した小型フランジ試験

改良EPDM製シール材の性能を確認するために、圧縮永久歪み試験に加え、実機フランジOリング溝を模擬した小型試験装置を用いて、事故環境に曝露した後のシール機能を確認した。試験装置を図4-13に示しており、実機Oリング溝の断面寸法を1/2スケールとして試験治具を製作し、

予め γ 線照射したシール材を用いて試験体を作り、高温環境に曝露した後に気密確認試験を実施した。

試験条件としては、事故条件を模擬するために、放射線照射量はフランジガasket部の事故後7日間の累積放射線量の目安である800kGyを用いて実施している。また、高温曝露は高温空気及び高温蒸気で曝露し、温度については、格納容器限界温度である200℃と、さらに余裕を見た250℃を設定し、それぞれ7日間(168h)一定温度で高温曝露している。また、試験治具のOリング溝は内側に1mmの段差があり、その段差の間からシール材が高温空気又は蒸気に曝露されるため、事故時の格納容器過圧に伴うフランジ開口を考慮した状態で、高温曝露ができる試験体となっている。高温曝露後は、事故時に発生する水素を模擬するために、Heにより気密確認試験を実施している。気密確認試験では、格納容器限界圧力2Pd(0.62MPa)以上の気密性を確認するため最大で0.9MPaまで加圧して気密性を確認している。また、格納容器過圧に伴うフランジ開口時のシール材の気密性を確認するために、高温曝露後の試験体フランジを0.8mm開口させ、その状態でもHe気密確認試験を実施し、0.9MPa加圧時に漏えいのないことを確認している。なお、開口量の0.8mmは、2Pdにおける開口量が最も大きな機器搬入用ハッチのフランジ開口量(約1.4mm)に余裕をもたせた開口量(1.6mm)を1/2スケールにしたものである。

試験の詳細は別紙-4「改良EPDMシール材の試験について」で示しており、本試験により200℃が168時間継続した場合の改良EPDM製シール材のシール機能の健全性を確認した。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

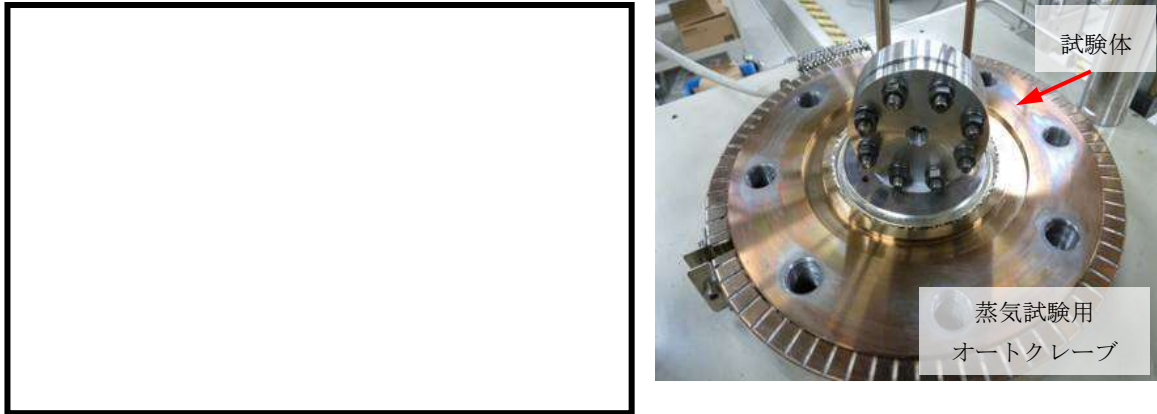


図 4 - 13 改良 E P D M 製シール材の性能確認試験装置

② - 2 実機フランジモデル試験

改良 E P D M 製シール材は前述の小型フランジ試験に加え、より大口徑（Oリング径：約 250mm）の実機フランジモデル試験（実機フランジモデル試験）も実施しているところであり、実機条件に近い状態でのシール健全性の確認を進めているところである。試験装置は図 4 - 14、図 4 - 15 に示しており、試験フランジの溝断面形状は実機と同じとし、溝径を縮小した試験フランジとする。試験試料の断面形状は実機と同じとし、径を縮小した試験試料とする。予め γ 線照射したシール材を用いて試験体を作り、高温環境に曝露した後に気密確認試験を実施する。

試験条件としては、事故条件を模擬するために、放射線照射量はフランジガスケット部の事故後 7 日間の累積放射線量の目安である 800kGy を用いて実施している。また、E P D M の劣化は一般的に酸素により引き起こされるとの知見に基づき、高温曝露は蒸気ではなく高温空気（乾熱）で曝露し、温度については、格納容器限界温度である 200℃と、さ

らに余裕を見た 250℃、300℃とし、それぞれ定める期間を一定温度で高温曝露する。また、内圧作用時の実機フランジの開口を模擬するため、フランジ面に調整シムを挟んで押し込み量を調整できる装置にしている。

本試験装置によりシール材を高温曝露した後、気密確認試験を実施した。気密確認試験では、格納容器限界圧力 $2P_d(0.62\text{MPa})$ を包絡する圧力で気密性を確認しており、その試験結果を別紙 - 11 に示す。本試験結果により 200℃が 168 時間継続した場合の改良 EPDM 製シール材のシール機能の健全性を確認した。

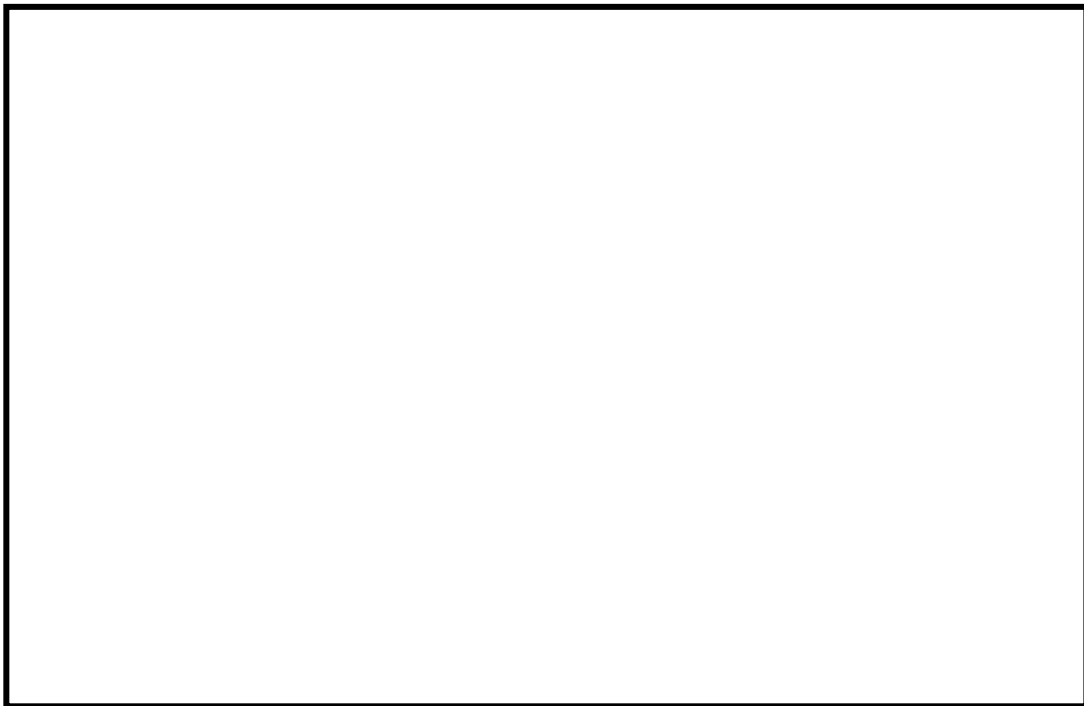


図 4 - 14 実機フランジモデル試験の装置概要

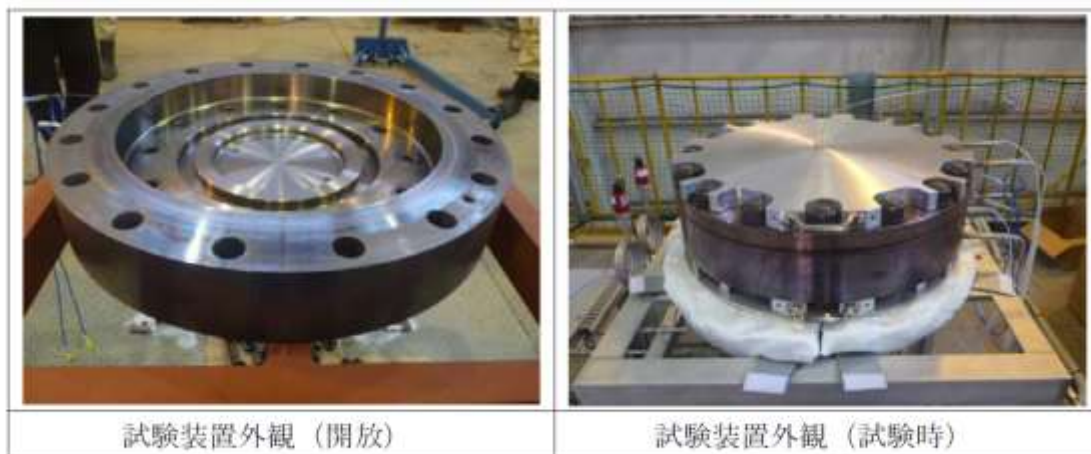


図 4 - 15 実機フランジモデル試験装置の外観

③ フランジ開口量を考慮した漏えい評価

前述①および②を踏まえ、事故時環境下に曝されることによるシール材劣化（シール材追従量の低下）と、原子炉格納容器の限界温度・圧力によるフランジ開口量を考慮し、限界温度・圧力である 200℃、2Pd 条件下におけるシール材の機能確保に関する評価線図を図 4 - 16 に示す。

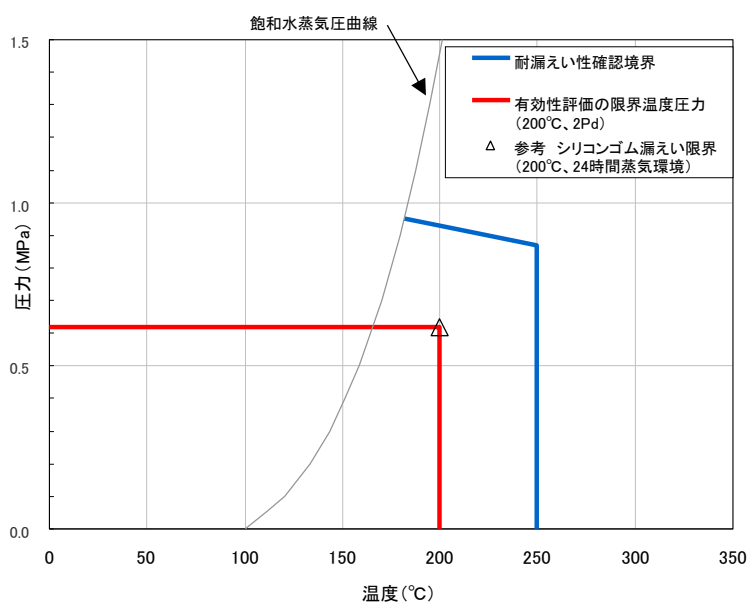


図 4 - 16 シール材の機能確保に関する評価線図（機器ハッチ）

図中の青線は、シール部の健全性を確認している範囲を示す線である。この青線において、温度依存の傾きのある部分は、格納容器の機器ハッチフランジ部の構造解析結果（図 4 - 12）とシール材の圧縮永久ひずみ試験結果（表 4 - 29）から、フランジ部の開口量にシール材が追従できなくなる境界を示すものである（解析で示したフランジ部の開口量が、改良 E P D M の圧縮永久ひずみ（乾熱，7 日間）に基づき定めたシール材の戻り量と等しくなったときに漏えいすると評価）。

一方、青線において、温度が 250℃一定の垂直の部分は、改良 E P D M を用いたフランジ部の小型モデル試験結果から、過圧・過温状態におけるシール材の健全性が確認できている範囲を示すものである（格納容器シール部の形状を模擬した試験装置を用いて、漏えいが発生する圧力、温度の評価）。なお、250℃で実施した小型モデル試験では、漏えいは生じていないため、実際の限界温度はさらに高い温度となる。

上記の結果から、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 E P D M 性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。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、福島事故の分析からも確認されており、福島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シール材を用いることにより、機能を向上させる。

④ バックアップシール材のシール機能について

当社は福島第一原子力発電所の事故知見を踏まえ、格納容器閉じ込め機能強化の更なる信頼性向上を目途としてバックアップシール材を開発

した。バックアップシール材は図 4 - 17 で示すように、現行シール材のシール溝よりも外側のフランジ面全周に塗布できるシール材である。バックアップシール材は、耐高温性、耐蒸気性、耐放射線性が確認され、重大事故環境下においてもシール機能を発揮できるものを用いる。バックアップシール材の性能は、図 4 - 18 で示す試験装置で、事故環境下に曝された後のシール機能について評価されている。

④ - 1 バックアップシール材の性能確認試験

試験条件としては、事故条件を模擬するために、放射線照射量はフランジ部の事故後 7 日間の累積放射線量の目安である 800kGy を用いて実施している。また、高温曝露は高温蒸気で曝露し、温度については、格納容器限界温度 200°C に余裕を見た 250°C を設定し、7 日間(168h)一定温度で高温曝露している。高温曝露後は、事故時に発生する水素を模擬するために、He により気密確認試験を実施している。気密確認試験では、格納容器限界圧力 2Pd(0.62MPa)以上の気密性を確認するため最大で 0.9MPa まで加圧して気密性を確認している。

また、重大事故時には事故後ベント実施までは圧力が 2Pd 近傍と高くなりフランジ部が開口することから、フランジ開口を経験した後にバックアップシール材に気密性があるか否かを確認するため、30cm 中型試験体を用いて隙間ゲージで一度変位を経験させた後に He 気密試験を実施した（開口模擬後気密確認試験）。変位は、格納容器限界圧力 2Pd 時のバックアップシール材塗布位置を考慮し、機器搬入用ハッチの外側ガasketのフランジ開口量をもとに 1mm に設定した。試験の流れとしては、バックアップシール材を塗布したフランジを乾燥させた後に、隙間ゲージで変位を加え、その後隙間ゲージを引き抜いて試験フランジの変

位を当初位置に戻す。その状態で He 気密確認試験を実施し、0.9MPa 加圧時に漏えいのないことを確認している。なお、開口模擬後気密確認試験は試験装置上の理由から、バックアップシール材に高温曝露は経験させていない。しかしながら、FT - IR 分析により 250°C 蒸気曝露で構造の変化量は小さく、顕著な劣化が認められなかったことから、高温曝露有無は事故時開口を模擬したバックアップシール材の性能を確認する試験では、試験結果に大きな影響を与えないと考えている。

試験の詳細は別紙 - 5 「バックアップシール材の試験について」で示しており、バックアップシール材は 250°C 蒸気曝露が 168h 継続したとしても気密性が確保できることを確認している。また、250°C 蒸気曝露が 168h 継続した後のバックアップシール材の化学構造の変化を確認するために FT-IR 分析を実施し、曝露前後でもバックアップシール材の化学構造がほとんど変化していないことを確認している。よって、250°C 蒸気曝露環境下では有意な劣化はほとんど無いことから、格納容器限界温度である 200°C 状態が長期継続したときであっても、バックアップシール材により格納容器閉じ込め機能の健全性は確保できる。

以上のことから、バックアップシール材について格納容器限界温度 200°C における長期シール性が確認できた。また、ベント実施までの間に格納容器過圧によるフランジ開口を経験したとしても、ベント後のフランジ開口量が小さい領域では高温性に優れたシール機能を発揮することが確認できた。よって、バックアップシール材は、格納容器ベント操作後の長期シール機能強化に有効である。

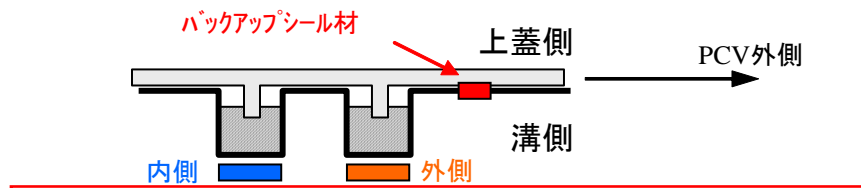


図 4 - 17 バックアップシール材イメージ図

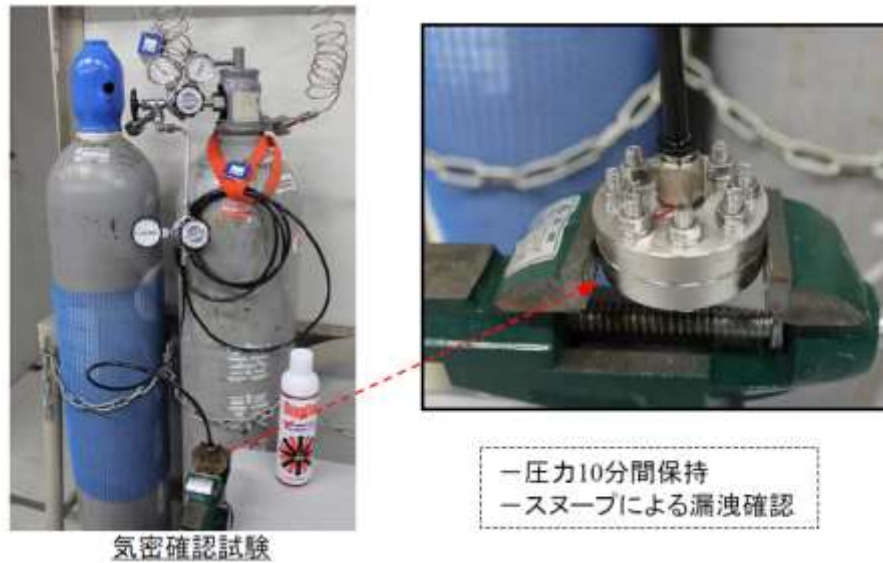


図 4 - 18 バックアップシール材の気密試験

表 4 - 30 バックアップシール材の気密性試験結果

試験条件	温度	蒸気曝露	放射線照射	気密試験
蒸気曝露なし	350℃	-	-	○
	350℃	-	827kGy	○
蒸気曝露あり	250℃	168h	819kGy	○

○は気密試験時に「漏えいなし」を示す

④ - 2 バックアップシール材の塗布条件

バックアップシール材のシール機能が確保されるための塗布幅，塗布厚さ，塗布作業に関する条件は，各種試験の結果から表 4 - 31 の通り定

めている。塗布幅は幅が広い程シール機能が向上するが、試験でシール機能が確認できた最小の塗布幅を元に設定している。塗布厚さについては、シール機能が確認できた塗布厚さを元に設定している。また、バックアップシール材は塗布後、除々に乾燥して固まるため、塗布後にフランジ閉鎖するまでの時間を制約として設けることにしている。この時間についても、試験によりバックアップシール材の乾燥時間を考慮して、シール機能が確認できた時間を元に設定している。

表 4 - 31 バックアップシール材の塗布条件

項目	塗布条件
バックアップシール材の塗布幅	
バックアップシール材の塗布厚さ	
塗布後、フランジ閉鎖までの時間	

④ - 3 バックアップシール材の品質確認

バックアップシール材は表 4 - 31 の条件で塗布することで、シール機能が確保可能である。従って、バックアップシール材塗布作業時に「塗布幅」、「塗布厚さ」、「塗布後、フランジ閉鎖までの時間」を確認することで品質を確認する。「塗布幅」、「塗布厚さ」については、それら幅、厚さを担保可能な専用治具を用いてバックアップシール材を塗布作業する等で、品質確認を行う。「塗布後、フランジ閉鎖までの時間」については、塗布作業時間を管理することで品質確認を行う。

⑤「改良E P D M製シール材+バックアップシール材」のシール機能について

前述④で示す通り、バックアップシール材は重大事故環境においても優れた耐性をもつことが示されたため、「改良E P D M製シール材+バックアップシール材」を組み合わせることで、事故環境下における原子炉格納容器閉じ込め機能の更なる信頼性向上を図る計画を進めている。

改良E P D M製シール材は、事故時の耐環境性に優れていることを確認しているが、一般的に劣化モードとして酸化劣化があげられるため、長期シール性の信頼性を向上させるためには、劣化要因である酸素の高温状態曝露を回避することが必要になる。バックアップシール材は、フランジ外側ガスケット部よりも外周のフランジ面に塗布することから、改良E P D Mシール材への格納容器外側からの酸素供給を遮断する役割も果たすことができるため、酸化劣化によるシール機能低下を抑えることが可能である。

よって、事故発生後の改良E P D M製シール材の長期健全性を補強することができるため、当社の更なる格納容器閉じ込め機能強化対策として「改良E P D M製シール材+バックアップシール材」を採用する。その効果については事項で示す。

なお、フランジ部にバックアップシール材を塗布することに関するフランジ設計に対する影響評価については、別紙 - 16 において評価している通りであり、フランジへの悪影響はないものと考えている。

⑥ 事故後長期間のシール機能について

重大事故時の格納容器閉じ込め機能の信頼性を強化するために、「改良 EPDM+バックアップシール材」を組合せ、事故後 168 時間以降の長期におけるシール機能について試験により確認した（試験装置を図 4-19 に示す）。前述の通り、バックアップシール材の 200℃状態における長期健全性を確認しており、有意な劣化が見られないことから、長期にわたって状態は変化せず、シール機能が確保されるものとする。また、改良 EPDM 製シール材とその外側にバックアップシール材を適用した条件で長期間高温曝露を実施した後に He 気密確認試験を実施しているが、少なくとも 45 日間の高温曝露（200℃）を経験しても、気密性に問題ないことが確認できている。試験の詳細は、別紙 - 5「バックアップシール材の試験について」の「(4)長時間試験」で示す。

なお、原子炉格納容器閉じ込め機能として最も厳しいシナリオである「大LOCA+SB0+ECCS機能喪失」について、事故後168時間以降も有効性評価で使用した設備以外は復旧せず、フィードアンドブリードを続けたとした場合、事故発生から30日後のドライウェル温度は130℃以下であることが評価で示されている。従って、これよりも過酷な200℃状態が30日間継続しても格納容器閉じ込め機能は健全であることが試験により確認できているため、事故後長期のシール性向上のためには「改良EPDM+バックアップシール材」は有効であると考えている。

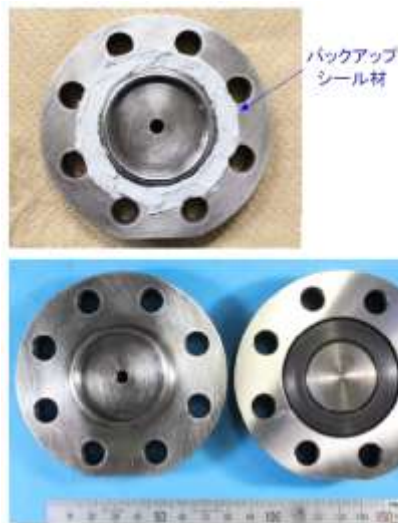


図4 - 19 「改良EPDM+バックアップシール材」 組合せ試験装置

表4 - 32 「改良EPDM+バックアップシール材」 組合せ試験結果

試験体	曝露状態	曝露期間	改良EPDM 放射線曝露	加圧 媒体	試験 圧力	試験結果
改良EPDM+	乾熱200℃	30日	800kGy	He	0.9MPa	漏えいなし
バックアップシール材	乾熱200℃	45日	800kGy	He	0.9MPa	漏えいなし

4.3 評価まとめ

機器搬入用ハッチの健全性評価結果を表4 - 33に示す。

表4 - 33 機器搬入用ハッチの健全性評価結果

No	大項目	評価方法	評価	結果
(1)	本体の耐圧	①応力評価	200℃, 2Pdにおける各部の応力評価を実施	○
		②既往研究を用いた評価	2Pdにおける健全性を, NUPEC実施のハッチモデル試験を用いて評価	○
(2)	フランジ固定部の強度	①締付ボルト評価	200℃, 2Pdにおける締付ボルトの応力評価を実施	○
		②フランジの開口評価	200℃, 2Pdにおけるフランジ開口を評価 (以下(3)ガスケットの健全性と併せて健全性評価を行う)	—
(3)	ガスケットの健全性	シール材劣化, PCV開口量評価, バックアップシール材試験結果を用いた評価	「改良E P D M製シール材」で200℃, 2Pdにおけるシール機能の評価 更なる安全対策向上として「改良E P D Mシール材+バックアップシール材」を適用することにより, 改良E P D M製シール材の長期信頼性を補強する。	○

5. エアロック

5.1 評価方針

エアロックは、円筒胴が原子炉格納容器のコンクリート躯体に溶接固定されており、円筒胴の両端に人が出入りする開口部を設けた平板（隔壁）を溶接している。この開口部に枠板（隔壁）を溶接し、枠板の前面を開閉扉で塞ぐ構造である。枠板の前面と扉間のシールには改良 EPDM 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、扉には均圧弁に繋がる配管や扉開閉ハンドル軸が貫通しており、均圧弁接続配管及び扉開閉ハンドル軸貫通部にシール材を使用している。

エアロックの設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である 200℃、2Pd を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないこと、有意な圧縮力が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る一方、高温状態で原子炉格納容器内圧を受けるため、過渡な塑性変形に伴う延性破壊が機能喪失要因として想定される。そのため、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、200℃、2Pd での健全性の確認には、以下の評価が必要である。

- ・ 本体の耐圧
- ・ シール部の健全性

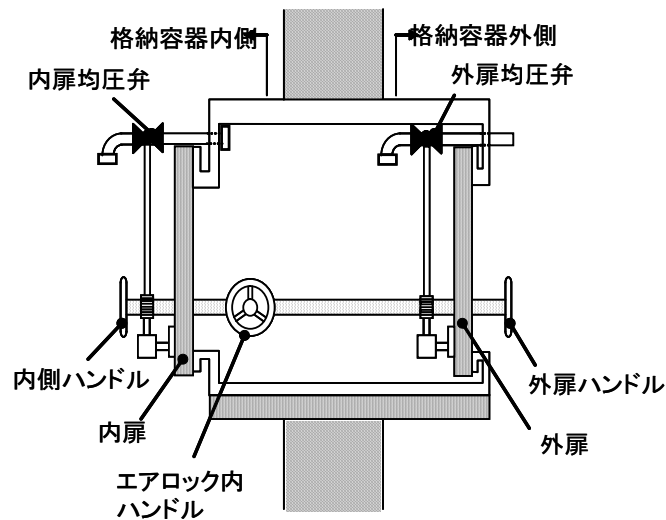


図 5 - 1 所員用エアロック

(1) 本体の耐圧

①一次応力評価

エアロックにおける構造健全性評価として、上部ドライウェル所員用エアロック、下部ドライウェル所員用エアロックのうち内圧による荷重を受け止める部位のうち、扉、隔壁、円筒胴について一次一般膜応力評価、貫通部アンカ及びコンクリート部については一次応力評価等を行い、発生応力が許容応力以下であることを確認する。

ここで、設計・建設規格の解説表 PVB - 3110 - 1 において、延性破壊評価は一次応力の評価を実施することとなっている。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毎に材料試験（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スリーブの限界温度及び許容圧力の妥当性を確認するため、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ている。

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、許容状態 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。

(2) ガasketの健全性

① 扉のシール材

エアロックの扉のシール材には、これまでシリコンガスケットを使用しているが、事故時の耐環境性に優れた改良 EPDM 製シール材に変更する。エアロック扉閉止時は、扉は原子炉格納容器内圧により扉板が支持部に押付けられる構造であり、圧力により扉板が開くことはない。しかし、内圧が負荷される面積が大きいことから、この原理でガスケット部の微小な開口が予想されるため、圧力による開口量を理論式に基づき評価する。このシール部に発生する最大隙間がエアロックと材質・シ

ール方式が同一のトップヘッドフランジ及び機器搬入口のガスケットの試験結果で漏えいが無いとされる隙間以下であることを確認する。なお、シール材の高温劣化については、事故時の扉が押し付けられる方向にあること、及び、扉が2重に設けられることから、トップヘッドフランジ・ハッチ類と比べて原子炉格納容器閉じ込め機能への影響度は小さいと考えているため、本章では評価対象外とする。なお、エアロックのシール材は、プラントの定期検査時に開放される場合には取り替えを実施しており、通常運転中における劣化は極めて軽微であることから、事故条件下での評価を実施する。

②扉以外のシール材

エアロックには、扉のガスケット以外に格納容器閉じ込め機能を確保するための隔壁貫通部にシール材が使用されているが、今後、事故時の耐環境性に優れた表5-1～5-2に示すシール材に変更する。

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

均圧弁に使われているシール材（ふっ素樹脂）は、重大事故環境下の放射線による影響で、シール機能が劣化することが考えるため、耐環境性に優れたシール材を適用した均圧弁への改良を行うか、エアロック外扉を貫通する均圧弁接続配管の原子炉建屋側の開放部に、耐環境性に優れたシール材（改良EPDM）をもつ閉止フランジを取付け、従来品の均圧弁と閉止フランジを組み合わせることで重大事故環境下における健全性を確認する。なお、これらのシール材は、通常運転中における劣化

は極めて軽微であることから、事故条件下での評価を実施する。

表 5 - 1 6号炉 エアロック（扉以外）のシール材

対象部位	シール材
ハンドル軸貫通部Oリング	改良E P D M
均圧弁	均圧弁の改良 又は 閉止フランジ+改良E P D M

表 5 - 2 7号炉 エアロック（扉以外）のシール材

対象部位	シール材
ハンドル軸貫通部Oリング	改良E P D M
均圧弁	均圧弁の改良 又は 閉止フランジ+改良E P D M

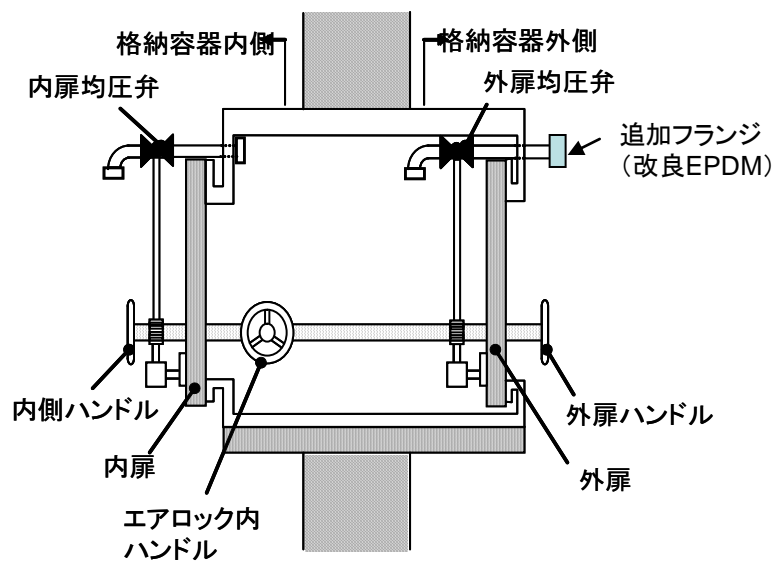


図 5 - 2 均圧弁及びハンドル軸貫通部

これらシール材について，単体劣化試験結果を元に，原子炉格納容器
200℃，2Pd の環境における健全性を評価する。

5.2 評価結果

(1) 本体の耐圧

① 一次応力評価

エアロックの構造健全性について、建設時工認の応力値を用いて原子炉格納容器限界温度・圧力（200℃，2Pd）における応力評価を実施した結果を示す。評価部位として、上部ドライウェル所員用エアロック及び下部ドライウェル所員用エアロックを選定し、各エアロックのうち内圧による荷重を受け止める部位（扉、隔壁、円筒胴、貫通部アンカ及びコンクリート部）を選択し、発生応力を評価した。評価結果のまとめを表5-5～5-22に示す。これらの結果から、200℃，2Pd条件下においてエアロックの構造健全性を確認した。

表5-3 上部ドライウェル所員用エアロックの主要仕様

項目	柏崎刈羽6号炉	柏崎刈羽7号炉
最高使用圧力 (MPa)	0.31	0.31
最高使用温度 (℃)	171	171
材料	SGV480	SGV480
スリーブ直径 (mm)		
スリーブ厚さ (mm)		
内側隔壁厚さ (mm)		
外側隔壁厚さ (mm)		
内側扉厚さ (mm)		
外側扉厚さ (mm)		

表 5 - 4 下部ドライウェルアクセストンネルスリーブ及び鏡板（所員用エアロック付），下部ドライウェル所員用エアロックの主要仕様

項目		柏崎刈羽 6 号炉	柏崎刈羽 7 号炉
最高使用圧力 (MPa)		0.31	0.31
最高使用温度 (°C)		171	171
材料		SGV480	SGV480
アクセス トンネル	スリーブ直径 (mm)		
	スリーブ厚さ (mm)		
	鏡板厚さ (mm)		
所員用 エアロック	スリーブ直径 (mm)		
	スリーブ厚さ (mm)		
	内側隔壁厚さ (mm)		
	外側隔壁厚さ (mm)		
	内側扉厚さ (mm)		
	外側扉厚さ (mm)		

【6号炉】上部ドライウェル所員用エアロックの構造健全性評価結果
 (200°C, 2Pd)

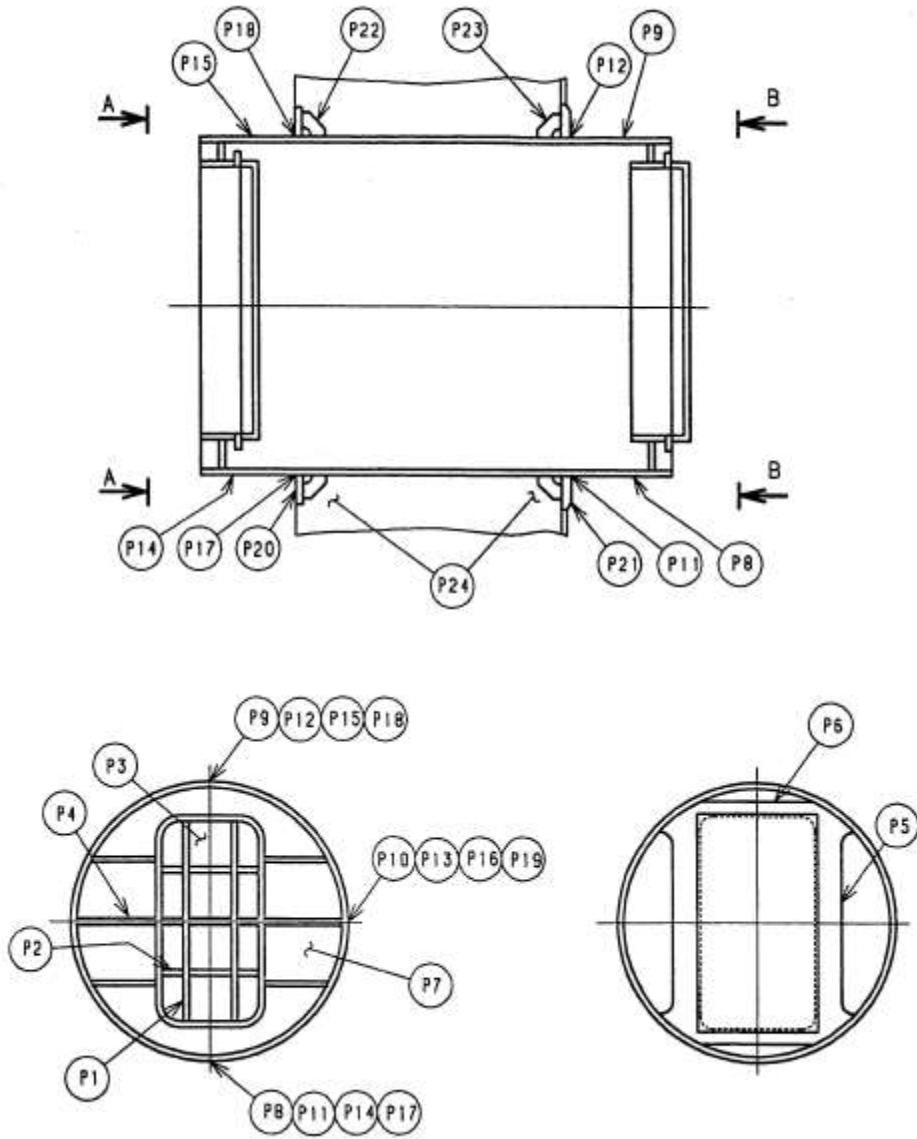


図5-3 上部ドライウェル所員用エアロック

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

表 5 - 5 扉及び隔壁の応力評価まとめ (単位 : MPa)

応力 評価点 番号	応力評価点	一次応力		応力比
		P _L +P _b		
		応力強さ	許容値	
P1	内外扉垂直部材		422	
P2	内外扉水平部材		422	
P3	内外扉板		422	
P4	内外隔壁外側水平部材		422	
P5	内外隔壁内側垂直部材		422	
P6	内外隔壁内側水平部材		422	
P7	内外隔壁板		422	

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

表 5 - 6 鋼製耐圧部の応力評価まとめ (単位：MPa)

応力 評価点 番号	応力評価点	一次応力				応力 比
		P _m		P _L +P _b		
		応力 強さ	許容 値	応力 強さ	許容 値	
P8	上部ドライウェル所員		281		422	
P9	用		281		422	
P10	エアロック内側円筒胴		281		422	
P11	上部ドライウェル所員		—		422	
P12	用エアロック内側円筒		—		422	
P13	胴のフランジプレート との結合部		—		422	
P14	上部ドライウェル所員		281		422	
P15	用		281		422	
P16	エアロック外側円筒胴		281		422	
P17	上部ドライウェル所員		—		422	
P18	用エアロック外側円筒		—		422	
P19	胴のフランジプレート との結合部		—		422	

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

表 5 - 7 貫通部アンカの応力評価まとめ (単位 : MPa)

応力 評価点 番号	応力評価点	曲げ応力		せん断応力		応力比	
		応力	許容 応力	応力	許容 応力	曲げ	せん断
P21	フランジプレート(内側)		312		156		
P23	ガセットプレート(内側)		—		156		

表 5 - 8 コンクリート部の応力評価 (単位 : N/mm²)

応力 評価点 番号	応力評価点	圧縮応力		応力比
		フランジ プレート (内側) 近傍	許容応力	
P24	コンクリート部		27.5	

【6号炉】下部ドライウェル所員用エアロックの構造健全性評価結果
 (200°C, 2Pd)

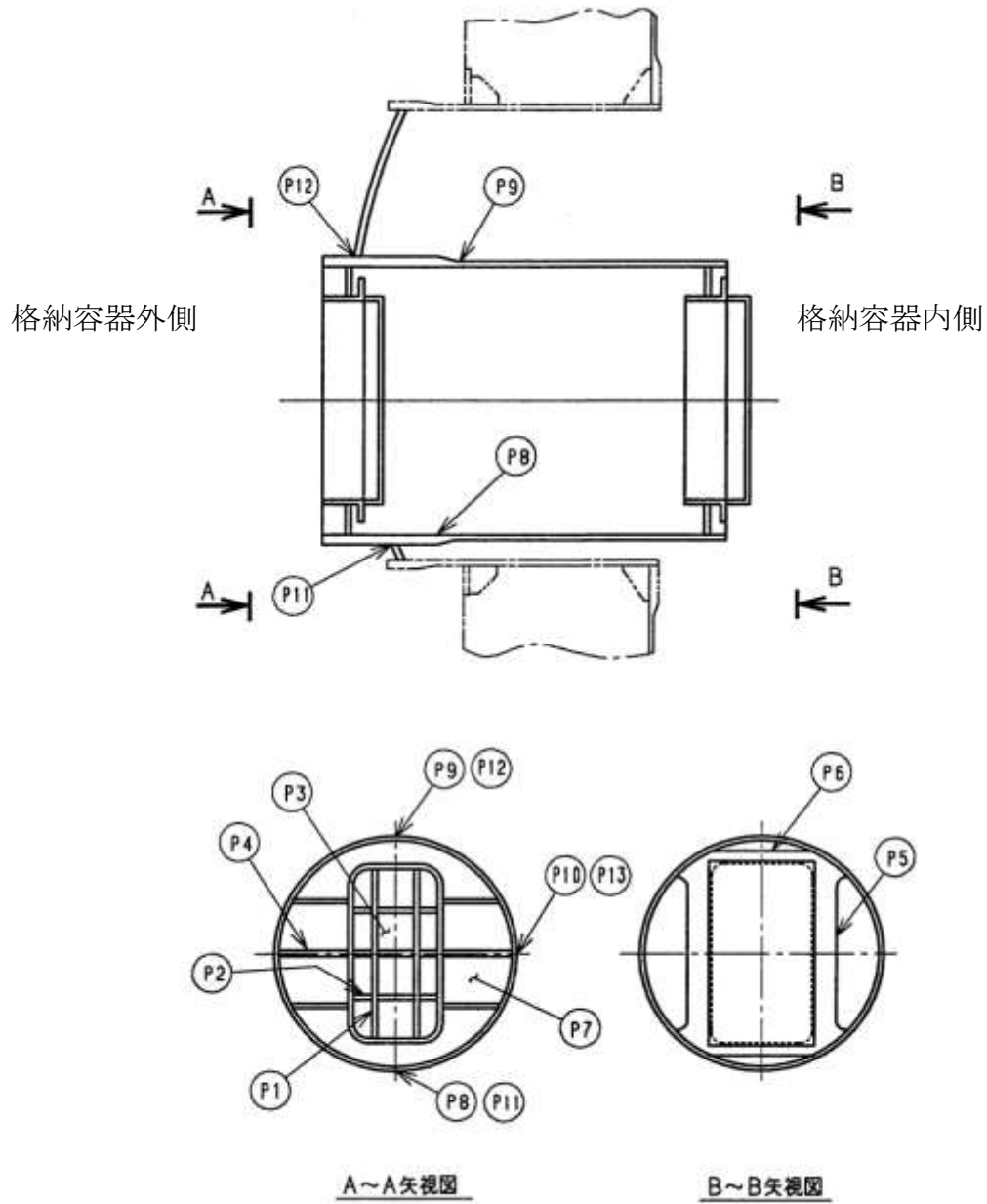


図5-4 下部ドライウェル所員用エアロック

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

表 5 - 9 扉及び隔壁の応力評価まとめ (単位 : MPa)

応力 評価点 番号	応力評価点	一次応力		応力比
		P _L +P _b		
		応力強さ	許容値	
P1	内外扉垂直部材		422	
P2	内外扉水平部材		422	
P3	内外扉板		422	
P4	内外隔壁外側水平部材		422	
P5	内外隔壁内側垂直部材		422	
P6	内外隔壁内側水平部材		422	
P7	内外隔壁板		422	

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

表 5 - 10 鋼製耐圧部の応力評価まとめ (単位 : MPa)

応力 評価点 番号	応力評価点	一次応力				応力 比			
		P _m		P _L +P _b					
		応力 強さ	許容 値	応力 強さ	許容 値				
P8	下部ドライウェル所員用 エアロック円筒胴	281	422	281	422				
P9									
P10									
P11	下部ドライウェル所員用 エアロック円筒胴と鏡板 との結合部						—	422	
P12							—	422	
P13							—	422	

【6号炉】下部ドライウェルアクセストンネルスリーブ及び鏡板（所員用エアロック付）の構造健全性評価結果（200℃，2Pd）

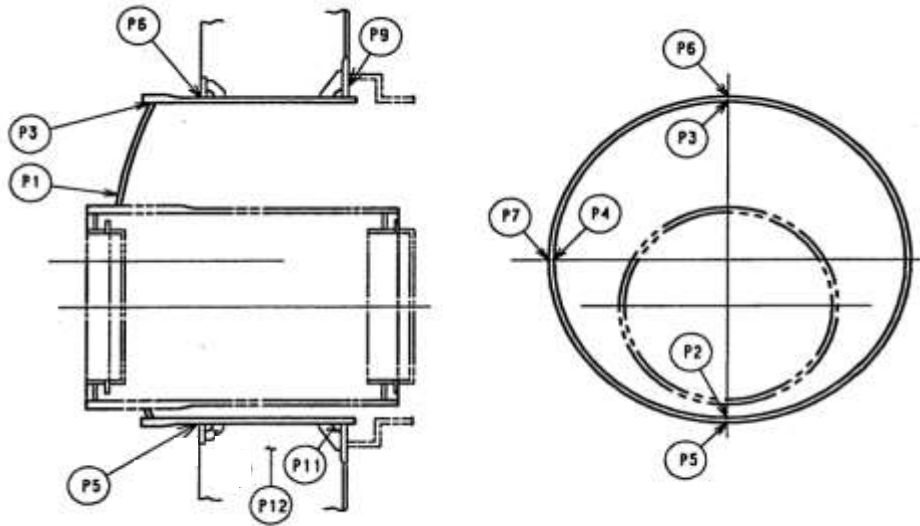


図5-5 下部ドライウェルアクセストンネルスリーブ及び鏡板
（所員用エアロック付）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

表 5 - 11 鋼製耐圧部の応力評価まとめ (単位 : MPa)

応力 評価点 番号	応力評価点	一次応力				応力 比
		P _m		P _L +P _b		
		応力 強さ	許容 値	応力 強さ	許容 値	
P1	鏡板	—	—	422	422	
P2	鏡板のスリーブとの結合部	—	—			422
P3		—	—			422
P4		—	—			422
P5	スリーブのフランジプレートと の結合部	—	—			422
P6		—	—			422
P7		—	—			422

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

表 5 - 12 貫通部アンカの応力評価まとめ (単位 : MPa)

応力 評価点 番号	応力 評価点	一次応力				応力比	
		曲げ応力		せん断応力			
		応力	許容 応力	応力	許容 応力	曲げ	せん断
P9	フランジ プレート (内側)		440		220		
P11	ガセット プレート (内側)		—		156		

表 5 - 13 コンクリート部の応力評価まとめ (単位 : N/mm²)

応力 評価点 番号	応力評価点	圧縮応力		応力比
		フランジ プレート (内側) 近傍	許容応力	
		P12	コンクリート部	

【7号炉】上部ドライウェル所員用エアロックの構造健全性評価結果
 (200°C, 2Pd)

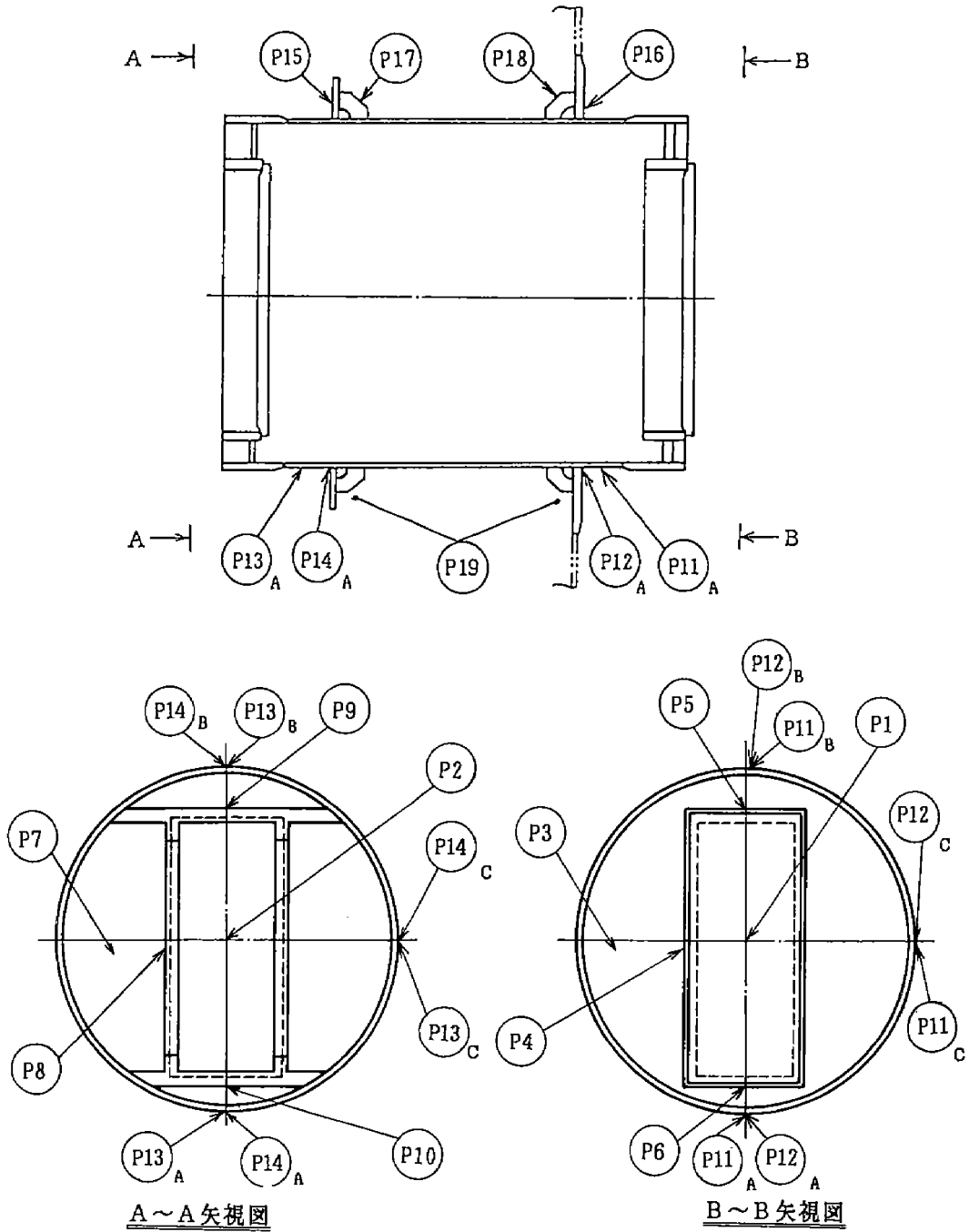


図5-6 上部ドライウェル所員用エアロック

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

表 5 - 14 扉及び隔壁の応力評価まとめ (単位 : MPa)

応力 評価点 番号	応力評価点	一次応力		応力比
		P _L +P _b		
		応力強さ	許容値	
P1	内側扉		422	
P2	外側扉		422	
P3	内側隔壁板		422	
P4	内側隔壁垂直部材		422	
P5	内側隔壁上部水平部材		422	
P6	内側隔壁下部水平部材		422	
P7	外側隔壁板		422	
P8	外側隔壁垂直部材		422	
P9	外側隔壁上部水平部材		422	
P10	外側隔壁下部水平部材		422	

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

表 5 - 15 鋼製耐圧部の応力評価まとめ (単位 : MPa)

応力 評価点 番号	応力評価点	一次応力				応力 比
		P _m		P _L +P _b		
		応力 強さ	許容 値	応力 強さ	許容 値	
P11	所員用エアロック内側 円筒胴		281		422	
P12	所員用エアロック内側 円筒胴のフランジプレ ートとの結合部		—		422	
P13	所員用エアロック外側 円筒胴		281		422	
P14	所員用エアロック外側 円筒胴のフランジプレ ートとの結合部		—		422	

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

表 5 - 16 貫通部アンカの応力評価まとめ (単位 : MPa)

応力 評価点 番号	応力評価点	曲げ応力		せん断応力		応力比	
		応力	許容 応力	応力	許容 応力	曲げ	せん断
P16	フランジプレート(内側)		312		156		
P18	ガセットプレート(内側)		—		156		

表 5 - 17 コンクリート部の応力評価 (単位 : N/mm²)

応力 評価点 番号	応力評価点	圧縮応力		応力比
		フランジ プレート (内側) 近傍	許容応力	
P19	コンクリート部		27.5	

【7号炉】下部ドライウェル所員用エアロックの構造健全性評価結果
(200°C, 2Pd)

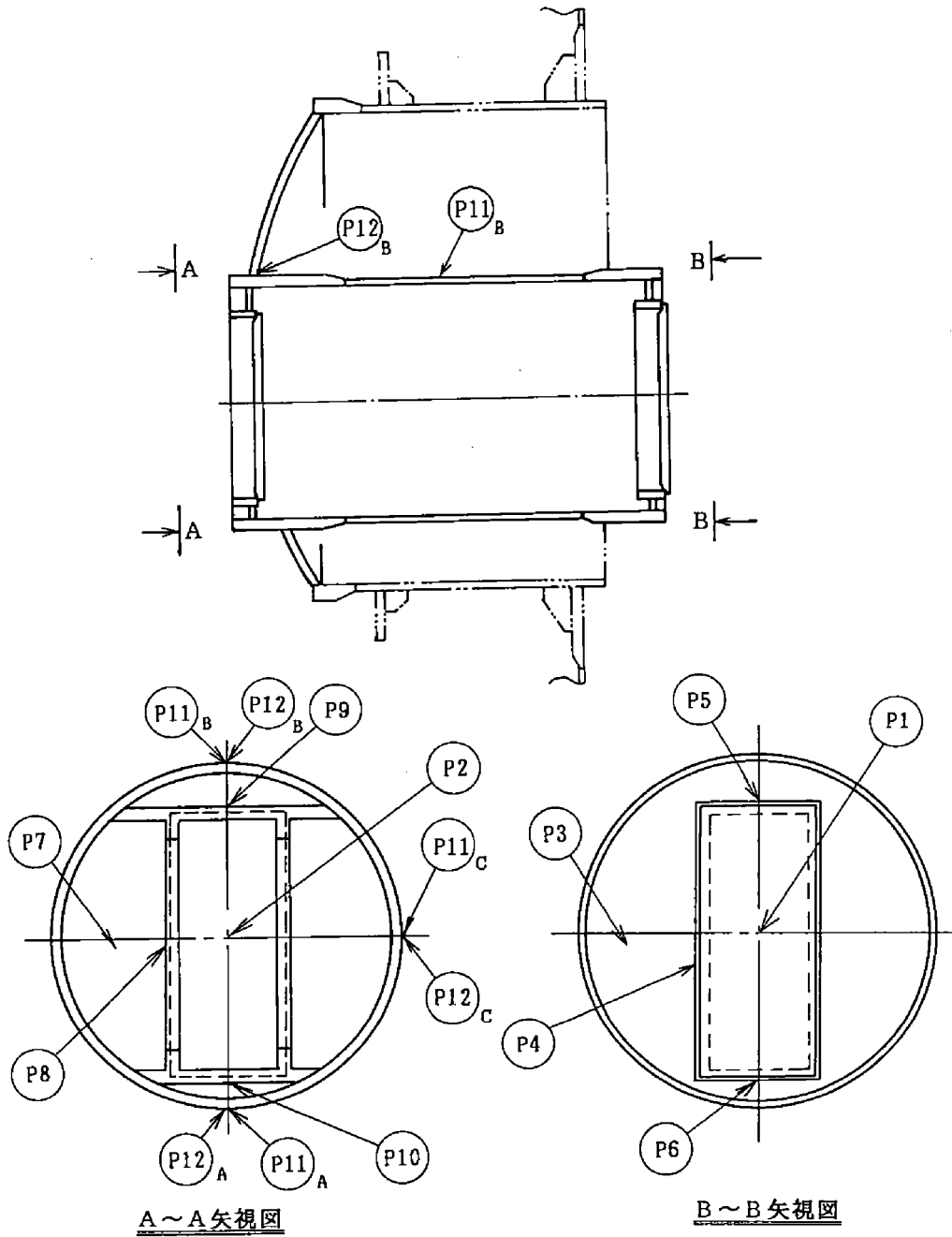


図5-7 下部ドライウェル所員用エアロック

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

表 5 - 18 扉及び隔壁の応力評価まとめ (単位 : MPa)

応力 評価点 番号	応力評価点	一次応力		応力比
		P _L +P _b		
		応力強さ	許容値	
P1	内側扉		422	
P2	外側扉		422	
P3	内側隔壁板		422	
P4	内側隔壁垂直部材		422	
P5	内側隔壁上部水平部材		422	
P6	内側隔壁下部水平部材		422	
P7	外側隔壁板		422	
P8	外側隔壁垂直部材		422	
P9	外側隔壁上部水平部材		422	
P10	外側隔壁下部水平部材		422	

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

表 5 - 19 鋼製耐圧部の応力評価まとめ (単位 : MPa)

応力 評価点 番号	応力評価点	一次応力				応力 比
		P _m		P _L +P _b		
		応力 強さ	許容 値	応力 強さ	許容 値	
P11	所員用エアロック内側円筒胴		281		422	
P12	所員用エアロック内側円筒胴の鏡板との結合部		—		422	

【7号炉】下部ドライウェルアクセストンネルスリーブ及び鏡板（所員用エアロック付）の構造健全性評価結果（200℃，2Pd）

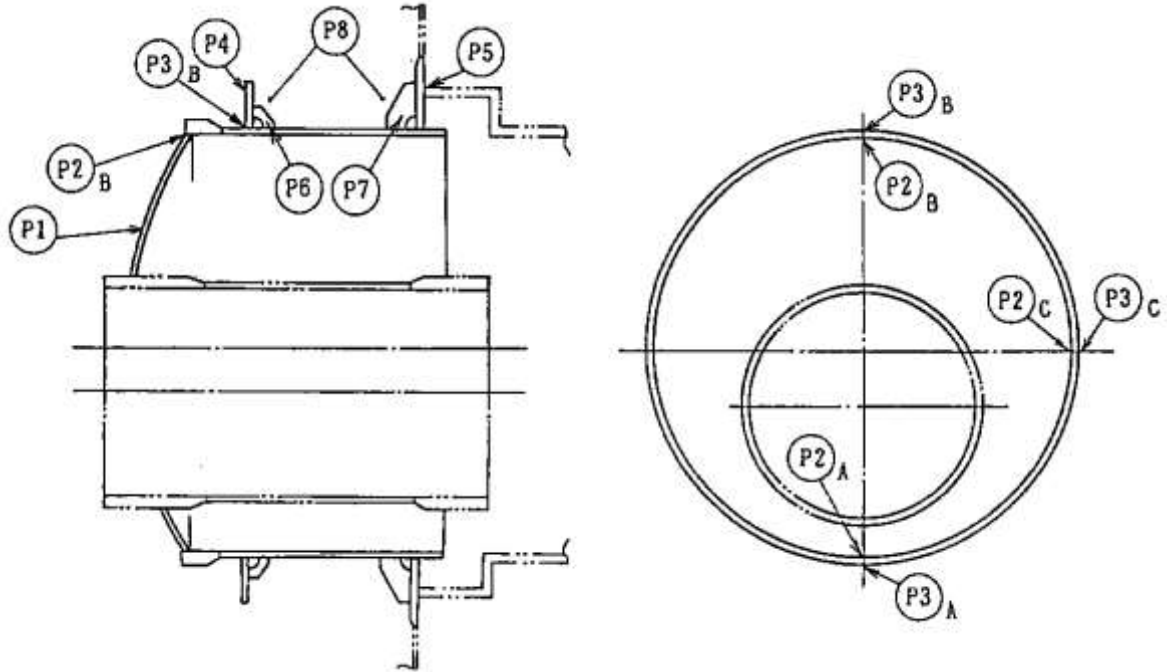


図5-8 下部ドライウェルアクセストンネルスリーブ及び鏡板
（所員用エアロック付）

表5-20 鋼製耐圧部の応力評価まとめ（単位：MPa）

応力 評価点 番号	応力評価点	一次応力				応力 比
		P _m		P _L +P _b		
		応力 強さ	許容 値	応力 強さ	許容 値	
P1	鏡板	—	—		422	
P2	鏡板のスリーブとの結合部	—	—		422	
P3	スリーブのフランジとの結合部	—	—		422	

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

表 5 - 21 貫通部アンカの応力評価まとめ (単位 : MPa)

応力 評価点 番号	応力 評価点	一次応力				応力比	
		曲げ応力		せん断応力			
		応力	許容 応力	応力	許容 応力	曲げ	せん断
P5	フランジ プレート (内側)	[Redacted]	439	[Redacted]	219	[Redacted]	[Redacted]
	ガセット プレート (内側)		—		156		

表 5 - 22 コンクリート部の応力評価まとめ (単位 : N/mm²)

応力 評価点 番号	応力評価点	圧縮応力		応力比
		フランジ プレート (内側) 近傍	許容応力	
		P8	コンクリート部	[Redacted]

(2) ガスケットの健全性

①扉のシール材（改良E PDM）

所員用エアロックの扉板は、内圧を受けた場合に扉板が支持部に押付けられる構造であり、圧力により扉板が開くことはない。しかし、内圧が負荷される面積が大きいことから、この原理でガスケット部の微小な開口が予想されるため、圧力による開口量を理論式に基づき評価し、この開口が生じた場合でも、ガスケット部のシール機能が維持されることを確認する。6号炉と7号炉でエアロック扉構造が大きく異なるので、本件については6号炉と7号炉を別けて評価する。

① - 1 6号炉のエアロック扉開口量評価

圧力による扉板の変形を図5 - 9に示すはりでモデル化する。このとき、ガスケット部の変位量 δ は、次式で求められる。

$$\delta = \frac{w \cdot L1}{24EI} (3L1^3 + 6L1^2 \times L2 - L2^3) = -0.25(mm)$$

ここで、評価に使用した各数値を表5 - 23 に示す。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

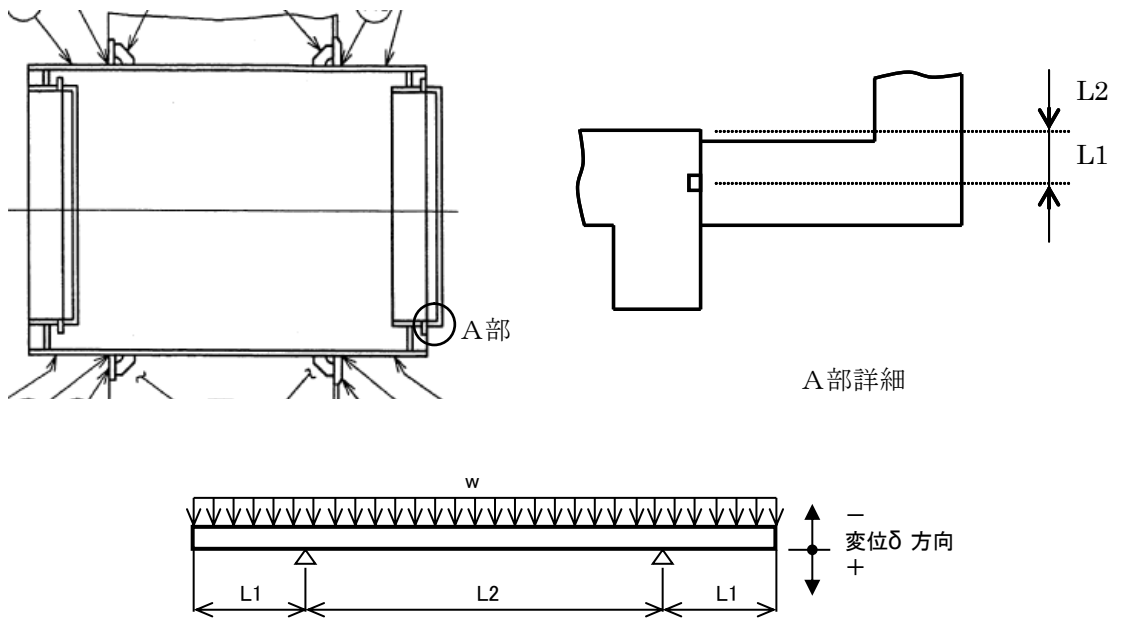


図5 - 9 所員用エアロック 開口量評価モデル(6号炉)

表5 - 23 所員用エアロックのシール機能維持(6号炉)

記号	内容	値
w	扉に加わる荷重 (=2Pd×幅 <input type="text"/>)	
L1	長さ	
L2	長さ	
E	縦弾性係数(200℃)	191000 MPa
I	断面二次モーメント	
δ	変位量	-0.25 mm

初期押込み量は□□であり、ガスケット部の変位量 δ は□□となる。これは、格納容器限界温度 200°C が 7 日間継続した際の改良 EPDM の圧縮永久歪み試験結果 (□□) から算出されるシール材追従量 □□□□に十分余裕をもった値であることから、有効性確認評価における限界温度、圧力としている 200°C、2Pd 条件下においてもシール機能は維持される。

① - 2 7号炉のエアロック扉開口量評価

圧力による扉板の変形を図5 - 10に示すはりでモデル化する。このとき、ガスケット部の変位量 δ は、次式で求められる。

$$\delta = \frac{w \cdot L1}{24EI} (3L1^3 + 6L1^2 \times L2 - L2^3) = -1.12 \text{ (mm)}$$

ここで、評価に使用した各数値を表5 - 24 に示す。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

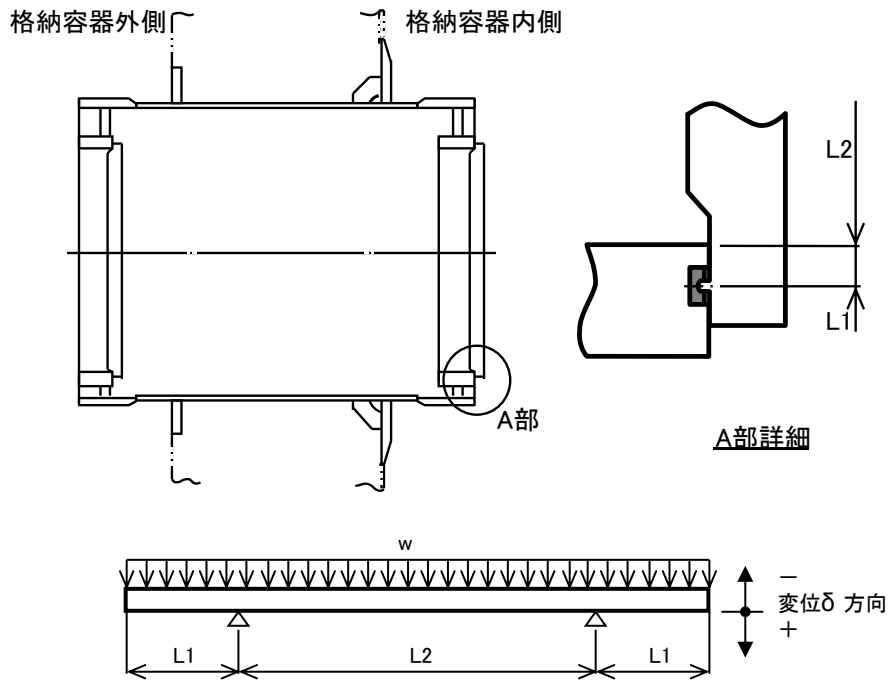


図5 - 10 所員用エアロック 開口量評価モデル (7号炉)

表5 - 24 所員用エアロックのシール機能維持(7号炉)

記号	内容	値
w	扉に加わる荷重 (=2Pd×幅 <input type="text"/>)	
L1	長さ	
L2	長さ	
E	縦弾性係数(200℃)	191000 MPa
I	断面二次モーメント	
δ	変位量	-1.12 mm

初期押込み量は□であり、ガスケット部の変位量 δ は□となる。これは、格納容器限界温度 200°C が 7 日間継続した際の改良 EPDM の圧縮永久歪み試験結果 (□) から算出されるシール材追従量 □ □ に十分余裕をもった値であることから、有効性確認評価における限界温度、圧力としている 200°C、2Pd 条件下においてもシール機能は維持される。

② 扉以外のシール材

エアロックには、扉のガスケット以外に格納容器閉じ込め機能を確保するための隔壁貫通部にシール材が表 5 - 1 ~ 5 - 2 の通り使用されている。

ハンドル軸貫通部 Oリングに使われているシール材 (改良 EPDM) については、事故環境を模擬した雰囲気に曝した後の圧縮歪み試験結果が表 5 - 25 の通りであり、重大事故環境下における健全性を確認した。

表 5 - 25 改良 EPDM シール材の圧縮永久歪み試験結果

No	放射線照射	ガス性状	温度	圧縮永久ひずみ試験		
				24h	72h	168h
1	800kGy	乾熱	200°C			
2	800kGy	乾熱	250°C			
3	800kGy	蒸気	200°C			
4	800kGy	蒸気	250°C			

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、シール機能が劣化することが考えられるため、耐環境性に優れたシール材を適用した均圧弁への改良を行うか、エアロック外扉を貫通する均圧弁接続配管の原子炉建屋側の開放部に、耐環境性に優れたシール材（改良E PDM）をもつ閉止フランジを取付け、従来品の均圧弁と閉止フランジを合わせることで重大事故環境下における健全性を確保する。

<均圧弁シートの材質について>

均圧弁シートについて、耐環境性に優れたシール材に改善する検討を進めており、PEEK 材（PEEK:ポリエーテルエーテルケトン）を用いた弁シートにすることで実機適用性を確認することができた。以下に、実機適用を確認した概要を示す。

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

表 5 - 26 PEEK 材の一般物性

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

また、均圧弁に相当する弁を使用して、SA 時の格納容器内環境を模擬した以下試験条件で曝露し、その後、2Pd を超える 0.9MPa で漏えい試験を行い、気密性が確保できることを確認した。よって、本均圧弁は格納容器限界温度・圧力（200℃，2Pd）において健全性に問題ないことを確認した。

表 5 - 27 均圧弁の耐環境試験条件

放射線照射	800kGy
熱劣化	200℃ 168 時間

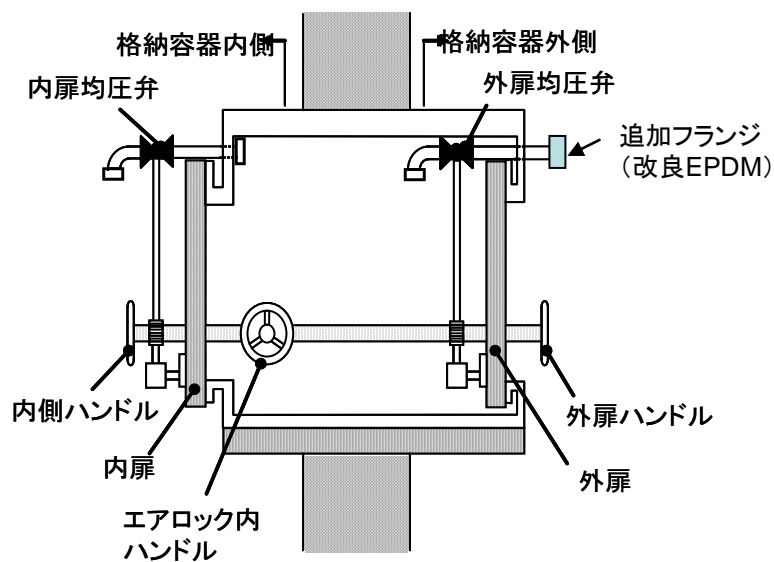


図5 - 11 均圧弁（追加フランジ付）及びハンドル軸貫通部

6. 配管貫通部

6-1 配管貫通部（貫通配管）

6-1.1 評価方針

原子炉格納容器が 200℃, 2Pd となった場合に貫通部で生じる変位に対し、貫通配管及びその接続配管が健全であることを確認する。

貫通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 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、有意な圧縮力が配管貫通部に生じないことから、脆性破壊、疲労破壊は評価対象外と考えることができる。なお、熱座屈の可能性が考えられるが、座屈後の圧縮ひずみが開放され破損に至らないことから座屈は評価対象外と考えることができる。一方、200℃, 2Pd の環境下では原子炉格納容器は変形することから、貫通配管には原子炉格納容器の変位による曲げ荷重が作用する。よって、貫通配管の機能喪失要因は、過度な曲げ荷重に伴う延性破壊が想定される。ここで、貫通配管に加えられる曲げ荷重は二次応力に分類されることから、自重等の一次応力と併せて、一次+二次応力が制限値を満足することを確認する。

6-1.2 評価

原子炉格納容器の変位による曲げ荷重に対し、配管に発生する応力が大きい貫通部として、原子炉格納容器変位が大きく、格納容器貫通配管の配管支持スパンが短い且つ、配管口径が大きい箇所を代表として選定する。その結果、6号炉、7号炉ともに不活性ガス系ラインの配管貫通部(X-81)を代表配管として選定する。

6-1.2.1 解析条件

解析条件を表 6-1-1 及び表 6-1-2 に示す。また、荷重条件となる原子炉格納容器の変位を表 6-1-3 に示す。

表 6-1-1 6号炉配管仕様 (X-81)

名称	単位	貫通部配管	接続配管
呼径	—		
材質	—		
外径	mm		
厚さ	mm		
縦弾性係数	$\times 10^5 \text{MPa}$	1.91 ^(注1)	1.91 ^(注1)
熱膨張係数	$\times 10^{-5} \text{mm/mm}^\circ\text{C}$	1.209 ^(注1)	1.209 ^(注1)
熱計算温度	$^\circ\text{C}$	200	200
最高使用圧力	kPa	620	620

(注 1) 熱計算温度 200 $^\circ\text{C}$ における値

表 6-1-2 7号炉配管仕様 (X-81)

名称	単位	貫通部配管	接続配管
呼径	—		
材質	—		
外径	mm		
厚さ	mm		
縦弾性係数	$\times 10^5 \text{MPa}$	1.91 ^(注1)	1.91 ^(注1)
熱膨張係数	$\times 10^{-5} \text{mm/mm}^\circ\text{C}$	1.209 ^(注1)	1.209 ^(注1)
熱計算温度	$^\circ\text{C}$	200	200
最高使用圧力	kPa	620	620

(注1) 熱計算温度 200 $^\circ\text{C}$ における値

表 6-1-3 荷重条件

貫通部 番号	温度 ($^\circ\text{C}$)	柏崎刈羽原子力発電所 6号炉及び7号炉の貫通部変位 (mm)		
		X 方向	Y 方向	Z 方向
X-81	200			
X-241				

6-1.2.2 評価方法

6-1.2.2.1 PPC-3530 の規定に基づく評価

(1) 強度計算に使用する記号の定義

管の応力計算に用いる記号について以下に説明する。

表 6-1-4 強度計算に使用する記号の定義

	記号	単位	説明
応力計算に使用するもの	D_0	mm	管の外径
	M_a	N・mm	管の機械的荷重(自重その他の長期的荷重に限る)により生じるモーメント
	M_c	N・mm	管の熱による支持点の変位及び熱膨張により生じるモーメント
	P	MPa	最高使用圧力
	S_a	MPa	許容応力
	S_c	MPa	室温における JSME S NC1 付録材料図表 Part 5 表 5 に規定する材料の許容引張応力
	S_h	MPa	使用温度における JSME S NC1 付録材料図表 Part 5 表 5 に規定する材料の許容引張応力
	S_n	MPa	一次応力と二次応力を加えて求めた応力
	Z	mm ³	管の断面係数
	f	—	JSME S NC1 PPC-3530 に規定する許容応力低減係数
	i_1, i_2	—	JSME S NC1 PPC-3530 に規定する応力係数
	t	mm	管の厚さ

(2) 材料の許容応力[JSME S NC1 PPC-3530]

ここでは，JSME S NC1 PPC-3530 に規定される要求事項への適合性を確認する。

なお，応力計算に使用する管の外径及び厚さは，公称値を用いる。

(a) 一次＋二次応力(S_n) [JSME S NC1 PPC-3530 (1)a.]

$$S_n = \frac{P \cdot D_0}{4 \cdot t} + \frac{0.75 \cdot i_1 \cdot M_a + i_2 \cdot M_c}{Z}$$

一次＋二次応力の許容応力は，JSME S NC1 PPC-3530 (1)c. に基づき，次式により算出する。

$$S_a = 1.25 \cdot f \cdot S_c + (1 + 0.25 \cdot f) \cdot S_h$$

6-1.3 評価結果

評価対象となる解析モデルを図 6-1-5 及び図 6-1-6 に示す。また，評価結果を表 6-1-5 及び表 6-1-6 に示す。

表 6-1-5 PPC-3530 の規定に基づく評価結果(6号炉)

(単位：MPa)

鳥瞰図	節点番号	圧力による応力	外荷重 (自重) による応力	二次応力	合計応力	許容値 Sa
AC-R-1	14					667

注1：評価点は各解析箇所での評価のうち最も厳しい節点である。

注2：許容値は解説 PPC-3530 の考えに基づき f 値（温度変化サイクル数を 10 とする）を定めて算定

表 6-1-6 PPC-3530 の規定に基づく評価結果(7号炉)

(単位：MPa)

鳥瞰図	節点番号	圧力による応力	外荷重 (自重) による応力	二次応力	合計応力	許容値 Sa
AC-R-1	91					687

注1：評価点は各解析箇所での評価のうち最も厳しい節点である。

注2：許容値は解説 PPC-3530 の考えに基づき f 値（温度変化サイクル数を 10 とする）を定めて算定

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

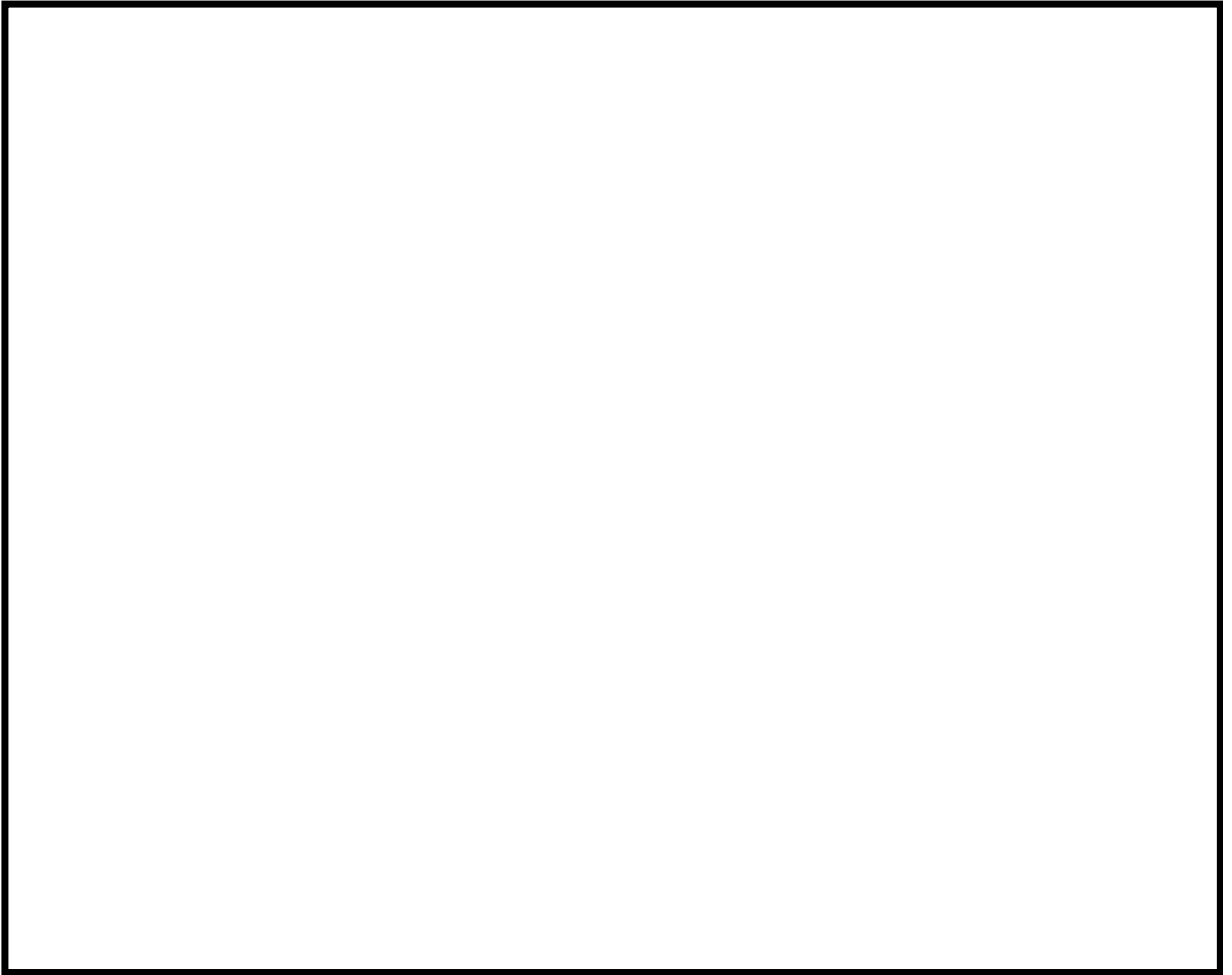


図 6-1-1 解析モデル図① (6号炉)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



図 6-1-2 解析モデル図② (6号炉)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

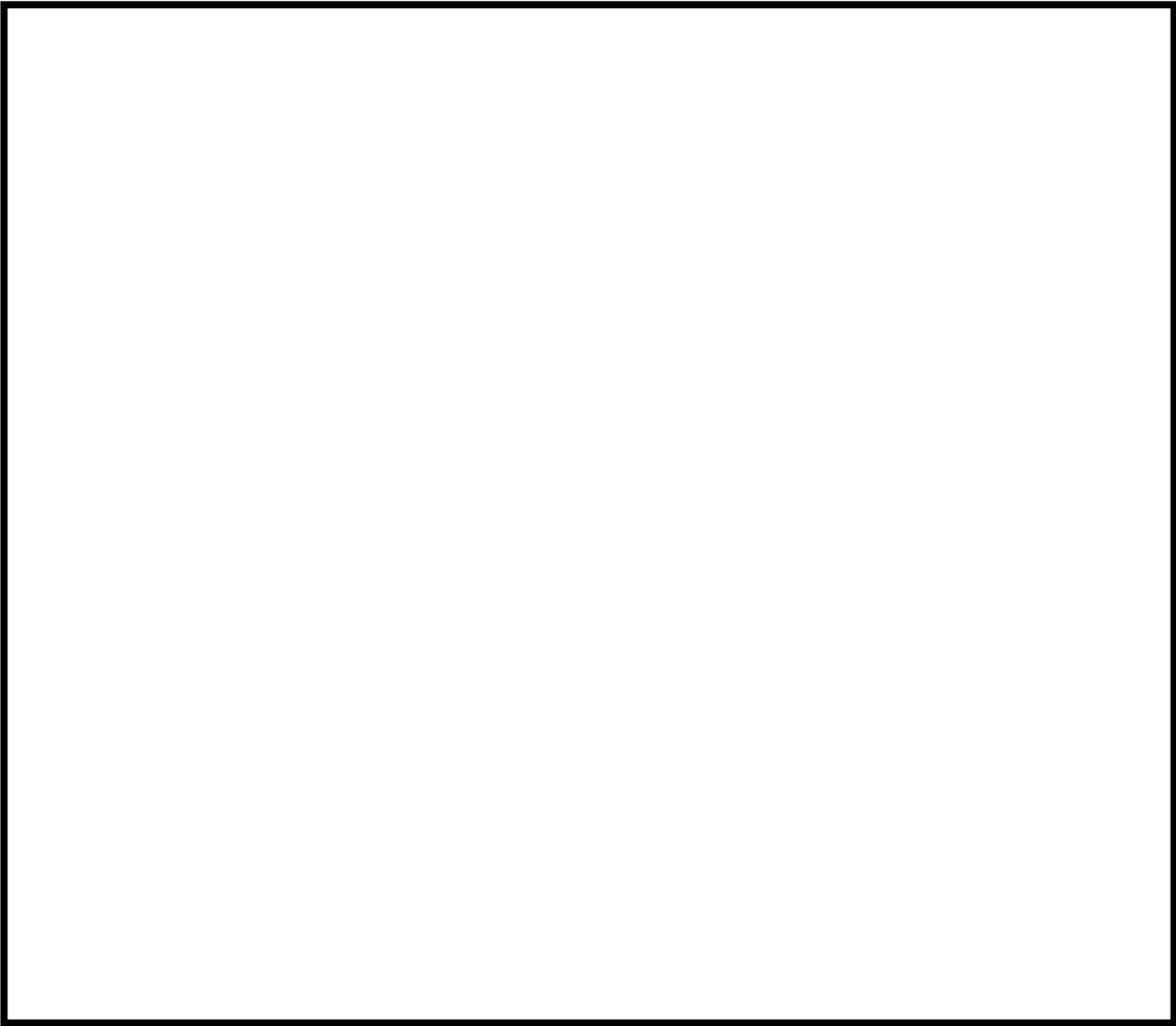


図 6-1-3 解析モデル図③ (6号炉)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



図 6-1-4 解析モデル図① (7 号炉)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

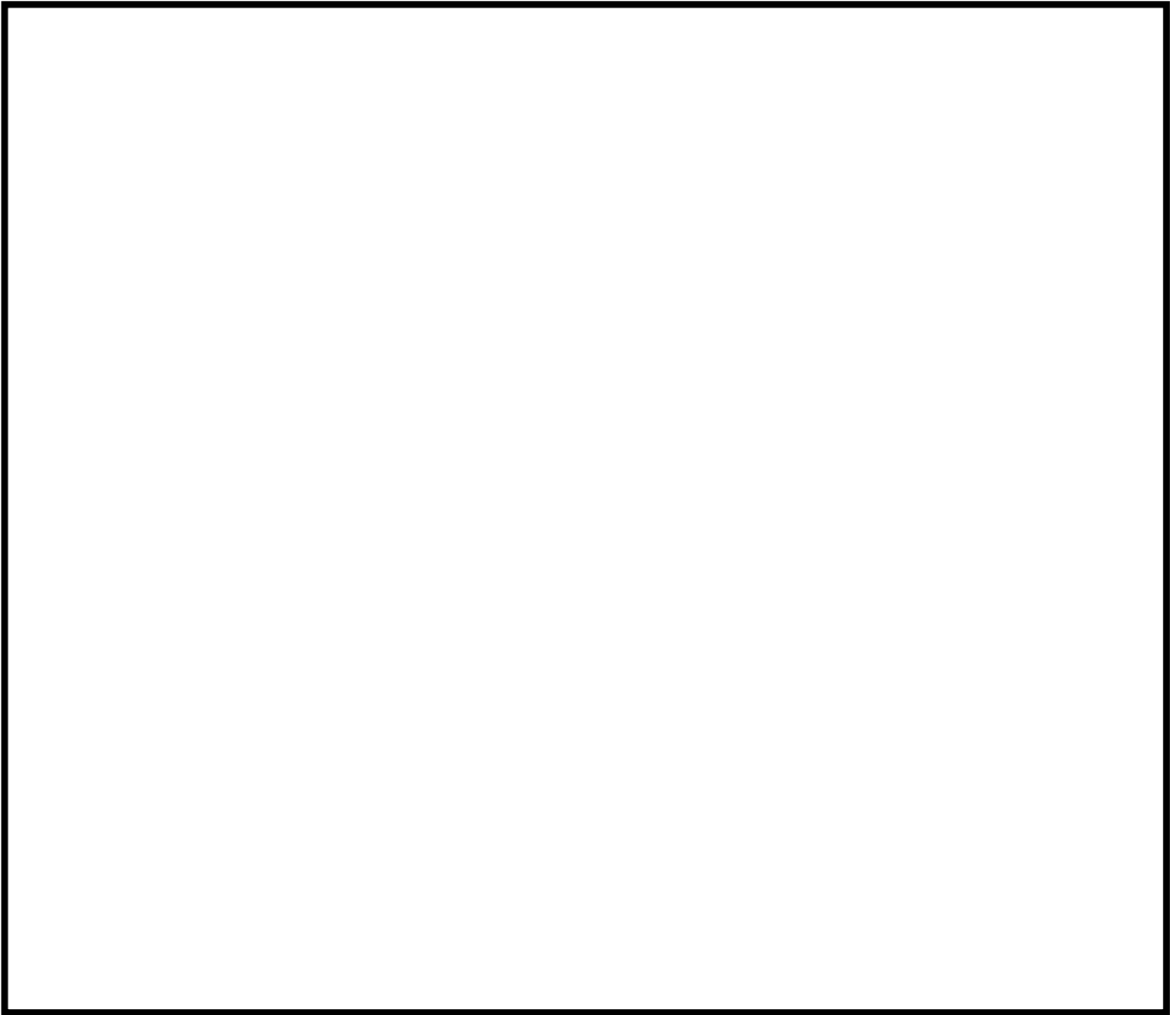


図 6-1-5 解析モデル図② (7号炉)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

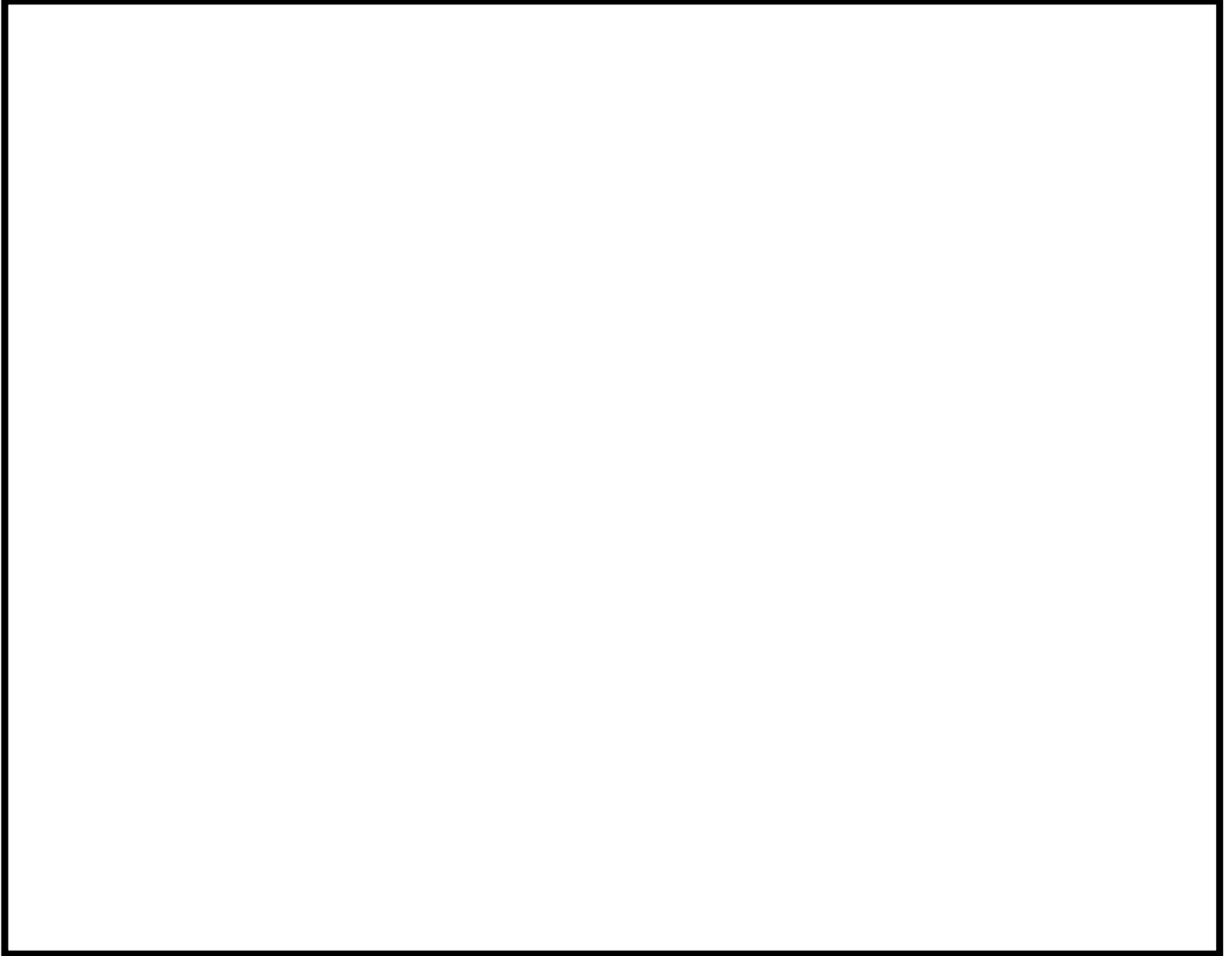


図 6-1-6 解析モデル図③ (7号炉)

原子炉格納容器貫通配管の評価部位の代表性について

1. はじめに

今回評価を実施した評価部位の代表性を示したものである。

2. 原子炉格納容器貫通部の代表選定の考え方

原子炉格納容器貫通部周りの配管に発生する応力は、原子炉格納容器貫通部の変位と、配管系の拘束から影響を受ける。まず、変位について原子炉格納容器が 2Pd, 200°C 時における変位を算定した結果を図 6-1-7 に示す。変位の評価モデルは「0° -180° 」と「90° -270° 」の 2 ケースの分割モデルで実施している。図 6-1-8 及び図 6-1-9 で評価モデルのイメージを示す。この評価結果から T. M. S. L 15m 以上の変位が最も高くなっていることを確認した。したがって T. M. S. L 15m 以上にある配管貫通部から、拘束条件が厳しいものを選定することとした。なお、小口径配管については、二次応力が小さい傾向にあるため、選定にあたっては対象外とする。拘束条件の厳しさを表す参考の値として、貫通配管の第一拘束点までの距離(L)と配管口径(D)の比(L/D)を用いる。L/D が最も小さいものの拘束条件が厳しく、配管応力を受けやすいと考えられることから、T. M. S. L 15m 以上の配管貫通部から L/D が最も小さいものを選定した結果、不活性ガス系の配管貫通部(X-81)を選定した(別紙-15 参照)。なお、X-81 のペネ取付高さは T. M. S. L 19m であり、L/D は約 6.4 である。表 6-1-7 に 6 号炉の T. M. S. L 15m 以上の配管貫通部を纏める。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

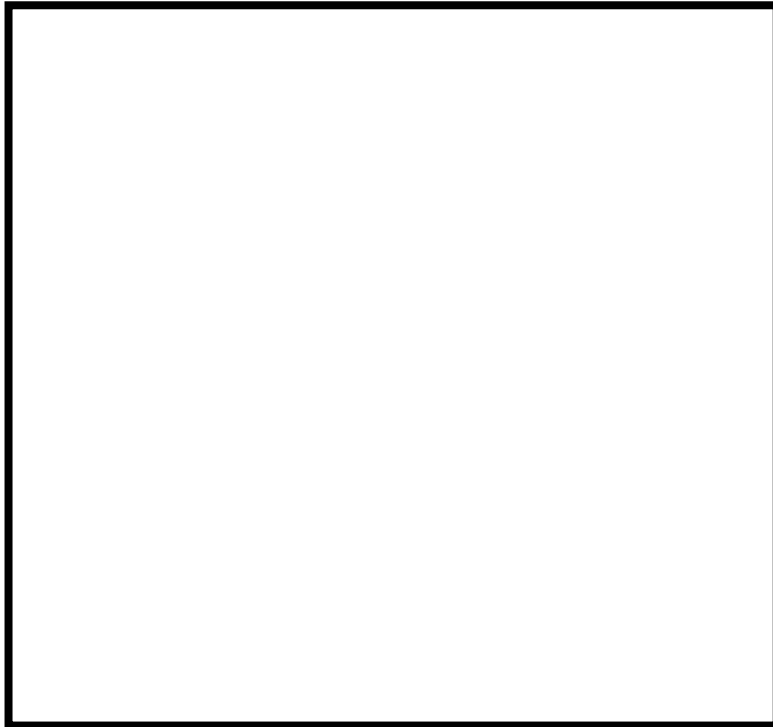


図 6-1-7 格納容器(200°C, 2Pd 時)の変位

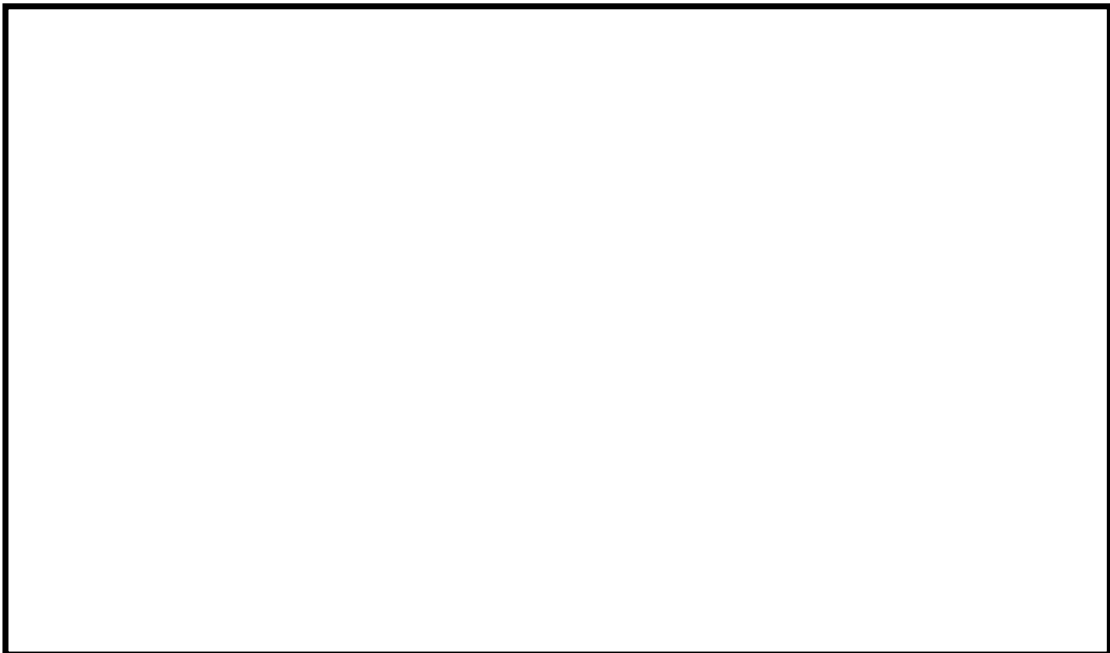


図 6-1-8 格納容器「0° -180°」, 「90° -270°」について (7号炉の例)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



図 6-1-9 変位の評価モデルイメージ (0° -180°)

表 6-1-7 配管貫通部と口径比 (T. M. S. L 15m 以上)

ペネ番号	ペネ取付 高さ	系統	プロセス管			PCV からの第 1 サポー ト距離 L [mm]	口径比 L/D
			外径 D [mm]	肉厚 t [mm]	D/t		
X-82		FCS					
X-81		AC					
X-10A		MS					
X-10B		MS					
X-10C		MS					
X-10D		MS					

※ 「PCV からの第 1 サポート距離」 は、原子炉建屋側の配管ラインについて示す

6-2 配管貫通部（スリーブ・端板・閉止板）

6-2.1 評価方針

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

一方、配管貫通部には、原子炉格納容器内圧が作用するため、一次応力が生じ、配管貫通部の機能喪失要因は延性破壊が想定される。

このため、柏崎刈羽原子力発電所第 6 号炉を代表として配管貫通部の鋼製耐圧部の板厚が、200℃、2Pd の環境下で、設計・建設規格に想定される必要厚さを上回ることを確認する。また、鋼製耐圧部及びアンカ部について反力に対する一次応力評価を行う。

ここで、評価対象とする配管貫通部は、内圧による発生応力が大きくなる最大径の配管貫通部とし（X-10）を代表として評価する。閉止板については、内圧による発生応力が大きくなる最大径の閉止板として（X-90）を代表として評価する。

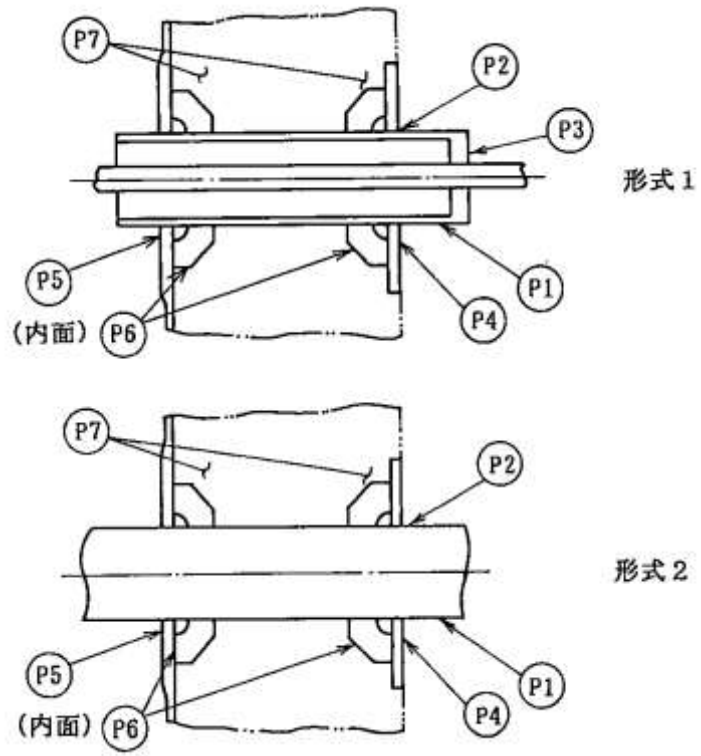


图 6-2-1 配管貫通部

6-2.2 評価

6-2.2.1 基本板厚計算

6-2.2.1.1 スリーブ

スリーブの内圧に対する計算上必要な厚さは、設計・建設規格 PVE-3610 に基づき、次の式により求める。

評価式

$$t = \frac{PD_o}{2S\eta + 0.8P}$$

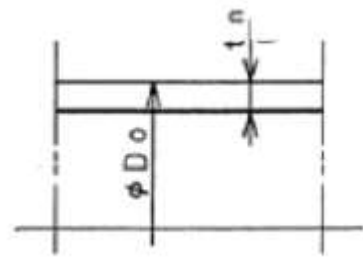


図 6-2-2 スリーブの形

ここで、

- P : 格納容器内圧力 (MPa)
- D_o : スリーブの外径 (mm)
- S : 許容引張応力 (MPa) (= 「2/3Su」 値を適用)
- η : 継手効率
- t_n : 呼び厚さ (mm)
- t : 計算上必要な厚さ (mm)

上式を用いた必要厚さの算出結果を表 6-2-1 に示す。表 6-2-1 に示すように、スリーブの呼び厚さは必要厚さ t () を上回る。

表 6-2-1 必要厚さの評価結果 (スリーブ)

項目	記号	仕様及び値
材質	—	SGV480
格納容器内圧力	P	0.62 (MPa)
スリーブの外径	D_o	
許容引張応力	S	281 (MPa)
継手効率	η	1.00
呼び厚さ	t_n	
必要厚さ (PVE-3611)	t_1	
必要厚さ (PVE-3613)	t_2	
t_1, t_2 の大きい値	t	

6-2.2.1.2 端板

端板の内圧に対する計算上必要な厚さは、設計・建設規格 PVE-3410 に基づき、次の式により求める。

評価式

$$t = d \sqrt{\frac{KP}{S}}$$

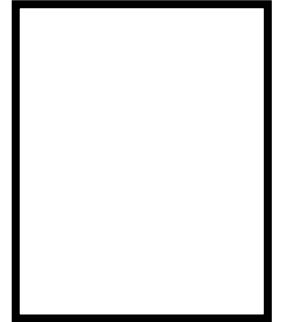
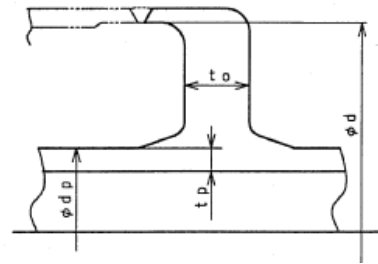


図 6-2-3 端版の形状

ここで、

P : 格納容器内圧力 (MPa)

S : 許容引張応力 (MPa) (= 「2/3Su」 値を適用)

K : 平板の取付方法による係数

t_n : 呼び厚さ (mm)

t : 計算上必要な厚さ (mm)

上式を用いた必要厚さの算出結果を表 6-2-2 に示す。表 6-2-2 に示すように、端板の呼び厚さは必要厚さ t () を上回る。

表 6-2-2 必要厚さの評価結果（端板）

項目	記号	仕様及び値
材質	—	SFVC2B
最高使用圧力	P	0.62 (MPa)
最小内のり	d	
許容引張応力	S	292 (MPa)
平板の取付方法による係数	K	0.50
呼び厚さ	t_0	
必要厚さ	t	

6-2.2.1.3 閉止板

閉止板の内圧に対する計算上必要な厚さは、設計・建設規格 PVE-3410 に基づき、次の式により求める。

評価式

$$t = d \sqrt{\frac{KP}{S}}$$

ここで、

P : 格納容器内圧力 (MPa)

S : 許容引張応力 (MPa) (= 「2/3Su」 値を適用)

K : 平板の取付方法による係数

t_n : 呼び厚さ (mm)

t : 計算上必要な厚さ (mm)

上式を用いた必要厚さの算出結果を表 6-2-3 に示す。表 6-2-3 に示すように、閉止板の呼び厚さは必要厚さ t () を上回る。

表 6-2-3 必要厚さの評価結果（閉止板）

項目	記号	仕様及び値
材質	—	SGV480
最高使用圧力	P	0.62 (MPa)
最小内のり	d	
許容引張応力	S	281 (MPa)
平板の取付方法による係数	K	0.33
呼び厚さ	t_0	
必要厚さ	t	

6-2.2.2 応力評価

(1) 諸言

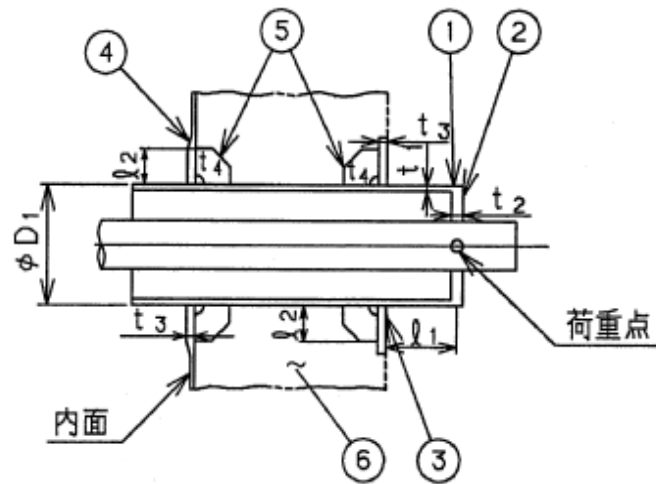
本計算書は原子炉格納容器配管貫通部の強度計算書である。

(2) 記号の説明

D	: 直径	(mm)
F	: 垂直力, 許容応力の基準値	(kg, MPa)
F_c	: コンクリートの設計基準強度	(MPa)
f_b	: 許容曲げ応力	(MPa)
f_c	: 許容圧縮応力	(MPa)
f_s	: 許容せん断応力	(MPa)
l	: 長さ	(mm)
M	: モーメント	(kg・mm)
n	: ガセットプレートの枚数	(—)
P_b	: 一次曲げ応力	(MPa)
P_L	: 一次局部膜応力	(MPa)
P_m	: 一次一般膜応力	(MPa)
t	: 厚さ	(mm)

(3) 形状及び主要寸法

原子炉格納容器配管貫通部の形状及び主要寸法を図6-2-4及び表6-2-4～6-2-5に示す。



- | | |
|----------------|----------------|
| ①スリーブ | ②端板 |
| ③フランジプレート (外側) | ④フランジプレート (内側) |
| ⑤ガセットプレート | ⑥コンクリート部 |

図6-2-4 原子炉格納容器配管貫通部の形状及び主要寸法(X-10)

表 6-2-4 配管貫通部（スリーブ・端板）の仕様 (X-10)

スリーブ				端板	
材質	外径 D_1 (mm)	厚さ t_1 (mm)	距離 l_1 (mm)	材質	厚さ t_2 (mm)
SGV480				SFVC2B	

表 6-2-5 配管貫通部（フランジプレート・ガセットプレート） (X-10)

フランジプレート			ガセットプレート			
材質		厚さ t_3 (mm)	材質	サイ ズ l_2 (mm)	厚さ t_4 (mm)	枚数* n
内側	外側					
SGV480	SGV480		SGV480			

注記 * : ガセットプレートの枚数は、原子炉格納容器壁の内側又は、外側のみの枚数を示す。

(4) 評価条件

(4).1 評価荷重

(4).1.1 格納容器内圧力及び温度

内圧 0.62 MPa

温度 200 °C (ドライウエル, サプレッション・チェンバ共)

(4).1.2 配管荷重

貫通部に作用する配管荷重の作用方向を図 6-2-5 に示し, 各荷重の設定値を表 6-2-6 に示す。

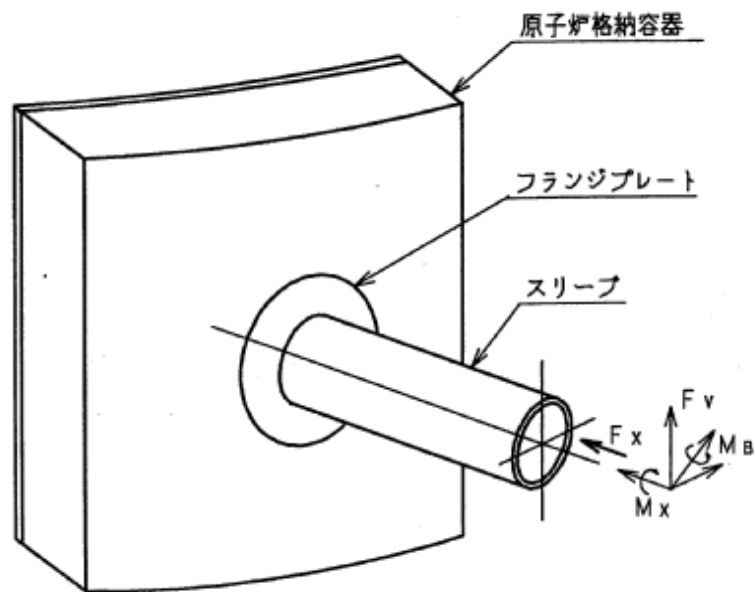


図 6-2-5 貫通部の荷重作用方向

表 6-2-6 貫通部の設計荷重

配管荷重				
成分	垂直力 ($\times 10^3$ kg)		モーメント ($\times 10^6$ kg・mm)	
	F_x	F_v	M_B	M_X
一次荷重				

(4).2 材料及び許容応力

(4).2.1 使用材料

スリーブ	SGV480
端板	SFVC2B
フランジプレート (外側)	SGV480
フランジプレート (内側)	SGV480
ガセットプレート	SGV480
コンクリート部	コンクリート ($F_c = 330 \text{ kg/cm}^2 = 32.36 \text{ MPa}$)

(4).2.2 荷重の組合せ及び許容応力

貫通部に対する荷重の組合せは「原子炉格納容器内圧力+配管荷重」とし、原子炉格納容器 200℃、2Pd における許容応力を表 6-2-7～表 6-2-10 に示す。

表 6-2-7 スリーブの許容応力

(単位：MPa)

材料	許容応力強さ (一次応力)	
	P_m	$P_L + P_b$
SGV480 (200℃)	[Redacted]	

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

表 6-2-8 端板の許容応力

(単位：MPa)

材料	許容応力強さ（一次応力）
	$P_L + P_b$
SFVC2B (200°C)	

表 6-2-9 フランジプレート及びガセットプレートの許容応力

(単位：MPa)

材料	F	一次応力	
		曲げ f_b	せん断 f_s
SGV480 (200°C)			

表 6-2-10 コンクリート部の許容応力

(単位：MPa)

材料	設計基準強度 F_c	許容圧縮応力 f_c
コンクリート		27.5

(5) 応力計算

(5).1 応力評価点

原子炉格納容器配管貫通部の形状及び応力レベルを考慮して、表 6-2-11 及び図 6-2-6 に示す応力評価点を設定する。

表 6-2-11 応力評価点

応力評価点番号	応力評価点
P1	スリーブ
P2	スリーブのフランジプレートとの結合部
P3	端板
P4	フランジプレート (外側)
P5	フランジプレート (内側)
P6	ガセットプレート
P7	コンクリート部

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

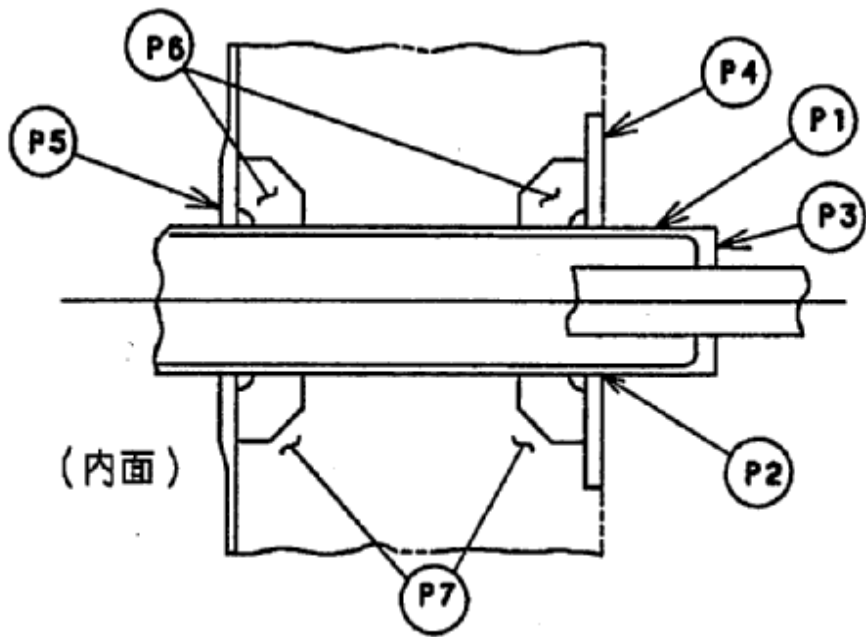


図 6-2-6 原子炉格納容器配管貫通部の応力評価点

(6) 応力評価

各応力評価点の応力評価表を以下に示す。なお、本表の応力強さ及び応力に記載の数値は、既工事計画認可申請書の各荷重に対する発生応力（MK S 単位）を比例倍して適切に組合せた後に S I 単位化したものである。

表 6-2-12 スリーブの応力評価のまとめ（応力評価点 P 1）

（単位：MPa）

一次応力			
P_m		$P_L + P_b$	
応力強さ	許容値	応力強さ	許容値
	281		422

表 6-2-13 スリーブのフランジプレートとの結合部の応力評価のまとめ

(応力評価点 P 2)

(単位：MPa)

一次応力			
P_m		$P_L + P_b$	
応力強さ	許容値	応力強さ	許容値
—	—		422

表 6-2-14 端板の応力評価のまとめ (応力評価点 P 3)

(単位：MPa)

一次応力			
P_m		$P_L + P_b$	
応力強さ	許容値	応力強さ	許容値
—	—		438

表 6-2-15 フランジプレート（外側）の応力評価のまとめ

（応力評価点 P 4）

（単位：MPa）

一次応力			
曲げ応力		せん断応力	
応力	許容応力	応力	許容応力
	312		156

表 6-2-16 フランジプレート（内側）の応力評価のまとめ

（応力評価点 P 5）

（単位：MPa）

一次応力			
曲げ応力		せん断応力	
応力	許容応力	応力	許容応力
	312		156

表 6-2-17 ガセットプレートの応力評価のまとめ

（応力評価点 P 6）

（単位：MPa）

一次応力			
曲げ応力		せん断応力	
応力	許容応力	応力	許容応力
	312		156

表 6-2-18 コンクリート部の応力評価のまとめ（応力評価点 P 7）

（単位：MPa）

圧縮応力			
内側フランジ プレート近傍	外側フランジ プレート近傍	ガセットプレ ート近傍	許容応力
			27.5

(7) 結論

原子炉格納容器限界温度・圧力(200℃・2Pd)において原子炉格納容器配管貫通部に生じる応力は、すべて許容応力以下であり、健全性が確保されることを確認した。

6-2.3 評価結果

配管貫通部の板厚は、スリーブの計算上必要な厚さ以上である。また、配管貫通部に生じる応力は許容値を満足しており、200℃、2Pd の環境下での放射性物質の閉じ込め機能を期待できる。

6-3 配管貫通部（閉止フランジ）

6-3.1 フランジ部の構造

配管貫通部フランジ部は、原子炉格納容器の貫通部に溶接固定されたフランジと閉止フランジ（蓋）をボルトで固定しており、フランジと閉止フランジ間には、これまではシリコンゴム製のガスケットを挟み込みシールしていた。今後は、格納容器閉じ込め機能強化のために、事故時耐性に優れた改良EPDM製シール材に変更する。

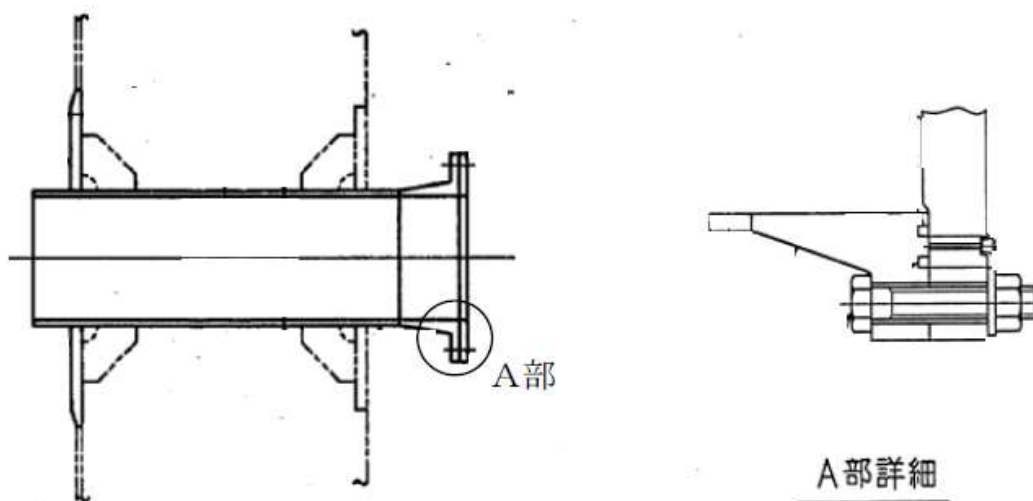


図 6-3-1 閉止フランジ

6-3.2 評価部位

200°C、2Pd の環境下における、フランジ部の放射性物質の閉じ込め機能喪失の要因は、高温で内圧を受ける過渡な塑性変形に伴う耐圧部材の破損、フランジ部の開口の進展による締付ボルトの破損、シール部のフランジ開口量増加による漏えいが想定される。フランジの延性破壊、締付ボルトの破損については設計・建設規格に基づきフランジを選定しているため評価上支配的ではないと考え、最も厳しい部位であるシール部について評価する。なお、評価は原子炉格納容器貫通部フランジ部で最大口径の ISI 用ハッチ (X-3) を代表とする。なお、フランジ部のシール材は、プラントの定期検査時に開放される場合には取り替えを実施しており、通常運転中における劣化は極めて軽微であることから、事故条件下での評価を実施する。

6-3.3 評価

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

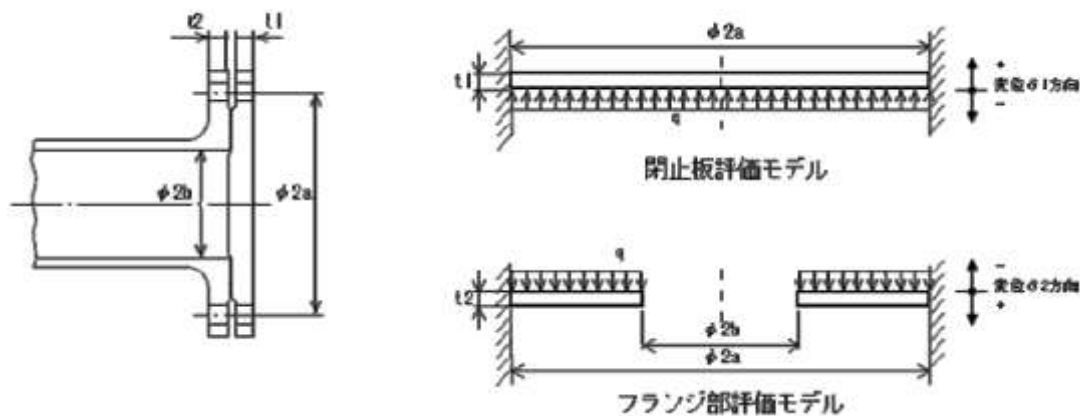


図 6-3-2 閉止フランジの評価モデル

6-3.4 評価結果

評価結果を表 6-3-1 に示す。閉止フランジは 200℃, 2Pd において耐圧部材及びシール材の機能は維持され, 放射性物質の閉じ込め機能を確保できる。6 号炉, 7 号炉ともに初期押し込み量 [] に対してシール部の変位量は 0.026mm である。これは, 表 6-3-2 で示す格納容器限界温度 200℃が 7 日間継続した際の改良 EPDM の圧縮永久歪み試験結果 ([]) から算出されるシール材追従量 [] に十分余裕があることから, 有効性評価における限界温度, 圧力としている 200℃, 2Pd 条件下においてもシール機能は維持される。

表 6-3-1 閉止フランジの評価結果 (ISI 用ハッチ)

記号	内容	6 号炉	7 号炉
a	ボルトピッチ円半径		
b	内半径		
D1	$= E \times t1^3 / 12(1 - \nu^2)$		
D2	$= E \times t2^3 / 12(1 - \nu^2)$		
E	縦弾性係数	191000MPa	191000MPa
Kyb	b/a から定まる係数		
q	2Pd	$620 \times 10^{-3} \text{MPa}$	$620 \times 10^{-3} \text{MPa}$
t1	閉止板板厚		
t2	フランジ部板厚		
ν	ポアソン比	0.3	0.3
$\delta 1$	$= q \times a^4 / (64 \times D1)$	0.023mm	0.024mm
$\delta 2$	$= -Kyb \times q \times a^4 / D2$	0.003mm	0.002mm
$\delta 1 + \delta 2$	変位量合計	0.026mm	0.026mm

表 6-3-2 改良 EPDM シール材の圧縮永久歪み試験結果

No	放射線照射	ガス性状	温度	圧縮永久ひずみ試験		
				24h	72h	168h
1	800kGy	乾熱	200℃	(結果が空白)		
2	800kGy	乾熱	250℃			
3	800kGy	蒸気	200℃			
4	800kGy	蒸気	250℃			

配管貫通部の評価について、「6-1 貫通配管」及び「6-2 配管貫通部（スリーブ・端板・閉止板・閉止フランジ）」の原子炉格納容器限界温度・圧力（200℃，2Pd）における健全性評価結果を下表にまとめる。

表 6-3-3 配管貫通部の評価結果まとめ

No	評価項目	評価方法	評価	結果
①	貫通配管	応力評価	不活性ガス処理系のX-81を代表とし、200℃・2Pd時の原子炉格納容器変位を踏まえた貫通配管の応力評価を実施	○
②	スリーブ	基本板厚計算	内圧の影響を最も受ける大口径の配管貫通部（X-10）を代表に基本板厚計算を実施し、200℃・2Pd時の必要最小板厚を満足することを確認	○
③	端板			○
④	閉止板			○
⑤	閉止フランジ	フランジ開口量	ISI ハッチを代表とし、シール材の開口量評価を実施。	○
⑤	配管貫通部全般	応力評価	内圧の影響を最も受ける大口径の配管貫通部（X-10）を代表に応力評価を実施し、200℃・2Pdで発生する各部の応力が許容応力以下であることを確認	○

7. 電気配線貫通部

7.1 評価方針

①電気配線貫通部

電気配線貫通部のうちスリーブ、アダプタ、ヘッダ設計時に考慮される機能喪失要因については、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である 200℃、2Pd を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないこと、過渡の圧縮力がスリーブ・アダプタ・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。従って、スリーブ、アダプタ、ヘッダの機能喪失要因は、高温状態で内圧を受け、過渡な塑性変形に伴う延性破壊が想定される。スリーブ、アダプタ、ヘッダが 200℃、2Pd の環境下で外圧・内圧作用による応力が生じた際、最小厚さが JSME の設計・建設規格 (PVE - 3230) に規定される計算上必要な厚さを上回ることを確認する。

②シール材

電気配線貫通部のシール材については、既往の電共研において、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℃、約 2.6Pd (約 0.8MPa) 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が確認されている。

また、NUPEC 重要構造物安全評価 (原子炉格納容器信頼性実証事業) (平成 2 年度～平成 14 年度) 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)、

約 260℃までの耐漏えい性が確認されている。

これらの既往共研に加え，過去に実施したモジュール型電気配線貫通部の試験結果，並びに，200℃，2Pd 時における電気配線貫通部シール部の温度評価結果を用い，シール部の健全性を確認する。

③電気配線貫通部の基本仕様について

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

6 号炉については，低電圧用の電気配線貫通部は，低電圧用モジュール内に封入されたエポキシ樹脂，及びモジュール固定部のメタルOリングにより気密性を維持する構造である。高電圧用の電気配線貫通部は，高電圧用モジュール内に封入された EP ゴム及びモジュール固定部のメタルOリングにより気密性を維持する構造である。

7 号炉については，低電圧用の電気配線貫通部は，低電圧用モジュール内に封入されたエポキシ樹脂，及びモジュール固定部のOリング（EP ゴム）により気密性を維持する構造である。高電圧用の電気配線貫通部は，高電圧用モジュール内に封入された EP ゴムにより気密性を維持する構造である。高電圧用モジュールはヘッダに溶接されている。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

表 7 - 1 電気配線貫通部の仕様

種類	型式	構成	外径 (mm)	呼び 厚さ (mm)	材料	貫通部 番号
低電圧用	モジュール型	スリーブ	[Redacted]	[Redacted]	STS410	X-101～ 105, X-300
		アダプタ			STS410	
		ヘッド			SUS304	
		モジュール (ボディ, プラ グ)			SUS304TP, SUS304	
高電圧用	モジュール型	スリーブ	[Redacted]	[Redacted]	STS410	X-100
		アダプタ			STS410	
		ヘッド			SUS304	
		モジュール (ハウジング)			SUS304TP	

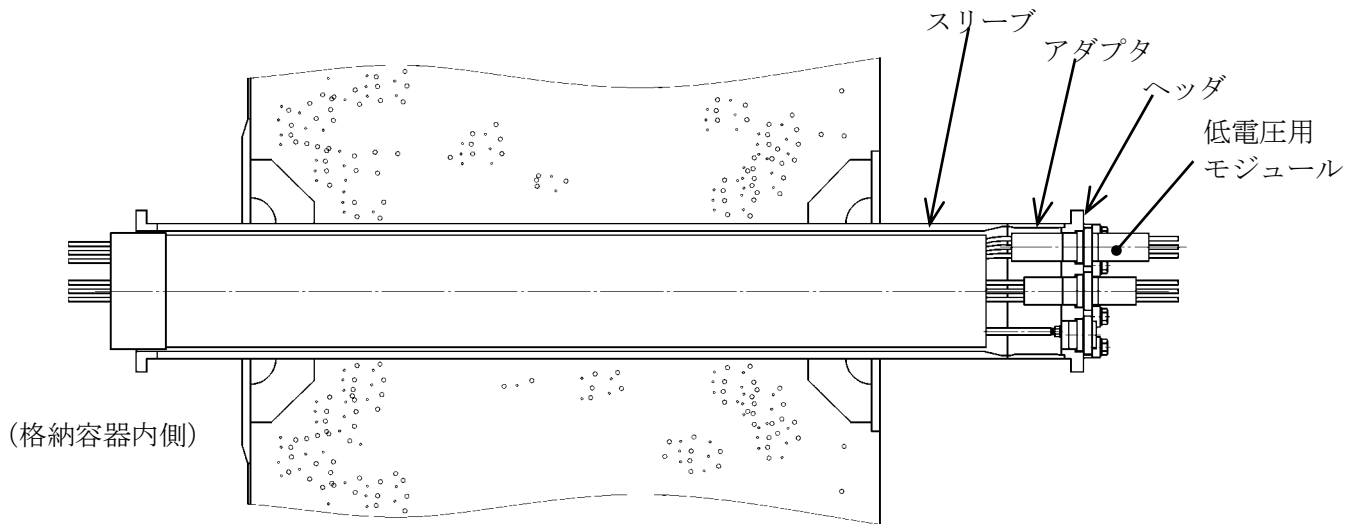


図 7 - 1 電気配線貫通部 (低電圧用 : 6 号炉)

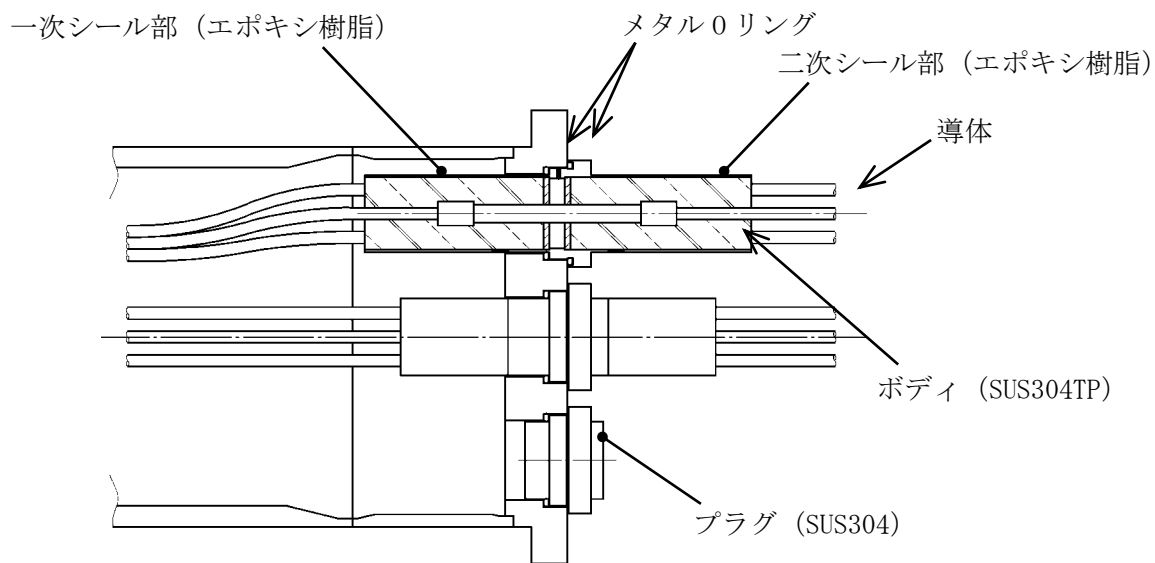


図7-2 低電圧用モジュール詳細 (6号炉)

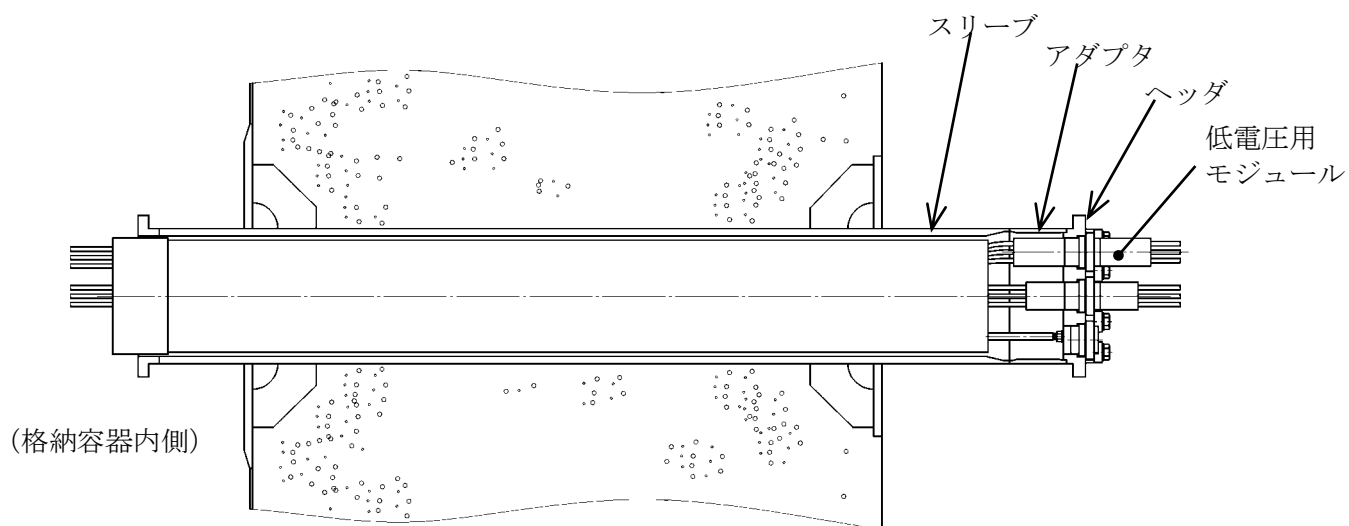


図7-3 電気配線貫通部 (低電圧用 : 7号炉)

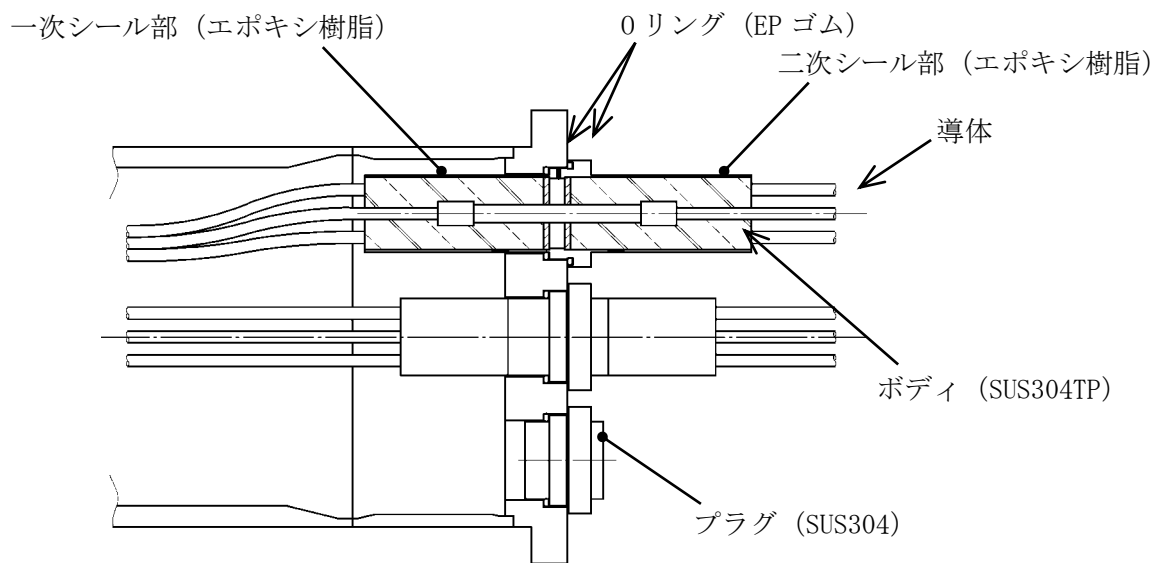


図 7 - 4 低電圧用モジュール詳細 (7号炉)

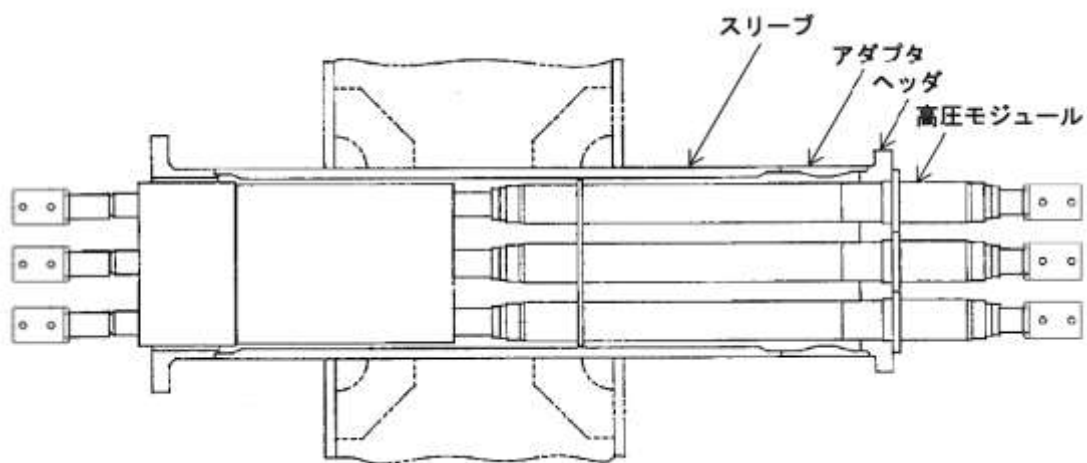


図 7 - 5 電気配線貫通部 (高電圧用 : 6号炉)

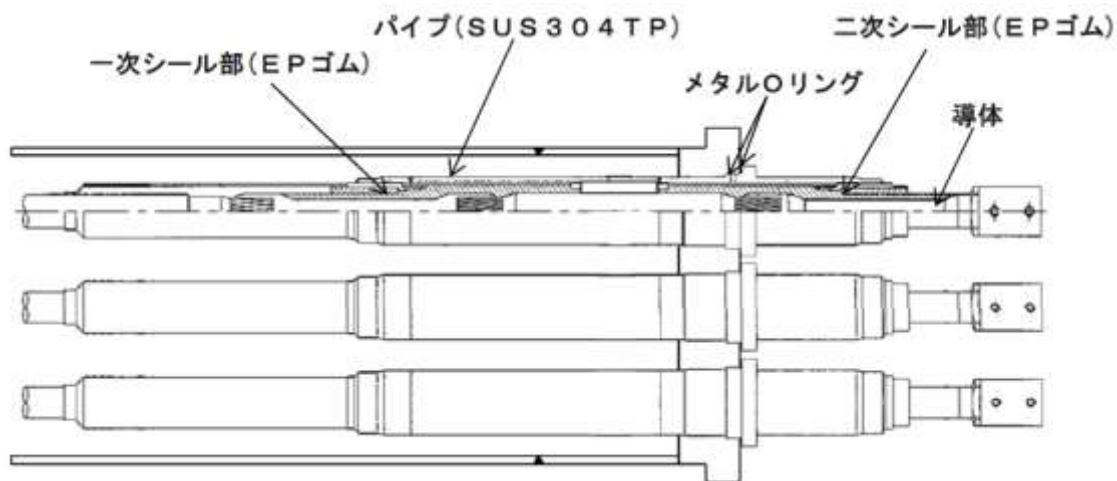


図 7 - 6 高電圧用モジュール詳細 (6号炉)

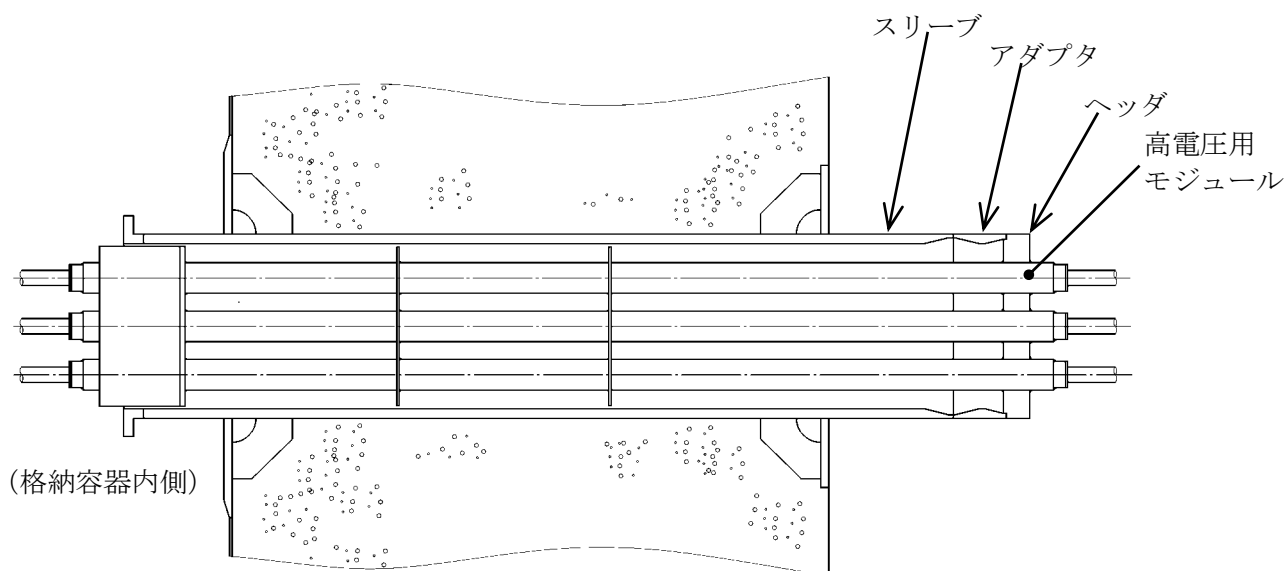


図 7 - 7 電気配線貫通部 (高電圧用 : 7号炉)

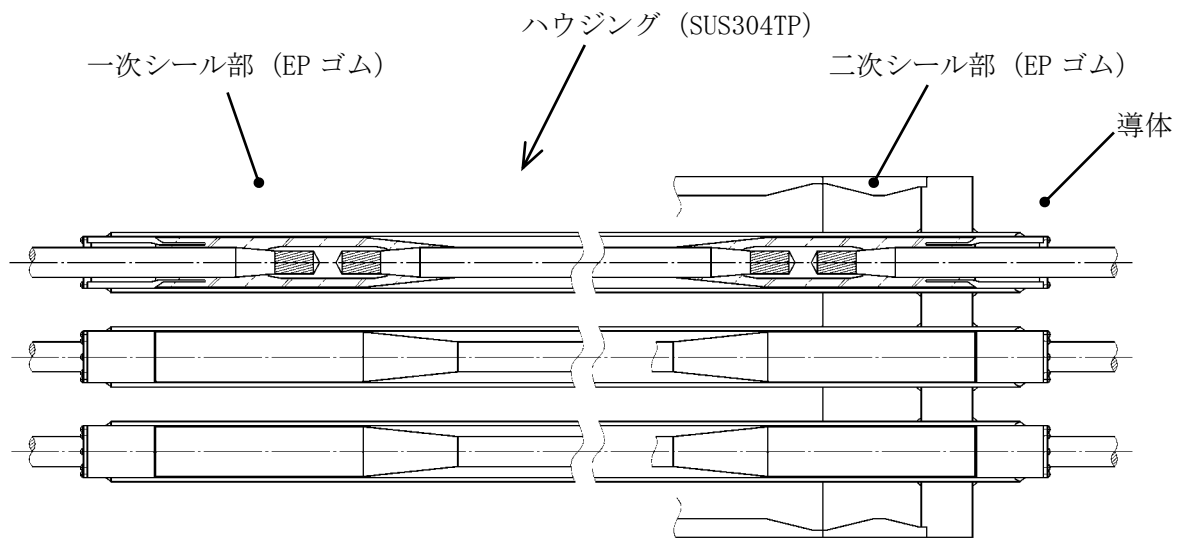


図 7 - 8 高電圧用モジュール詳細 (7号炉)

7.2 評価

7.2.1 電気配線貫通部の板厚計算

電気配線貫通部について、JSME の設計・建設規格 (PVE - 3230) に基づく評価より、200℃、2Pd に対するスリーブ・アダプタ・ヘッダの健全性を評価する。評価する電気配線貫通部は表 7-1 の通りとし、代表プラントとして 7 号炉を選定して板厚計算を実施する。

7.2.1.1 電気配線貫通部 (貫通部番号 : X - 100)

(1) スリーブ

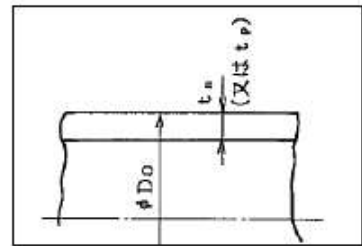
①内圧に対する必要厚さの検討 (設計・建設規格 PVE-3611)

評価式

$$t = \frac{PD_o}{2S\eta + 0.8P}$$

ここで、

- P : 最高使用圧力 (MPa)
- D_o : スリーブの外径 (mm)
- S : 許容引張応力 (MPa)
(= 「 $2/3S_u$ 」 値を適用)
- η : 継手効率
- t_{so} : 呼び厚さ (mm)
- t : 計算上必要な厚さ (mm)



上式を用いた必要厚さの算出結果を表 7-2 に示す。表 7-2 に示すように、スリーブの呼び厚さは計算上の必要厚さ t () を上回る。

表 7-3 必要厚さの評価結果（電気配線貫通部のアダプタ）

項目	記号	仕様及び値
材質	—	STS410
最高使用圧力	P	0.62MPa (2Pd)
アダプタの外径	D_o	
許容引張応力	S	269MPa
継手効率	η	1.00
呼び厚さ	t_{so}	
計算上必要な厚さ	t	

(注) 計算上必要な厚さは、上記「評価式」による算出値、または、「設計・建設規格 PVE-3613」の値 ($t=3.8\text{mm}$) のいずれか大きい方の値以上とする。

(3) ヘッダ

①内圧に対する必要厚さの検討（設計・建設規格 PVE-3410）

評価式

$$t = d \sqrt{\frac{KP}{S}}$$

ここで、

- P : 最高使用圧力 (MPa)
- d : 平板の径又は最小内のり (mm)
- S : 許容引張応力 (MPa)
(= 「2/3Su」 値を適用)
- K : 平板の取付方法による係数
(設計・建設規格 表 PVE-3410-1 の取付け方法 (g))
- t_{so} : 呼び厚さ (mm)
- t : 計算上必要な厚さ (mm)

上式を用いた必要厚さの算出結果を表 7-4 に示す。表 7-4 に示すように、ヘッダの呼び厚さは計算上の必要厚さ t () を上回る。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

表 7 - 4 必要厚さの評価結果（電気配線貫通部のヘッダ）

項目	記号	仕様及び値
材質	—	SUS304
最高使用圧力	P	0.62MPa (2Pd)
平板の径又は最小内のり	d	
許容引張応力	S	268MPa
平板の取付方法による係数	K	0.33
呼び厚さ	t_{so}	
計算上必要な厚さ	t	

7.2.1.2 電気配線貫通部（貫通部番号：X - 101, X - 102, X - 103, X - 104, X - 105）

(1) スリーブ

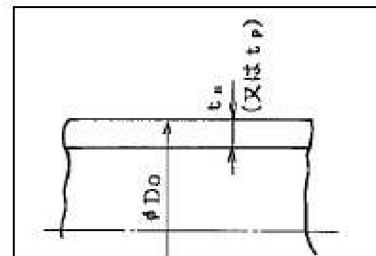
①内圧に対する必要厚さの検討（設計・建設規格 PVE-3611）

評価式

$$t = \frac{PD_o}{2S\eta + 0.8P}$$

ここで、

- P : 最高使用圧力 (MPa)
- D_o : スリーブの外径 (mm)
- S : 許容引張応力 (MPa)
(= 「 $2/3Su$ 」 値を適用)
- η : 継手効率
- t_{so} : 呼び厚さ (mm)
- t : 計算上必要な厚さ (mm)



上式を用いた必要厚さの算出結果を表 7 - 5 に示す。表 7 - 5 に示すように、スリーブの呼び厚さは計算上の必要厚さ t () を上回る。

表 7 - 5 必要厚さの評価結果（電気配線貫通部のスリーブ）

項 目	記号	仕様及び値
材 質	—	STS410
最高使用圧力	P	0.62MPa (2Pd)
スリーブの外径	D_o	
許容引張応力	S	269MPa
継手効率	η	1.00
呼び厚さ	t_{so}	
計算上必要な厚さ	t	

(注) 計算上必要な厚さは、上記「評価式」による算出値、または、「設計・建設規格 PVE-3613」の値 ($t=3.8\text{mm}$) のいずれか大きい方の値以上とする。

(2) アダプタ

①内圧に対する必要厚さの検討（設計・建設規格 PVE-3611）

評価式

$$t = \frac{PD_o}{2S\eta + 0.8P}$$

ここで、

- P : 最高使用圧力 (MPa)
- D_o : アダプタの外径 (mm)
- S : 許容引張応力 (MPa)
(= 「 $2/3S_u$ 」 値を適用)
- η : 継手効率
- t_{so} : 呼び厚さ (mm)
- t : 計算上必要な厚さ (mm)

上式を用いた必要厚さの算出結果を表 7 - 6 に示す。表 7 - 6 に示すように、アダプタの呼び厚さは計算上の必要厚さ t () を上回る。

表 7 - 6 必要厚さの評価結果（電気配線貫通部のアダプタ）

項目	記号	仕様及び値
材質	—	STS410
最高使用圧力	P	0.62MPa (2Pd)
アダプタの外径	Do	
許容引張応力	S	269MPa
継手効率	η	1.00
呼び厚さ	t_{so}	
計算上必要な厚さ	t	

(注) 計算上必要な厚さは、上記「評価式」による算出値、または、「設計・建設規格 PVE-3613」の値 ($t=3.8\text{mm}$) のいずれか大きい方の値以上とする。

(3) ヘッド

①内圧に対する必要厚さの検討（設計・建設規格 PVE-3410）

評価式

$$t = d \sqrt{\frac{KP}{S}}$$

ここで、

P : 最高使用圧力 (MPa)

d : 平板の径又は最小内のり (mm)

S : 許容引張応力 (MPa)
(= 「2/3Su」 値を適用)

K : 平板の取付方法による係数
(設計・建設規格 表 PVE-3410-1 の取付け方法(g))

t_{so} : 呼び厚さ (mm)

t : 計算上必要な厚さ (mm)

上式を用いた必要厚さの算出結果を表 7 - 7 に示す。表 7 - 7 に示すように、ヘッドの呼び厚さは計算上の必要厚さ t () を上回る。

表 7 - 7 必要厚さの評価結果（電気配線貫通部のヘッド）

項目	記号	仕様及び値
材質	—	SUS304
最高使用圧力	P	0.62MPa (2Pd)
平板の径又は最小内のり	d	
許容引張応力	S	268MPa
平板の取付方法による係数	K	0.33
呼び厚さ	t_{so}	
計算上必要な厚さ	t	

7.2.1.3 電気配線貫通部（貫通部番号：X - 300）

(1) スリーブ

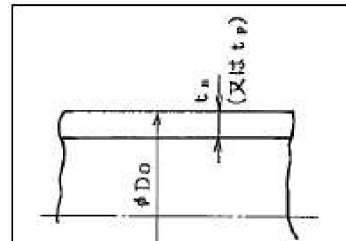
①内圧に対する必要厚さの検討（設計・建設規格 PVE-3611）

評価式

$$t = \frac{PD_o}{2S\eta + 0.8P}$$

ここで、

- P : 最高使用圧力 (MPa)
- D_o : スリーブの外径 (mm)
- S : 許容引張応力 (MPa)
(= 「 $2/3Su$ 」 値を適用)
- η : 継手効率
- t_{so} : 呼び厚さ (mm)
- t : 計算上必要な厚さ (mm)



上式を用いた必要厚さの算出結果を表 7 - 8 に示す。表 7 - 8 に示すように、スリーブの呼び厚さは計算上の必要厚さ t () を上回る。

表 7 - 8 必要厚さの評価結果（電気配線貫通部のスリーブ）

項 目	記号	仕様及び値
材 質	—	STS410
最高使用圧力	P	0.62MPa (2Pd)
スリーブの外径	D_o	
許容引張応力	S	269MPa
継手効率	η	1.00
呼び厚さ	t_{so}	
計算上必要な厚さ	t	

(注) 計算上必要な厚さは、上記「評価式」による算出値、または、「設計・建設規格 PVE-3613」の値 ($t=3.8\text{mm}$) のいずれか大きい方の値以上とする。

(2) アダプタ

①内圧に対する必要厚さの検討（設計・建設規格 PVE-3611）

評価式

$$t = \frac{PD_o}{2S\eta + 0.8P}$$

ここで、

- P : 最高使用圧力 (MPa)
- D_o : アダプタの外径 (mm)
- S : 許容引張応力 (MPa)
(= 「 $2/3Su$ 」 値を適用)
- η : 継手効率
- t_{so} : 呼び厚さ (mm)
- t : 計算上必要な厚さ (mm)

上式を用いた必要厚さの算出結果を表 7 - 9 に示す。表 7 - 9 に示すように、アダプタの呼び厚さは計算上の必要厚さ t () を上回る。

表 7 - 9 必要厚さの評価結果（電気配線貫通部のアダプタ）

項目	記号	仕様及び値
材質	—	STS410
最高使用圧力	P	0.62MPa (2Pd)
アダプタの外径	D_o	
許容引張応力	S	269MPa
継手効率	η	1.00
呼び厚さ	t_{so}	
計算上必要な厚さ	t	

(注) 計算上必要な厚さは、上記「評価式」による算出値、または、「設計・建設規格 PVE-3613」の値 ($t=3.8\text{mm}$) のいずれか大きい方の値以上とする。

(3) ヘッダ

①内圧に対する必要厚さの検討（設計・建設規格 PVE-3410）

評価式

$$t = d \sqrt{\frac{KP}{S}}$$

ここで、

- P : 最高使用圧力 (MPa)
- d : 平板の径又は最小内のり (mm)
- S : 許容引張応力 (MPa)
(= 「2/3Su」 値を適用)
- K : 平板の取付方法による係数
(設計・建設規格 表 PVE-3410-1 の取付け方法(g))
- t_{so} : 呼び厚さ (mm)
- t : 計算上必要な厚さ (mm)

上式を用いた必要厚さの算出結果を表 7 - 10 に示す。表 7 - 10 に示すように、ヘッダの呼び厚さは計算上の必要厚さ t () を上回る。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

表 7 - 10 必要厚さの評価結果（電気配線貫通部のヘッダ）

項 目	記号	仕様及び値
材 質	—	SUS304
最高使用圧力	P	0.62MPa (2Pd)
平板の径又は最小内のり	d	
許容引張応力	S	268MPa
平板の取付方法による係数	K	0.33
呼び厚さ	t_{so}	
計算上必要な厚さ	t	

表 7 - 2 必要厚さの評価結果（電気配線貫通部のスリーブ）

項 目	記号	仕様及び値
材 質	—	STS410
最高使用圧力	P	0.62MPa (2Pd)
スリーブの外径	Do	
許容引張応力	S	269MPa
継手効率	η	1.00
呼び厚さ	t_{so}	
計算上必要な厚さ	t	

(注) 計算上必要な厚さは、上記「評価式」による算出値、または、「設計・建設規格 PVE-3613」の値 ($t=3.8\text{mm}$) のいずれか大きい方の値以上とする。

(2) アダプタ

①内圧に対する必要厚さの検討（設計・建設規格 PVE-3611）

評価式

$$t = \frac{PDo}{2S\eta + 0.8P}$$

ここで、

- P : 最高使用圧力 (MPa)
- Do : アダプタの外径 (mm)
- S : 許容引張応力 (MPa)
(= 「2/3Su」 値を適用)
- η : 継手効率
- t_{so} : 呼び厚さ (mm)
- t : 計算上必要な厚さ (mm)

上式を用いた必要厚さの算出結果を表 7 - 3 に示す。表 7 - 3 に示すように、アダプタの呼び厚さは計算上の必要厚さ t () を上回る。

7.2.2 電気配線貫通部シール材の評価

柏崎刈羽原子力発電所 6, 7 号炉に設置されているモジュール型電気配線貫通部は、モジュール部のシール材により気密性を維持しており、過去の検証試験にて気密性が確保されていることを確認している。6 号炉及び 7 号炉について、図 7-1~8 に示す通り電気配線貫通部の構造に違いがあるが、低電圧用については Oリング部に EP ゴムが使われている 7 号炉を代表とし、高電圧用については一次シール部が原子炉格納容器内部に近い 7 号炉を代表として評価を行うこととする。すなわち、電気配線貫通部のシール材評価については 7 号炉の型式を代表として評価を行う。

① 電共研による研究結果

昭和 62 年度に行われた電共研「格納容器電気ペネトレーションの特性確認試験」では、電気配線貫通部を対象として、原子炉格納容器内側の電気配線貫通部端子箱部分の環境条件を 200℃とした場合における電気配線貫通部モジュールの気密性能について試験を実施している。本研究における試験結果を表 7-11 に示す。

試験結果から、原子炉格納容器が 200℃を模擬した試験においては一次シール部及び二次シール部温度はシール材の一般特性としての熱分解開始温度（400℃程度）よりも十分に下回っており、一次シール部及び二次シール部それぞれについて漏えいは無く、また、圧力についても約 2.6Pd（約 0.8MPa）時に漏えいが無いことが確認できている。

表 7 - 11 電力共同研究の試験結果

種類	原子炉格納容器 内側端子箱部分の環境条件			一次シール部 温度(°C)	二次シール部 温度(°C)	漏えい有無
	温度 (°C)	圧力 (MPa)	時間 (h)			
低電圧モジュール	200 (230)	(0.60~ 0.81)	62.0	137	68	一次シール部：漏えい無し 二次シール部：漏えい無し
高電圧モジュール	200 (220)	(0.61~ 0.79)	62.0	195	44	一次シール部：漏えい無し 二次シール部：漏えい無し

注：()は、記録グラフからの読取り値

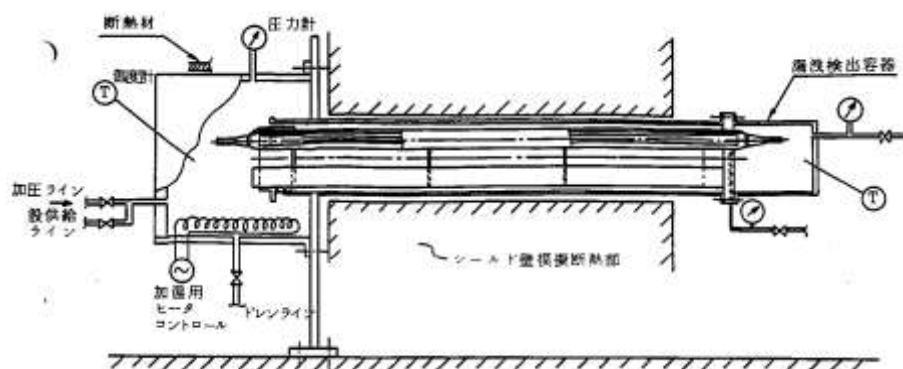
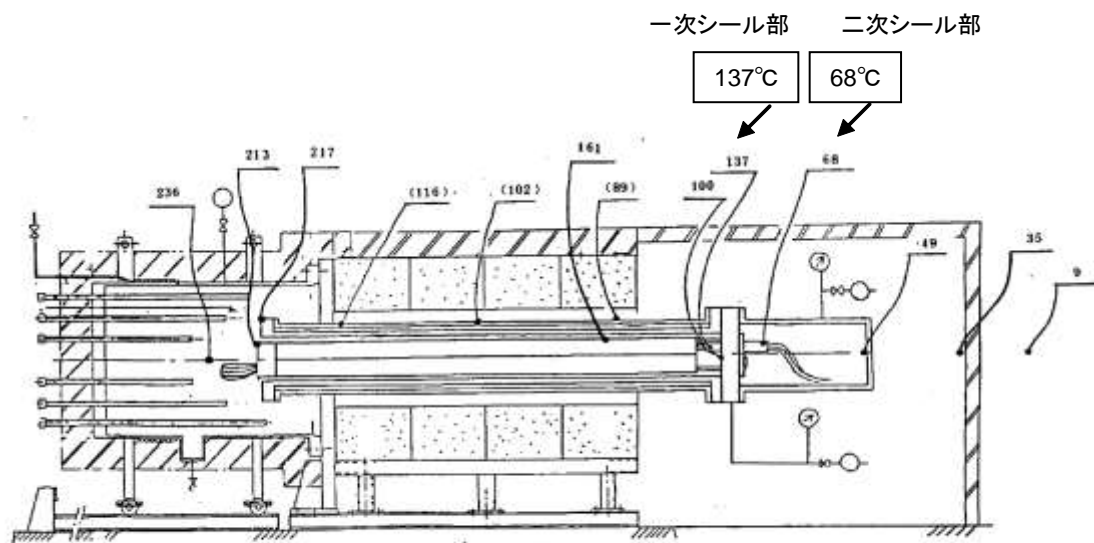


図 7 - 9 試験装置概要「電共研 格納容器電気ペネトレーションの特性確認試験」

(7号炉高電圧モジュール試験体の例)



()内の温度は 180 模擬スリーブの表面温度を示す。

図 7 - 10 低圧用モジュール試験体 温度分布図

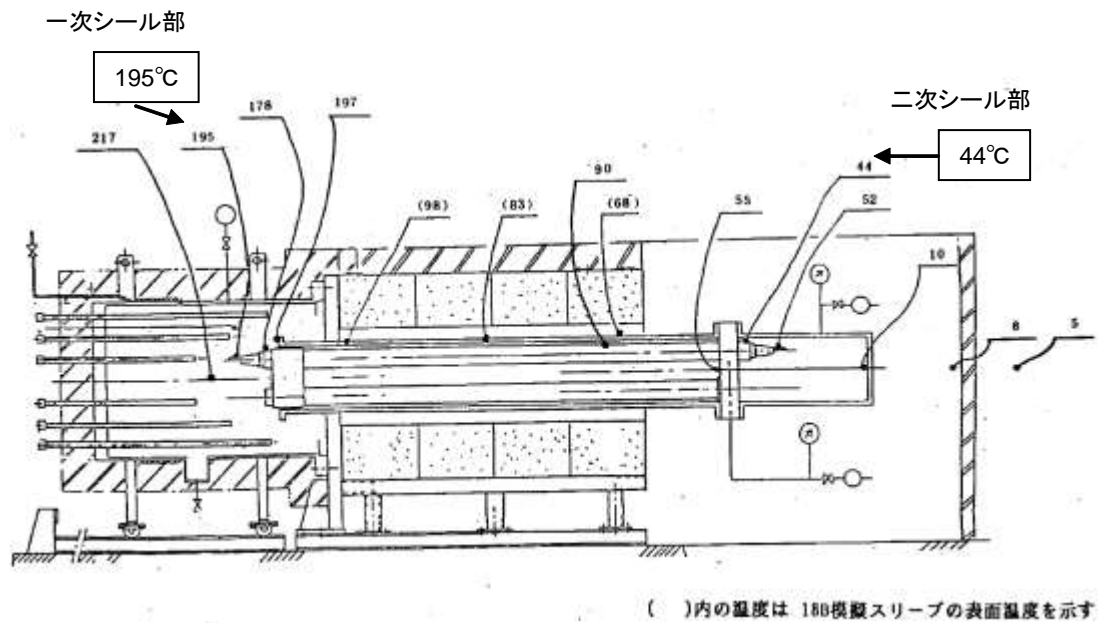


図 7 - 11 高圧用モジュール試験体 温度分布図

② 過去の環境試験における評価

過去の電気配線貫通部の環境試験では、電気配線貫通部（低電圧用）及び電気配線貫通部（高電圧用）を対象として、冷却材喪失事故模擬試験が実施されており健全性が確認されている。電気配線貫通部（低電圧用）及び電気配線貫通部（高電圧用）の二次シール部の温度、環境試験温度を図 7 - 12 に示している。

図 7 - 10～11 に示すとおり、原子炉格納容器内を 200℃と模擬した試験において、二次シール部は低電圧用で 68℃、高電圧用で 44℃となっている。図 7 - 12 は、図 7 - 10～7 - 11 で示す二次シール部の温度と同等以上であり、試験により 13 日間の健全性が確認された結果からも、格納容器が 200℃の状況において格納容器閉じ込め機能が確保できると考えている。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



図 7 - 12 モジュール型電気配線貫通部の既往環境試験と
簡易的な温度評価結果

なお、図 7 - 12 で示した試験については、経年劣化を踏まえた冷却材喪失事故模擬試験であり、劣化を考慮して表 7 - 12 に示す試験を実施している。

表 7-12 劣化を考慮した試験方法

No	試験項目	試験方法
1	サーマルサイクル試験	ペネトレーションを冷熱装置内に設置し、60 サイクルのサーマルサイクルを放射線照射試験の前後 2 回実施。1 サイクルは [] を [] 時間で変化させている。
2	放射線照射試験	ペネトレーションが 40 年間の運転期間及び冷却材喪失事故時に受ける放射線を考慮し照射線量 [] Gy として試験を実施。
3	熱劣化試験	加熱促進により、40 年間に相当する加速熱劣化として [] を加える。

また、重大事故環境下における耐放射線性についても健全性を確認するために、電気配線貫通部突き出しの一番短い（線量影響の大きい）X - 101B 電気配線貫通部を選定して、電気配線貫通部シール部における事象発生から 7 日間積算の線量解析を実施した。その結果、7 日間の原

子炉格納容器内積算線量が 1000kGy 程度と仮定した場合でも、電気配線貫通部シール部はコンクリート等による遮蔽効果により積算線量は約 1.8kGy となる。

過去に実施した健全性が確認されている電気配線貫通部の積算照射量は 800kGy であることから、重大事故環境下における電気配線貫通部シール部のシール健全性が確保されていることが確認できている。

③ NUPEC による評価結果

平成 2 年度から平成 14 年度に行われた NUPEC 重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）では、電気配線貫通部のモジュールを対象として、200℃、2.6Pd (0.8MPa) における電気配線貫通部モジュールの気密性の確認と、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。本評価における結果を表 7 - 13 に示す。

表 7 - 13 NUPEC 研究の試験結果

種類	AM 環境下の健全性確認試験				漏えい発生条件確認試験	
	温度 (°C)	圧力 (MPa)	時間 (h)	漏洩有無	破損温度 (°C)	圧力 (MPa)
低電圧モジュール	200	0.8	20	無し	266~303	0.8~1.0
高電圧モジュール	200	0.8	20	無し	400*	0.8

* : 400℃まで漏えい無し。400℃まで昇温後、室温降下時に微小漏えい

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

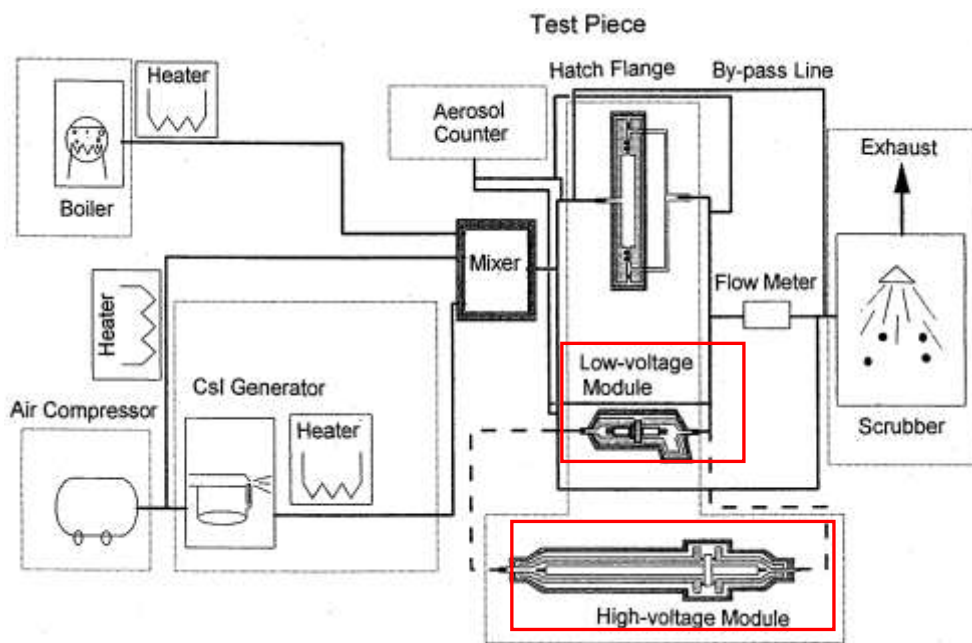


図 7 - 13 試験装置概要

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

（平成 15 年 3 月 財団法人原子力発電技術機構）

①～③より，原子炉格納容器の重大事故環境下において，限界温度・圧力 200℃，2Pd における電気配線貫通部の健全性は確保可能である。

8. 原子炉格納容器隔離弁

8.1 はじめに

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

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

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

8.2 不活性ガス系バタフライ弁

8.2.1 評価方針

(1) 耐圧機能

- ・弁箱の耐圧機能の評価を行う。

(2) 隔離機能

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

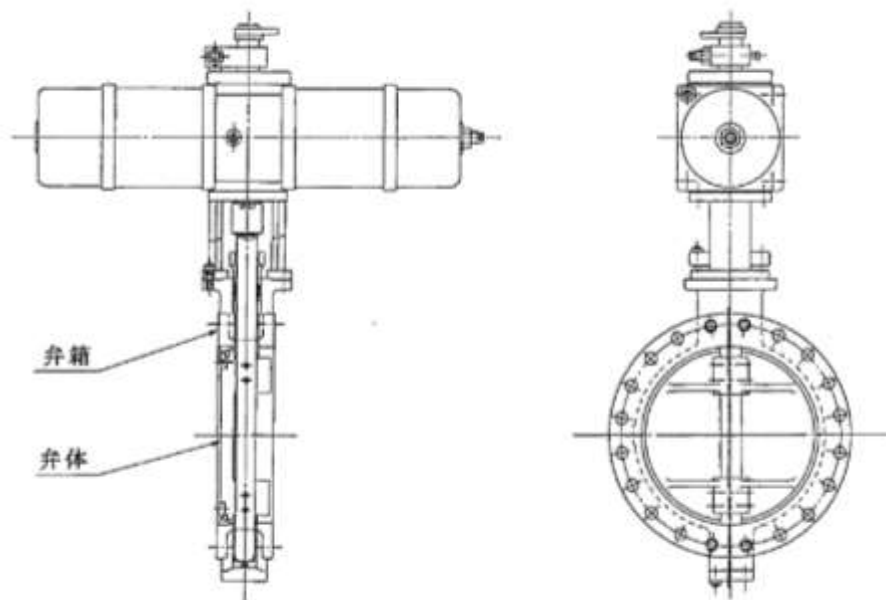


図 8-1 不活性ガス系バタフライ弁

8.2.2 評価結果

(1) 耐圧機能

当該弁の圧力クラスは 1.03MPa (150LB) であり, 200°C・2Pd の環境条件は, 図 8-2 で示すとおり設計・建設規格 別表 1-1 に示す弁の許容圧力を下回る。このため, 改良 E P D M 製シール材を除く耐圧部は強度上問題ない。

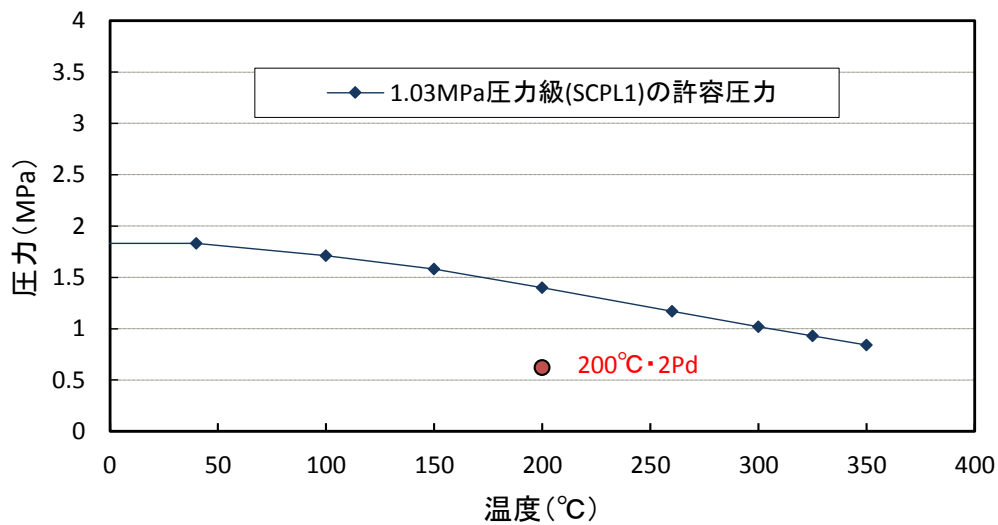


図 8-2 不活性ガス系バタフライ弁 1.03MPa(150LB)級の確認結果

(出典：JSME 設計・建設規格 2005 年版/2007 追補版)

(2) 隔離機能

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

- ・不活性ガス系バタフライ弁の弁座シール材 (改良 E P D M) が 200°C・2Pd 環境に晒されたときの影響を確認するために, 圧縮永久歪み試験を実施した。その結果を表 8-1 に示しており, 圧縮永久歪み試験に有意な劣化が認められないことか

ら、重大事故環境下におけるシール機能は問題ない。

- ・添付 8-2 で示す「格納容器隔離弁の重大事故環境下における耐性確認試験」で、実機モデルのバタフライ弁蒸気通気試験を実施しており、200℃、2Pd 環境でシール性が確保できていることが確認できたため、重大事故環境下におけるシール機能は問題ない。

表 8-1 改良 E PDM 製シール材の圧縮永久歪み試験結果

No	放射線照射	ガス性状	温度	圧縮永久ひずみ試験		
				24h	72h	168h
1	800kGy	乾熱	200℃			
2	800kGy	乾熱	250℃			
3	800kGy	蒸気	200℃			
4	800kGy	蒸気	250℃			

8.3 TIP ボール弁及びパージ弁

8.3.1 評価方針

(1) 耐圧機能

- ・ 弁箱の耐圧機能の評価を行う。

(2) 隔離機能

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

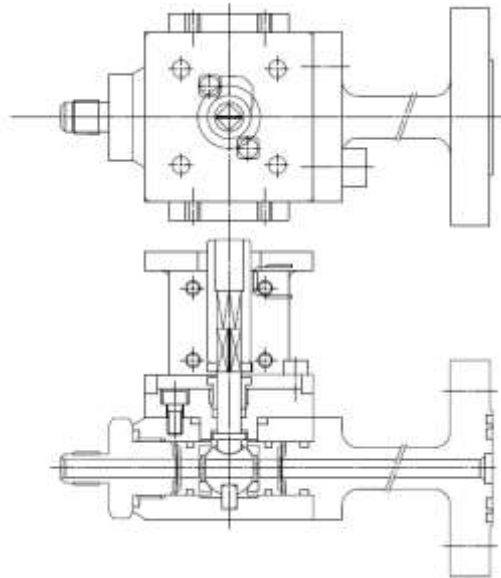


図 8-3 TIP ボール弁

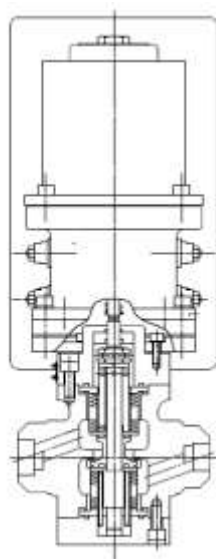


図 8-4 TIP パージ弁

8.3.2 評価結果

(1) 耐圧機能

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

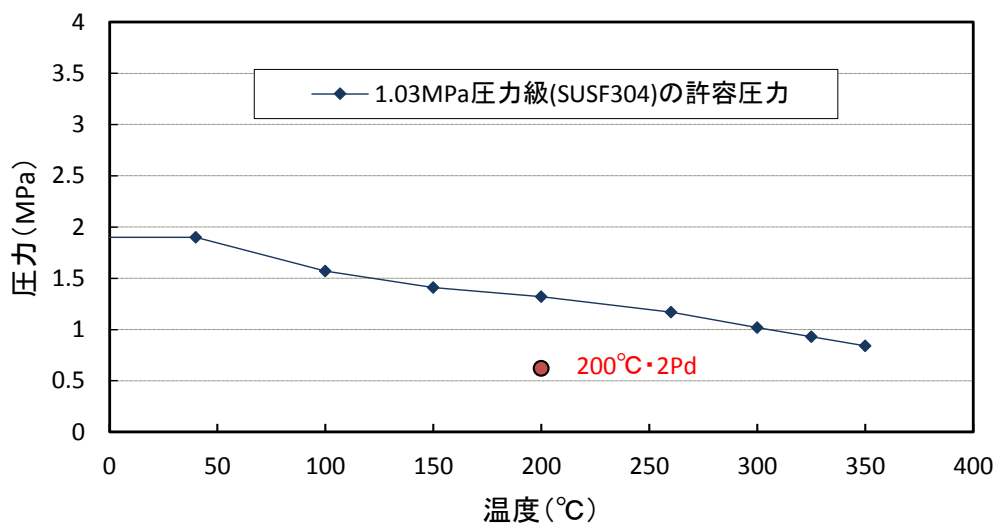


図 8-5 TIP ボール弁・パージ弁 1.03MPa (150LB) 級の確認結果

(出典：JSME 設計・建設規格 2005 年版/2007 追補版)

(2) 隔離機能

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

従来から TIP ボール弁にはふっ素ゴム、ふっ素樹脂のシール材が使われている。これらは重大事故環境下の放射線によりシール機能が劣化することが考えられるため、トップヘッドフラ

ンジ及び機器搬入用ハッチ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、TIP ボール弁の弁座シートについては、均圧弁の改良と同様に耐環境性に優れた PEEK 材が適用可能な見通しが立ったことから、PEEK 材に変更することでも問題ない。

また、TIP パージ弁についてはグラウンドOリング及び弁ふたシールについては改良E P D M製シール材を採用する。弁座シートについては改良E P D M製シール材又はメタルシールとし、耐環境性を強化する（別紙-17 参照）。改良E P D M製シール材の事故時耐性については、表 8-2 で示す通り圧縮永久歪み試験に有意な劣化認められないことから、重大事故環境下におけるシール機能は問題ない。

なお、TIP ボール弁及び TIP パージ弁については、200℃蒸気が 7 日間以上曝露され、且つ、その際の重大事故時における放射線量が照射されたとしてもシール機能が健全であることを確認し使用する。また、今後の検討において、上記以外のシール材を適用する場合については、同様に 200℃蒸気が 7 日間以上曝露され、且つ、その際の重大事故時における放射線量が照射されたとしてもシール機能が健全であることを確認して適用する。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

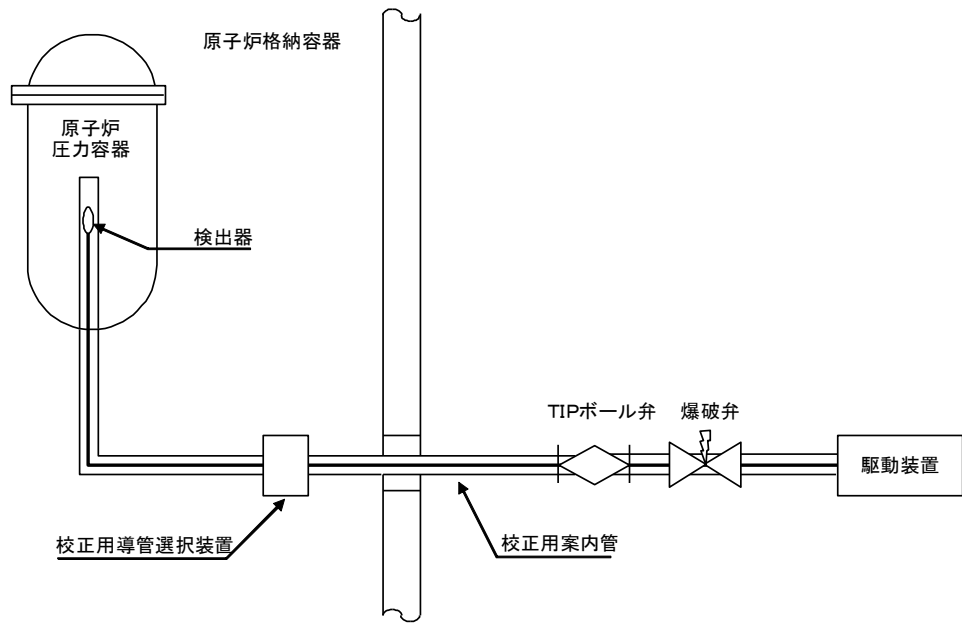


図 8-6 TIP 系統図

表 8-2 改良 E P D M 製シール材の圧縮永久歪み試験結果

No	放射線照射	ガス性状	温度	圧縮永久ひずみ試験		
				24h	72h	168h
1	800kGy	乾熱	200℃			
2	800kGy	乾熱	250℃			
3	800kGy	蒸気	200℃			
4	800kGy	蒸気	250℃			

原子炉格納容器隔離弁の抽出について

原子炉格納容器隔離弁について、原子炉格納容器限界温度、圧力（200℃、2Pd）の健全性を確認するため、図 8-7 に従ったフローで弁を抽出した。弁設計圧力が 2Pd 以下のものは無かったため、200℃で最も影響を受けると考えられるシート部及びシール部に着目して、ゴム材が使われている弁を抽出し、「不活性ガス系バタフライ弁」と「TIP ボール弁及びパージ弁」が抽出された。

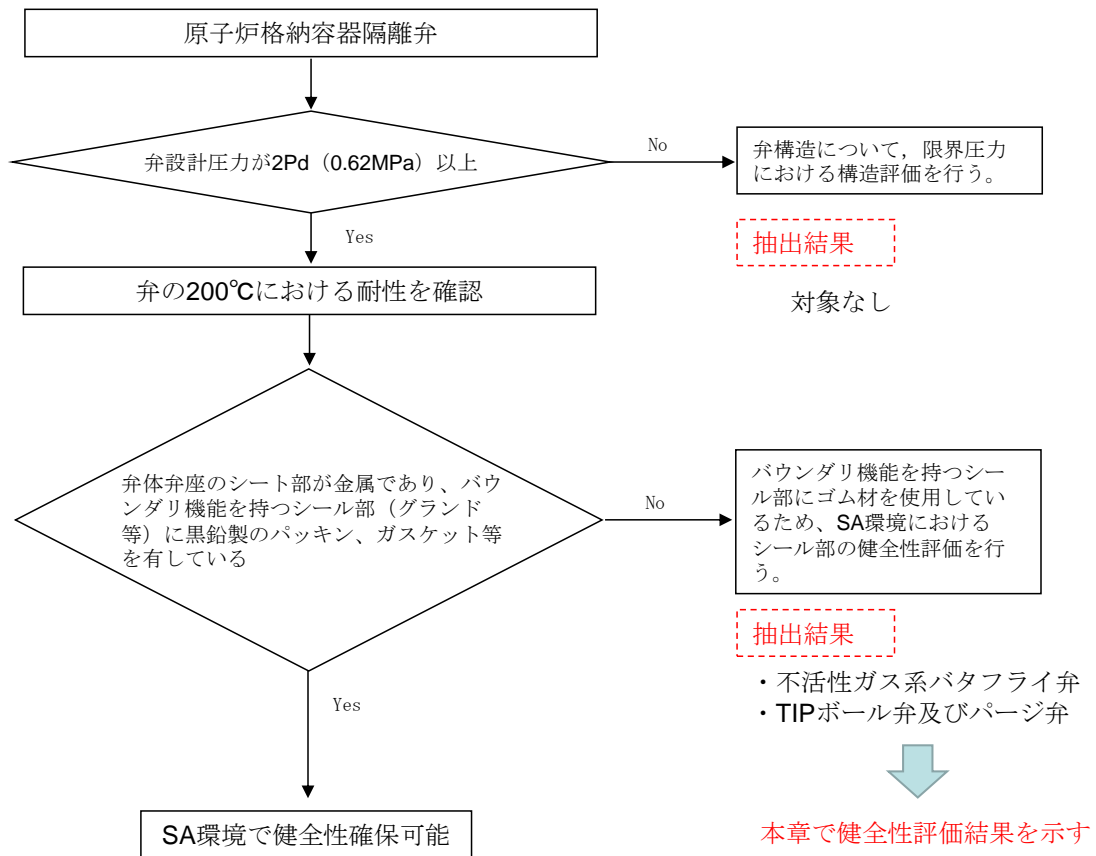


図 8-7 原子炉格納容器隔離弁の評価対象弁の抽出フロー

格納容器隔離弁の重大事故環境下における耐性確認試験について

原子炉格納容器隔離弁のうち、バタフライ弁の弁座ゴムシートに対し、重大事故環境における耐性向上のため、より耐熱性、耐放射線性に優れたシール材である改良 E P D M 材を選定し、耐性確認試験を実施した。試験の概要を以下に示す。

1. 試験内容

試験フロー及び試験内容を表 8-3 に示す。また、図 8-8 に蒸気通気試験装置の概要図、図 8-9 に常温弁座漏えい試験の概要図を示す。600A バタフライ弁を供試弁とし、弁座シール材に改良 E P D M 材を適用して、初期性能確認、劣化処理を行った後、200℃における飽和蒸気環境下(BWR の原子炉格納容器の設計圧力の 2 倍(2Pd)以上)で 168 時間蒸気通気試験を実施する。さらに常温復帰後、窒素を媒体とした常温弁座漏えい試験を実施する。重大事故環境における格納容器の閉じ込め機能を確認する観点から、供試弁は閉弁状態で実施する。重大事故環境における放射線による劣化と熱による劣化は、逐次法(放射線→熱)により付与する。一般に有機材料の放射線劣化挙動には、酸素が影響を及ぼすことが知られているが、環境に酸素が存在しない場合においては放射線と熱の同時法と逐次法の劣化はほぼ等しいことが知られている。バタフライ弁のシール材は格納容器内雰囲気をシールするものであり、事故時の蒸気環境をシールし、酸素が常に供給される環境をシールするものではないことから、放射線と熱の同時曝露のシール機能への影響は十分小さいものとする。

表 8-3 試験フロー及び試験内容

試験フロー	試験内容
熱・放射線同時劣化処理 ↓	通常運転中に負荷される温度，線量を供試体に加える。
初期機能試験 ↓	初期状態における閉じ込め機能等を確認する。
機械的劣化処理(弁開閉) ↓	負荷試験機を用いて，弁の開閉操作を実施する。
放射線照射劣化 (重大事故環境条件) ↓	重大事故環境で想定される放射線量 (0.3MGy) を供試体に照射する。
蒸気通気試験 ↓	図 8-8 に示す試験装置で 200℃，0.854MPa 以上の蒸気環境下 (飽和蒸気) における閉じ込め機能を確認する。蒸気は 168 時間通気し，24 時間おきに二次側の漏えい検出弁で漏えいの有無を確認する。
常温弁座漏えい試験	図 8-9 に示す試験装置で供試弁一次側を 0.854MPa の窒素加圧環境下とし，二次側からの漏えいがないことを確認する。

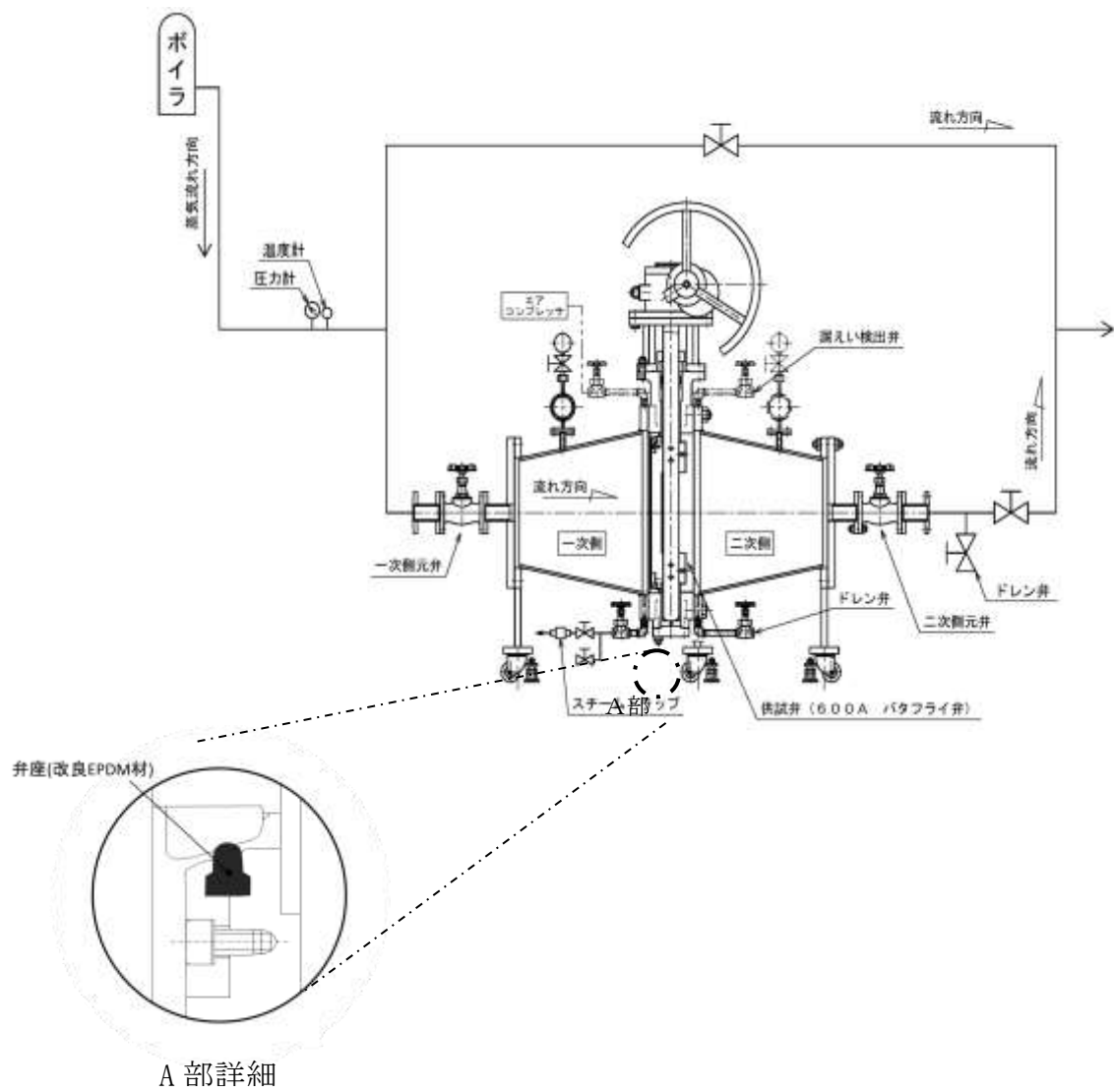


図 8-8 蒸気通気試験装置概要図

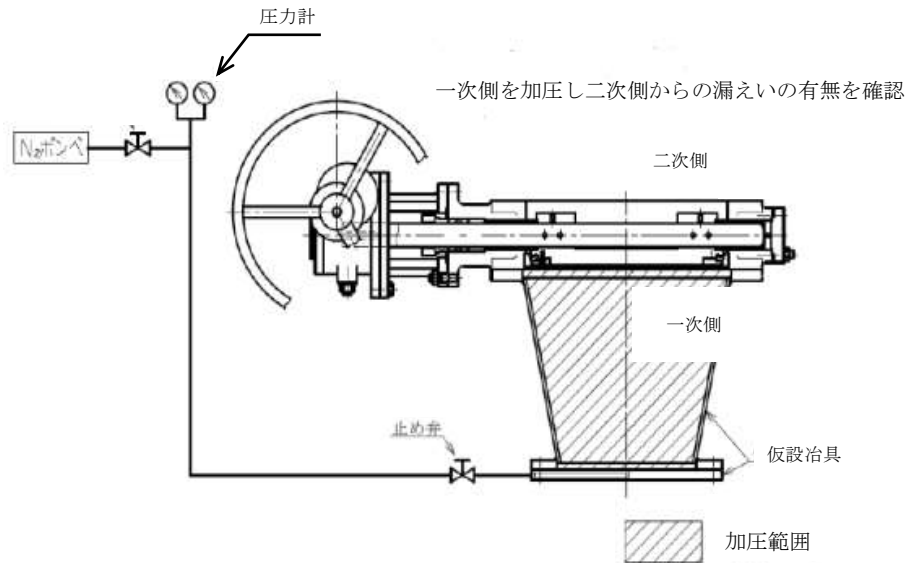


図 8-9 常温弁座漏えい試験概要図

2. 試験結果

蒸気通気試験の試験結果を表 8-4 に、常温弁座漏えい試験の試験結果を表 8-5 に示す。蒸気通気試験の温度、圧力チャートを図 8-10 に示す。蒸気通気試験中に漏えいは確認されず、また常温復帰後の常温弁座漏えい試験においても閉じ込め機能を維持できることを確認した。

表 8-4 蒸気通気試験の試験結果

シート材	圧力	温度	加圧媒体	継続時間	照射量	漏えい
改良 EPDM 材	0.854MPa 以上	200℃	蒸気	168 時間	0.3MGy	無

表 8-5 常温弁座漏えい試験の試験結果

シート材	圧力	温度	加圧媒体	漏えい
改良 EPDM 材	0.854MPa	常温	窒素	無

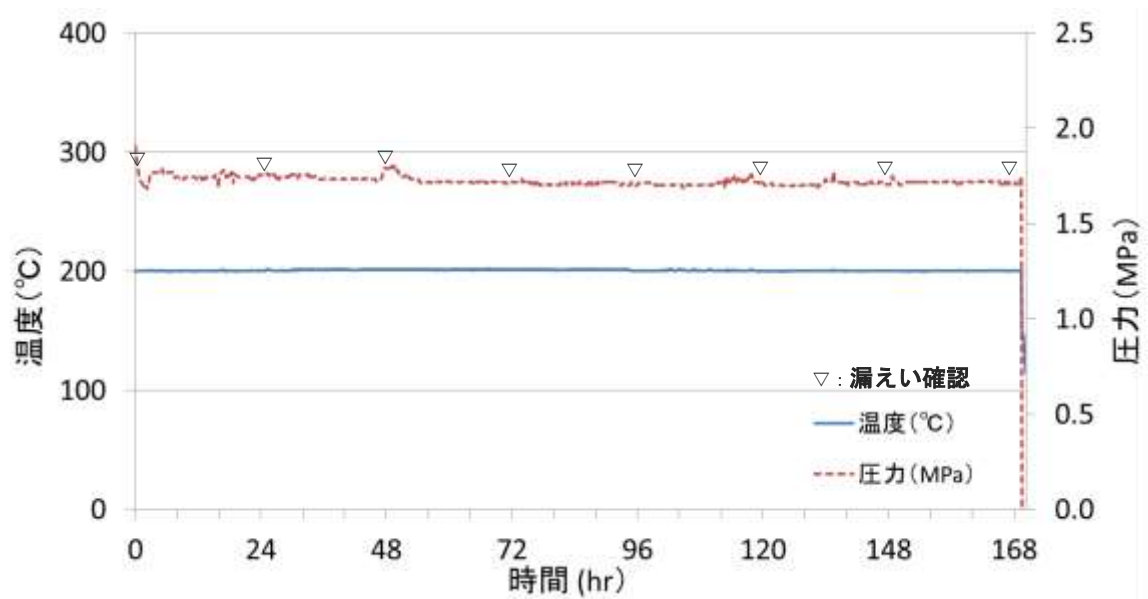


図 8-10 蒸気通気試験温度，圧力チャート

※日本原子力学会 2015 年秋の大会「改良 EPDM 材料の格納容器バタフライ弁への適用性 (1) 実機バタフライ弁模擬試験の実施」に投稿

6号炉 原子炉格納容器貫通部リスト(1/8)

別紙-1

分類	貫通部番号	用途	スリーブ		取り付け位置	
			口径	厚さ	高さ	角度
ハッチ	X-1	上部D/Wハッチ				
	X-2	上部D/Wエアロック				
	X-3	ISI用ハッチ				
	X-4	S/Cハッチ				
	X-5	下部D/Wエアロック				
	X-6	下部D/Wハッチ				

分類	貫通部番号	用途	スリーブ		取り付け位置	
			口径	厚さ	高さ	角度
プロセス配管貫通部(ドライウエル)	X-10A	主蒸気				
	X-10B	主蒸気				
	X-10C	主蒸気				
	X-10D	主蒸気				
	X-11	主蒸気ドレン				
	X-12A	給水				
	X-12B	給水				
	X-22	ほう酸水注入				
	X-30B	PCVスプレイ				
	X-30C	PCVスプレイ				
	X-31B	RHR(B)低圧注水				
	X-31C	RHR(C)低圧注水				
	X-33A	RHR(A)SHC				
	X-33B	RHR(B)SHC				
	X-33C	RHR(C)SHC				
	X-35B	HPCF(B)				
	X-35C	HPCF(C)				
	X-37	RCIC蒸気				
	X-38	RPVヘッドスプレイ				
	X-50	CUWポンプ給水				
	X-60	MUWP給水				
	X-61	RCW(A)給水				
	X-62	RCW(A)戻り				
	X-63	RCW(B)給水				
	X-64	RCW(B)戻り				
	X-65	HNCW(給水)				

6号炉 原子炉格納容器貫通部リスト(2/8)

分類	貫通部番号	用途	スリーブ		取り付け位置	
			口径	厚さ	高さ	角度
プロセス配管貫通部(ドライウエル)	X-66	HNCW(戻り)				
	X-69	SA				
	X-70	IA				
	X-71A	ADS(A)				
	X-71B	ADS(B)				
	X-72	SRV				
	X-80	D/W給気				
	X-81	D/W排気				
	X-82	FCS				
	X-90	予備				
	X-91	予備				
	X-92	FCS				
	X-93	予備				

分類	貫通部番号	用途	スリーブ		取り付け位置	
			口径	厚さ	高さ	角度
電気配線貫通部(ドライウエル)	X-100A	RIP動力				
	X-100B	RIP動力				
	X-100C	RIP動力				
	X-100D	RIP動力				
	X-100E	RIP動力				
	X-101A	低圧動力				
	X-101B	低圧動力				
	X-101C	低圧動力				
	X-101D	低圧動力				
	X-101E	低圧動力				
	X-101F	低圧動力				
	X-101G	低圧動力				
	X-101H	低圧動力				
	X-102A	制御				
	X-102B	制御				
	X-102C	制御				
	X-102D	制御				
	X-102E	制御				

6号炉 原子炉格納容器貫通部リスト(3/8)

分類	貫通部番号	用途	スリーブ		取り付け位置	
			口径	厚さ	高さ	角度
電気配線貫通部(ドライウエル)	X-102F	制御				
	X-102G	制御				
	X-103A	計装				
	X-103B	計装				
	X-103C	計装				
	X-103D	計装				
	X-103E	計装				
	X-104A	FMCRD位置表示				
	X-104B	FMCRD位置表示				
	X-104C	FMCRD位置表示				
	X-104D	FMCRD位置表示				
	X-104E	FMCRD位置表示				
	X-104F	FMCRD位置表示				
	X-104G	FMCRD位置表示				
	X-104H	FMCRD位置表示				
	X-105A	中性子計装				
	X-105B	中性子計装				
	X-105C	中性子計装				
	X-105D	中性子計装				
	X-110	予備				
X-111	予備					
X-112	予備					

分類	貫通部番号	用途	スリーブ		取り付け位置	
			口径	厚さ	高さ	角度
計装用貫通部(ドライウエル)	X-130A	主蒸気流量				
	X-130B	主蒸気流量				
	X-130C	主蒸気流量				
	X-130D	主蒸気流量				
	X-140A	CUW流量				
	X-140B	CUW流量				
	X-141A	RCIC破断				
	X-141B	RCIC破断				
	X-142A	原子炉水位・圧力				

6号炉 原子炉格納容器貫通部リスト(4/8)

分類	貫通部番号	用途	スリーブ		取り付け位置	
			口径	厚さ	高さ	角度
計装用貫通部(ドライウエール)	X-142B	原子炉水位・圧力				
	X-142C	原子炉水位・圧力				
	X-142D	原子炉水位・圧力				
	X-143A	原子炉水位				
	X-143B	原子炉水位				
	X-143C	原子炉水位				
	X-143D	原子炉水位				
	X-144A	原子炉水位				
	X-144B	原子炉水位				
	X-144C	原子炉水位				
	X-144D	原子炉水位				
	X-146A	D/W圧力				
	X-146B	D/W圧力				
	X-146C	D/W圧力				
	X-146D	D/W圧力				
	X-147	原子炉水位				
	X-160	FPモニタ				
	X-161A	CAMS				
	X-161B	CAMS				
	X-162A	CAMS				
X-162B	CAMS					
X-170	炉水サンプリング					
X-171	ガスサンプリング					
X-177	PCV漏えい試験					

6号炉 原子炉格納容器貫通部リスト(5/8)

分類	貫通部番号	用途	スリーブ		取り付け位置	
			口径	厚さ	高さ	角度
プロセス配管貫通部(サブプレッション・チェンバ)	X-200B	PCVスプレイ				
	X-200C	PCVスプレイ				
	X-201	RHR(A)給水				
	X-202	RHR(B)給水				
	X-203	RHR(C)給水				
	X-204	RHR(A)テスト				
	X-205	RHR(B)テスト				
	X-206	RHR(C)テスト				
	X-210B	HPCF(B)給水				
	X-210C	HPCF(C)給水				
	X-213	RCIC排気				
	X-214	RCICポンプ給水				
	X-215	RCIC真空ポンプ排気				
	X-220	MSIVリークオフ				
	X-221	SPCUポンプ給水				
	X-222	SPCU戻り				
	X-240	S/C換気(給気)				
	X-241	S/C換気(排気)				
	X-242	FCS				
	X-250	予備				
	X-251	予備				
	X-252	予備				
	X-253	FCS				
X-254	予備					
X-255	予備					

分類	貫通部番号	用途	スリーブ		取り付け位置	
			口径	厚さ	高さ	角度
電気(S/C)※	X-300A	制御				
	X-300B	制御				

※サブプレッション・チェンバ

6号炉 原子炉格納容器貫通部リスト(6/8)

分類	貫通部番号	用途	スリーブ		取り付け位置	
			口径	厚さ	高さ	角度
計装用貫通部(サブレーション・チェンバ)	X-320	IA				
	X-321A	S/C圧力				
	X-321B	S/C圧力				
	X-322A	S/C水位				
	X-322B	S/C水位				
	X-322C	S/C水位				
	X-322D	S/C水位				
	X-322E	S/C水位				
	X-322F	S/C水位				
	X-323A	S/C水位				
	X-323B	S/C水位				
	X-323C	S/C水位				
	X-323D	S/C水位				
	X-323E	S/C水位				
	X-323F	S/C水位				
	X-331A	CAMS				
	X-331B	CAMS				
	X-332A	CAMS				
	X-332B	CAMS				
	X-342	事故後サンプリング				

分類	貫通部番号	用途	スリーブ		取り付け位置	
			口径	厚さ	高さ	角度
アクセス (A/T:0※)	X-610	CRD				
	X-620	LCW				
	X-621	HCW				

※アクセストンネル 0° 側

6号炉 原子炉格納容器貫通部リスト(7/8)

分類	貫通部番号	用途	スリーブ		取り付け位置	
			口径	厚さ	高さ	角度
計装用貫通部(アクセストンネル0°側)	X-650A	炉心差圧				
	X-650B	炉心差圧				
	X-650C	炉心差圧				
	X-650D	炉心差圧				
	X-651A	RIP差圧				
	X-651B	RIP差圧				
	X-651C	RIP差圧				
	X-651D	RIP差圧				
	X-660A	TIP案内管				
	X-660B	TIP案内管				
	X-660C	TIP案内管				
	X-660D	TIPパージ				
	X-680A	予備				
	X-680B	予備				

分類	貫通部番号	用途	スリーブ		取り付け位置	
			口径	厚さ	高さ	角度
プロセス配管貫通部(A/T:180※)	X-700A	RIPパージ水				
	X-700B	RIPパージ水				
	X-700C	RIPパージ水				
	X-700D	RIPパージ水				
	X-700E	RIPパージ水				
	X-700F	RIPパージ水				
	X-700G	RIPパージ水				
	X-700H	RIPパージ水				
	X-700J	RIPパージ水				
	X-700K	RIPパージ水				
	X-710	CRD				
	X-740	下部D/W注水				

※アクセストンネル180°側

6号炉 原子炉格納容器貫通部リスト(8/8)

分類	貫通部番号	用途	スリーブ		取り付け位置	
			口径	厚さ	高さ	角度
計装用貫通部(A/T:180※)	X-750A	炉心差圧				
	X-750B	炉心差圧				
	X-750C	炉心差圧				
	X-750D	炉心差圧				
	X-751A	RIP差圧				
	X-751B	RIP差圧				
	X-751C	RIP差圧				
	X-751D	RIP差圧				
	X-780A	予備				
	X-780B	予備				

※アクセストンネル180° 側

7号炉 原子炉格納容器貫通部リスト(1/8)

別紙-2

分類	貫通部番号	用途	スリーブ		取り付け位置	
			口径	厚さ	高さ	角度
ハッチ	X-1	上部D/Wハッチ				
	X-2	上部D/Wエアロック				
	X-3	ISI用ハッチ				
	X-4	S/Cハッチ				
	X-5	下部D/Wエアロック				
	X-6	下部D/Wハッチ				

分類	貫通部番号	用途	スリーブ		取り付け位置	
			口径	厚さ	高さ	角度
プロセス配管貫通部(ドライウエル)	X-10A	主蒸気				
	X-10B	主蒸気				
	X-10C	主蒸気				
	X-10D	主蒸気				
	X-11	主蒸気ドレン				
	X-12A	給水				
	X-12B	給水				
	X-22	ほう酸水注入				
	X-30B	PCVスプレー				
	X-30C	PCVスプレー				
	X-31B	RHR(B)低圧注水				
	X-31C	RHR(C)低圧注水				
	X-33A	RHR(A)SHC				
	X-33B	RHR(B)SHC				
	X-33C	RHR(C)SHC				
	X-35B	HPCF(B)				
	X-35C	HPCF(C)				
	X-37	RCIC蒸気				
	X-38	RPVヘッドスプレー				
	X-50	CUWポンプ給水				
	X-60	MUWP給水				
	X-61	RCW(A)給水				
	X-62	RCW(A)戻り				
	X-63	RCW(B)給水				
	X-64	RCW(B)戻り				
	X-65	HNCW(給水)				

7号炉 原子炉格納容器貫通部リスト(2/8)

分類	貫通部番号	用途	スリーブ		取り付け位置	
			口径	厚さ	高さ	角度
プロセス配管貫通部(ドライウエル)	X-66	HNCW(戻り)				
	X-69	SA				
	X-70	IA				
	X-71A	ADS(A)				
	X-71B	ADS(B)				
	X-72	SRV				
	X-80	D/W給気				
	X-81	D/W排気				
	X-82	FCS				
	X-90	予備				
	X-91	予備				
	X-92	FCS				
	X-93	予備				

分類	貫通部番号	用途	スリーブ		取り付け位置	
			口径	厚さ	高さ	角度
電気配線貫通部(ドライウエル)	X-100A	RIP動力				
	X-100B	RIP動力				
	X-100C	RIP動力				
	X-100D	RIP動力				
	X-100E	RIP動力				
	X-101A	低圧動力				
	X-101B	低圧動力				
	X-101C	低圧動力				
	X-101D	低圧動力				
	X-101E	低圧動力				
	X-101F	低圧動力				
	X-101G	低圧動力				
	X-102A	制御				
	X-102B	制御				
	X-102C	制御				
	X-102D	制御				
	X-102E	制御				
	X-102F	制御				

7号炉 原子炉格納容器貫通部リスト(3/8)

分類	貫通部番号	用途	スリーブ		取り付け位置	
			口径	厚さ	高さ	角度
電気配線貫通部(ドライウエル)	X-102G	制御				
	X-103A	計装				
	X-103B	計装				
	X-103C	計装				
	X-103D	計装				
	X-103E	計装				
	X-104A	FMCRD位置表示				
	X-104B	FMCRD位置表示				
	X-104C	FMCRD位置表示				
	X-104D	FMCRD位置表示				
	X-104E	FMCRD位置表示				
	X-104F	FMCRD位置表示				
	X-104G	FMCRD位置表示				
	X-104H	FMCRD位置表示				
	X-105A	中性子計装				
	X-105B	中性子計装				
	X-105C	中性子計装				
	X-105D	中性子計装				
	X-110	予備				
	X-111	予備				
X-112	予備					
X-113	予備					

分類	貫通部番号	用途	スリーブ		取り付け位置	
			口径	厚さ	高さ	角度
計装用貫通部(ドライウエル)	X-130A	主蒸気流量				
	X-130B	主蒸気流量				
	X-130C	主蒸気流量				
	X-130D	主蒸気流量				
	X-140A	CUW流量				
	X-140B	CUW流量				
	X-141A	RCIC破断				
	X-141B	RCIC破断				
	X-142A	原子炉水位・圧力				

7号炉 原子炉格納容器貫通部リスト(4/8)

分類	貫通部番号	用途	スリーブ		取り付け位置	
			口径	厚さ	高さ	角度
計装用貫通部(ドライウエール)	X-142B	原子炉水位・圧力				
	X-142C	原子炉水位・圧力				
	X-142D	原子炉水位・圧力				
	X-143A	原子炉水位				
	X-143B	原子炉水位				
	X-143C	原子炉水位				
	X-143D	原子炉水位				
	X-144A	原子炉水位				
	X-144B	原子炉水位				
	X-144C	原子炉水位				
	X-144D	原子炉水位				
	X-146A	D/W圧力				
	X-146B	D/W圧力				
	X-146C	D/W圧力				
	X-146D	D/W圧力				
	X-147	原子炉水位				
	X-160	FPモニタ				
	X-161A	CAMS				
	X-161B	CAMS				
	X-162A	CAMS				
X-162B	CAMS					
X-170	炉水サンプリング					
X-171	ガスサンプリング					
X-177	PCV漏えい試験					

7号炉 原子炉格納容器貫通部リスト(5/8)

分類	貫通部番号	用途	スリーブ		取り付け位置	
			口径	厚さ	高さ	角度
プロセス配管貫通部(サブプレッション・チェンバ)	X-200B	PCVスプレイ				
	X-200C	PCVスプレイ				
	X-201	RHR(A)給水				
	X-202	RHR(B)給水				
	X-203	RHR(C)給水				
	X-204	RHR(A)テスト				
	X-205	RHR(B)テスト				
	X-206	RHR(C)テスト				
	X-210B	HPCF(B)給水				
	X-210C	HPCF(C)給水				
	X-213	RCIC排気				
	X-214	RCICポンプ給水				
	X-215	RCIC真空ポンプ排気				
	X-220	MSIVリークオフ				
	X-221	SPCUポンプ給水				
	X-222	SPCU戻り				
	X-240	S/C換気(給気)				
	X-241	S/C換気(排気)				
	X-242	FCS				
	X-250	予備				
	X-251	予備				
	X-252	予備				
	X-253	FCS				
	X-254	予備				
	X-255	予備				

分類	貫通部番号	用途	スリーブ		取り付け位置	
			口径	厚さ	高さ	角度
電気 (S/C※)	X-300A	制御				
	X-300B	制御				

※サブプレッション・チェンバ

7号炉 原子炉格納容器貫通部リスト(6/8)

分類	貫通部番号	用途	スリーブ		取り付け位置	
			口径	厚さ	高さ	角度
計装用貫通部(サブレーション・チェンバ)	X-320	IA				
	X-321A	S/C圧力				
	X-321B	S/C圧力				
	X-322A	S/C水位				
	X-322B	S/C水位				
	X-322C	S/C水位				
	X-322D	S/C水位				
	X-322E	S/C水位				
	X-322F	S/C水位				
	X-323A	S/C水位				
	X-323B	S/C水位				
	X-323C	S/C水位				
	X-323D	S/C水位				
	X-323E	S/C水位				
	X-323F	S/C水位				
	X-331A	CAMS				
	X-331B	CAMS				
	X-332A	CAMS				
	X-332B	CAMS				
	X-342	事故後サンプリング				

分類	貫通部番号	用途	スリーブ		取り付け位置	
			口径	厚さ	高さ	角度
プロセス (A/T:0※)	X-610	CRD				
	X-620	LCW				
	X-621	HCW				

※アクセストンネル0°側

7号炉 原子炉格納容器貫通部リスト(7/8)

分類	貫通部番号	用途	スリーブ		取り付け位置	
			口径	厚さ	高さ	角度
計装用貫通部(アクセスンネル0°側)	X-650A	炉心差圧				
	X-650B	炉心差圧				
	X-650C	炉心差圧				
	X-650D	炉心差圧				
	X-651A	RIP差圧				
	X-651B	RIP差圧				
	X-651C	RIP差圧				
	X-651D	RIP差圧				
	X-660A	TIP案内管				
	X-660B	TIP案内管				
	X-660C	TIP案内管				
	X-660D	TIPパーシ				
	X-680A	予備				
	X-680B	予備				

分類	貫通部番号	用途	スリーブ		取り付け位置	
			口径	厚さ	高さ	角度
プロセス配管貫通部(アクセスンネル180°側)	X-700A	RIPパーシ水				
	X-700B	RIPパーシ水				
	X-700C	RIPパーシ水				
	X-700D	RIPパーシ水				
	X-700E	RIPパーシ水				
	X-700F	RIPパーシ水				
	X-700G	RIPパーシ水				
	X-700H	RIPパーシ水				
	X-700J	RIPパーシ水				
	X-700K	RIPパーシ水				
	X-710	CRD				
	X-740	下部D/W注水				

7号炉 原子炉格納容器貫通部リスト(8/8)

分類	貫通部番号	用途	スリーブ		取り付け位置	
			口径	厚さ	高さ	角度
計装用貫通部(A/T:180※)	X-750A	炉心差圧				
	X-750B	炉心差圧				
	X-750C	炉心差圧				
	X-750D	炉心差圧				
	X-751A	RIP差圧				
	X-751B	RIP差圧				
	X-751C	RIP差圧				
	X-751D	RIP差圧				
	X-780A	予備				
	X-780B	予備				

※アクセストンネル180° 側

トップヘッドフランジ等の開口量評価の妥当性について

本文では、有効性評価での限界温度、圧力の設定の妥当性の確認のため、有限要素法 (FEM) 解析を用いてトップヘッドおよび機器ハッチのフランジ部の開口量を評価している。本資料は、トップヘッドフランジ等の開口評価の妥当性について示すものである。

今回、当社が実施したトップヘッドおよび機器ハッチのフランジ部の開口量評価では、FEM 解析を用いている。今回の評価では、開口量に影響を及ぼす可能性のあるボルト等の構造は、実機の寸法等を模擬して解析モデルに反映している。また、フランジ部の開口の挙動への影響が大きいと考えられる上下フランジ面同士の接触の影響も考慮し、三次元ソリッド要素を用いて弾塑性大変形解析を実施した。その評価モデルを図 1 に示す。以上のような解析手法を用いることにより、高い精度で開口量の評価が可能である。図 2 は、NUPEC で実施された機器搬入用ハッチフランジの圧力と開口量の関係である。この開口量は、図 3 に示すハッチモデル試験体のフランジ部にひずみゲージを取り付けて、漏えいが生じるまで内圧を加えて計測されたものである。この試験結果に対して、当社解析と同様に精度を向上させた解析手法を適用し、同等のメッシュ分割を用いて評価を行っている(図 4 参照)。図 2 の試験結果と解析結果の比較に示すように、解析結果は、圧力の上昇に伴って増加するフランジ部の開口量を精度よく評価できていることがわかる。なお、これらの評価手法は、JSME シビアアクシデント時の構造健全性評価ガイドライン (BWR 鋼製格納容器編) 等にも反映された手法である。

フランジ部の開口評価では、フランジ部だけではなくトップヘッドの全体をモデル化している。そのため、内圧の増加により、ボルト部にモーメントが生じて、フランジ部の開口が発生する。フランジ部に生じるモーメントが増加すると、同時にトップヘッド全体の幾何学形状も変化するため、ボルトへの荷重のかかり方が逐次的に変化し、結果として、内圧の増加に対する開口挙動が曲線的に変化する。また、図 5 に当社トップヘッドフランジ開口量評価における 2Pd 時の相当塑性ひずみ分布を示す。材料の降伏点の低いワッシャーとナットについて、内圧の増加に伴って局所的に塑性領域に入ることも、開口挙動の曲線的な変化に寄与するものと考えられる。ただし、2Pd 時にワッシャーとナットで生じる塑性ひずみは概ね 0.3%~0.6%程度と小さく、発生箇所も局所的であるため、内圧変動時の開口評価に及ぼす影響は小さい。フランジやボルトについては、材料の降伏点が高く、内圧が 2Pd まで増加しても、弾性変形の範囲内にあり、塑性ひずみは発生していない。同様の評価結果が、原子力安全・保安院による評価^[1]でも示されているように、フランジ部の開口評価において、2Pd までの圧力範囲ではフランジやボルトの塑性変形は生じないことから、内圧が変動しても開口挙動に影響を及ぼすような顕著な構造の変形は生じないと考えられ

る。

以上より、FEM解析を用いて実施したトップヘッドおよび機器ハッチのフランジ部の開口量評価により、実機の挙動を適切に評価することが可能である。

[1] 原子力安全・保安院 東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故の技術的知見について
(平成 24 年 3 月)

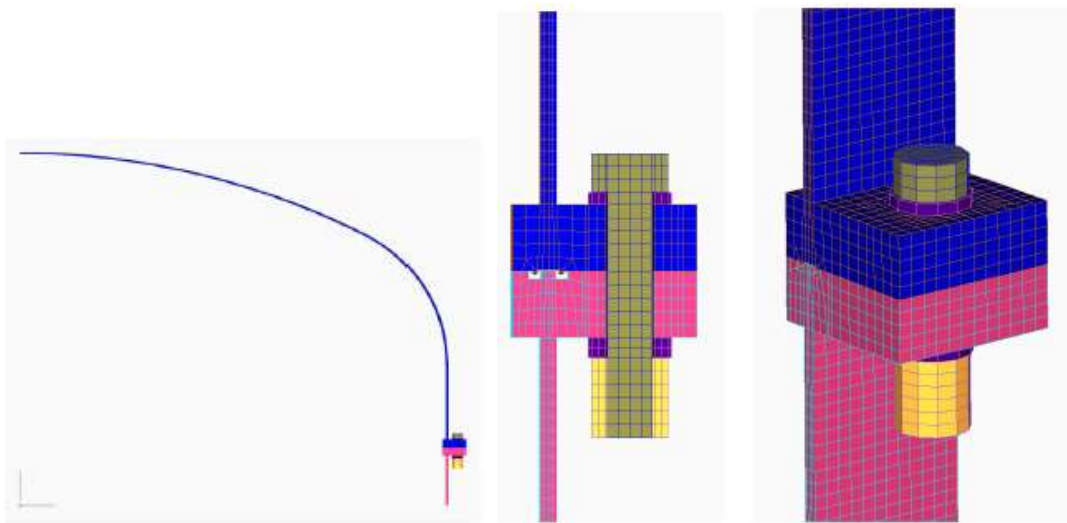


図1 当社トップヘッドフランジ開口量評価の解析モデル

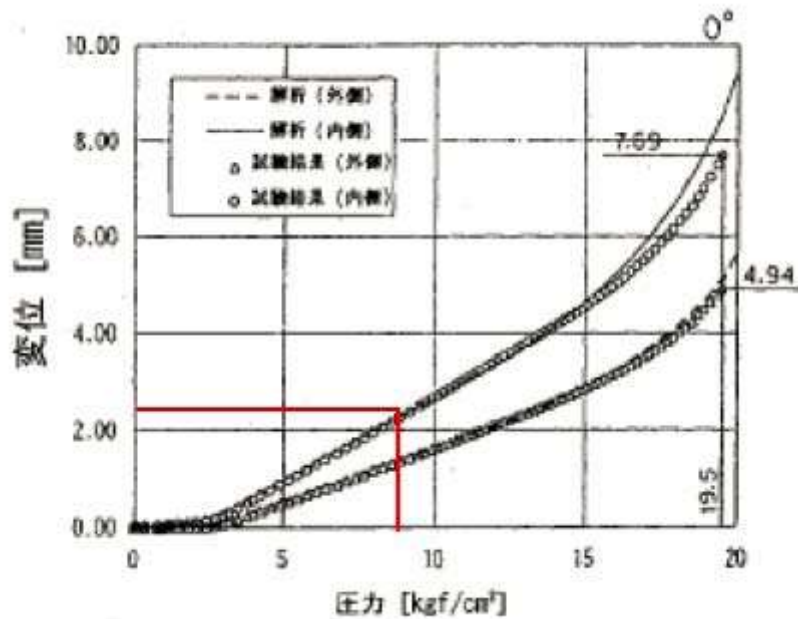


図2 NUPEC 機器搬入用ハッチフランジの圧力ー開口量関係

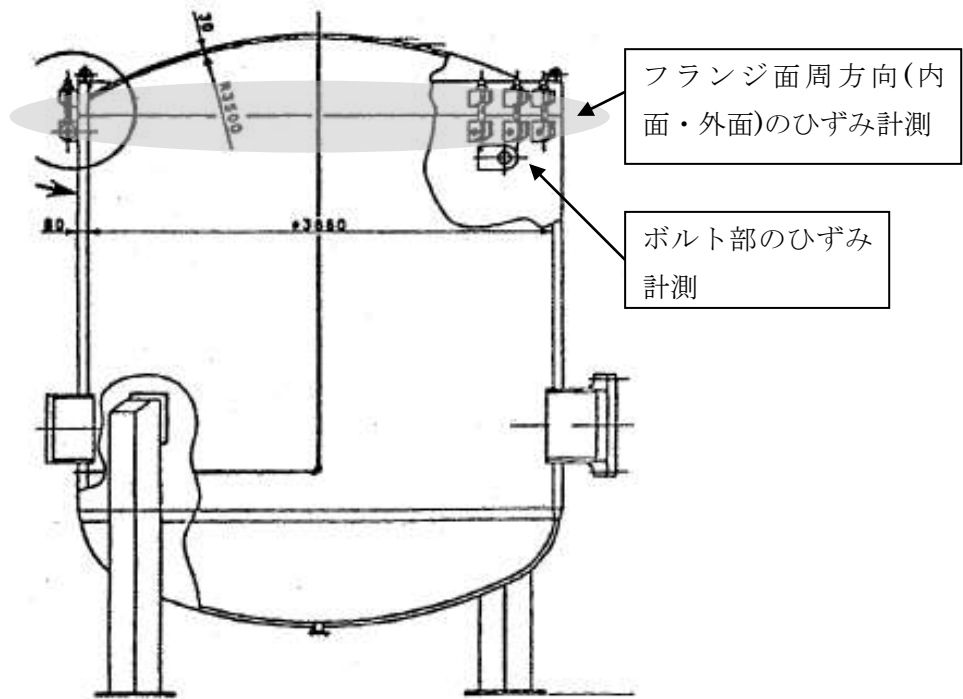


図3 NUPEC ハッチモデル試験体

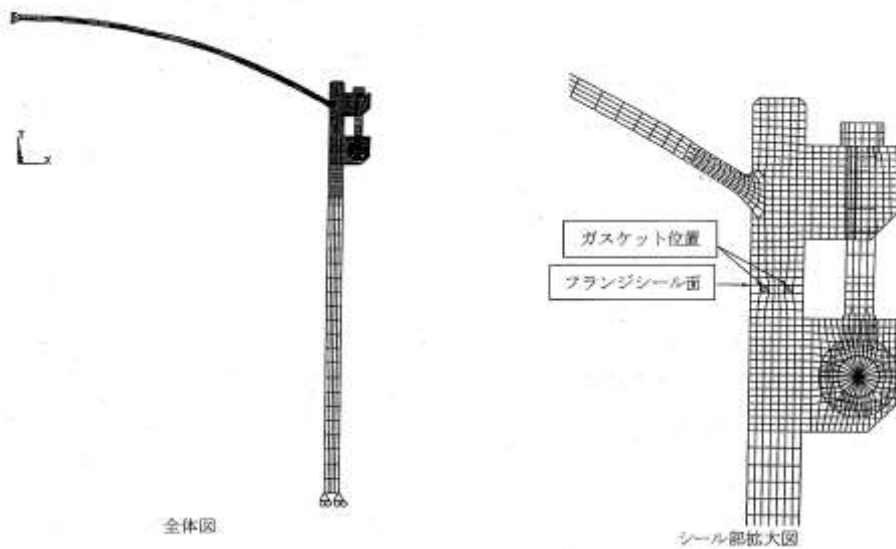


図4 NUPEC ハッチモデル試験解析モデル

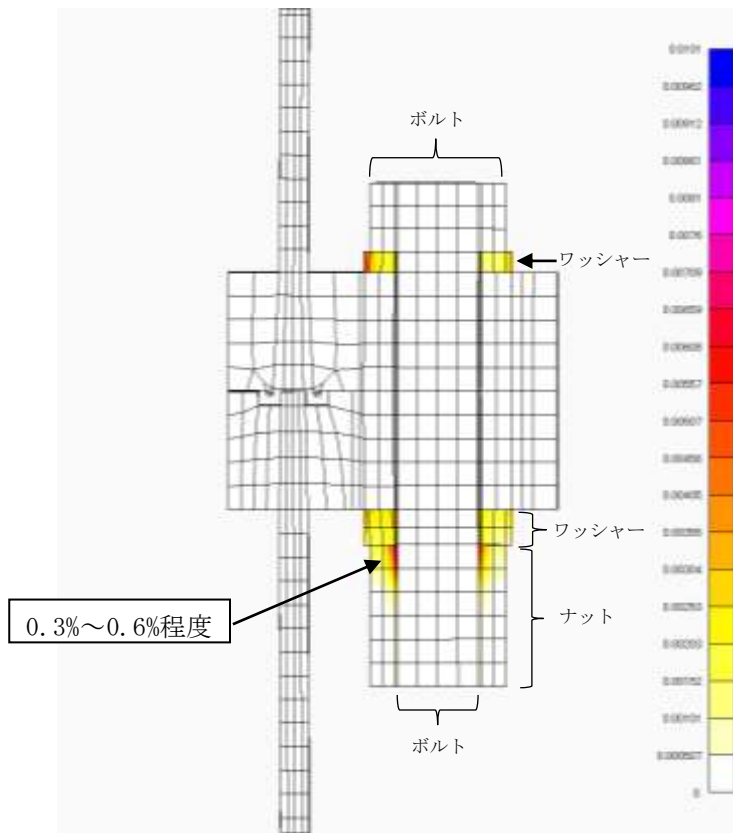


図5 当社トップヘッドフランジ開口量評価での相当塑性ひずみ分布 (2Pd時)

改良 EPDM シール材の試験について

改良 EPDM シール材について、耐高温性、耐蒸気性を確認するために、800kGy の γ 線照射を行った材料を用いて、高温曝露又は蒸気曝露を行った後、気密確認試験を実施して漏えいの有無を確認した。また、試験後の外観観察、FT-IR 分析及び硬さ測定を行い、曝露後のシール材の状況を確認した。本試験に使用した試験治具寸法を図 1、外観を図 2 に示す。シール材の断面寸法は実機の 1/2 とし、内側の段差 1mm に加えて外側からも高温空気又は蒸気に曝露されるため、実機条件と比較して保守的な条件となると想定される。試験の詳細と結果を以下に記載する。

① 高温曝露

熱処理炉を使用して 200℃、168h の高温曝露を実施した。

② 蒸気曝露

東京電力技術開発センター第二研究棟の蒸気用オートクレーブを使用して、1MPa、250℃の蒸気環境下で 168 時間曝露を実施した。蒸気用オートクレーブの系統図を図 3 に、試験体設置状況を図 4 に示す。

③ He 気密確認試験

高温曝露及び蒸気曝露後の試験体について、He を用いて気密試験を実施した。負荷圧力は 0.3MPa、0.65MPa、0.9MPa とし、スヌープでのリーク確認と、0.3MPa は保持時間 10 分、0.65MPa 及び 0.9MPa は保持時間 30 分で圧力降下の有無を確認した。また、0.8mm の隙間ゲージを用いて開口変位を模擬した気密確認試験も実施した（実機 1.6mm 相当の変位）。試験状況を図 5、6 に、試験結果を表 1 に示す。いずれの条件下でもリーク及び圧力降下は認められなかった。

④ 試験後外観観察

デジタルマイクロスコープを用いて He 気密確認試験後のシール材表面を観察した。観察結果を図 7 に示す。シール材表面に割れ等の顕著な劣化は認められなかった。



図 1 試験治具寸法

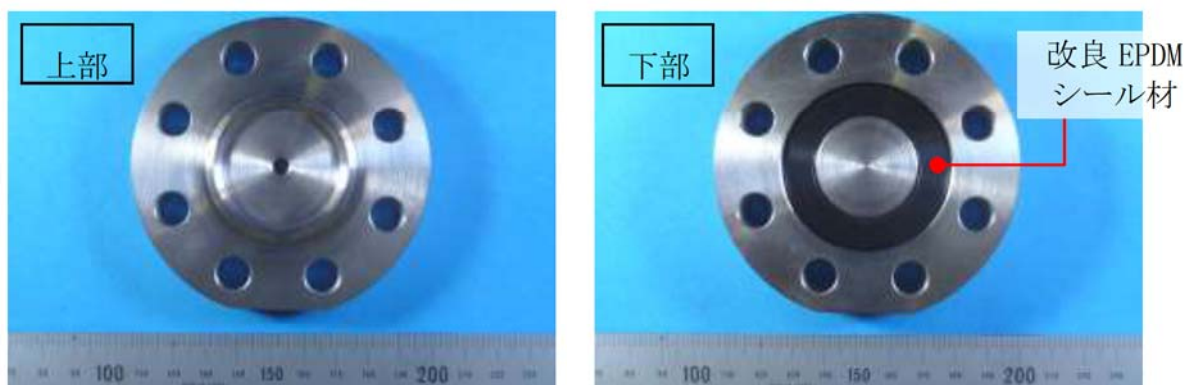
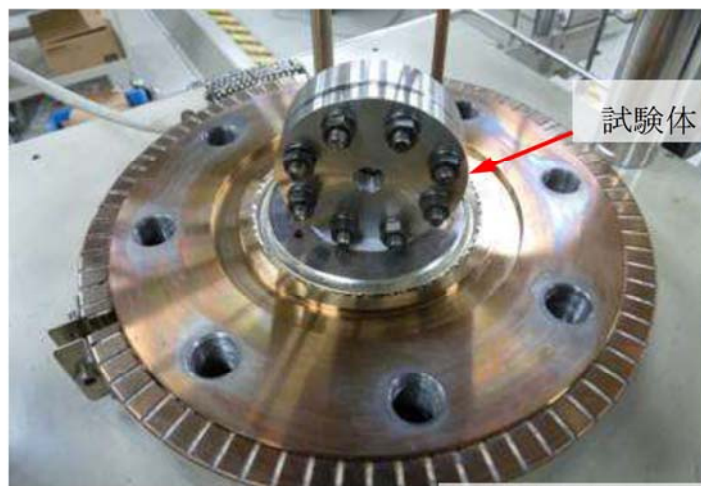


図 2 試験治具及びシール材外観

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



図3 蒸気用オートクレーブ系統図



蒸気試験用
オートクレーブ

図4 蒸気曝露試験体設置状況



図5 He 気密確認試験状況

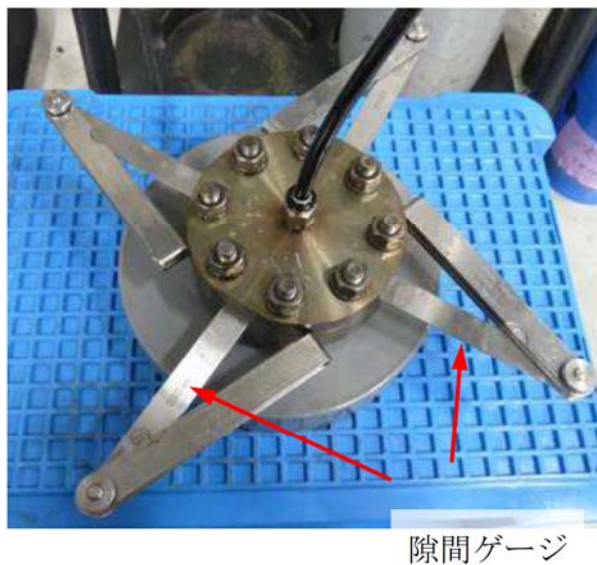


図6 He 気密試験時開口模擬
(隙間ゲージ使用)

表1 He 気密確認試験状況

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

○：リーク及び圧力降下なし



図7 試験後外観観察結果
(a: 乾熱 200°C, 168h, b, c: 蒸気 250°C, 168h)

⑤ FT-IR 分析

試験後のシール材の FT-IR 分析結果を図 8, 9 に示す。FT-IR は赤外線が分子結合の振動や回転運動のエネルギーとして吸収されることを利用して、試料に赤外線を照射して透過又は反射した光量を測定することにより分子構造や官能基の情報を取得可能である。高温曝露中に空気が直接接触する位置（曝露面）では、ベースポリマーの骨格に対応するピークが消失していたが、その他の分析位置、曝露条件では顕著な劣化は認められなかった。



図8 FT-IR 分析結果（曝露面）

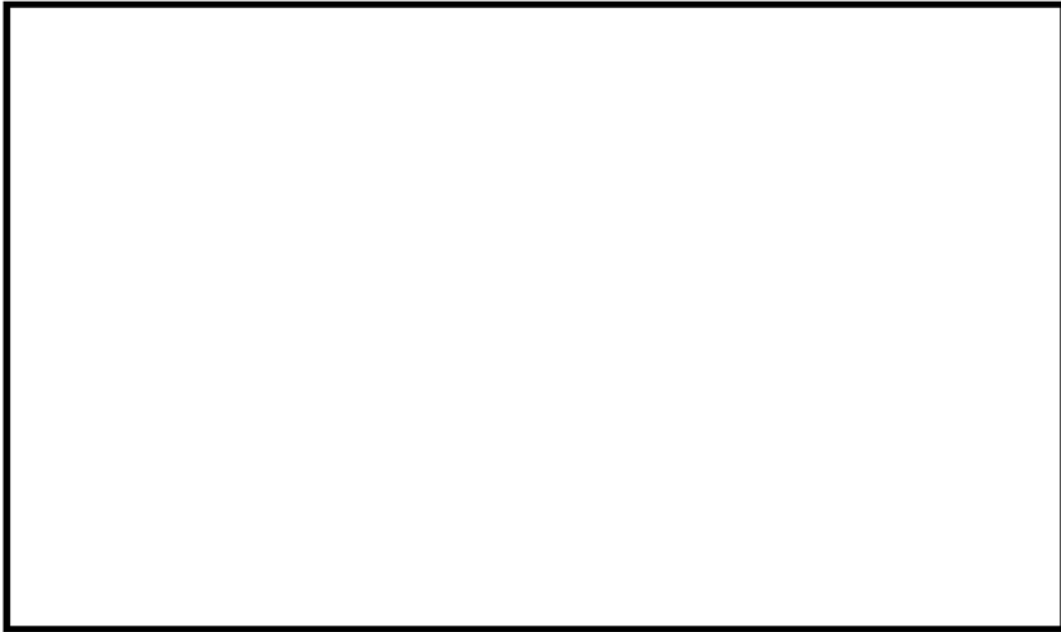


図9 FT-IR分析結果（シート面）

⑥ 硬さ測定

試験後のシール材の硬さ測定結果を図10に示す。曝露面、シート面、裏面、断面の硬さを測定した。曝露面において、乾熱200℃、168h条件では酸化劣化によって硬さが顕著に上昇していた。その他の部位、条件では、蒸気250℃、168h条件の曝露面で若干の軟化が確認された以外、硬さは初期値近傍であり、顕著な劣化は確認されなかった。

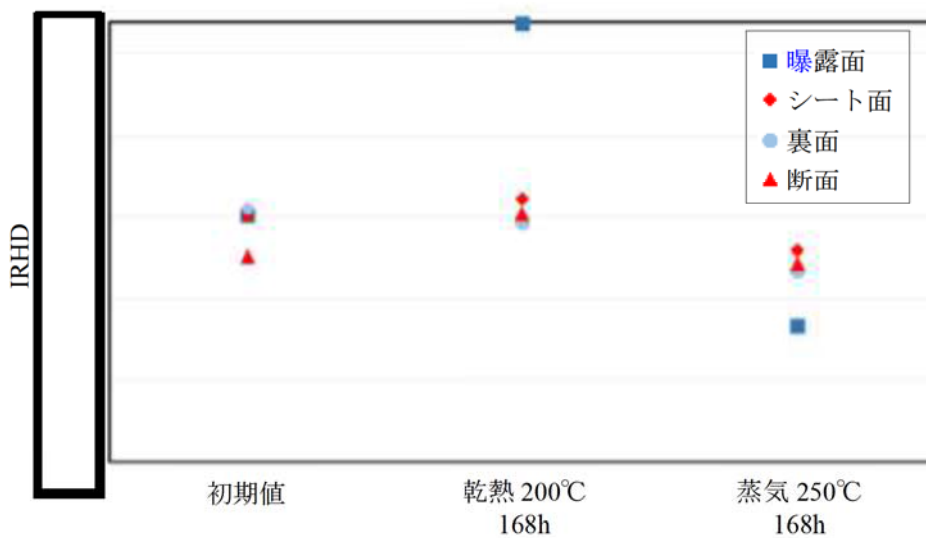


図10 硬さ測定結果

以上の試験結果から、200℃、2Pd、168h の条件下では、改良 EPDM シール材を使用した場合は、圧力上昇時のフランジ部の開口を勘案しても原子炉格納容器フランジ部の気密性は保たれると考えられる。

以 上

バックアップシール材の試験について

バックアップシール材（一液硬化型耐火シーラント）に関して，耐高温性，施工性等を確認するために，以下の試験を実施した。

- (1) 高温曝露及び蒸気曝露後気密確認試験
- (2) 開口模擬後気密確認試験
- (3) 実機適用性試験
- (4) 長時間試験（改良 EPDM との組み合わせ）

各々の試験の詳細を以下に示す。

- (1) 蒸気曝露試験（250℃×168 時間）後気密確認試験

フランジ部に塗布するバックアップシール材に関して，小型試験体（図 1 参照）を用いて γ 線照射，及び，蒸気曝露後に He 気密確認試験を実施し漏洩の有無を確認するとともに，試験後に FT-IR 分析を実施して化学構造の変化状況を確認した。各々の詳細条件を以下に記載する。

- ① γ 線照射

線源 ^{60}Co ，照射時間 100 時間，目標 800kGy にて γ 線照射を実施した。

照射実績は，雰囲気線量 8.19kGy/h，8.27kGy/h，累積照射量 819kGy，827kGy であった。

- ② 高温曝露

熱処理炉を使用して 300℃，73h 及び 350℃，73h の高温曝露を実施した。

- ③ 蒸気曝露

東京電力技術開発センター第二研究棟の蒸気用オートクレーブを使用

して、試験体（3個）を1MPa、250℃の蒸気環境下で168時間曝露を実施した。蒸気用オートクレーブの系統図を図2に、試験体設置状況を図3に示す。

④ He 気密確認試験

蒸気曝露後の試験体について、Heを用いて気密試験を実施した。高温曝露条件では負荷圧力0.2, 0.3, 0.4, 0.5, 0.62 MPa, 蒸気曝露条件では負荷圧力は0.3, 0.65, 0.9MPaとし、スヌープでのリーク確認と0.65MPa及び0.9MPaは保持時間30分, その他の圧力では保持時間10分で圧力降下の有無を確認した。試験状況を図4に、試験結果を表1, 2に示す。いずれの試験体もリーク及び圧力降下は認められなかった。

⑤ FT-IR 分析

He 気密確認試験後に FT-IR 分析を実施した。FT-IR は赤外線が分子結合の振動や回転運動のエネルギーとして吸収されることを利用して、試料に赤外線を照射して透過又は反射した光量を測定することにより分子構造や官能基の情報を取得可能である。分析結果を図5に示す。本試験条件では350℃高温曝露条件を除いてシロキサン構造の変化量は小さく、顕著な劣化は認められなかった。



図1 小型試験治具寸法

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

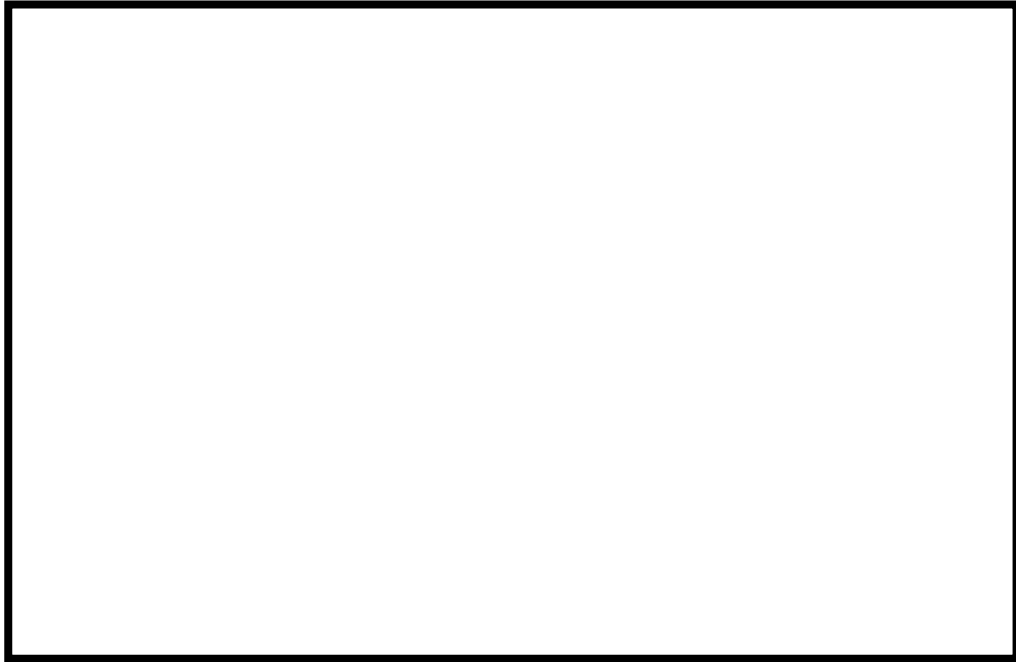


図2 蒸気用オートクレーブ系統図



図3 蒸気曝露
試験片設置状況

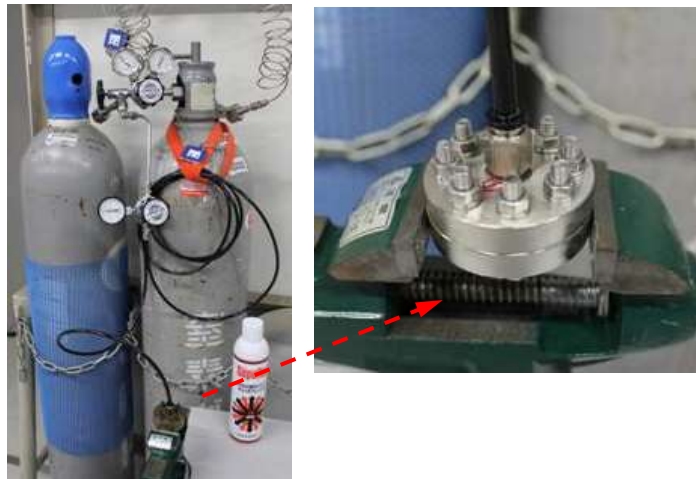


図4 気密確認試験状況

表 1 He 気密確認試験結果（高温曝露後）

No.	高温曝露条件	0.2MPa	0.3MPa	0.4MPa	0.5MPa	0.62MPa	γ 線照射量
1	300℃, 73h	○	○	○	○	○	827kGy
2	350℃, 73h	○	○	○	○	○	827kGy

○：リーク及び圧力降下なし

表 2 He 気密確認試験結果（蒸気曝露後）

No.	蒸気曝露条件	0.3MPa	0.65MPa	0.9MPa	γ 線照射量
1	1MPa, 250℃, 168h	○	○	○	819kGy
2	1MPa, 250℃, 168h	○	○	○	819kGy
3	1MPa, 250℃, 168h	○	○	○	819kGy

○：リーク及び圧力降下なし



図 5 FT-IR 分析結果

(2) 開口模擬後気密確認試験

シビアアクシデント時には、事故後ベント実施までは圧力が 2Pd 近傍と高くなりフランジ部が開口することから、フランジ開口を経験した後にバックアップシール材に気密性があるか否かを確認するため、30cm 中型試験体を用いて隙間ゲージで一度変位を経験させた後に He 気密確認試験を実施して漏えいの有無を確認した。試験状況を図 6, 7, 試験条件及び結果を表 3 に示す。1.9mm までの変位を経験した後も He 気密確認においてリーク及び圧力降下は認められなかった。なお、He 気密確認試験は(1)の蒸気曝露試験(250℃×168 時間)後気密確認試験と同様に、負荷圧力は 0.3MPa, 0.65MPa, 0.9MPa とし、スヌープでのリーク確認と 0.3MPa は保持時間 10 分、0.65MPa 及び 0.9MPa は保持時間 30 分で圧力降下の有無を確認した。



図 6 バックアップシール材塗布状況
(1.5mm 厚さ)



図 7 変位付与状況
隙間ゲージを用いて所定の変位を加えた後、
隙間ゲージを抜いて再締め付け

表 3 開口模擬後 He 気密確認試験結果

No.	塗布厚さ	変位	0.3MPa	0.65MPa	0.9MPa	備考
4	1.5mm	変位付与前	○	○	○	
		1.0mm	○	○	○	
5	5.0mm	変位付与前	○	○	○	
		1.0mm	○	○	○	
6	1.5mm	変位付与前	○	○	○	
		1.9mm	○	○	○	

○：リーク及び圧力降下なし

(3) 実機適用性試験

実機フランジは直径が大きく塗布長さが長いため、実際にバックアップシール材を適用した場合に問題なく気密性が担保出来るか否か、また、既存のシール材との干渉の有無を確認するため、柏崎刈羽原子力発電所 4 号機 SRV ハッチを使用してバックアップシール材を塗布と局所漏えい試験を実施した。

バックアップシール材塗布条件は、図 8 に示す内外シール材に PCV 外側にバックアップシール材を塗布して既存シール材とバックアップシール材との干渉の有無を確認する条件、図 9 に示す内シール材と PCV 外側にバックアップシール材塗布のバックアップシール材単体でシール機能を持つことを確認する条件の 2 通り実施した。いずれも局所漏えい試験結果は良好であった。なお、バックアップシール材の塗布時には、塗布厚さが 1～1.5mm 程度となる様に治具を用いて作業を実施した (図 10 参照)。

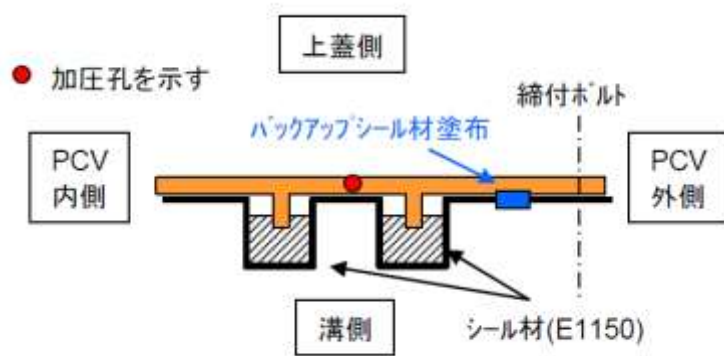


図8 内外シール材+PCV 外側バックアップシール材塗布条件

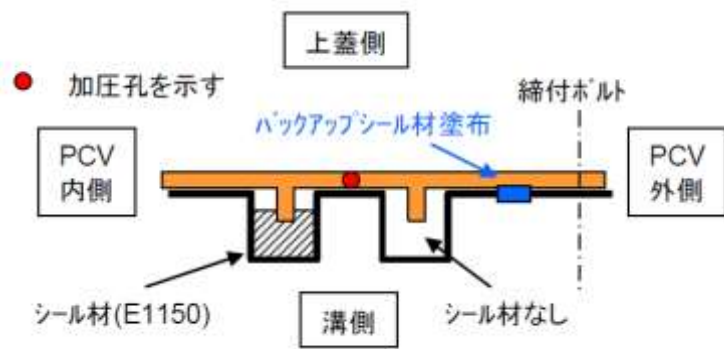
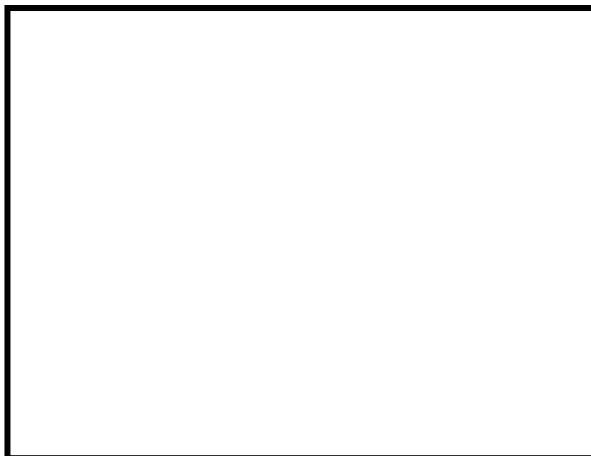


図9 内シール材+PCV 外側バックアップシール材塗布条件



(a) バックアップシール材塗布作業

(b) ハッチ閉鎖時

図10 柏崎刈羽原子力発電所4号機SRVハッチ試験状況

(4) 長時間試験

シビアアクシデントにおいては、復旧までに相応の日数が必要と考えられることから、30日、又はそれ以上の期間曝露したシール材の気密性を確認することを目的に、改良 EPDM シール材（ γ 線照射量 800kGy）とその外側にバックアップシール材を適用した条件で、長期間高温曝露を実施した後に He 気密確認試験を行い漏えいの有無を確認した。各々の詳細条件を以下に示す。また、試験体の状況（改良 EPDM+バックアップシール材塗布）を図 11 に示す。

① 高温曝露

熱処理炉を用いて、乾熱 200℃条件下にて高温曝露を実施した。なお、試験体は、所定の日数曝露した後に取り出して下記の He 気密確認試験を実施し、He 気密確認試験後には、再度、熱処理炉に戻して乾熱 200℃条件下にて追加日数の高温曝露を行う条件で試験を継続実施している。

② He 気密確認試験

高温曝露後の試験体について、He を用いて気密試験を実施した。負荷圧力は 0.3MPa、0.65MPa、0.9MPa とし、スヌープでのリーク確認と 0.3MPa は保持時間 10 分、0.65MPa 及び 0.9MPa は保持時間 30 分で圧力降下の有無を確認した。試験状況を図 12 に、試験結果を表 4 に示す。いずれの試験体、試験条件においてもリーク及び圧力降下は認められなかった。

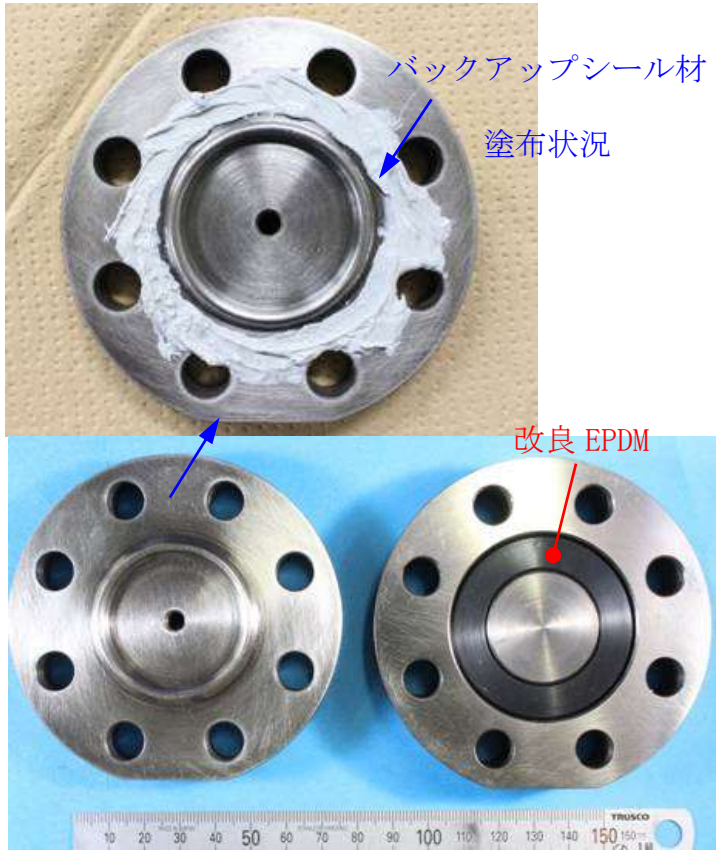


図 11 試験体の状況
(改良 EPDM+バックアップシール材)



図 12 He 気密確認試験状況

表 4 He 気密確認試験結果

No.	曝露条件	曝露日数	曝露時間 (h)	0.3MPa	0.65MPa	0.9MPa
7	乾熱 200℃	30	720	○	○	○
7	乾熱 200℃	45	1,080	○	○	○
7	乾熱 200℃	60	1,440	○	○	○
7	乾熱 200℃	75	1,800	○	○	○
7	乾熱 200℃	90	2,160	○	○	○
7	乾熱 200℃	105	2,520	○	○	○

○ : リーク及び圧力降下なし

補足：他構造部材への影響について

バックアップシール材は、取り外し時には、スクレーパー等にて除去可能である。また、塗布時を含めて、油等の薬品を使用する必要がないことから、他構造部材への影響を考慮する必要は無いと考えられる。

以 上

一次＋二次応力の評価について

1. 一次＋二次応力評価

添付資料 3～6 に示す格納容器の健全性評価において、トップヘッドフランジ、ハッチ類、エアロック、配管貫通部の一次応力評価を記載している。これは、重大事故時の応力評価について、JSME 設計・建設規格の運転状態 IVにおける荷重の組合せに準じて一次応力評価を実施したものである。一方、格納容器の温度上昇に伴う構造健全性への影響についても確認する必要があるため、一次＋二次応力の評価についても実施している。本資料では、その評価結果を示す。

2. 評価結果

トップヘッドフランジ、ハッチ類、エアロック、配管貫通部の一次＋二次応力評価の、評価基準値を $2S_y$ として実施した。その結果、 $2S_y$ を超過し、塑性域に達すると見込まれる部位が確認された。これらの評価結果について、材料別で一次＋二次応力が最大になる箇所及びそのときの弾塑性ひずみを表 1, 2 に示す。弾塑性ひずみが最大となる材料は SUS304LTP であり、弾塑性ひずみ値は約 12%となるが、JIS G 3459 配管用ステンレス鋼管で示す機械的性質によると、SUS304LTP の伸びは 22%以上であるため、今回の評価結果から破断に至るものではない。よって、 200°C 、 $2P_d$ 環境下における原子炉格納容器の閉じ込め機能は確保可能と考えている。

表1 残留ひずみ評価のまとめ (6号炉)

材質	σ_n [MPa]	2Sy [MPa]	E [MPa]	ϵ_p [-]	ϵ_{ep} [-]	機器名
SFVC2B						配管貫通部 X-220 (P3)
SGV480						下部 D/W アクセストンネルスリーブ及び鏡板 (所員用エアロック付) (P5)
STS480						配管貫通部 X-200B, C (P2)
SUS304L						配管貫通部 X-204~206, 222 (P5)
SPV490						下部 D/W アクセストンネルスリーブ及び鏡板 (所員用エアロック付) (P9)
SUSF316L						配管貫通部 X-215 (P3)
SUS304LTP						配管貫通部 X-210B, C (P2)

σ_n : 一次+二次応力 (それぞれの材質ごとに最大の応力となる点を評価した)

ϵ_p : 塑性ひずみ

ϵ_{ep} : 弾塑性ひずみ

表2 残留ひずみ評価のまとめ (7号炉)

材質	σ_n [MPa]	2Sy [MPa]	E [MPa]	ϵ_p [-]	ϵ_{ep} [-]	機器名
SFVC2B						配管貫通部 X-220 (P3)
SFVC2B※						配管貫通部 X-31C (P3)
SGV480						配管貫通部 X-31C (P2)
STS480						配管貫通部 X-200B, C (P2)
SUS304						配管貫通部 X-70, 71A/B, 72 (P3)
SUS304L						配管貫通部 X-204 (P5)
SUS304LTP						配管貫通部 X-204 (P2)

σ_n : 一次+二次応力 (それぞれの材質ごとに最大の応力となる点を評価した)

ϵ_p : 塑性ひずみ

ϵ_{ep} : 弾塑性ひずみ

※ : 302°C (その他は 200°C)

<参考例> 7号炉 SUS304LTP の弾塑性ひずみの算出

表3 配管貫通部 (X-204) スリーブ取付部の塑性ひずみ

	項目		単位	値	備考
評価条件	一次+二次応力強さ	σ_n	MPa		200℃, 2Pdにおける評価点の応力強さ
	縦弾性係数 (SUS304LTP at 200℃)	E	MPa		設計・建設規格 付録材料図表より
	降伏応力 (SUS304LTP at 200℃)	S_y	MPa		設計・建設規格 付録材料図表より
評価結果	最大応力に対する弾性ひずみ	ϵ_e	—		$= \sigma_n / E$
	弾塑性ひずみ	ϵ_{ep}	—		$= (\sigma_n \cdot \epsilon_e) / S_y$
	降伏応力での弾性ひずみ	ϵ_y	—		$= S_y / E$
	塑性ひずみ	ϵ_p	—		$= \epsilon_{ep} - \epsilon_y$

ライナの不連続部の評価について

ライナの不連続部の評価として、ライナ部と貫通部アンカに分けて評価を行う。

1. ライナ部の不連続部の評価

ライナ部の不連続部の代表例としてライナ部と上部ドライウエル機器搬入用ハッチの接続部を図1-1に示す。ライナ部と上部ドライウエル機器搬入用ハッチのフランジプレートの不連続部はA部拡大図に示す破線部である。

図1-2に示すように NUPEC 重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）（平成2年度～平成14年度）において、ABWR代表プラントの原子炉格納容器を対象に有限要素法によるひずみ評価を実施している。この有限要素法による評価では、ABWRプラントのRC CV全体モデル解析でライナ部のひずみが大きくなる「上部ドライウエル開口近傍隅角部」を局部評価点として選定し、部分詳細モデルの評価範囲の中に前述の不連続部を含めている。この評価結果は、「2. 原子炉格納容器本体（ライナ部）」に示すように200℃、2Pdの条件下におけるライナ部（不連続部を含む）のひずみは小さく、構造健全性が維持されることを確認した。

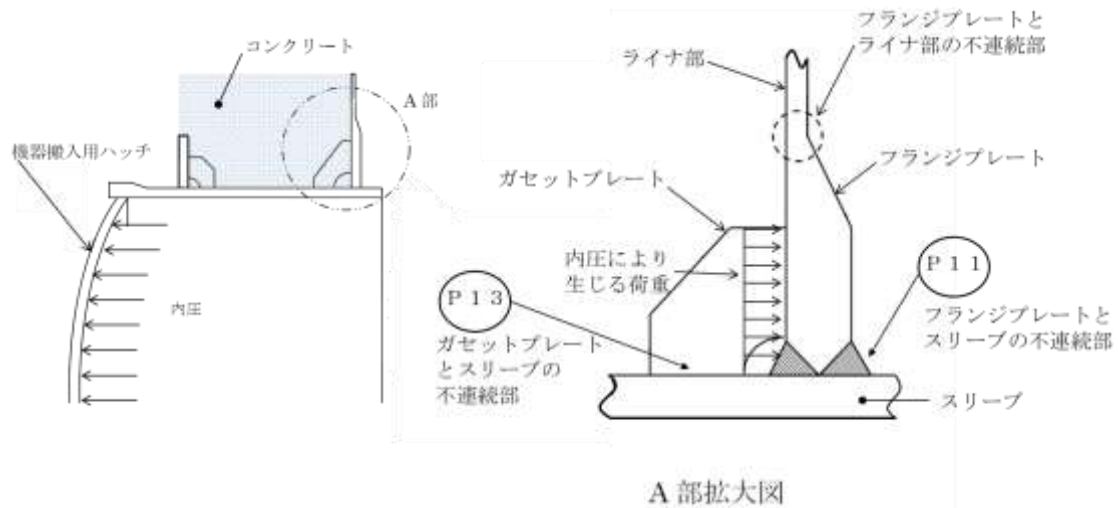


図 1-1 ライナと上部ドライウェル機器搬入用ハッチの接続部

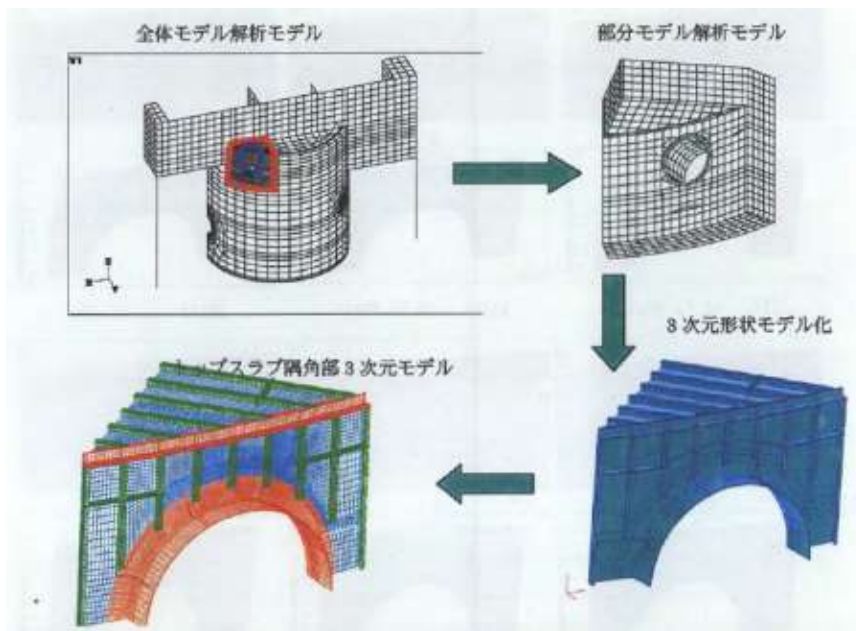


図 1-2 上部ドライウェル開口近傍隅角部 評価モデル

2. 貫通部アンカの不連続部の評価

貫通部アンカの評価の代表例として上部ドライウェル機器搬入用ハッチを用いる。従来の鉄筋コンクリート製原子炉格納容器の建設時工事計画認可申請書添付書類「上部ドライウェル機器搬入用ハッチの強度計算書」と同じ別紙-7-2

評価手法を用い、貫通部アンカの不連続部の中で最大応力が加わると考えているフランジプレートとスリーブの不連続部、ガセットプレートとスリーブの不連続部に生じる応力を評価した。この時、内圧により生じる荷重は保守的にフランジプレート及びガセットプレートで全て受けていると仮定する。応力の評価結果は表 2-1 に示す通り、200℃、2Pd の条件下における各応力評価点の応力は許容値以下であり、構造健全性が維持されることを確認した。計算の詳細を次頁以降に示す。

表 2-1 フランジプレート及びガセットプレートの応力評価まとめ

応力 評価点 番号	応力評価 点	曲げ応力 (MPa)		せん断応力 (MPa)		応力比 (-)	
		応力	許容 応力	応力	許容 応力	曲げ	せん断
P 1 1	フランジ プレート (内側)		312		156		
P 1 3	ガセット プレート (内側)		—		156		

※評価条件：圧力 2Pd (0.62MPa)，温度 200℃

3. 上部ドライウェル機器搬入用ハッチ 貫通部アンカの評価

3.1 フランジプレート(内側) (応力評価点 P 1 1)

3.1.1 形状及び寸法

フランジプレート(内側)の形状及び寸法を図3-1に示す。

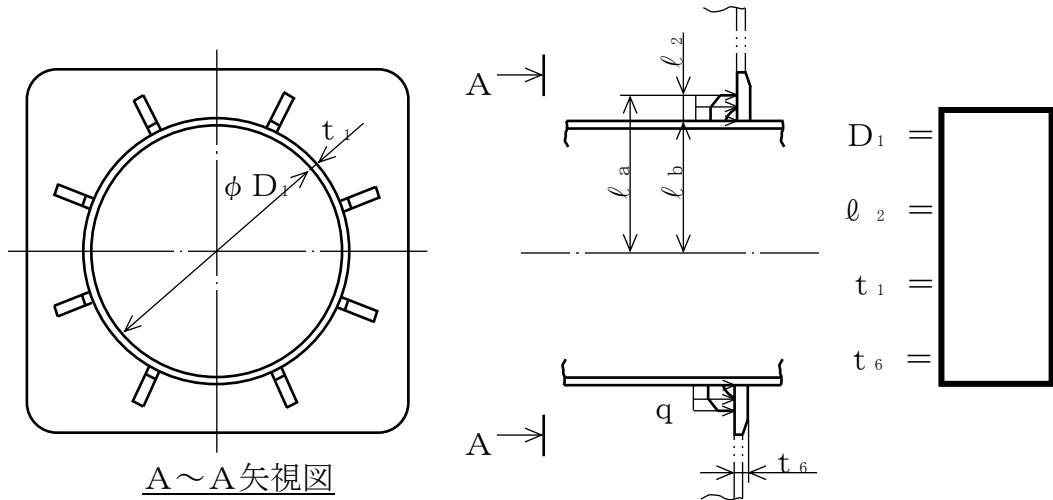


図3-1 フランジプレート(内側)の形状及び寸法 (単位: mm)

3.1.2 最高使用圧力(内圧)による応力

最高使用圧力(内圧)により、フランジプレート(内側)に生じる応力は、図3-2に示すようにフランジプレート(内側)を等分布荷重を受ける3辺固定1辺自由の矩形板にモデル化し、参考文献(1)の式に基づき計算する。

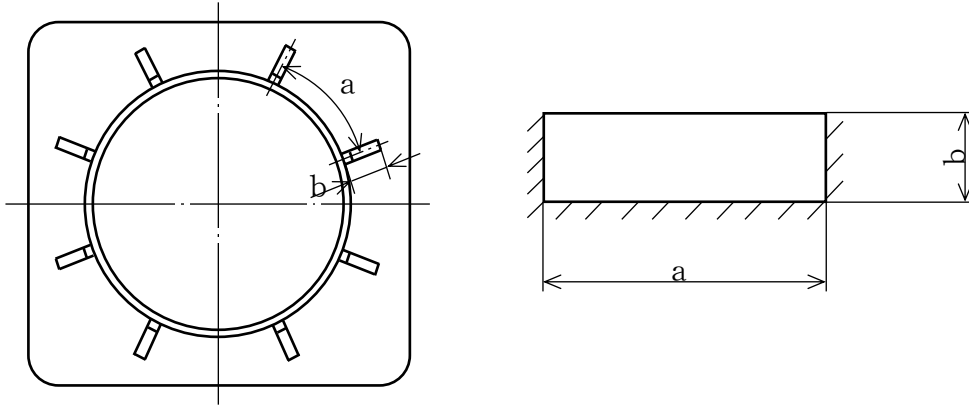


図 3-2 計算モデル

(1) 曲げ応力

$$\sigma_b = \frac{\beta_1 \cdot q \cdot b^2}{t_6^2} =$$

ここに,

$\beta_1 = 3.0$ 参考文献(1)の式より $\beta_1 = 3.0$ の場合,

フランジプレートは片持ばりとして計算される。)

$$a = \pi \cdot (\ell_a + \ell_b) / n$$

$$= \pi \times$$

$$b = \ell_2 =$$

n : ガセットプレートの枚数=8枚

$$q = \frac{(D_1 + 2 \cdot t_1)^2 \cdot P}{4 \cdot (\ell_a^2 - \ell_b^2)} =$$

ℓ_a : 円筒胴中心よりガセットプレート (内側) 外端までの距離

$$= D_1/2 + t_1 + \ell_2 =$$

ℓ_b : 円筒胴外半径

$$= D_1/2 + t_1 = \boxed{}$$

P : 最高使用圧力 (内圧)

$$= 3.16 \text{kg/cm}^2 (= 1 \text{Pd})$$

(2) せん断応力

$$\tau = \frac{\gamma_1 \cdot q \cdot b}{t_6} = \boxed{}$$

ここに,

$\gamma_1 = 1.0$ $\boxed{}$ 参考文献(1)より $\gamma_1 = 1.0$ の場合, フランジプレートは片持ばりとして計算される。)

3.1.3 上部ドライウェル機器搬入用ハッチに作用する荷重による応力

上部ドライウェル機器搬入用ハッチに作用する荷重として死荷重による鉛直方向荷重を考慮する。ここで, 荷重の作用位置はすべての場合に対して安全側となるよう上部ドライウェル機器搬入用ハッチの外側端 (フランジ面) とする。

$$ML : \text{モーメント} = W_1 \cdot \ell_1$$

$$= \boxed{}$$

$$Q : \text{せん断力} = W_1 = \boxed{}$$

(1) 曲げ応力

$$\sigma_b = \frac{\beta_1 \cdot q \cdot b^2}{t_6^2} =$$

ここに、

$$q = \frac{4 \cdot M \cdot l_a}{\pi \times (l_a^4 - l_b^4)} =$$

M : モーメント =

(2) せん断応力

$$\tau = \frac{\gamma_1 \cdot q \cdot b}{t_6} =$$

3.2 ガセットプレート (内側) (応力評価点 P 1 3)

3.2.1 形状及び寸法

ガセットプレートの形状及び寸法を図 4-1 に示す。

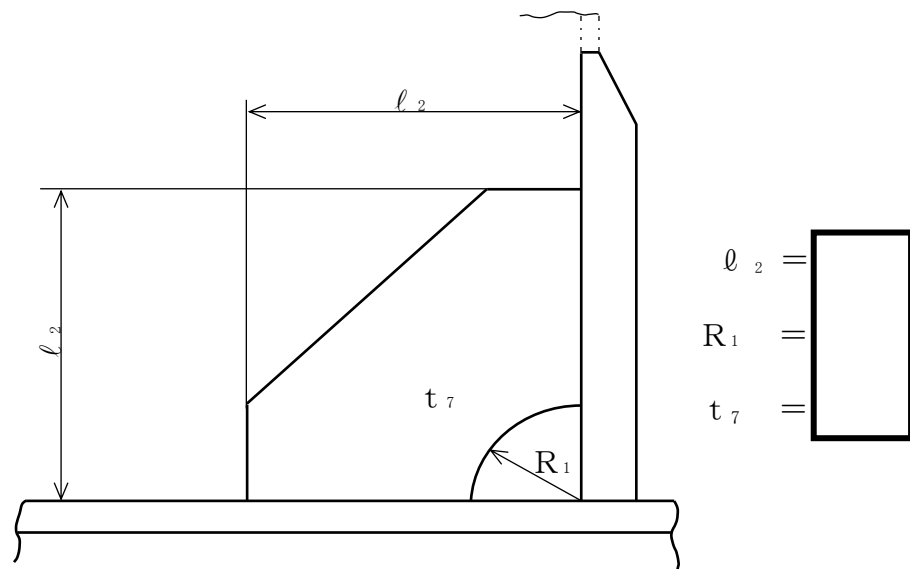


図 4-1 ガセットプレートの形状及び寸法 (単位 : mm)

3.2.2 最高使用圧力(内圧)による応力

最高使用圧力(内圧)によるせん断応力は、図4-2に示すガセットプレート(内側)1枚当たりの分担面積に等分布荷重を受けるものとして次のように計算される。

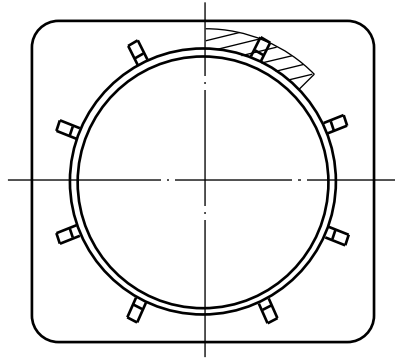


図4-2 ガセットプレート1枚当たりの分担面積

$$\tau = \frac{q \cdot A}{t_7 \cdot (l_2 - R_1)} =$$

ここに,

$$q =$$

A : ガセットプレート(内側)1枚当たりの分担面積

$$= \pi \cdot (l_a^2 - l_b^2) / n$$

$$= \pi \times$$

n : ガセットプレートの枚数=8枚

l_a, l_b 寸法は3.1.2項参照のこと

3.2.3 上部ドライウェル機器搬入用ハッチに作用する荷重による応力

3.1.3 項で計算した荷重がガセットプレートに作用する。

3.2.2 項と同様に計算する。

$$\tau = \frac{q \cdot A}{t_7 \cdot (l_2 - R_1)} =$$

ここに、

$$q =$$

3.3 応力評価

フランジプレート（内側）（応力評価点 P 1 1）及びガセットプレート（内側）（応力評価点 P 1 3）に対する応力評価を表 5-1 に示す。

表 5-1 に示すように、各応力評価点の応力は、許容値以下である。

表 5-1 各荷重によりフランジプレート及びガセットプレートに生じる応力
まとめ

単位：MPa

荷重番号	荷重	P 1 1		P 1 3
		曲げ応力	せん断応力	せん断応力
(1)	最高使用圧力 (内圧)			
(6)	鉛直荷重 (通常)			
(1) × 2 + (6)	評価用応力			
許容応力		312	156	156

4. 参考文献

- (1) WARREN C. YOUNG “ROARK’ S FORMULAS for Stress and Strain” 7th
Edition

格納容器貫通部における楕円変形の影響について

原子炉格納容器の貫通部は、事故条件下において、圧力上昇や温度上昇により貫通部が楕円変形する可能性がある。この影響について、下記のとおり検討を行った。

柏崎刈羽6/7号機の原子炉格納容器の貫通部は、躯体のコンクリートに開口が設けられ、この開口部に貫通部が設置されている。このため、貫通部の胴板の周囲がコンクリートで覆われており、コンクリートの変形以上に貫通部胴板が変形することはなく、また、コンクリート躯体厚さが2 m程度あるため、圧力の変動等によっても、貫通部胴板が大変形することはない（図－1 参照）。

また、ハッチ等の貫通部の蓋は、フランジボルトにより貫通部に固定され、フランジボルト以外に拘束力を作用させるものが存在しないため、フランジ面が内圧以外の要因で開口することはない。

このため、貫通部が変形することにより開口が生じることはないものと考えられる。

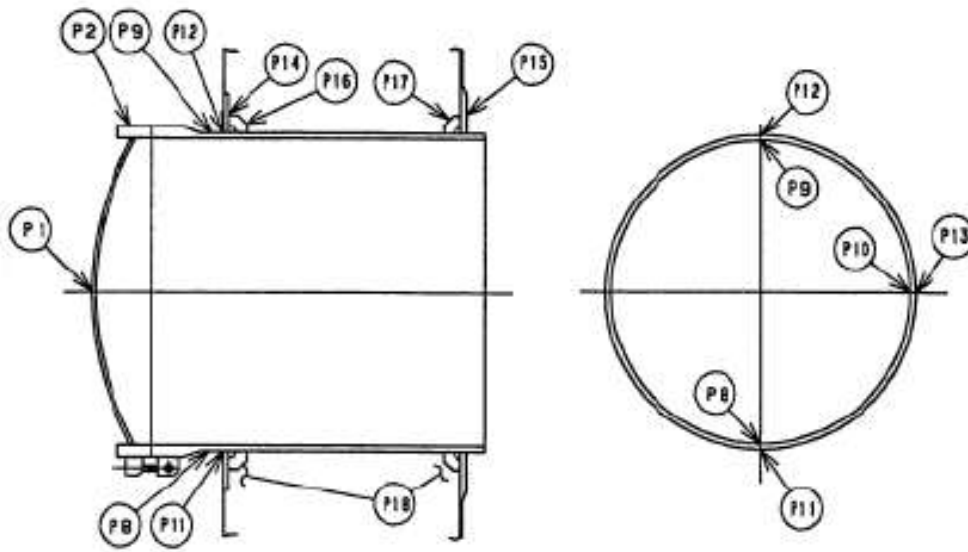


図-1 原子炉格納容器貫通部（機器ハッチの例）

以上

モデル化している各部位の耐震性について

格納容器バウンダリの構成機器について、各機器(ドライウェルトップヘッド、機器搬入用ハッチ、サプレッションチェンバ出入口、所員用エアロック、原子炉格納容器配管貫通部及び原子炉格納容器電気配線貫通部)について、基準地震動 S_s に対する耐震性を示すため、地震時の発生応力を算出し、供用状態 D_s の評価基準値と比較した。その結果、表 - 1 に示すとおり、全ての評価部位において評価基準値を満足しており、評価対象部位は地震に対して健全性を有していると考ええる。

なお、フランジ部については、フランジ面がボルトにより固定されており、地震時にはフランジ接合された部位同士が一体として加振されるため、地震によってフランジ部応力は発生しないと評価している。

表 - 1 地震時の原子炉格納容器における発生応力及び評価基準値

(7号機)

評価対象	一次応力		
	応力分類	発生応力(MPa)	供用状態 D _s における評価基準値(MPa)
ドライウエル トップヘッド	$P_L + P_b$	111	380
上部ドライウエル 機器搬入用ハッチ	せん断応力	55	158
下部ドライウエル 機器搬入用ハッチ	$P_L + P_b$	40	380
サプレッション・ チェンバ出入口	せん断応力	30	164
上部ドライウエル 所員用エアロック	せん断応力	57	158
下部ドライウエル 所員用エアロック	$P_L + P_b$	46	380
原子炉格納容器 配管貫通部	P_m	245	269
原子炉格納容器 電気配線貫通部	曲げ応力	256	317

以上

フランジの開口に対するシール材の復元特性について

1. はじめに

フランジ等のシール部に用いるシール材は、フランジ等の開口量に合わせて形状が変化することによりシール性能を確保しているが、フランジ等の開口量の変化する速度にシール材の形状の変化が追従できない場合には、漏えいが生じる可能性がある。

このため、シール材の形状が変化するために必要な時間（復元速度）を確認し、フランジ部の開口量の変化速度との比較を行った。

2. シール材の形状変化速度

フランジ部においてシール材に採用する改良 EPDM シール材について、復元速度を評価するため、JIS-K 6254 に基づく試験を行った。

当社が評価している有効性評価に関する事故シナリオにおいて、フランジ開口量の変化速度が最も早くなるのは、熔融炉心がペデスタルに落下した際の圧力上昇時 (FCI 評価) である。この場合における開口量の変化速度は 0.3mm/s 程度であることがわかっているため、これを参照して、0.3mm/s を上回る 300mm/min (5mm/s) 及び 500mm/min (8.33mm/s) を試験速度とした。

試験では、常温下で所定距離 (3.75mm) まで一定速度 (300mm/min 又は 500mm/min) で圧縮後、初期位置まで一定速度 (300mm/min 又は 500mm/min) で荷重を開放し、この際に改良 EPDM 材に加わる圧縮応力を測定する試験を実施した (図 1 参照)。本試験装置では、シール材の荷重を開放するとき、シール材の復元速度が試験装置の開放速度より大きい場合には圧縮応力が計測されることから、これにより、復元速度を測定することができる。

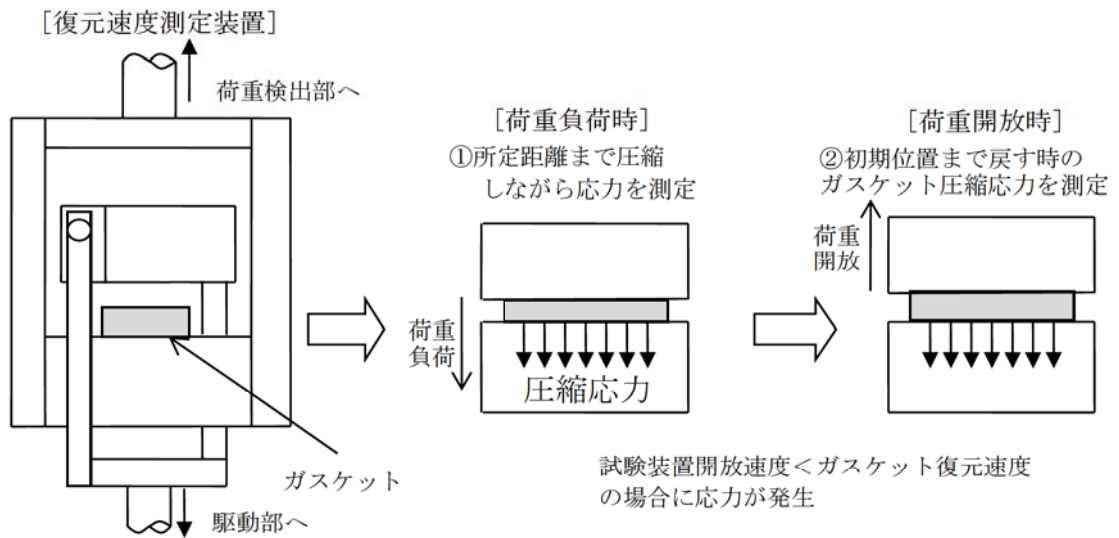


図1 復元速度測定試験の概要

3. 試験結果

試験結果を図2に示す。この図に示すように、荷重開放時の各計測点において圧縮応力が測定されたことから、改良 EPDM シール材の復元速度は 500mm/min (8.33mm/s) 以上であることを確認した。前述の通り、フランジ開口量の変化速度が最も早くなるのは、溶融炉心がペDESTALに落下した際の圧力上昇時 (FCI 評価) であるが、その時のフランジ開口変化速度は 0.3mm/s 程度であり、以下の通りシール材復元速度は十分な追従性を有しているものであり、急速な開口に対してもシール機能を維持できるものと考えている。

シール材復元速度 500mm/min (8.33mm/s) 以上 > フランジ開口変化速度
(0.3mm/s)



図2 一定復元速度下で測定した改良 EPDM シール材の圧縮応力

なお、本試験は、劣化していない材料に対して実施したものであるが、表1で示すとおり、劣化後の圧縮永久歪み、硬さ、質量変化率からは、有意な性状変化は見られていない。また、さらに詳細に劣化による影響を確認するために、劣化後の材料のFT-IRやシート面の硬さに関する検討を行った。その結果、シール材の性状に大きな変化は確認されなかった。

これらに示す試験結果から、劣化を考慮した場合でもシール材の復元特性に大きな変化はなく、また、復元速度はフランジ開口速度に対して十分な余裕があることから、開口に対する追従性に問題はないものとする。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

表1 改良EPDM製シール材の基礎特性データの経時変化

試験時間	0～7日	7日～14日	14日～30日
試験温度	200℃	150℃	150℃
圧縮永久ひずみ率[%]			
硬さ			
質量変化率[%]			

注記： γ 線1.0MGy照射済の試験体を用い、飽和蒸気環境下に曝露した後の測定値

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

<追従性判断に使用できる理由>

800kGy の放射線照射を行い、乾熱 200℃を 168 時間曝露した改良 EPDM シール材および、800kGy の放射線照射を行い、蒸気 250℃を 168 時間曝露した改良 EPDM シール材について、劣化後のシート面の FT-IR スペクトルを図 3 に、硬さ測定の結果を図 4 に示す。その結果、放射線照射+蒸気曝露後の試験片と初期試験片に顕著な差異はないことが確認できるため、復元特性が同様であると類推される。



図 3 FT-IR 測定結果 (シート面)

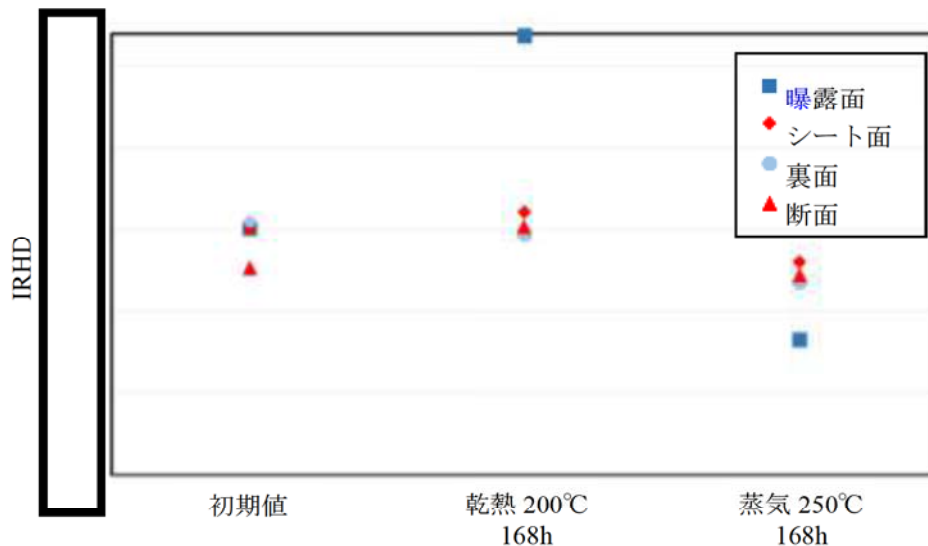


図 4 硬さ測定結果
別紙 10-5

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

また、上記試験に加え、劣化した試験体を用いた復元速度測定も実施している。試験条件を表 2、試験結果を図 5、6 に示しているが、劣化後においても復元速度は 500mm/min 以上であり、十分な復元速度を有していることが確認できた。

表 2 劣化試験体を用いた復元速度測定試験の試験条件

ケース	材料	照射量	曝露媒体	曝露温度	試験体数
1	改良 EPDM	1MGy	蒸気	200℃ (168 時間)	3 個
2	改良 EPDM	1MGy	蒸気	200℃ (168 時間) + 150℃ (168 時間)	3 個



図 5 復元速度測定試験 (試験数：各 3)

(劣化条件<ケース 1>：放射線 1MGy, 熱 200℃, 168h)

(左：300mm/min, 右：500mm/min)



図6 復元速度測定試験（試験数：各3）

（劣化条件＜ケース2＞：放射線 1MGy， 熱(蒸気)200℃， 168h⇒150℃， 168h)

（左：300mm/min， 右：500mm/min）

本試験で得られた結果から、劣化を考慮した場合の改良 EPDM 製シール材の復元速度は 500mm/min (=8.33mm/s) 以上あることが確認できる。これは、有効性評価で考慮している最もフランジ開口の変化速度早い事象 (0.3mm/s) と比較しても、十分な裕度を有しており、試験データにもばらつきが小さいことから、事故時に必要なシール性能を維持できるものと評価できる。

実機フランジモデル試験の概要について

改良EPDM材のシール機能の性能確認として、実機フランジモデルを用いて、実機条件に近い状態でのシール健全性の確認を行った。試験フローを図1に示し、試験の概要を以下に示す。

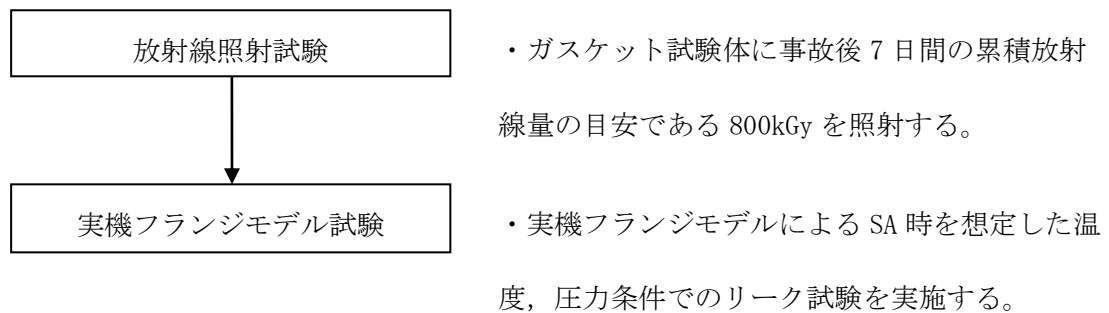


図1 実機フランジモデル試験フロー

1. 試験装置

実機フランジ模擬試験の試験装置は図2に示すようにフランジユニット、ガス供給ユニット、リークガス計測ユニットから構成される。フランジユニットは、直径250mmのガスケット試験体を組み込んで内部を加圧可能な試験フランジと、試験フランジを所定の試験条件に加熱制御するためのフランジ加熱ヒータから構成される。試験フランジのガスケット試験体を組み込む溝断面形状(フランジ型式)は実機フランジで採用されているタング&グループ型(T&G型)、甲丸型の2種類を模擬している。フランジ断面形状は実機と同形状であり、中心径のみを縮小した試験装置としているため、試験で得られ

たリーク量は、ガスケット径比で補正することで実機フランジのリーク量に適用できる(図3参照)。また、内圧上昇後の格納容器フランジの開口を模擬するため、ガスケット試験体の押し込み量をフランジ間に設置する調整シムにより設定する。ガス供給ユニットは、高压空気ボンベと圧力調整器から構成され、所定の圧力に調整された加圧ガスを空気加熱器により所定の温度に加熱制御する。リーク量はリークガス計測ユニットのマスフローメータにて計測される。試験装置外観写真を図4に示す。

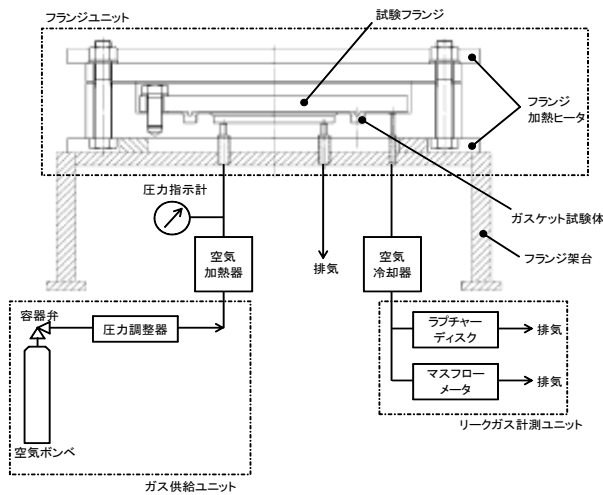


図2 試験装置概要図

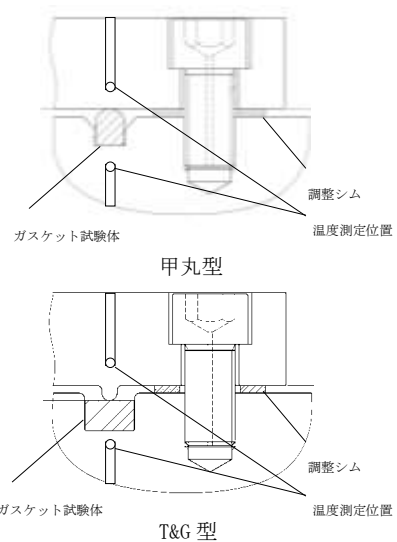
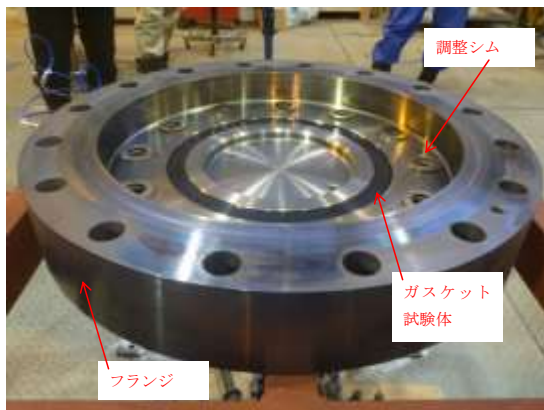


図3 フランジ型式による溝断面形状の違い



試験装置外観 (フランジ開放時)



試験装置外観 (フランジ密閉時)

図4 試験装置外観写真

2. 試験条件

試験条件を表 1 に示す。事故条件を模擬するために、放射線照射量は、フランジガスケット部の事故後 7 日間の累積放射線量の目安である 800kGy を予め照射したシール材を用いる。放射線による劣化と熱による劣化は、逐次法(放射線→熱)により付与した。

一般に有機材料の放射線劣化挙動には、酸素が影響を及ぼすことが知られているが、環境に酸素が存在しない場合においては放射線と熱の同時法と逐次法(放射線→熱)の劣化はほぼ等しいことが知られている。格納容器内は、通常時は窒素環境下、事故時は蒸気環境下であり、酸素が常に供給される環境では無いことから、放射線と熱の同時曝露の影響は十分小さいものと考えられるため、逐次法による劣化の付与は妥当であると考えられる。

また、改良 EPDM材の劣化は、一般的に酸素により引き起こされるとの知見に基づき、加圧雰囲気は蒸気ではなく高温空気(乾熱)を用いる。また、温度については、格納容器限界温度である 200℃、さらに余裕を見た 250℃、300℃とし、加圧圧力は格納容器限界圧力 2Pd (0.620MPa) を包絡する圧力で気密確認を実施する。また、内圧上昇後の実機フランジの開口を模擬するため、フランジによるガスケット試験体の押込量を最小限(0mm)で設定する。ガスケットの押込量は、設計押込量に対し、予備試験によりリークしない最小の押込量に設定する。なお、予備試験の結果、何れの試験ケースともリークしない最小押込量は 0mm であった。

3. 試験結果

試験結果を表 1 に示す。フランジによるガスケット試験体の押込量が最小限(0mm)であっても有意な漏えいは発生せず、200℃・168hr、250℃・96hr の耐性が確認された。300℃のケースにおいては試験途中でリークが発生し

たケースがあったものの、概ね 24hr 程度の耐性を有することが確認された。図 5 に 200℃・168hr の試験ケースにおける試験体の外観を示す。図 5 より、フランジとガスケット試験体との接触面を境界として劣化(表面のひび割れ)は内周側で留まり、外周側に有意な劣化が見られないことから、フランジ接触面でシール機能を維持できていることが確認された。また、断面形状より、劣化(表面のひび割れ)はガスケット試験体の表面層のみで留まっているため、有意な劣化が進行していないことが確認された。

表 1 SA 条件での試験結果※1

No.	フランジ型式	試験体	温度	継続時間	押込量	漏えい
1	T&G 型	改良 EPDM(A)	200℃	168hr	0mm	無
2	甲丸型	改良 EPDM(A)	200℃	168hr	0mm	無
3	T&G 型	改良 EPDM(A)	250℃	96hr	0mm	無
4	甲丸型	改良 EPDM(A)	250℃	96hr	0mm	無
5	T&G 型	改良 EPDM(B)	250℃	96hr	0mm	無
6	甲丸型	改良 EPDM(B)	250℃	96hr	0mm	無
7	T&G 型	改良 EPDM(A)	300℃	24hr	0mm	無
8	甲丸型	改良 EPDM(A)	300℃	24hr	0mm	有※2
9	T&G 型	改良 EPDM(B)	300℃	24hr	0mm	無
10	甲丸型	改良 EPDM(B)	200℃	168hr	0mm	無

※1：下記条件は全ケース共通である。

試験圧力：2Pd 以上，照射量：800kGy，加圧媒体：乾熱（空気）

※2：継続時間 22hr 時点で漏えいが発生した

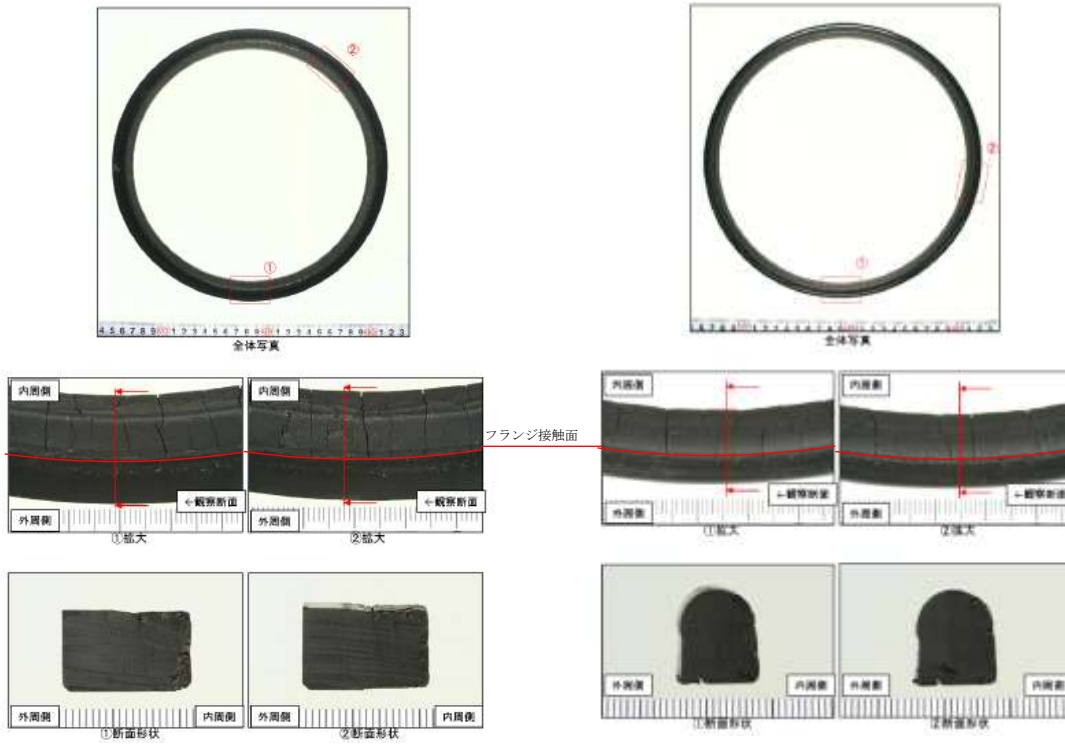


図5 200°C · 168hr 試験後の試験体外観 (左：T&G型, 右：甲丸型)

(*) 日本原子力学会 2015年秋の大会投稿

NUPEC 解析モデルの当社プラントへの適用性について

NUPEC 評価の ABWR 代表プラントにおける解析モデルは、構造不連続部に生じる局所的なひずみを評価できるよう、高ひずみが発生する破損想定部を対象に、ライナとそれに付帯するライナアンカやフラットバーも 3 次元形状で模擬している。破損想定部の対象は RCCV 全体モデル解析でライナひずみが大い領域が見られた下部ドライウェルアクセストンネル開口近傍と上部ドライウェル開口近傍隅角部の鋼製部とした。柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉と代表プラントに関する原子炉格納容器ライナの仕様は表 1 に示すように同等であり、柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉に対し本結果は適用可能である。

また、コンクリート部については NUPEC 評価に加え、最新知見を踏まえて自社での評価も実施している。詳細は、次頁以降に示す。

表 1 原子炉格納容器コンクリート・ライナの仕様

項目	柏崎刈羽原子力発電所		代表プラント	
	6 号炉	7 号炉		
最高使用圧力 (MPa)	0.31	0.31	0.31	
鉄筋コンクリート	厚さ (mm)	2000	2000	
	コンクリート	33 N/mm ² 設計基準強度	33 N/mm ² 設計基準強度	33 N/mm ² 設計基準強度
	鉄筋	SD390	SD390	SD390
円筒部ライナ	内径 (mm)			
	高さ (mm)			
	板厚 (mm)			
	アンカ寸法 (mm)			
トップスラブライナ	板厚 (mm)			
	アンカ寸法 (mm)			
下部ドライウェルアクセストンネル開口周りスリーブ	内径 (mm)			
	板厚 (mm)			
下部ドライウェルアクセストンネル開口周り厚板部	板厚 (mm)			
	ガセットプレート寸法 (mm)			
材質	ライナプレート			
	ライナアンカ			

1. 原子炉格納容器本体（コンクリート部）

1.1 評価方針

原子炉格納容器は鋼製ライナを内張りした鉄筋コンクリート造であり、原子炉建屋と一体となっている。原子炉格納容器本体（コンクリート部）の設計時に考慮される機能喪失要因は内圧上昇に伴う破損であり、コンクリート部の構造健全性を維持できる限界の内圧を評価することで200℃、2Pdにおける健全性を確認する。

1.2 評価

（1）標準ケース（NUPEC 条件）

コンクリート部の構造健全性については、NUPEC 重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）（平成2年度～平成14年度）において有限要素法を用いた弾塑性解析により、原子炉格納容器本体（コンクリート部）の耐圧性状を求める。評価モデルは実炉スケールとし、200℃条件下での材料物性（規格値；図2～図4参照）に基づき、内圧に対する静的漸増解析で耐圧性状を確認する。RCCV 全体の耐圧性状の確認のため、解析モデルは図1に示す格納容器本体解析モデルを用いる。

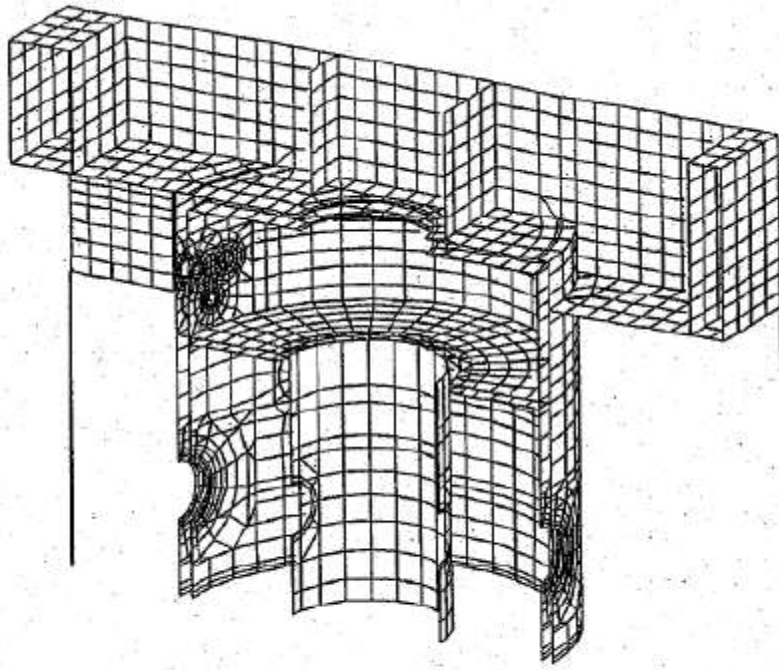


図1 格納容器本体解析モデル

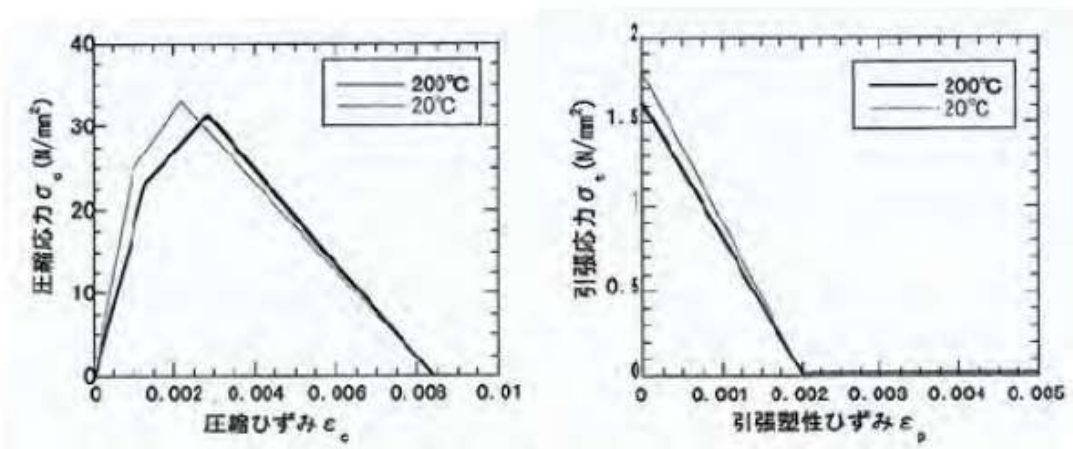


図2 コンクリート物性

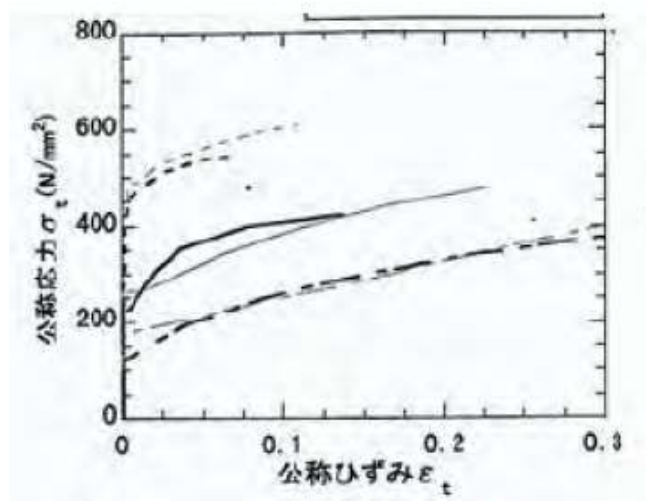


図3 ライナ引張/圧縮特性

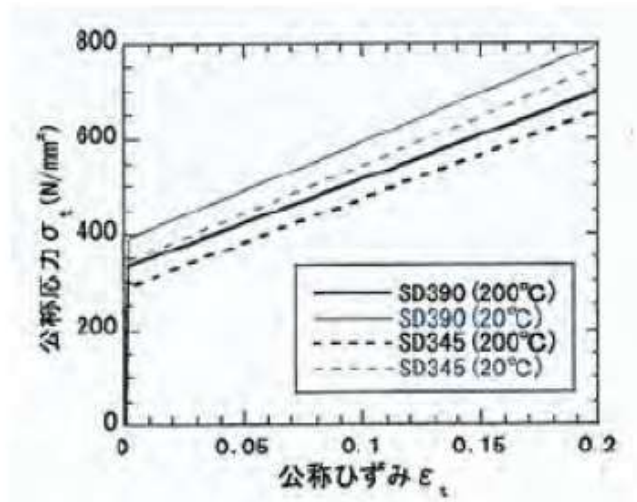


図4 鉄筋引張特性

(2) 6号及び7号炉における追加解析(6号及び7号炉条件)

6号及び7号炉を対象にしたパラメータスタディとして、(1)の標準解析から10年程度経過していることなどを考慮して、解析条件の一部を変更して、当社独自の追加解析を実施している。(1)に示すNUPEC条件から変更した箇所を表2に示す。本検討での解析モデルは、図5に示すように、NUPEC条件解析実施当時に比べて計算機能力が向上しているため、より現実的な360度モデルを用いることとした。このことにより、必ずしも配置が対称形になっていなかった一部の開口部について、解析では実機の位置

と異なっていた点などを解消することが可能となり、より正確な解析が可能となった。また、常温時のコンクリート物性は、設計基準強度に基づく設計剛性からサイト固有の現実的な条件を反映して実剛性を用いることとし、さらに高温時のコンクリート物性は、NUPEC 条件解析実施当時の最新知見ではなく、現時点で最も標準的に用いられることの多い国際的標準規格である欧州規格 (Eurocodes) に基づき評価することとした。参考までに、200℃におけるコンクリート物性の比較を図 6 に示す。それ以外の鉄筋及びライナの構造や物性、並びに、境界条件を含む解析条件に関しては NUPEC 条件と同様としている。

表 2 解析条件の変更点

項目		NUPEC 条件	6 号及び 7 号炉条件
解析モデル		180 度モデル	360 度モデル
コンクリート物性	常温条件	設計剛性	実剛性
	高温条件	当時の最新知見 ^{1), 2)}	欧州規格

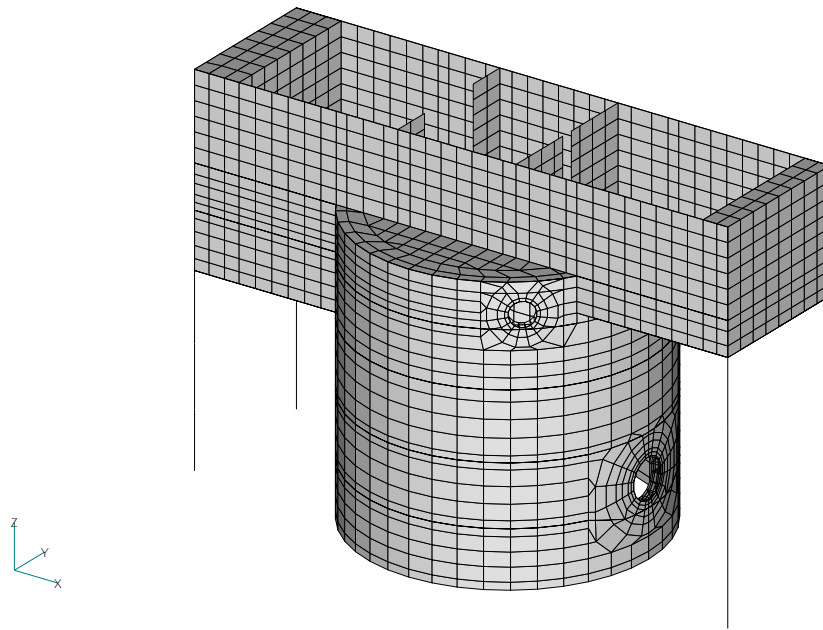


図5 格納容器本体解析モデル (6号及び7号炉相当ケース)

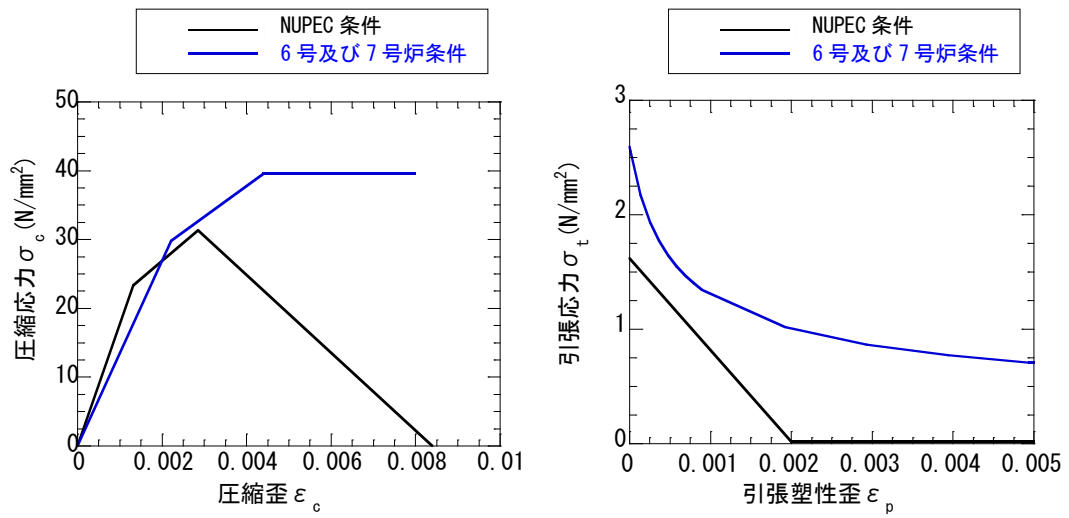


図6 200°Cにおけるコンクリート物性の比較

【参考文献】

- 1) Y.Sugawara et al, ” Nonlinear Analysis of Reinforced Concrete Structures Subjected to High temperature and external load” , SMiRT12
- 2) Y.Sugawara et al, ” Ultimate Strength of Reinforced Concrete Members Subjected to Transient High temperature Distribution”, SMiRT12

1.3 評価結果

(1) 標準ケース (NUPEC 条件)

解析の結果によると、格納容器の内圧を上昇させていった場合、3.0Pd 程度で格納容器（コンクリート部）の RCCV 壁の鉄筋が降伏し始め、4.0Pd でほぼ全面で鉄筋が降伏する。4.0Pd 近傍からアクセストンネル開口部周辺・隅角部周辺のコンクリートの局所的破損が始まり、4.5Pd では開口部・隅角部全体で変形が大きく進行する。図 7 に 4.0Pd における相当塑性ひずみ分布図を示す。上記結果より、格納容器本体（コンクリート部）の破損は 4.0Pd～4.5Pd で発生すると考えられる。したがって、有効性評価における限界温度、圧力としている 200℃、2Pd を用いることは妥当であると言える。

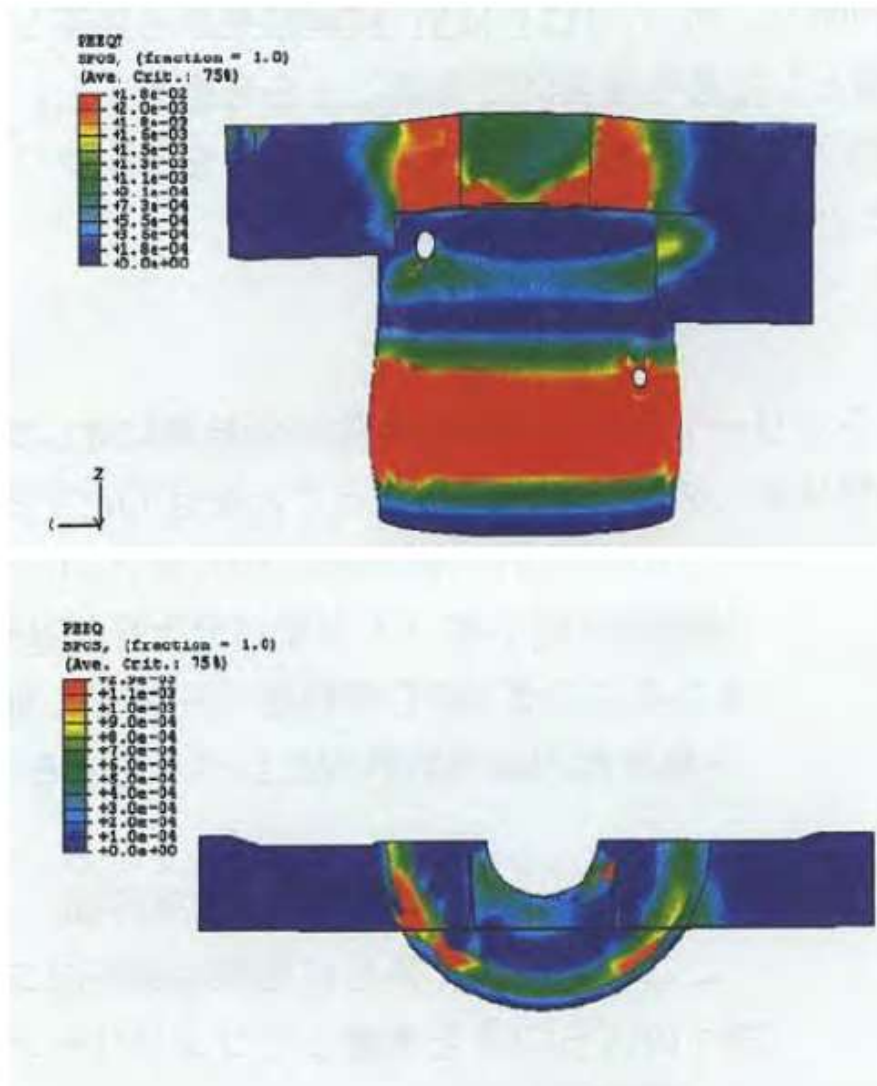


図7 4.0Pdにおける相当塑性ひずみ分布図（上：引張側 下：圧縮側）

出典：平成14年度 重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）
 に関する総括報告書（平成15年3月 財団法人原子力発電技術機構）

(2) 6号及び7号炉における追加解析(6号及び7号炉条件)

4. 0Pdにおける相当塑性ひずみ分布図を図8に示す。コンクリートの構造特性を変更した影響が大きいと考えられるが、標準ケース(NUPEC条件)と比べて、シェル部の損傷範囲は広がっているものの、発生ひずみの最大値は小さくなっており、格納容器本体(コンクリート部)の耐圧限界は標準ケース(NUPEC条件)と同等以上であると考えられる(標準ケースの4.0Pd~4.5Pdよりもやや大きく5.0Pd以上と評価している)。

また、参考として、200℃、2Pd時点でのシェル部及びトップスラブ部の一般部におけるコンクリートの最小主ひずみ分布、ライナのひずみ分布及び鉄筋のひずみ分布を図9~図10に示す。これより格納容器本体(コンクリート部)の鉄筋は、大部分は降伏ひずみに達しておらず、一部の要素で局所的に降伏ひずみに達している程度であり、破断までには十分な余裕があり、格納容器本体(コンクリート部)のコンクリートは、ひび割れは発生しているものの、圧縮ひずみは0.002よりも小さく、破壊までには十分な余裕があり、格納容器本体(ライナ部)のライナは、圧縮ひずみが0.005よりも小さく、破断までに十分な余裕があることが評価できる。このように当社における追加解析の結果を加えることにより、標準ケース(NUPEC条件)の評価結果に信頼性を加えることができたと考えており、有効性評価における限界温度、圧力としている200℃、2Pdを用いることは妥当であると評価している。

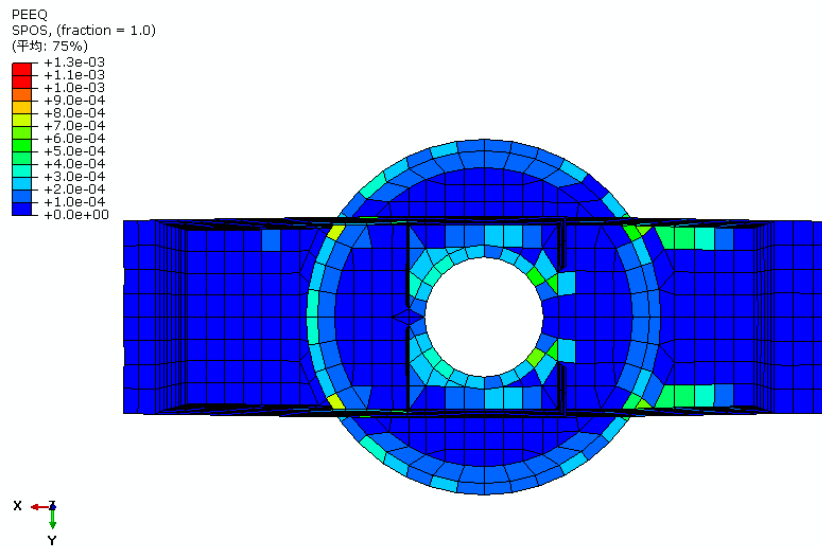
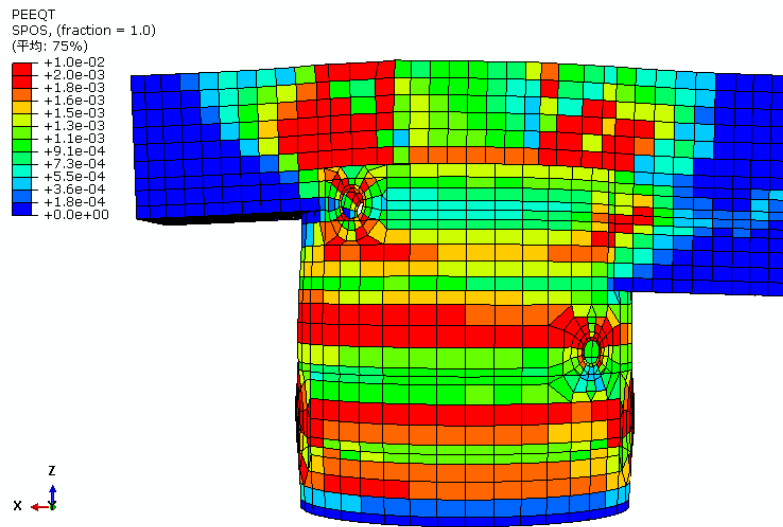


図 8 4.0Pd における相当塑性ひずみ分布図

(6号及び7号炉相当ケース, 上:引張側 下:圧縮側)

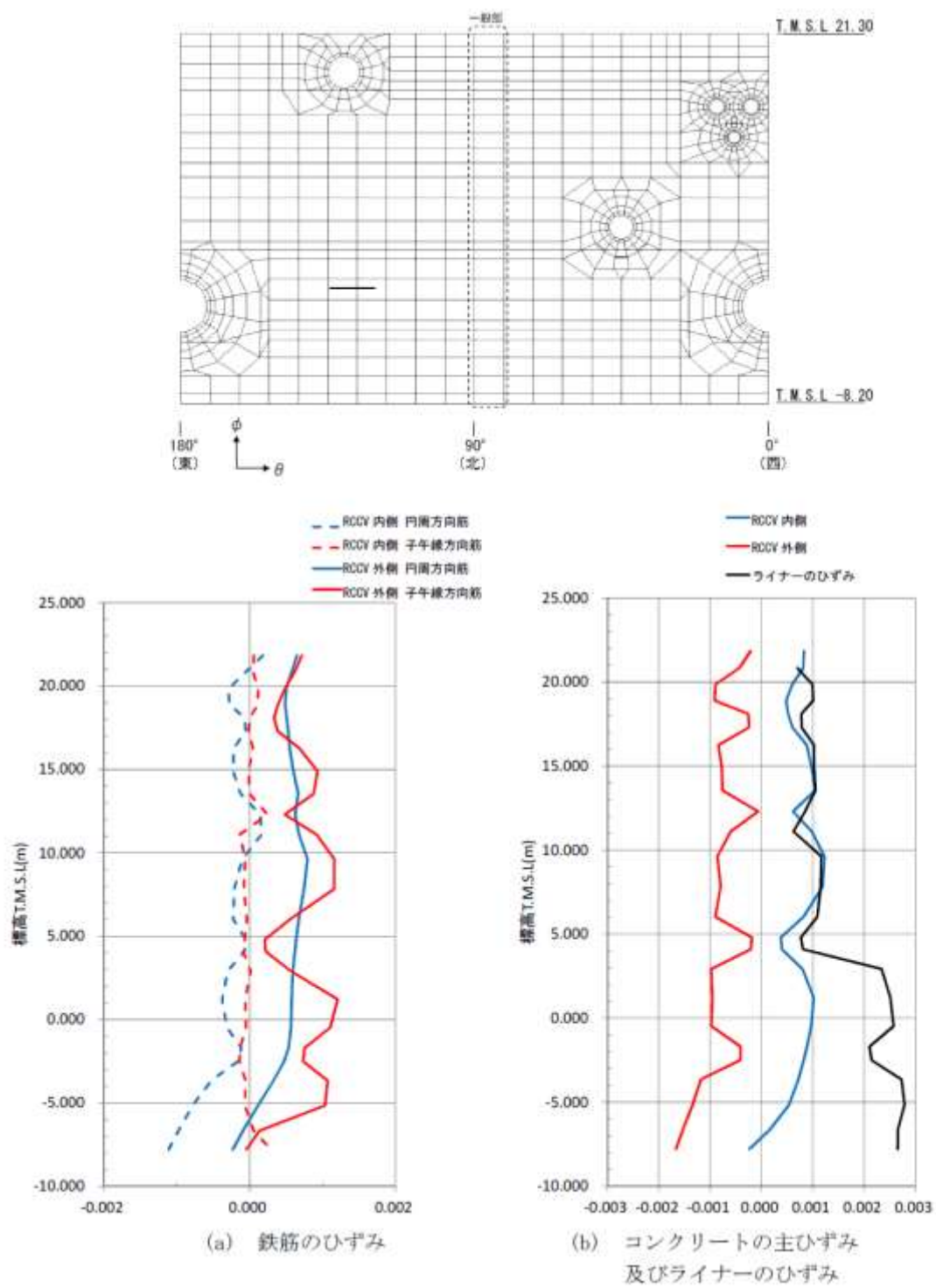


図9 シェル部の一般部におけるコンクリート及び鉄筋のひずみ分布

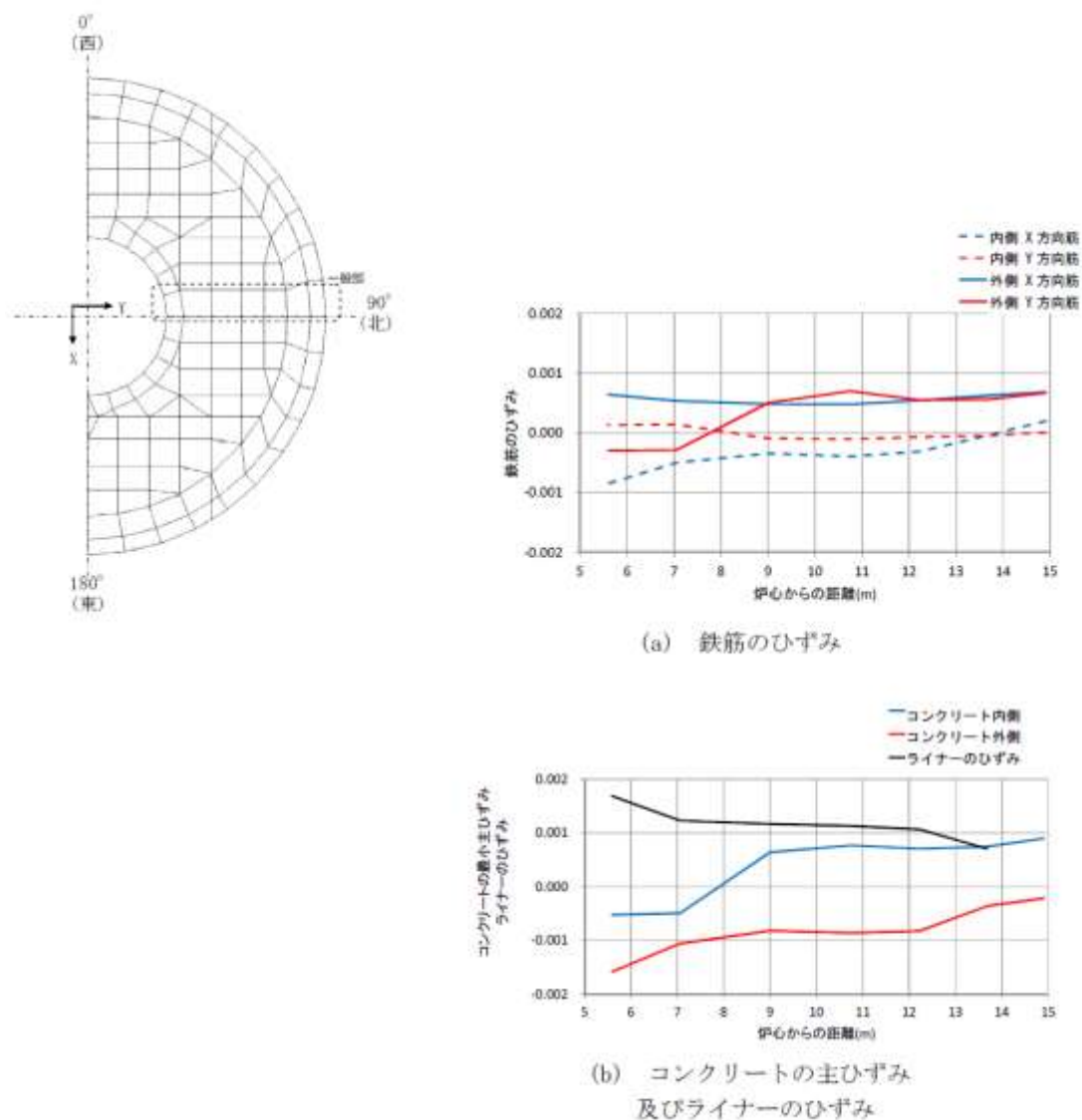


図 10 トップスラブ部の一般部におけるコンクリート及び鉄筋のひずみ分布

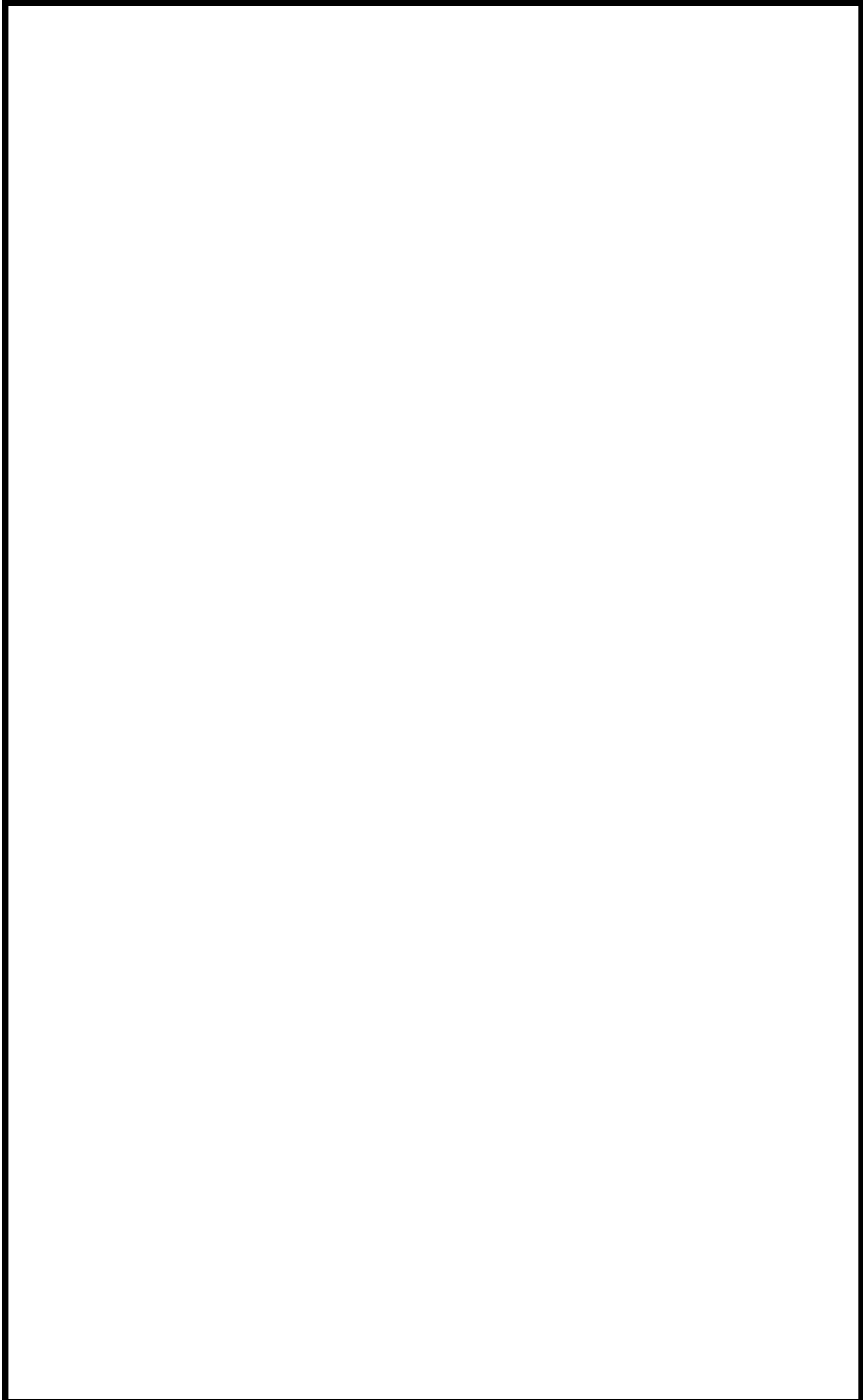
【参考資料】

- 1) 齋藤 英明 他, ”鉄筋コンクリート製格納容器 (RCCV) の開発 (その4) トップスラブ実験 (1/10 模型) —実験計画—”, 日本建築学会大会学術講演梗概集, 昭和 63 年 10 月
- 2) 齋藤 英明 他, ”鉄筋コンクリート製格納容器 (RCCV) の開発 (その5) トップスラブ実験 (1/10 模型) —実験結果とまとめ—”, 日本建築学会大会学術講演梗概集, 昭和 63 年 10 月

参考資料 1)

鉄筋コンクリート製格納容器（RCCV）の開発
（その4） トップスラブ実験（1/10模型）－実験計画－
正会員 齋藤 英明*¹ 同 菊地利喜郎*¹ 古川 秀康*² 村松 豊*⁴
正会員○三浦 俊夫*⁴ 同 長谷川歳基*⁴ 同 平川 啓可*⁵ 同 大森 信次*⁶

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



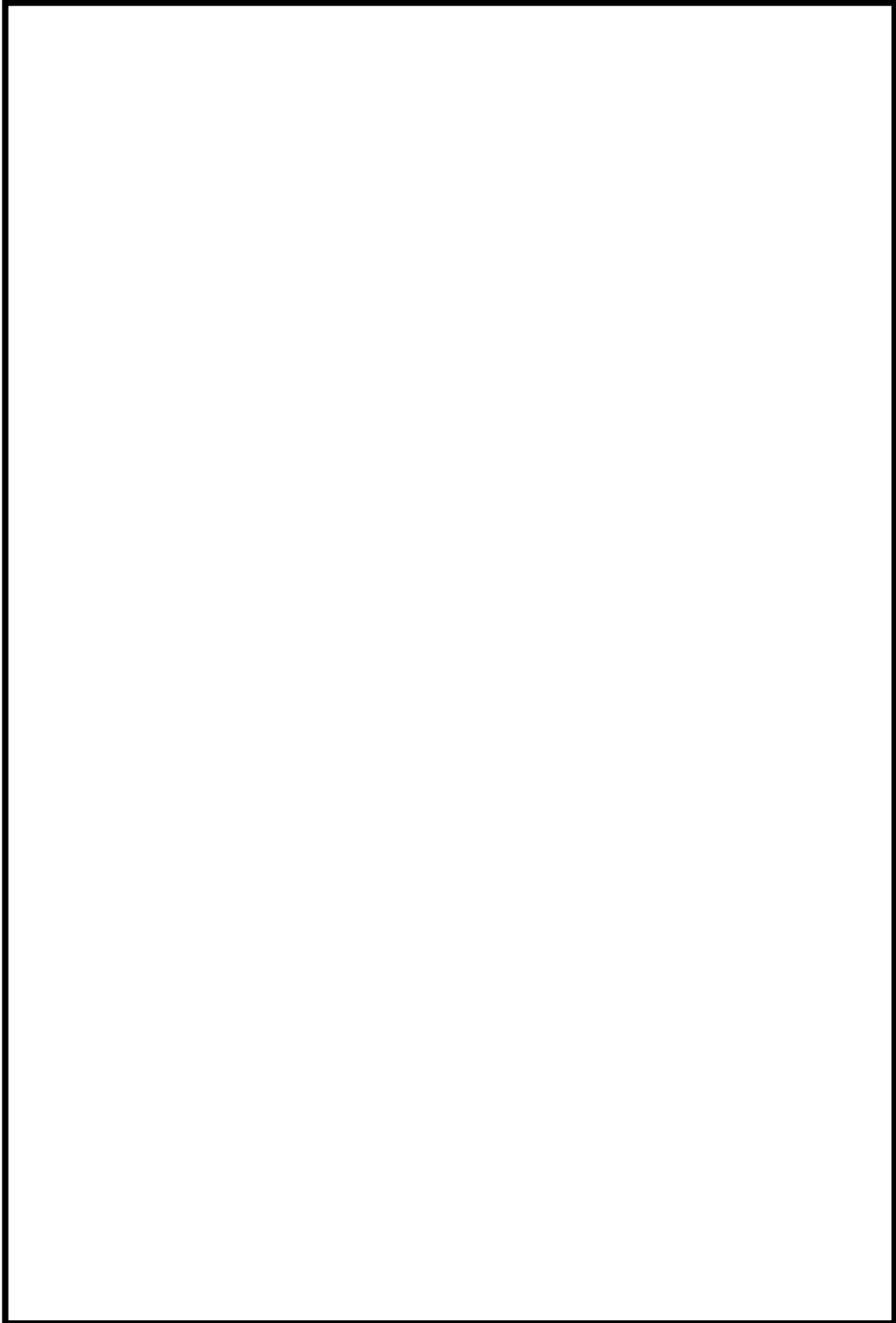
参考資料 2)

鉄筋コンクリート製格納容器（RCCV）の開発

（その5） トップスラブ実験（1/10模型）－実験結果とまとめ－

正会員 齋藤 英明^{*1} 同 菊地利喜郎^{*1} 村松 豊^{*2} 古川 秀康^{*3}
正会員○田中 伸幸^{*4} 同 三浦 俊夫^{*4} 同 岡本 晴彦^{*5} 同 高橋 敏夫^{*6}

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



SA 時の S/C 構造評価における水力的動荷重の影響について

本章では、SA 時の S/C 水位上昇を踏まえた水力的動荷重の影響について説明する。SA 時の S/C 水位上昇する時間帯で S/C に作用する可能性がある水力的動荷重は、以下に示す通り、ベント管からの吹き出しによる荷重（蒸気凝縮振動荷重、チャギング荷重）及び主蒸気逃がし安全弁作動時におけるクエンチャからの吹き出しによる荷重（逃がし安全弁作動時荷重）が考えられる。これ以外の水力的動荷重については、図 1 で示す通り事故後初期に起きる事象であり、S/C 水位が上昇する時間帯に考慮する必要はないと考えている。

(1) ドライウェルと S/C を繋ぐベント管からの蒸気吹き出しによる荷重

- ・ 蒸気凝縮振動荷重
- ・ チャギング荷重

(2) 主蒸気逃し安全弁（SRV）作動時にプール水中の SRV 排気管端

部に設置されたクエンチャからの気泡吹き出しによる荷重

- ・ 逃がし安全弁作動時気泡振動荷重

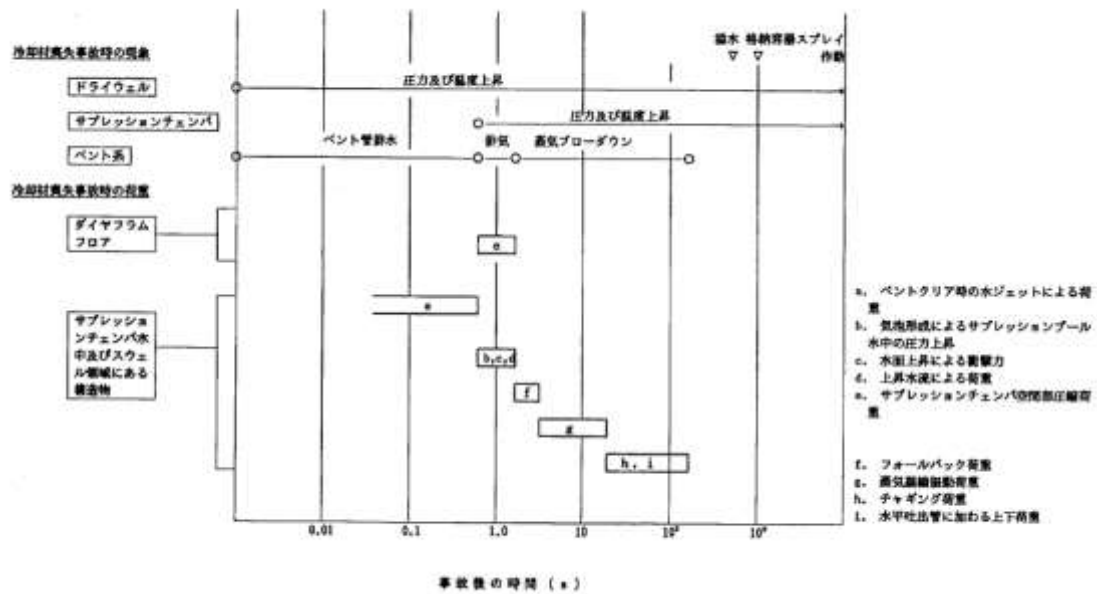
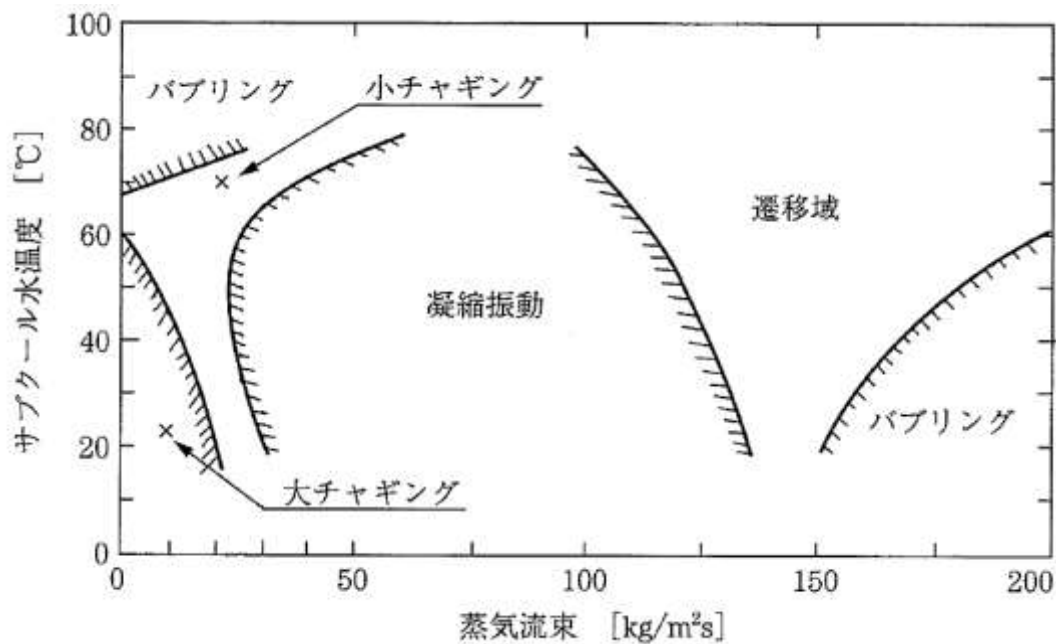


図1 冷却材喪失事故時荷重の時間履歴（既工認図書 抜粋）

以上のことから、蒸気凝縮振動荷重・チャギング荷重・逃がし安全弁動作時気泡振動荷重について、SA時のS/C水位上昇時における影響を後述するが、いずれも建設時に考慮している動荷重で設計していれば影響を与えないレベルであることを確認した。

- (1) ドライウェルとS/Cを繋ぐベント管からの吹き出しによる荷重
- ・ 蒸気凝縮振動荷重
 - ・ チャギング荷重

SA時S/C水位が高い状況に考慮すべき動荷重について検討を行った。蒸気凝縮に伴う動荷重には、高蒸気流量域で生じる蒸気凝縮振動（Condensation Oscillation）と、蒸気流量が小さい領域で生じるチャギング（Chugging）があり、前者は水温が高くなると荷重が増大し、後者は逆に水温が高くなると荷重は小さくなることが知られている。これらの関係を整理したものを図2に示す。



藤井 他「気液二相流の動的配管計画」日刊工業新聞社(1999)をもとに作成

図 2 蒸気凝縮の態様

ここで、SA 時の S/C 水位が高い状況における格納容器ベント時の蒸気凝縮振動、チャギングについて考えるため、大 LOCA (ベント) シナリオの図 3 格納容器内圧力、図 4 サプレッション・チェンバ水位、図 5 サプレッション・プール水温を参照する。

格納容器ベント時のベント管における蒸気流量は、格納容器圧力が 0.62MPa[gage]における最大排出流量 31.6kg/s からベント管流路面積 11.3m²を踏まえて算出すると約 2.8kg/m²s であり、LOCA 発生直後の蒸気流量約 100kg/m²s に比べて十分に小さいため、蒸気凝縮振動は発生しないものと考えている。また、チャギングについても、チャギングが発生すると思われる蒸気流量よりも十分低いこと (安定なバブリング領域)、かつ、仮に発生したとしても S/C 水温が 100°C 以上と高く、チャギング荷重が小さくなる領域であることから、その影響は設計上考慮している荷重に比べ十分小さいものと考えている。

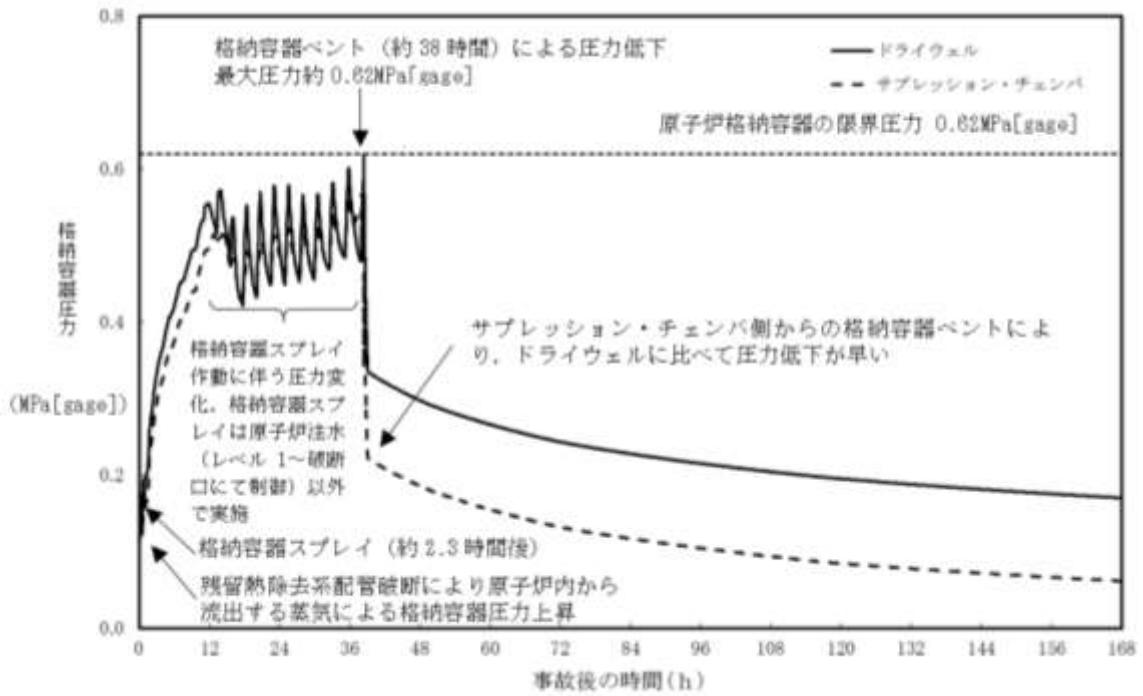


図3 格納容器圧力の推移 (大 LOCA)

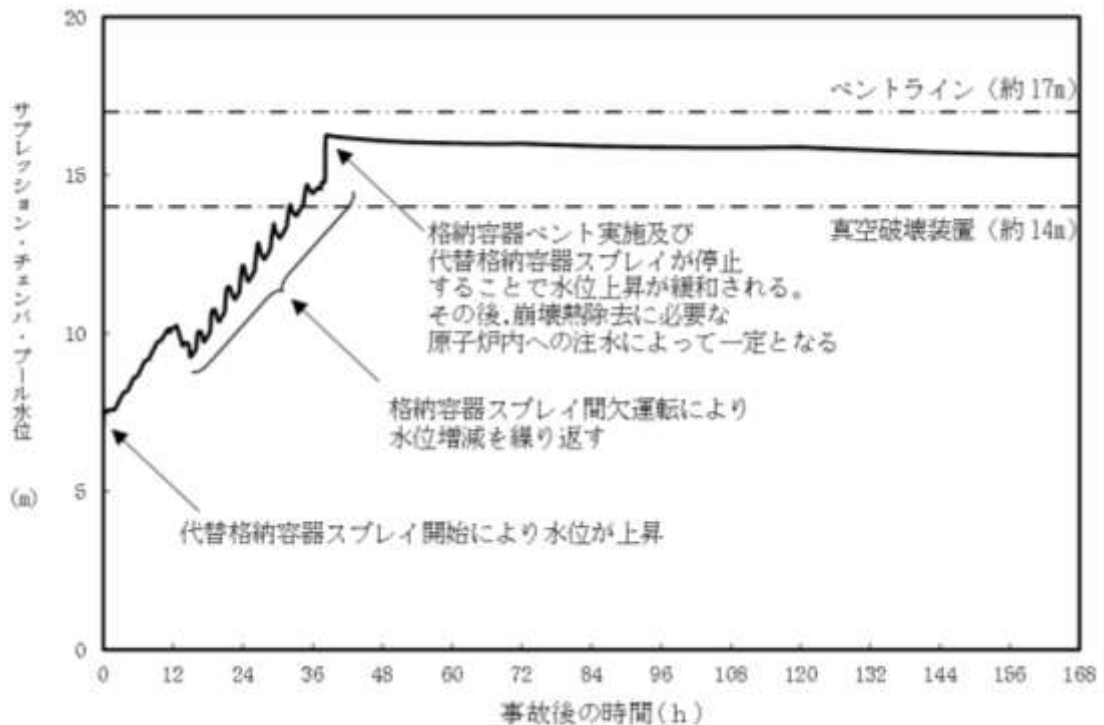


図4 サプレッション・チェンバ・プール水位の推移 (大 LOCA)

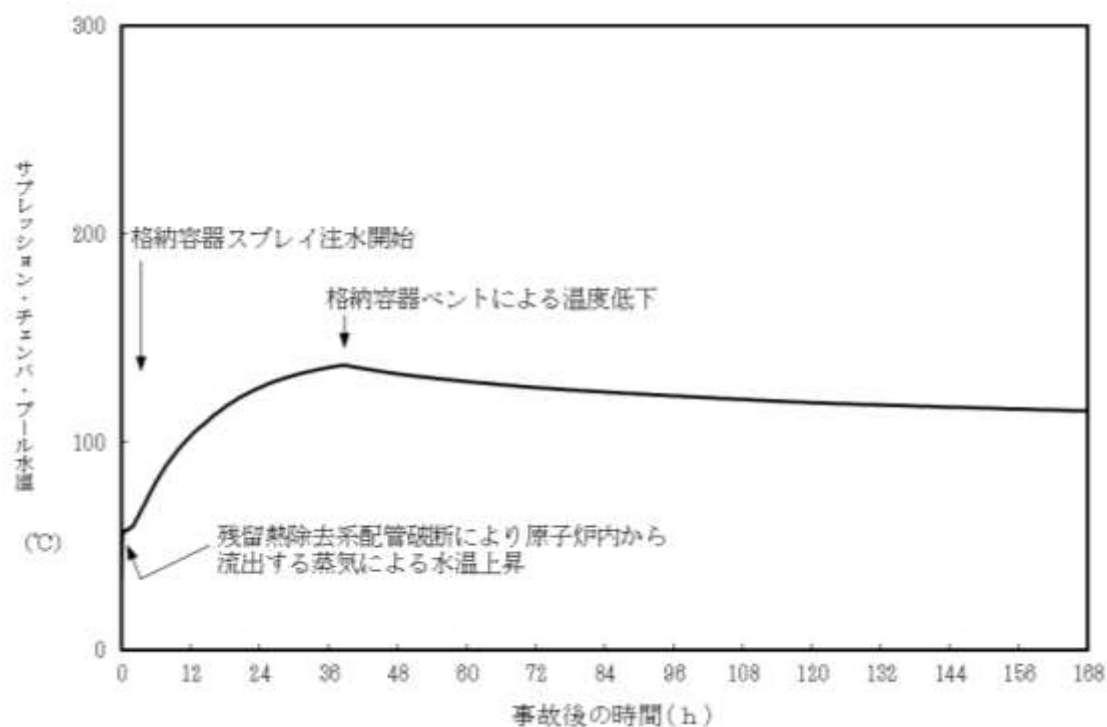


図5 サプレッション・チェンバ・プール水温の推移 (大LOCA)

(2)主蒸気逃し安全弁 (SRV) 作動時にプール水中のSRV排気管端部に設置されたクエンチャからの気泡吹き出しによる荷重

・逃がし安全弁作動時気泡振動荷重

SA時S/C水位が高い状況に考慮すべき動荷重について検討を行った。逃がし安全弁作動時荷重を考慮すべき状況は、SBO時のように、原子炉が高压状態での隔離が長時間継続し、かつ外部水源からの注水を行う場合であり、その場合はS/C水位が上昇した状態で逃がし安全弁作動時荷重が生じ得る。SBO時の原子炉圧力、蒸気流量、サプレッション・チェンバ水位、サプレッション・チェンバ水温を図6~9に示すが、この場合のS/C水位は真空破壊

弁高さよりも十分に低い。

また、LOCA 時やその他のシーケンス時には、原子炉は短時間で減圧されるため、その後 S/C 水位が上昇した時点では、原子炉又は SRV 排気管からの大流量の蒸気放出はなく、逃がし安全弁作動時荷重を考慮する必要はないと考えている。

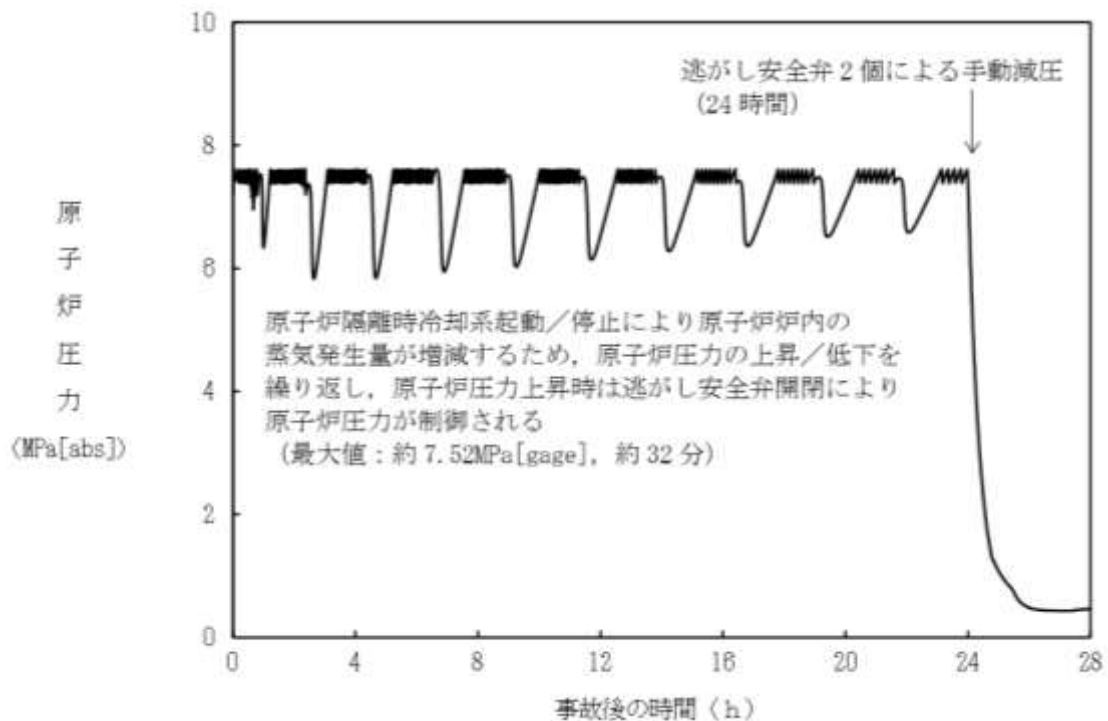


図 6 原子炉圧力の推移 (SBO)

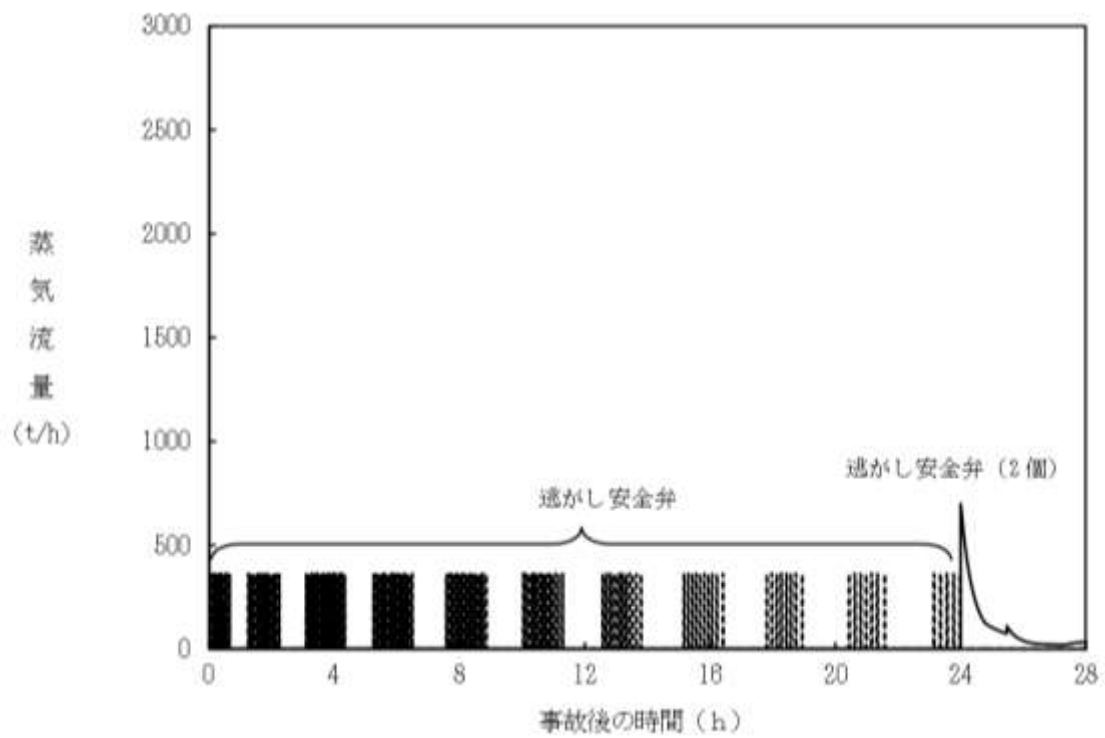


図7 逃がし安全弁からの蒸気流出流量の推移 (SBO)

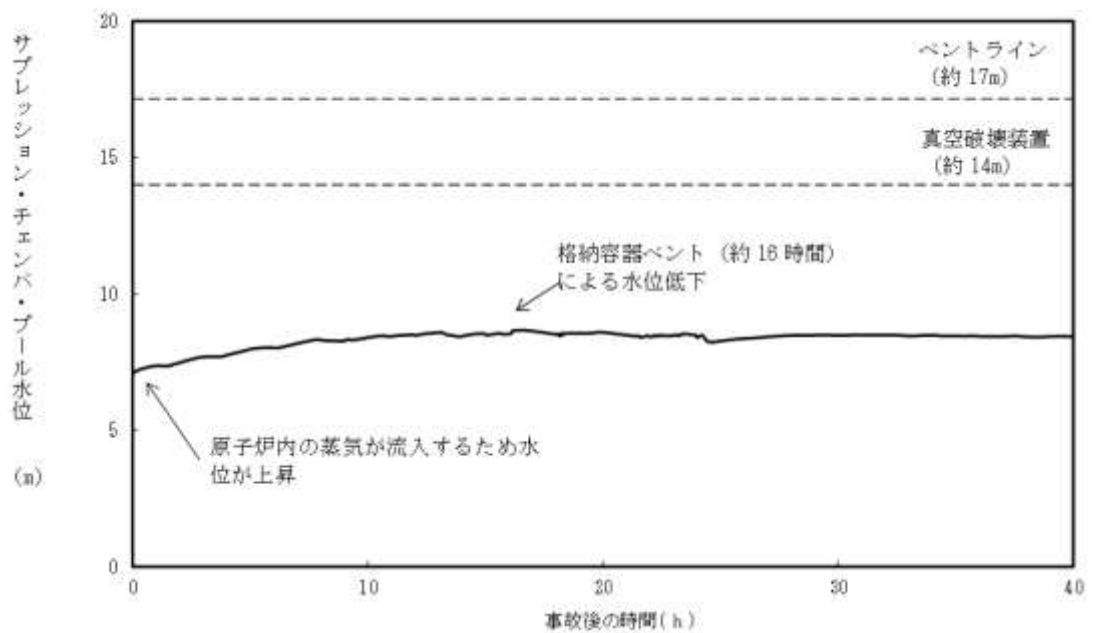


図8 サプレッション・チェンバ・プール水位の推移 (SBO)

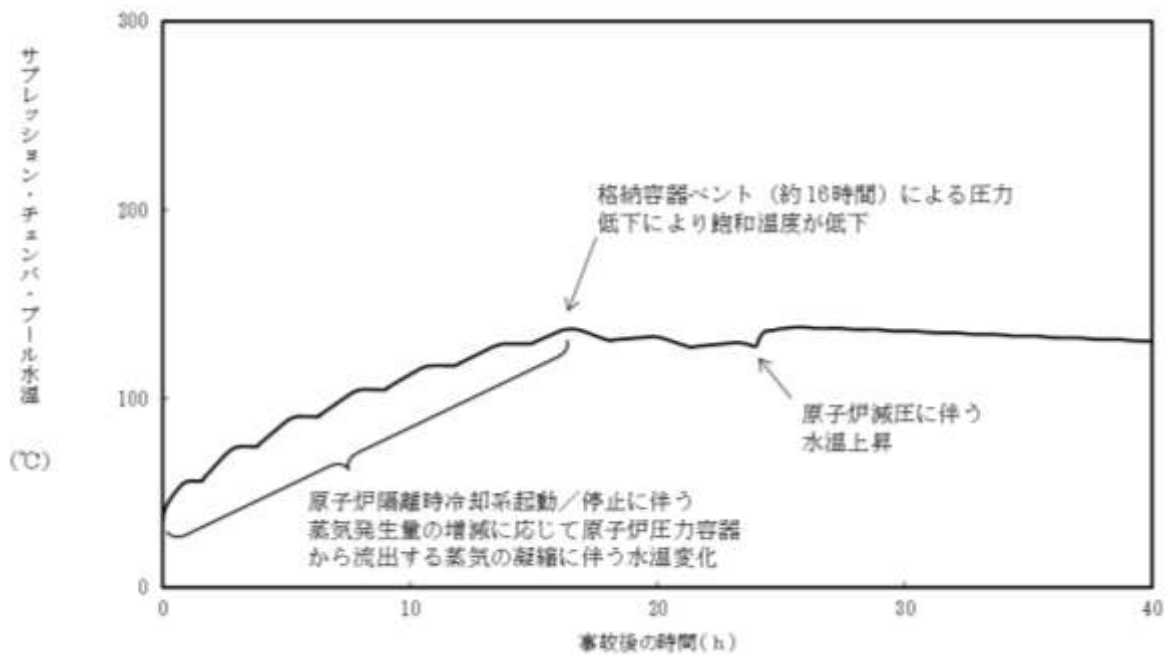


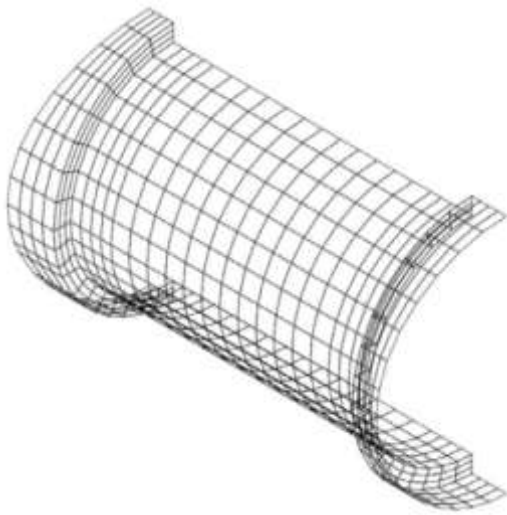
図9 サプレッション・チェンバ・プール水温の推移 (SBO)

以上のことから、SA時S/C水位上昇時のベント管による蒸気凝縮荷重及びチャギング荷重、逃がし安全弁作動時における逃がし安全弁作動時荷重については考慮する必要はないと考えており、建設時に設計考慮した動荷重で評価していることで十分と考えている。

ただし、保守的な考えとして、S/C水位上昇時においてチャギング荷重が発生した場合の評価を、7号炉を代表として以下に示す。なお、本評価は概略評価であり、参考値の位置づけで示す。

<評価モデル>

S/Cに加わる水力学的動荷重について、最も強度評価に影響を与える部位はアクセストンネルである。よって、S/C水位上昇時のチャギング荷重を評価するために、7号炉アクセストンネルの強度評価を図10のFEMモデルを用いて評価した。応力評価点については図11に示す。



応力評価点番号	応力評価点
P 1	原子炉本体基礎側端部 (P 1-A~P 1-C)
P 2	原子炉本体基礎側フレキシブルジョイント部 (P 2-A~P 2-C)
P 3	下部ドライウェルアクセストンネル円筒側 (P 3-A~P 3-C)
P 4	原子炉格納容器側フレキシブルジョイント部 (P 4-A~P 4-C)
P 5	原子炉格納容器側端部 (P 5-A~P 5-C)

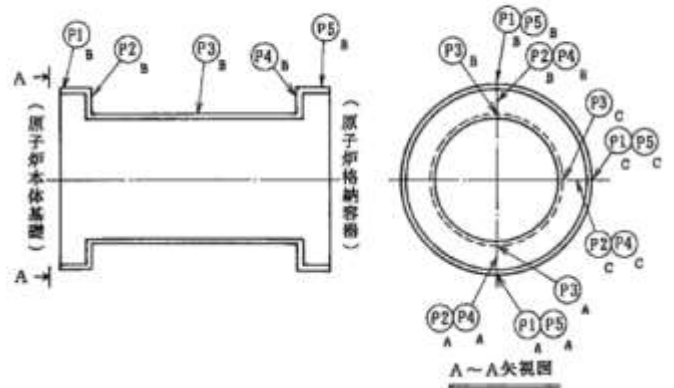


図10 アクセストンネルFEMモデル

図11 応力評価点

<評価条件>

評価条件は表1に示す。S/C水位上昇によるチャギング荷重の影響を評価するために、S/C水位はW/Wベントライン下端高さ (S/C床面より17.15m) の条件とし、その水位に応じたチャギング荷重値を用いて評価する。なお、評価条件としてD/W - W/W想定差圧、平均温度は建設時と同じ条件とする。

表1 アクセストンネル評価の条件

項目	建設時評価	今回評価
CH 荷重値	最大正圧 : +32kPa 最大負圧 : -19kPa	建設時と同じ
S/C 水位	HWL (S/C 床面より 7.1m)	ベントライン下端高さ (S/C 床面より 17.15m)
想定差圧	144kPa	建設時と同じ
平均温度	137.5℃	建設時と同じ

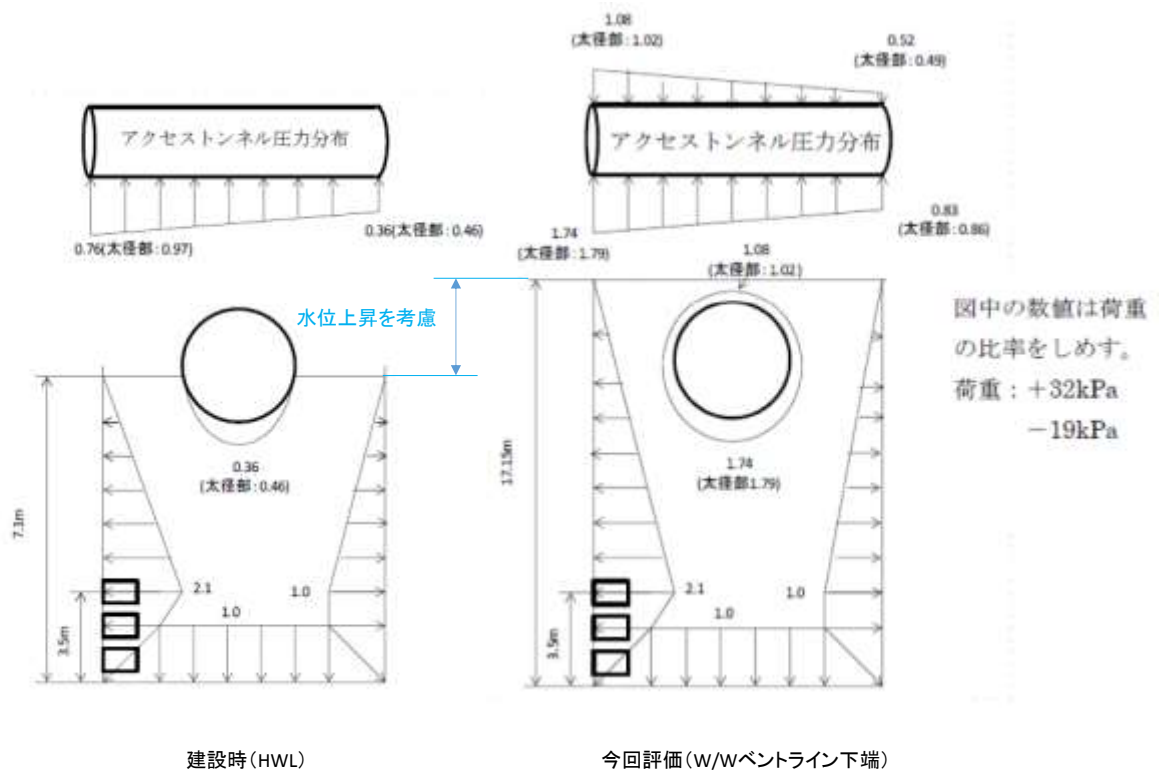


図12 チャギング荷重分布

<評価結果>

水位上昇時の運転状態Ⅳの応力評価のまとめを表 2 に示す。表 2 に示す通り、各応力評価は許容応力以下である。また、建設時との比も最大で約 1%程度であり、チャギング荷重の影響は、水位上昇を考慮してもほとんど影響しないことが確認できた。なお、シビアアクシデント時を想定すると S/C 水位上昇時は S/C 水温が高く、チャギング荷重の影響がほとんどみられない領域と考えられるが、本評価においてはチャギング荷重が厳しめに加わる想定で評価を実施している。このことから、S/C 水位上昇によるチャギング荷重の影響はほとんどないものと考えている。

表 2 水位上昇時の運転状態Ⅳの応力評価

荷重の組合せ番号	7 (CH)		
評価点番号	建設時 (HWL) N/mm ²	水位上昇時 (HWL+10.05) N/mm ²	比
P1 - A	360	357	0.99
P1 - B	350	347	0.99
P1 - C	208	209	1.00
P2 - A	293	296	1.01
P2 - B	147	138	0.94
P2 - C	211	200	0.95
P3 - A	29	24	0.83
P3 - B	32	22	0.69
P3 - C	27	28	1.04
P4 - A	116	119	1.03
P4 - B	268	260	0.97
P4 - C	222	211	0.95
P5 - A	270	267	0.99
P5 - B	271	270	1.00
P5 - C	356	350	0.98
最大	360	357	0.99
許容値	427	427	-

限界温度・圧力に対する評価対象部位の裕度について

原子炉格納容器バウンダリを構成する各設備に関して、重大事故時に放射性物質の閉じ込め機能を喪失する要因として、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、構造健全性が失われる場合と、シール部の耐漏えい機能が失われる場合が想定される。

①原子炉格納容器本体（コンクリート部）

曲げせん断破壊

②原子炉格納容器本体（ライナ部）

延性破壊

③トップヘッドフランジ

延性破壊，変形，高温劣化（シール部）

④ハッチ類（機器搬入用ハッチ等）

延性破壊，変形，高温劣化（シール部）

⑤エアロック

延性破壊，変形，高温劣化（シール部）

⑥配管貫通部

- ・貫通配管・・・延性破壊
- ・スリーブ・・・延性破壊
- ・端板・・・延性破壊
- ・閉止板・・・延性破壊
- ・閉止フランジ・・・延性破壊，高温劣化（シール部）

⑦電気配線貫通部

延性破壊，高温劣化（シール部）

⑧原子炉格納容器隔離弁

延性破壊，高温劣化（シール部）

これら機能確保のために評価を行う必要のある機器に関し，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て評価を行ったが，判断基準に対する各機器の裕度について，表1に示す。

裕度の考え方は部位ごとに異なっており，破損限界を評価することができるものについては， $200^{\circ}\text{C} \cdot 2\text{Pd}$ における状態と破損限界との比較を行っている。一方，破損限界が確認できていないものについては， $200^{\circ}\text{C} \cdot 2\text{Pd}$ の状態における健全性を確認した際の判定基準に対する裕度を評価した。

その結果，構造部材について裕度が最小となるものは，ハッチ類，エアロック，配管貫通部の応力比較であり，裕度は約1.1であった。ただし，これらの評価においては，評価基準として，規格等に定められている許容値を用いて評価しているものであり，許容値が保守的に設定されているものであることから，実際の構造部材としての実力ではさらに裕度を有しているものと考ええる。

一方，シール部については，シール材が事故条件下において時間的に劣化していくことが確認されている。このため，構造部材と異なり，現在の評価において健全性が確認されている7日間の期間を超えて $200^{\circ}\text{C} \cdot 2\text{Pd}$ の状態が長時間継続した場合には，シール材が機能を喪失し漏えいが生じる可能性がある。また，シール部のうちでも，トップヘッドフランジや機器ハッチ等，

フランジ構造になっている箇所については、圧力の上昇にともない開口量が増加するため、その影響により、他のシール部に比べて漏えいが生じるリスクが高いものと考えられる。

これらの検討結果から、構造部材については、 $200^{\circ}\text{C} \cdot 2\text{Pd}$ の状態が維持された場合においても漏えいが生じることはなく、また、構造部材が有する実力での強度を考慮した場合には、十分な裕度が確保されているものと評価できる。一方、フランジ構造のシール部については、 $200^{\circ}\text{C} \cdot 2\text{Pd}$ の状態が維持された場合であっても、その状態が7日間を超えて長期間継続した場合には漏えいが生じる可能性がある。このため、実際の事故時における漏えいに対する裕度は、フランジ構造のシール部である、トップヘッドフランジ、機器ハッチ、エアロックが最も少ないと考える。

以上

表 1 評価対象機器が有する限界温度・圧力に対する裕度

評価対象部位	想定される機能喪失要因	裕度の考え方	2Pdに対する裕度 (評価結果)
① 原子炉格納容器本体 (コンクリート部)	曲げせん断破壊	NUPECで実施された弾塑性解析により、200℃条件下で、コンクリート部の内圧に対する耐圧性を確認	約2.0 (4.0Pd近傍からコンクリートの局所的破損開始)
② 原子炉格納容器本体 (ライナ部)	延性破壊	NUPECで実施された歪み評価をもとに、200℃条件下で、ライナ部破損圧力を評価	約1.8 (約3.5Pdでライナ部の相当塑性ひずみが破断ひずみに到達)
③ トップヘッドフランジ	延性破壊	設計・建設規格の評価式に準拠し200℃、2Pdにおいて応力評価を行い、許容応力と比較	約1.5 (締め付けボルトの発生応力と許容値との比較)
	変形・高温劣化 (シール部)	NUPECで実施された1/10スケールモデル試験結果を用いた耐圧試験結果に基づき限界圧力を評価	約1.4 (試験結果から弾性限界圧力 (約2.8Pd) を算出)
④ ハッチ類 (機器搬入用ハッチ等)	変形・高温劣化 (シール部)	シール部の隙間評価結果及びガスケットの試験結果に基づき評価	— (圧力の上昇により開口量が増加することに加え、シール材が経時的に劣化するため、裕度の評価は困難)
	延性破壊	設計・建設規格の評価式に準拠し200℃、2Pdにおいて応力評価を行い、許容応力と比較	約1.1 (ガセットプレートとのせん断力と許容値との比較)
⑤ エアロック	変形・高温劣化 (シール部)	NUPECで実施されたハッチモデル試験結果に基づき限界圧力を評価	約3.0 (ハッチモデル試験体の限界圧力 (6.0Pd) との比較)
	延性破壊	シール部の隙間評価結果及びガスケットの試験結果に基づき評価	— (圧力の上昇により開口量が増加することに加え、シール材が経時的に劣化するため、裕度の評価は困難)
⑥ 配管貫通部 (貫通配管)	延性破壊	設計・建設規格の評価式に準拠し200℃、2Pdにおいて応力評価を行い、許容応力と比較	約1.1 (ガセットプレートとのせん断力と許容値との比較)
	変形・高温劣化 (シール部)	シール部の隙間評価結果及びガスケットの試験結果に基づき評価	— (圧力の上昇により開口量が増加することに加え、シール材が経時的に劣化するため、裕度の評価は困難)
⑦ 電気配線貫通部	延性破壊	代表配管について、原子炉格納容器変位に伴う曲げ荷重の作用による強度評価を、設計・建設規格PPC-3530に準拠し、既工事計画承認申請書で実績ある手法で評価を実施	約1.1 (配管に生じる応力と許容値との比較)
	延性破壊	代表配管について、設計・建設規格PVE-3410、3610に準拠し、必要板厚 (現在の板厚で生じる応力が許容値を満たすこと) を算定	約4.0 (配管貫通部の部材 (コンクリート部) に生じる応力と許容値との比較)
⑧ 原子炉格納容器隔離弁	変形・高温劣化 (シール部)	シール部の隙間評価結果及びガスケットの試験結果に基づき評価	— (開口は生じないが、シール材が経時的に劣化するため、裕度の評価は困難)
	延性破壊	代表貫通部について、設計・建設規格PVE-3230に準拠し、必要板厚を算定	約1.7 (呼び厚さと計算上必要な厚さとの比較)
⑨ 原子炉格納容器隔離弁	延性破壊	電共研、NUPECで実施された電気配線貫通部のモデル試験体を用いた気密性能確認結果に基づき限界圧力・温度を評価	約1.3 (NUPECでの試験において、約2.6Pdでも漏えいが無いことを確認)
	延性破壊	設計・建設規格 (弁の圧力温度基準に基づく評価) に基づき、弁箱の耐圧機能を評価	約2.1 (200℃における弁許容圧力と格納容器限界圧力との比較)
⑩ 原子炉格納容器隔離弁	延性破壊	シール部について試験結果に基づき評価	— (開口は生じないが、シール材が経時的に劣化するため、裕度の評価は困難)
	変形・高温劣化 (シール部)	シール部の隙間評価結果に基づき評価	— (開口は生じないが、シール材が経時的に劣化するため、裕度の評価は困難)

配管貫通部の代表性について

1. 原子炉格納容器貫通部の代表選定の考え方

- ① 原子炉格納容器配管貫通部における評価は、格納容器配管貫通部全数から本章で示す考えに基づき代表配管を選定する。
- ② 原子炉格納容器貫通部周りの配管に発生する応力は、原子炉格納容器貫通部の変位と、配管系の拘束から影響を受ける。まず、変位について原子炉格納容器が 2Pd、200°C 時における変位を算定した結果を図 2 に示す。変位の評価モデルは「0° - 180°」と「90° - 270°」の 2 ケースの分割モデルで実施している。図 3 及び図 4 で評価モデルのイメージを示す。この評価結果から T. M. S. L 15m 以上の変位が最も高くなっていることを確認した。したがって 15m 以上にある配管貫通部から、拘束条件が厳しいものを選定することとした。
- ③ なお、小口径配管については、二次応力が小さい傾向にあるため、選定にあたっては対象外とする。
- ④ ここまでで抽出された配管貫通部を表 1 に纏めているが、本評価は格納容器限界温度・圧力 (200°C, 2Pd) における評価であることから、従来設計が 200°C 以上のものは評価不要と考えているため、最高使用温度が 200°C 以上の配管については対象外とする。
- ⑤ 上記の考えで抽出された配管貫通部は X-81 (AC 系)、X-82 (FCS 系) であり、これらについて、原子炉格納容器限界温度・圧力 (200°C・2Pd) 時の格納容器変位による配管損傷要因として考えられる二次応力の影響を評価するため、二次応力が厳しくなる配管拘束条件に着目して代

表配管を選定することとした。拘束条件の厳しさを表す参考の値として、貫通配管の第一拘束点までの距離(L)と配管口径(D)の比(L/D)を用いる。一般的にLが小さい程拘束が厳しく、Dが大きい程配管応力を受けやすいことから、L/Dが最も小さいものの拘束条件が厳しく、配管応力を受けやすいと考えられる。

2. 代表配管の選定結果

上記の考え方から、L/Dが最も小さいものを選定した結果、表1で示す通り不活性ガス系の配管貫通部(X-81)を選定した。なお、X-81のペネ取付高さはT.M.S.L 19mであり、L/Dは約6.4である。これらの代表配管抽出フローについては、図1で示している。

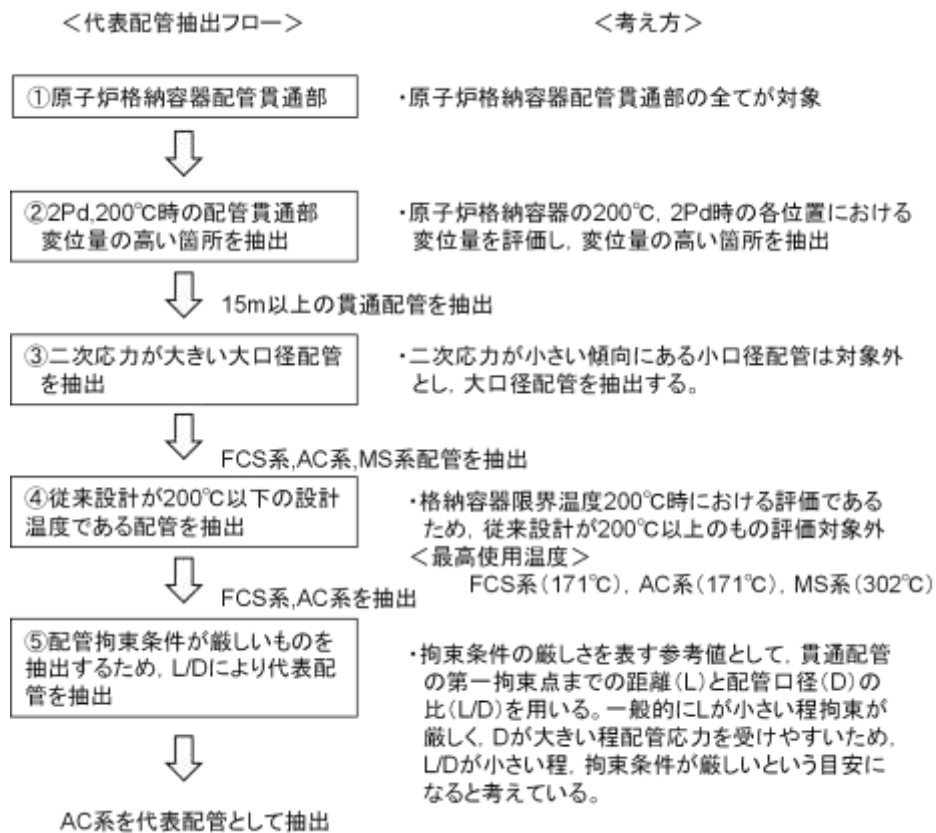


図1 代表配管抽出フロー

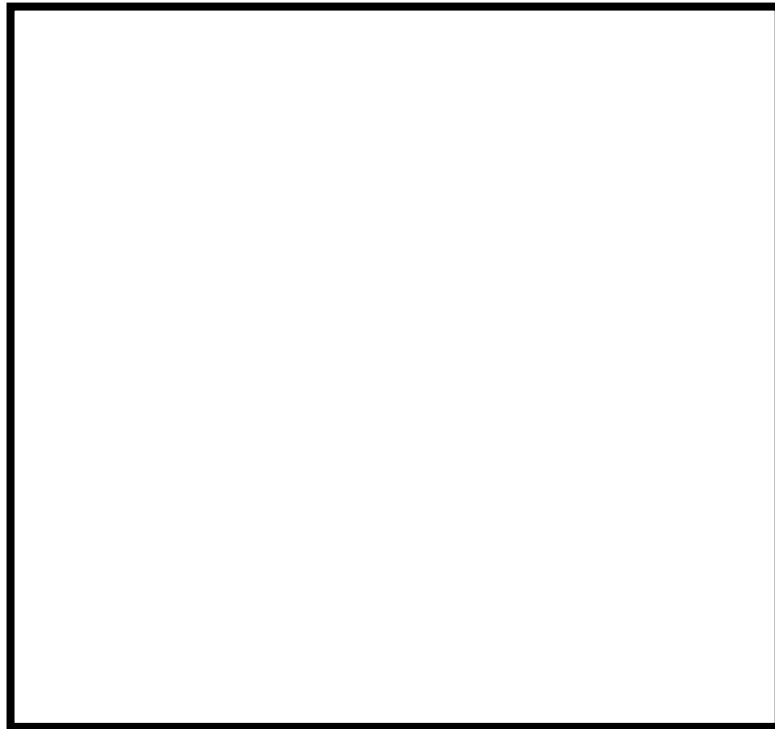


図 2 格納容器(200°C, 2Pd 時)の変位

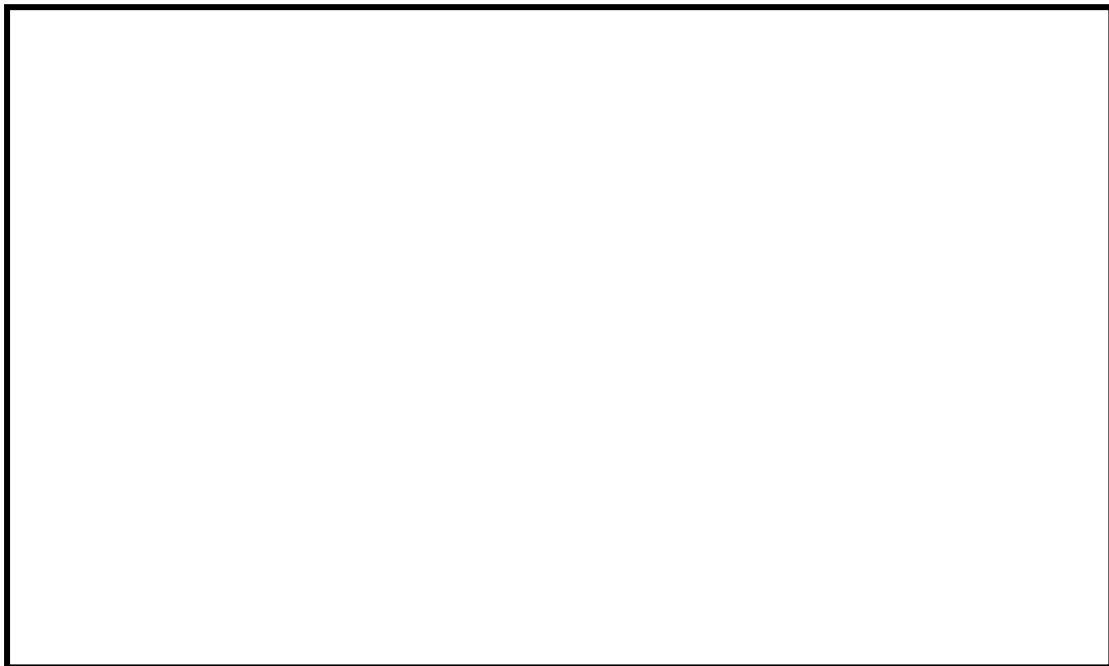


図 3 格納容器「0° -180°」, 「90° -270°」について (7号炉の例)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



図 4 変位の評価モデルイメージ (0° -180°)

表 1 配管貫通部と口径比 (T. M. S. L 15m 以上)

貫通部番号	貫通部 取付 高さ	系統	プロセス管				PCV からの第 1 サポート距離 L [mm]	口径比 L/D
			外径 D [mm]	肉厚 t [mm]	D/t	最高使用 温度 [°C]		
X-82		FCS						
X-81		AC						
X-10A		MS						
X-10B		MS						
X-10C		MS						
X-10D		MS						

※ 「PCV からの第 1 サポート距離」は、原子炉建屋側の配管ラインについて示す。

※ 貫通部取付高さは T. M. S. L を示す。

<参考> 貫通部反力（モーメント）の比較

図1の代表選定フローで抽出されたAC系とFCS系の貫通配管について、L/Dの比較により代表配管を決定しているが、L/Dで代表を選定することが妥当であることを確認するために、配管貫通部の貫通部反力（モーメント）についても比較を実施した。貫通部反力（モーメント）の評価概要は図5に示す通りである。

第一サポートまでのサポート距離（支持スパン）は、各貫通部から第1拘束点までの距離とし、それぞれ放射方向L1、鉛直方向L2として貫通部反力（モーメント）の指標を算出して、代表配管の選定を評価した。評価結果を表2に示しており、L/Dの評価と同様に、反力（モーメント）の評価についてもAC系が厳しい結果であり、AC系を選定することが適切であることが本結果からも確認できた。

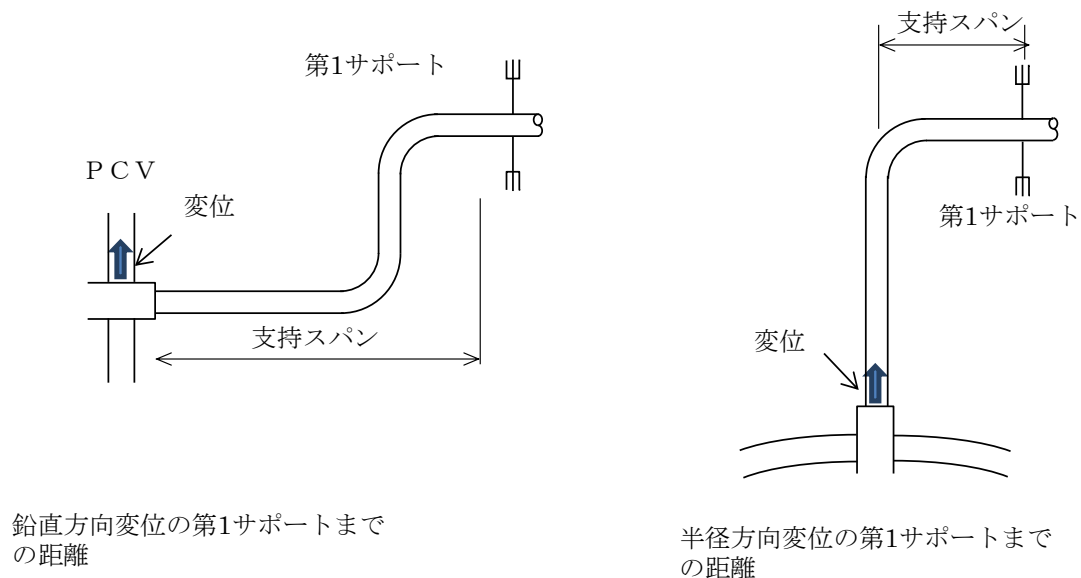


図5 貫通部反力（モーメント）評価におけるサポート支持スパンの考え方

表 2 貫通部反力（モーメント）の評価結果

貫通部 番号	系統	呼 び 径	貫通部 取付 高さ	サポート距離 (支持スパン)		貫通部反力 (モーメント) の指標		参考
				L1 (放射)	L2 (鉛直)	M1 (放射)	M2 (鉛直)	
				A	mm	mm	mm	N・mm
X-82	FCS							
X-81	AC							

※貫通部取付高さは T.M.S.L を示す。

表 2 の貫通部反力（モーメント）の評価結果からも、L/D と同様に AC 系の方が厳しい値となっている。以下に貫通部反力（モーメント）の指標算出式を示しているが、式①は式④で表すことができ、反力（モーメント）は変位 δ が大きい程高く、L/D が小さい程高くなる傾向であることが言える。今回の代表選定フローについては、変位 δ が高いと思われる 15m 以上において、最終的には L/D の小さい方を代表として選定しているが、この式④からも、その考えが妥当であることが言える。

<貫通部反力(モーメント)の指標算出式>

$$M = \frac{3EI\delta}{ZL^2} \quad (\text{式①})$$

Z: 断面係数
I: 断面二次モーメント
E: 弾性係数
 δ : 変位の指標
L: サポートスパン

上記①式に以下の式②、③を代入する。

$$I = \frac{\pi(D^4 - d^4)}{64} \quad (\text{式②})$$

$$Z = \frac{\pi(D^4 - d^4)}{32D} \quad (\text{式③})$$

D: 配管外径
d: 配管内径

$$M = \frac{3E \frac{\pi(D^4 - d^4)}{64} \delta}{\frac{\pi(D^4 - d^4)}{32D} L^2} = \frac{3}{2} \frac{E\delta}{L^2/D} \quad (\text{式④})$$

なお、貫通部反力(モーメント) M の指標算出式から、M は L/D ではなく L²/D が小さくなるにつれて大きくなることを示しているが、M は単位面積あたりのモーメントを示す指標であり、実際の反力は、M と断面係数 Z の積で表される。断面係数 Z は、一般的に配管口径 D が大きくなるにつれて大きくなる傾向にあるので、実際の反力は、L²/D が小さい、且つ、D が大きい程大きくなる傾向にある。図 1 で示す代表配管選定フローにおいて既に大口径配管、すなわち D が大きい配管を③で選出しており、さらに貫通部反力が大きくなる条件としては L²/D が小さいことになる。これを簡易的に表現すると L/D が小さくなるにつれて貫通部反力が大きくなる傾向であると言えるため、反力の大きい配管貫通部の代表性を示すための参考になる指標と考えている。

ここで、表 3 に高さ 15m 以上にある配管貫通部のうち計装用配管貫通部を除く配管貫通部について L/D 及び L^2/D を整理した。配管が小口径であるものは、二次応力が小さい傾向にあり、大口径の配管貫通部と比較して貫通部反力も低くなると考えられるが、表 3 で示す通り小口径については L/D も高いため、 L/D は貫通部反力の傾向を示せているものとする。

よって、図 1 で示す代表配管選定フローにおいて、最終的に選出された配管のうち、配管拘束条件が厳しいものを選ぶための参考値として L/D を用いることについては妥当と考えている。なお、最終的には AC 系、FCS 系から AC 系を代表に抽出しているが、 L/D だけではなく、貫通部反力（モーメント）の指標も算出し、AC 系の方が拘束条件が厳しいことを示した上で抽出している。

表 3 L/D 及び L^2/D の整理

貫通部番号	貫通部 取付 高さ	系統	プロセス管		PCV からの第 1 サポート距 離 L [mm]	口径比 L/D	(参考) L^2/D
			外径 D [mm]	肉厚 t [mm]			
X-82		FCS					
X-142A		MS					
X-142B		MS					
X-142C		MS					
X-142D		MS					
X-147		MS					
X-69		SA					
X-70		IA					
X-71A		HPIN					
X-71B		HPIN					
X-72		HPIN					
X-81		AC					
X-10A		MS					
X-10B		MS					
X-10C		MS					
X-10D		MS					
X-22		SLC					

※貫通部取付高さは T. M. S. L を示す。

バックアップシール材塗布による設計影響について

(1) バックアップシール材塗布によるフランジ設計への影響懸念

フランジ設計として、漏えい発生を防止するためにOリング溝にシール材（改良 EPDM）がセットされているが、シール機能を確保するために以下が設計上考慮されている。

- ① シール材について、開口を考慮した適切な押込み量を確保すること
- ② 内圧及びシール材反力について、適切なフランジ強度を有すること
- ③ シール材が、化学的影響を受ける等により、反応や劣化等の影響を受けないこと
- ④ フランジ締付作業の施工性が確保できること

バックアップシール材をフランジ面に塗布することで、上記①～④について悪影響を与えないことを確認するため、バックアップシール材が塗布されることにより「フランジ開口量評価でシール材（改良 EPDM）追従性に悪影響を与えないこと」、「フランジ応力評価に悪影響を与えないこと」、「シール材（改良 EPDM）に化学反応等の悪影響を与えないこと」、「フランジ締付作業・開放作業に悪影響を与えないこと」を確認した。

(2) バックアップシール材厚さの影響について

図 1 の試験体（直径 30cm）を使用して、バックアップシール材を塗布せず試験体を組み上げた後（バックアップシール材無し）とバックアップシール材を塗布して試験体を組み上げた後（バックアップシール材有り）の試験体の厚さを測定した。その結果を表 1 に示す。バックアップシール材の有無による試験体の厚さの変化はほとんど無く、約 0.01mm 程度の差であった。

実プラントでのシール材の押し込み深さは約□である。一方、今回測定結果から、バックアップシール材適用による押し込み量の変化は 0.01mm 程度と想定され、バックアップシール材適用による押し込み深さの変化量やフランジ開口量への影響は無視できる程度で悪影響はないと考えられる。

表 1 試験体の厚さ測定結果

測定位置	バックアップシール材無し (mm)	バックアップシール材有り (mm)
1	40.01	40.02
2	40.02	40.02
3	40.00	40.03
4	40.00	40.02
5	40.00	40.01
6	40.01	40.01
7	40.01	40.01
8	40.01	40.02
9	40.01	40.03
10	40.01	40.03
11	40.01	40.03
12	40.00	40.03
平均	40.01	40.02



図 1 試験体厚さ測定位置

(3) バックアップシール材塗布に伴うフランジへの影響について

バックアップシール材を塗布した場合の影響評価として、①開口量評価及び②フランジ応力評価を実施した。前述(1)からバックアップシール材塗布時の厚さは0.01mm程度であるが、保守的な仮定としてバックアップシール材厚みが0.5mmとし、開口量評価、フランジ応力評価に悪影響がないことを確認した。

① 開口量評価

構造上バックアップシール材の厚さ分、突起によるEPDMガスケットの締付量は低減する。このため、最も評価結果が厳しくなるドライウェル機器搬入用ハッチにて2Pd時の締付量と必要締付量を比較し、シール性能を維持できることを確認した(図2、表2参照)。なお、ここで用いたEPDMの必要締付量は実機を模擬した試験を実施し、締付量0mmでもシール性能を維持できることを確認している。

$$\begin{aligned} \text{評価式：締付量} &= \text{初期締付量} - \text{バックアップ材厚さ} - \text{開口量} \\ &= (\text{□}) - (0.5\text{mm}) - (1.4\text{mm}) \\ &= \text{□} > 0\text{mm} \end{aligned}$$

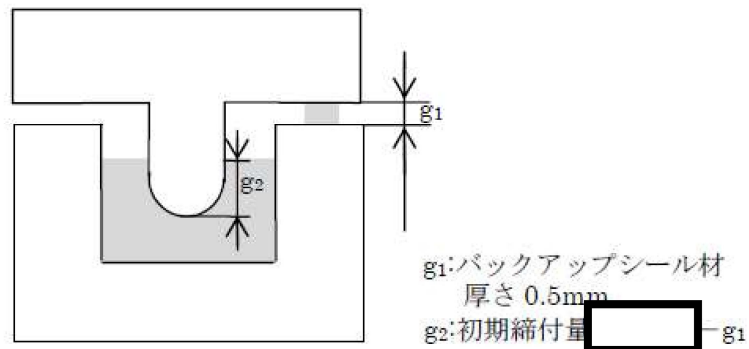


図2 バックアップシール材を保守的に0.5mm厚さとした初期縮付状態図

表2 2Pd時のバックアップシール材を用いたフランジシール部開口量と縮付量

設備名	バックアップシール材厚さ	開口量	縮付量	必要縮付量
ドライウエル 機器搬入用ハッチ	0.50	1.4		0以上

(単位：mm)

② フランジ部応力評価

バックアップシール材を用いた際、2Pd時にフランジに加わる荷重を表3に示す。表3よりバックアップシール材の荷重は内圧による荷重と比較して2桁以上小さくなる。このため、フランジ部へ発生する応力の影響は内圧が支配的であり、バックアップシール材の有無によりフランジ部へ加わる発生応力は殆ど変化しないと考えられる。

表3 2Pd時のバックアップシール材を用いたフランジに加わる荷重

(単位:kN)

内圧による荷重	ガスケット反力 による荷重	バックアップシール材反力 による荷重
5.166×10^4	5.108×10^2	1.431×10^2

参考として、バックアップシール材の有無によるフランジ部発生応力を比較したものを表4に示す。このように実際に上記の結果を反映したものとなっており、バックアップシール材を考慮しても、フランジ部に発生する応力は、弾性域であることを示す共用状態Csにおける評価基準値に対して十分に余裕があるといえる。

表4 2Pd時のバックアップシール材を用いたフランジ部発生応力

(単位:MPa)

応力評価点	バックアップ シール材		供用状態Cs における 評価基準値 (MPa)
	無し	有り	
ハブの軸方向応力	27	27	339
ボルト穴の中心円におけるフランジの 半径方向応力	156	156	226
フランジの半径方向応力	2	2	226
フランジの周方向応力	2	2	226
組合せ応力	15	15	226
	15	15	226
ボルトの応力	322	323	432

(4) 改良 EPDM に対する悪影響，フランジ締付・開放作業への影響について

現場作業等への影響について，フランジ締付時の締付ボルト管理トルク値の変更は必要ないこと，フランジ開放時（点検時）の手入れの際にバックアップシール材は容易に除去可能であることを確認している。また，バックアップシール材は改良 EPDM シール材と化学反応は生じないことから悪影響はないと考えられる。

以上のことは，施工時の影響確認として柏崎刈羽原子力発電所の実機の格納容器ハッチで実施したモックアップ試験時に，実際にバックアップシール材を塗布して確認しており，フランジ締付・開放作業に有意な影響を与えないことを確認している。また，化学影響については，長期熱劣化影響確認試験で改良 EPDM とバックアップシール材を組み合わせたフランジで劣化後の気密性が確認できていることから，悪影響がないと考えている。

(5) まとめ

上記（1）～（4）より，バックアップシール材塗布におけるフランジ締込量への影響は 0.01mm 程度と僅かであり，かつ，仮に保守的に締込量に 0.5mm の影響があると想定した場合でも，開口量評価及びフランジ部応力評価に大きな影響を与えないことを確認した。また，改良 EPDM シール材に対して化学反応の影響がないこと，フランジ締付作業性も確保できることから，バックアップシール材塗布によるフランジ設計上の影響はない。

TIP パージ弁への改良シール部材適用について

TIP パージ弁は、表 1 の通り弁座シート、グラウンドOリング及び弁ふたシールを改良 EPDM 及びメタルシートに変更したものを適用する。改良 EPDM については既に試験が完了し、適用は可能である。メタルシートの適用についても試験を進めており、適用の見込みが立っている。

表 1 TIP パージ弁シール部材について

バウンダリ箇所	部位	変更前	変更後
TIP パージ弁	弁座シート	EP ゴム	改良 EPDM 又はメタルシート
	グラウンドOリング	EP ゴム	改良 EPDM
	弁ふたシール	EP ゴム	改良 EPDM

<改良 EPDM の実機適用性について>

改良 EPDM の実機適用にあたっては、重大事故時環境を模擬した条件で試験を行い、シール機能が健全であることを評価した。試験項目を表 2 に示し、試験の概要を以下に示す。

表 2 シール機能健全性確認試験項目

※ No	試験項目	備考
1	弁性能試験	耐圧漏えい試験，弁座漏えい試験，作動試験を実施。
2	熱・放射線同時 劣化試験	通常運転時の弁座の経年劣化を模擬し，加速劣化試験を実施。
3	機械的劣化試験	通常運転時の弁座の経年劣化を模擬し，機械的劣化試験を実施。
4	放射線劣化試験	SA 時の放射線による劣化を模擬。
5	蒸気通気試験	SA 時における蒸気条件を模擬し，弁座及びOリングのシール性を確認。
6	分解点検	試験後に外観の異常有無及び内部部品に異常がないか確認を実施。

※No1～6 の順に試験を実施

1. 試験内容

改良 EPDM を実機適用するにあたり，改良 EPDM が SA 環境に耐えうることを検証するため耐環境試験を実施した。各耐環境性試験の詳細については以下に示す。

【熱/放射線同時劣化試験】

通常時経年劣化を模擬し，加速劣化を行った。通常運転時の環境・使用条件は，原子炉格納容器内の環境条件スペックにより放射線量率 0.6Gy/h，温度 66℃，使用期間 6 サイクル(78 ヶ月運転)(メンテナンス周期)を想定し，試験時間：943 [h] (約 40 日)とした。試験条件を表 3 に示す。

表 3 熱/放射線同時劣化試験条件

照射線量	100Gy/h
試験温度	100℃
試験時間	943h (約 40 日)

【機械的劣化試験】

本体部の通常時経年劣化を模擬し、作動試験を行った。通常時の使用期間は 6 サイクル(13 カ月/1 サイクルとする)を想定し、開閉作動回数は 500 回とした。(月 5 回×13 カ月×6 サイクル=390 回に裕度を設けた回数とした。)

【放射線劣化試験】

SA 時の放射線による劣化を模擬した試験を実施した。照射線量は、0.86MGy (TIP パージ弁の重大事故時における線量条件 (0.8MGy) に裕度を見込んだ値) とした。

【蒸気通気試験】

SA 環境条件による蒸気通気試験を実施し，弁座及びOリングのシール性の確認を実施した。試験条件を表 4 に示す。

表 4 蒸気通気試験条件

試験流体	過熱蒸気
試験圧力	0.854MPa (2Pd に余裕を見込んだ値)
試験温度	200℃
試験時間	168 時間 (7 日間)

【試験条件まとめ】

これまでに示した耐環境性試験の試験条件を表 5 にまとめた。

表 5 耐環境性試験条件まとめ

No	試験項目	試験条件
1	熱・放射線同時劣化試験	放射線量率 100Gy/h, 温度 100℃, 試験時間 943h で加速劣化を実施。
2	機械的劣化試験	本体部の通常時経年劣化を模擬し, 作動回数 500 回の弁開閉を実施。
3	放射線劣化試験	照射線量は 0.86MGy にて SA 時の放射線による劣化を模擬した試験を実施。
4	蒸気通気試験	0.854MPa [gage] (2Pd に余裕を見込んだ値), 200℃, 168 時間 (7 日間相当) の過熱蒸気通気試験を実施。

2. 漏えい試験結果

2.1 蒸気通気試験中

1 項に示す試験内容により蒸気通気試験を行った結果、弁座及びOリングからの漏えいはなかった。

2.2 蒸気通気試験後の弁性能試験結果

SA 条件化での改良 EPDM の適用性を検証するために、蒸気通気試験後のシール性の確認を行った。TIP パージ弁の外観写真を図 1 に示す。試験結果を表 6 に、試験系統の概略を図 2 に示す。また、図 3 に試験装置の外観写真を示す。結果として漏えいは確認されず、改良 EPDM の SA 時のシート性は健全であり、実機適用は妥当であることを確認した。



図 1 TIP パージ弁外観写真

表 6 試験結果まとめ

試験項目	試験条件	試験結果
蒸気通気後 性能試験	弁閉状態で、乾燥空気 1.07MPa (最高使用圧力 0.62MPa ×1.25 に余裕を見込んだ値) で弁座漏えい試験及び耐 圧漏えい試験を実施。	漏えい無

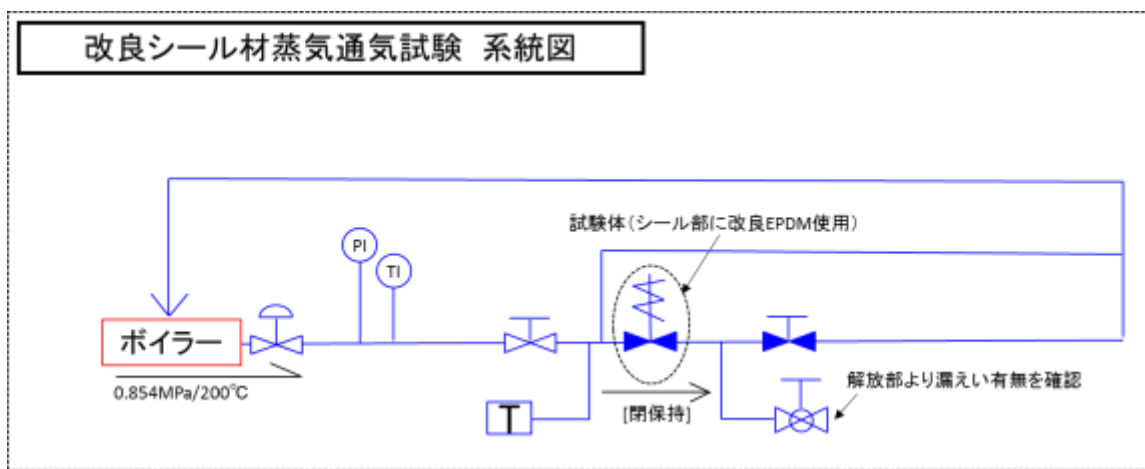


図 2 蒸気通気試験系統図

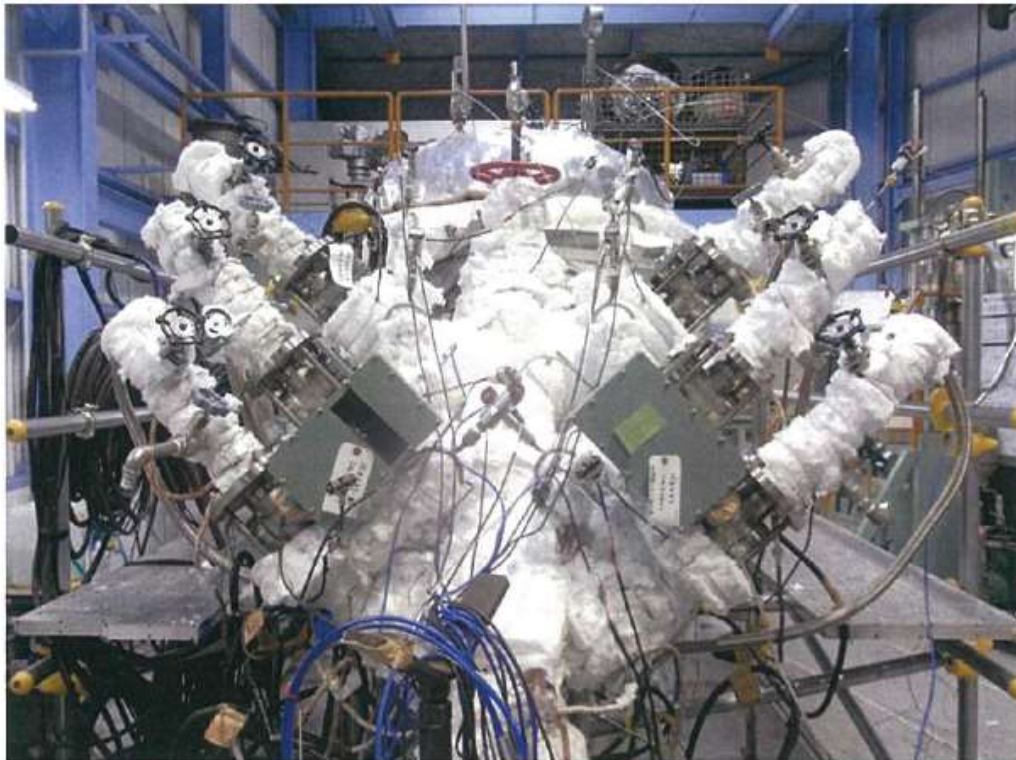


図3 試験装置外観写真

<メタルシートの実機適用性について>

TIP パージ弁の弁座シートについてはメタルシールの適用性についても検討している。実機適用にあたっては、重大事故時環境を模擬した条件である 200℃蒸気に 7 日間以上曝露され、且つ、その弁配置での重大事故時における放射線量を照射されたとしても、シール機能が健全であることを評価した上で実機適用を行う。

なお、現時点では TIP パージ弁（メタルシート）の実機適用性を確認している段階にあるが、表 7 で示す試験体を用いた試験により 2Pd における弁（メタルシート）のシール性が確認できており、温度及び放射線の影響についても表 8 に示す通り重大事故環境下における健全性に見通しが立っている。これらを踏まえ、実機適用性の検証を更に進め、200℃蒸気に 7 日

間以上曝露され、且つ、その際の重大事故時における放射線量を照射されたとしてもシール機能が健全であることを確認して実機に適用する。

表7 TIP パージ弁（メタルシート）試験弁の弁座漏えい試験

試験項目	試験仕様			結果
	試験流体	試験圧力	保持時間	
弁座漏えい試験	空気	1.08MPa	3分	合格

表8 TIP パージ弁（メタルシート）の温度及び放射線の影響について

部位	シール部材	温度及び放射線の影響について
弁座シート	メタルシール	メタルシールであることから、放射線及び温度により劣化するものではない
グランドOリング	改良 EPDM	放射線、温度による劣化が懸念されるが、試験により 200℃蒸気が 7 日間曝露され、その際の重大事故時における放射線量（800kGy）が照射されても健全であることを確認している。
弁ふたシール	改良 EPDM	放射線、温度による劣化が懸念されるが、試験により 200℃蒸気が 7 日間曝露され、その際の重大事故時における放射線量（800kGy）が照射されても健全であることを確認している。

200℃, 2Pd の適用可能時間を過ぎてから用いる限界圧力・温度について

有効性評価における格納容器限界温度・圧力は 200℃, 2Pd と設定しており, 200℃, 2Pd について時間経過を考慮した評価が必要な部位はシール部と考えている。このため, シール部については, 200℃, 2Pd の状態が 7 日間 (168 時間) 継続した場合でもシール機能に影響ないことを確認することで, 限界温度・圧力における格納容器閉じ込め機能の健全性を示している。

また, 7 日間 (168 時間) 以降については, 有効性評価の代表シナリオ (大 LOCA+SBO+ECCS 機能喪失) を確認したところ, 表 1 で示す通り, 格納容器圧力については, ベント操作を実施した場合, 代替循環冷却系を運転した場合に関わらず圧力は低くなっており, 格納容器温度については 150℃を下回っている (図 1~2 参照)。なお, これ以外の有効性評価シナリオについても同様に低下することを確認している。

表 1 事故発生後の経過時間と格納容器圧力・温度の関係

事故発生後の経過時間	0~168 時間	168 時間以降
格納容器圧力	格納容器限界圧力として 2Pd(620kPa)を設定	有効性評価シナリオで格納容器圧力は低下している
格納容器温度	格納容器限界温度として 200℃を設定	有効性評価シナリオで 150℃を下回る

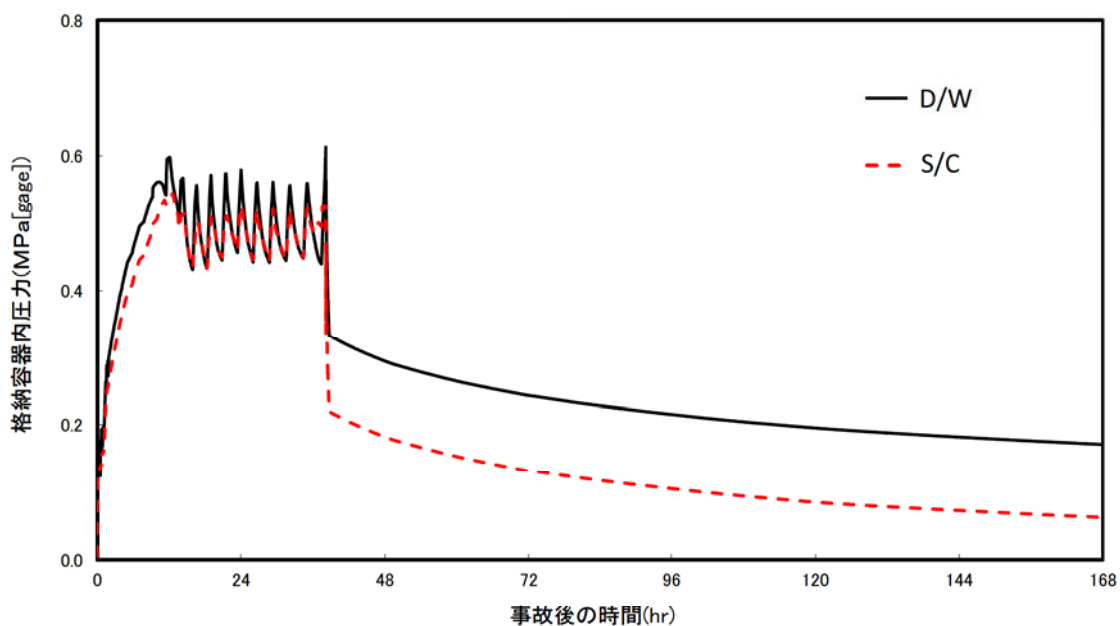


図 1 原子炉格納容器圧力 (大 LOCA+SBO+ECCS 機能喪失)

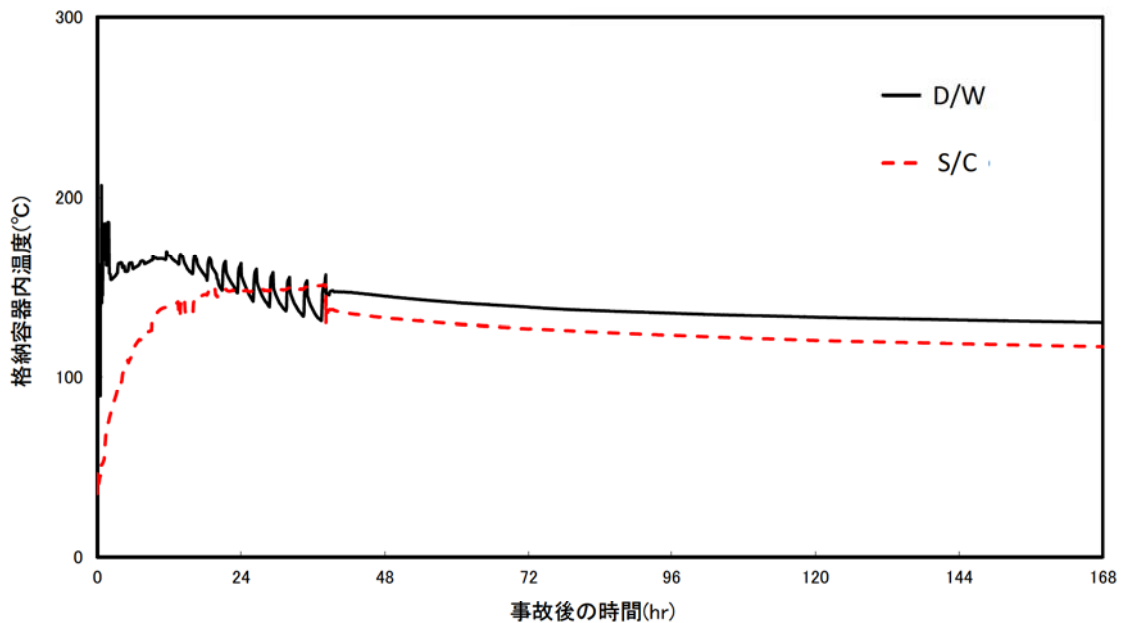


図2 原子炉格納容器温度 (大 LOCA+SBO+ECCS 機能喪失)

① 長期 (168 時間以降) の格納容器圧力と閉じ込め機能の関係について

時間経過により健全性に影響を及ぼす部位はシール材である。シール部の機能維持は、図 3 の模式図に示す通り、格納容器内圧力の上昇に伴うフランジ部の過渡的な開口挙動に対し、シール材料の復元量が十分に確保されていることをもって確認している。つまり、格納容器温度によるシール材の熱劣化を考慮しても、圧縮永久ひずみ試験結果によりシール材の復元量が十分であれば、シール部の機能は健全である。長期のケースとして、有効性評価シナリオにおいて 168h 時の格納容器圧力が高い代替循環冷却系運転ケースを評価しても、格納容器圧力は約 0.21MPa であり開口量は小さい (表 2 参照)。なお、復元量の具体的な評価は、格納容器温度に関係することから次項②で示す。

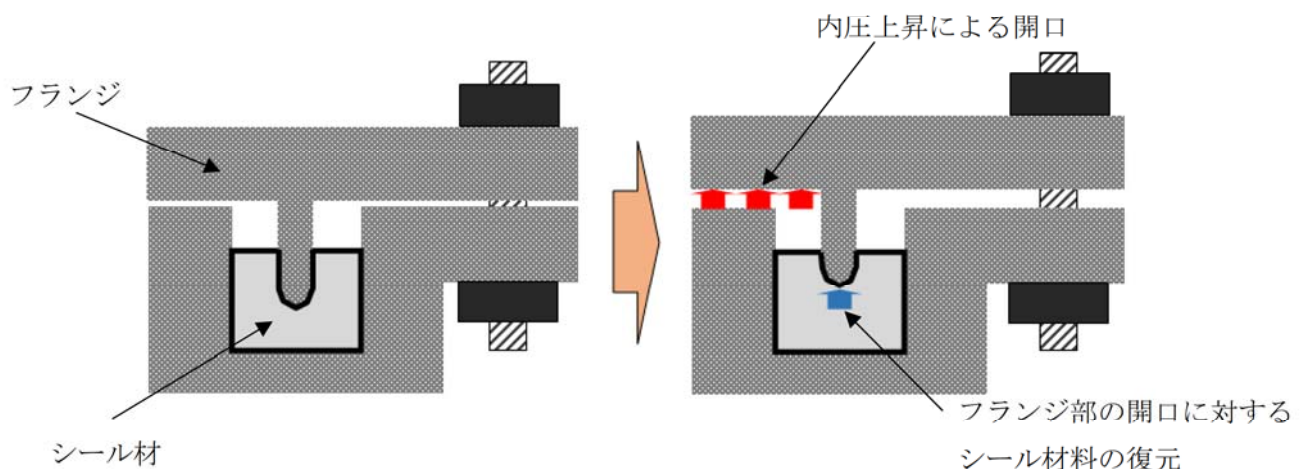


図3 シール部の機能維持確認の模式図

表 2 原子炉格納容器圧力と開口量の関係

フランジ部位	溝	代替循環冷却運転 ケースの 168h 時 (0.21MPa)	2Pd (0.62MPa)
トップヘッドフランジ	内側	約 0.10mm	約 1.3mm
	外側	約 0.05mm	約 0.9mm
機器搬入用ハッチ	内側	約 0.25mm	約 1.4mm
	外側	約 0.10mm	約 1.0mm

② 長期（168 時間以降）的な格納容器温度と閉じ込め機能の関係について

格納容器温度の上昇に伴う、時間経過によるシール材の長期的（150℃を下回る状況）な影響を調査する。ここでは、トップヘッドフランジや機器搬入用ハッチに使用されている改良 EPDM 製シール材を用いて、168 時間以降の温度・時間とシール材料の劣化挙動を確認するため、シール材の基礎特性試験を実施した。試験結果を表 3 に示す。

表 3 改良 EPDM 製シール材の基礎特性データの経時変化

試験時間	0～7 日	7 日～14 日	14 日～30 日
試験温度	200℃	150℃	150℃
圧縮永久ひずみ率[%]			
硬さ			
質量変化率[%]			

注記：γ線 1.0MGy 照射済の試験体を用い、飽和蒸気環境下に曝露した後の測定値

表 3 に示すように、168 時間以降、150℃の環境下においては、改良 EPDM 製シール材の基礎特性データには殆ど変化は無く、経時劣化の兆候は見られない。したがって、SA 後 168 時間以降における格納容器の温度を 150℃と設定した場合でも、シール部の機能は十分維持される。なお、EPDM は一般特性としての耐温度性は 150℃であり、表 3 の結果は改良 EPDM 製シール材が 200℃条件を 7 日間経験しても、一般特性としての耐熱温度まで低下すれば、それ以降は有意な劣化傾向は見られないことを示していると考えている。また、表 3 の結果から圧縮永久ひずみ [] 時の改良 EPDM 製シール材復元量とフランジ開口量のイメージを図 4 に示しており、表 2 で示す 168 時間以降の格納容器圧力に対しても十分追従可能な復元量を維持していることも確認できる。

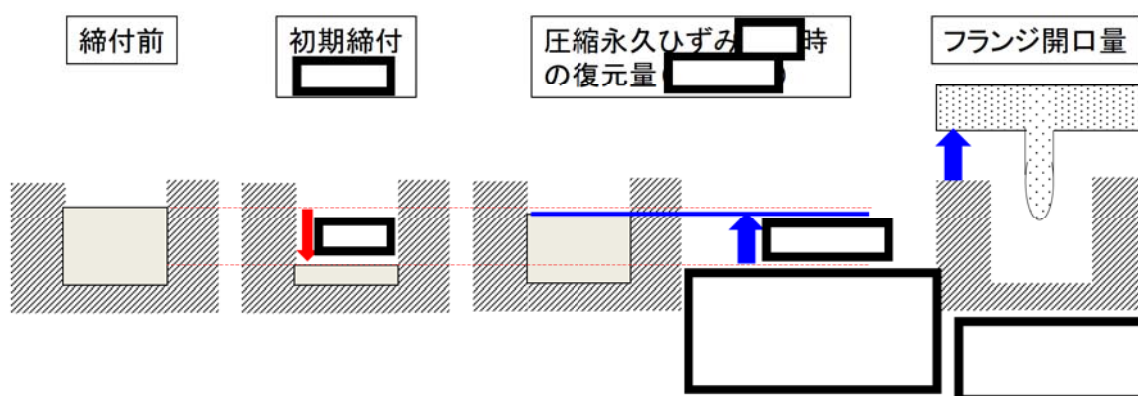


図 4 圧縮永久ひずみ [] 時のシール材復元量とフランジ開口量

<時間を踏まえた限界温度・圧力の考え方>

有効性評価結果からも、7 日間（168 時間）以降は原子炉格納容器温度が EPDM の一般特性としての耐熱温度である 150℃を下回ることが判っている。また、原子炉格納容器圧力についてもベント操作の有無に関わらず圧力は低下しており、開口量は限界圧力時と比較しても小さいことが確認できている。よって、当社としては、限界温度・圧力（200℃・2Pd）が 7 日間経験してもシール材が問題ないことを確認することで、長期の格納容器閉じ込め機能を確保できると考えている。

<168 時間以降の考え方>

前述の検討を踏まえ、168 時間以降については格納容器圧力・温度は低下していることから、最初の 168 時間に対して限界温度圧力を超えないよう管理することで、長期的な格納容器閉じ込め機能は維持されると考えている。ただし、事故環境が継続することにより、熱劣化等の閉じ込め機能低下要因が存在することも踏まえ、長期的なプラントマネジメントの目安として、168 時間以降の領域においては、格納容器温度が 150°C を超えない範囲で、また、格納容器圧力が 1Pd を超えない範囲でプラント状態を運用する。

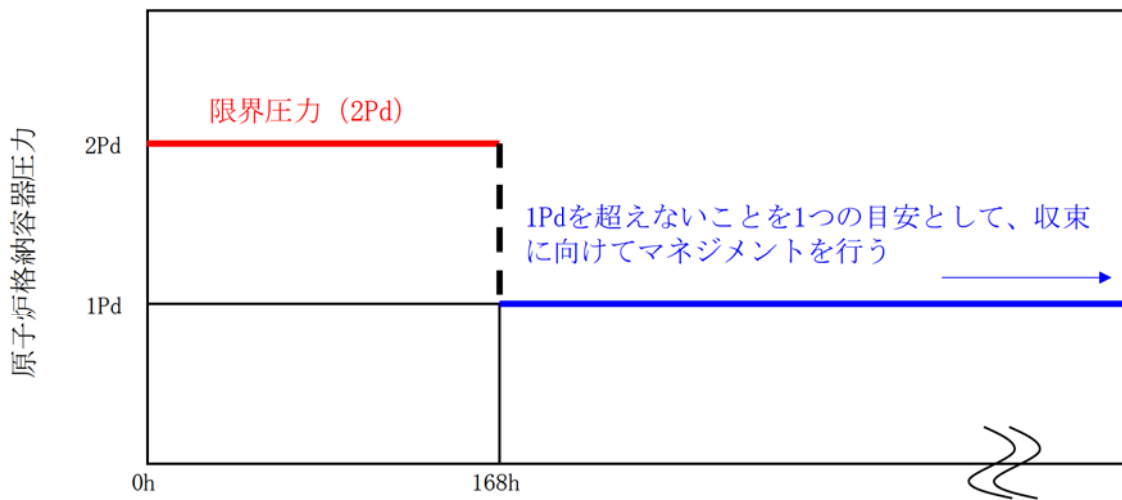


図 5 原子炉格納容器圧力の 168 時間以降の考え方

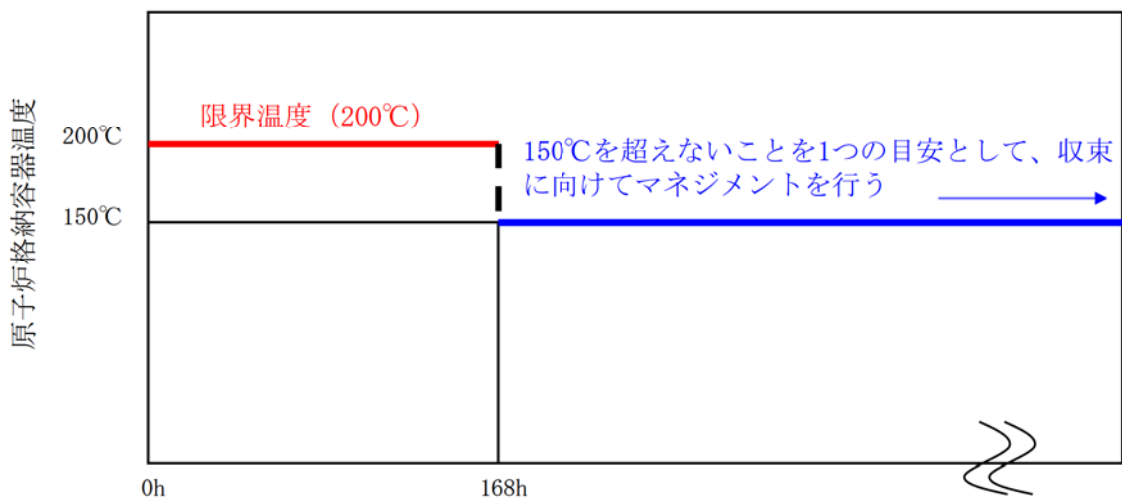


図 6 原子炉格納容器温度の 168 時間以降の考え方

フランジの開口に対するシール材の復元特性について

1. はじめに

フランジ等のシール部に用いるシール材は、フランジ等の開口量に合わせて形状が変化することによりシール性能を確保しているが、フランジ等の開口量の変化する速度にシール材の形状の変化が追従できない場合には、漏えいが生じる可能性がある。

このため、シール材の形状が変化するために必要な時間（復元速度）を確認し、フランジ部の開口量の変化速度との比較を行った。

2. シール材の形状変化速度

フランジ部においてシール材に採用する改良 EPDM シール材について、復元速度を評価するため、JIS-K 6254 に基づく試験を行った。

当社が評価している有効性評価に関する事故シナリオにおいて、フランジ開口量の変化速度が最も早くなるのは、熔融炉心がペDESTALに落下した際の圧力上昇時（FCI 評価）である。この場合における開口量の変化速度は0.3mm/s 程度であることがわかっているため、これを参照して、0.3mm/s を大幅に上回る 300mm/min (5mm/s) 及び 500mm/min (8.33mm/s) を試験速度とした。

試験では、常温下で所定距離(3.75mm)まで一定速度(300mm/min 又は 500mm/min)で圧縮後、初期位置まで一定速度(300mm/min 又は 500mm/min)で荷重を開放し、この際に改良 EPDM 材に加わる圧縮応力を測定する試験を実施した(図7 参照)。本試験装置では、シール材の荷重を開放するとき、シール材の復元速度が試験装置の開放速度より大きい場合には圧縮応力が計測されることから、これにより、復元速度を測定することができる。

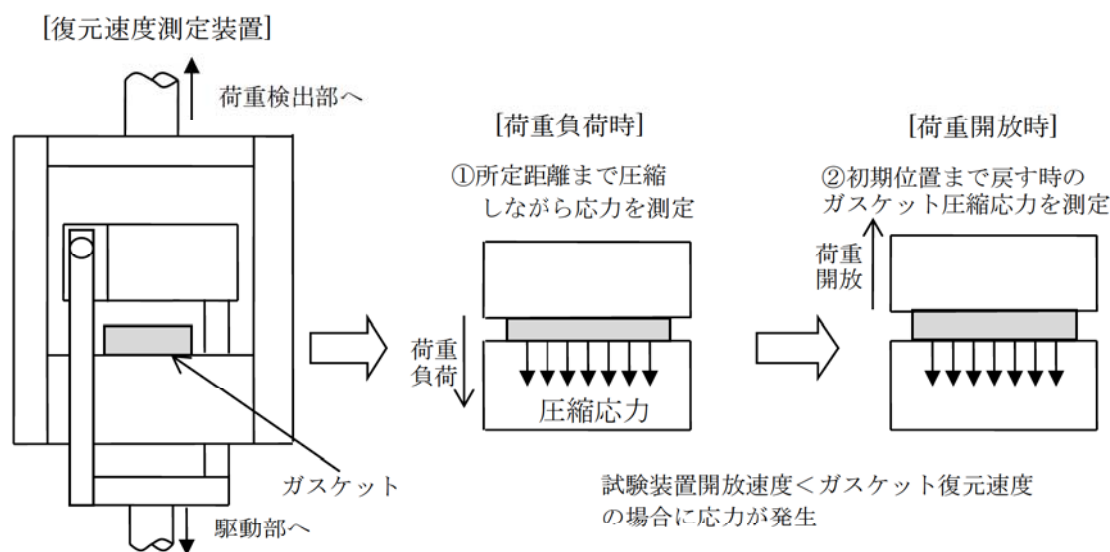


図7 復元速度測定試験の概要

3. 試験結果

試験結果を図8に示す。この図に示すように、荷重開放時の各計測点において圧縮応力が測定されたことから、改良 EPDM シール材の復元速度は 500mm/min (8.33/s) 以上であることを確認した。前述の通り、フランジ開口量の変化速度が最も早くなるのは、溶融炉心がペダスタルに落下した際の圧力上昇時 (FCI 評価) であるが、その時のフランジ開口変化速度は 0.3mm/s 程度であり、以下の通りシール材復元速度は十分な追従性を有しているものであり、急速な開口に対してもシール機能を維持できるものと考えている。

シール材復元速度 500mm/min (8.33mm/s) 以上 > フランジ開口変化速度 (0.3mm/s)



図8 一定復元速度下で測定した改良 EPDM シール材の圧縮応力
(左図 : 300mm/min, 右図: 500mm/min)

なお、本試験は、劣化していない材料に対して実施したものであるが、表3で示すとおり、劣化後の圧縮永久歪み、硬さ、質量変化率からは、有意な性状変化は見られていない。また、さらに詳細に劣化による影響を確認するために、劣化後の材料の FT-IR やシート面の硬さに関する検討を行った。その結果、シール材の性状に大きな変化は確認されなかった。

これらに示す試験結果から、劣化を考慮した場合でもシール材の復元特性に大きな変化はなく、また、復元速度はフランジ開口速度に対して十分な余裕があることから、開口に対する追従性に問題はないものとする。

<追従性判断に使用できる理由>

800kGy の放射線照射を行い、乾熱 200℃を 168 時間曝露した改良 EPDM シール材および、800kGy の放射線照射を行い、蒸気 250℃を 168 時間曝露した改良 EPDM シール材について、劣化後のシート面の FT-IR スペクトルを図 9 に、硬さ測定の測定値を図 10 に示す。その結果、放射線照射+蒸気暴露後の試験片と初期試験片に顕著な差異はないことが確認できるため、復元特性が同様であると類推される。



図 9 FT-IR 測定結果 (シート面)

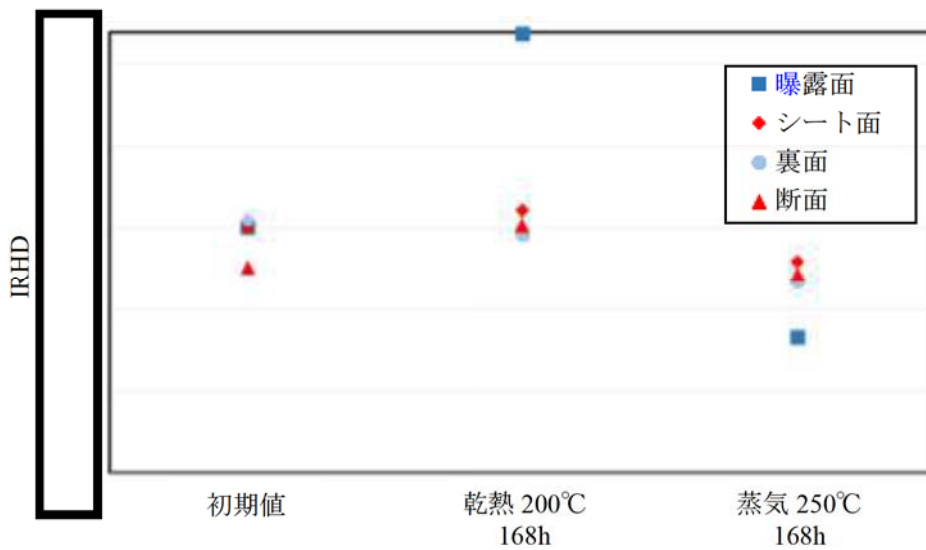


図 10 硬さ測定結果

経年劣化を考慮したシール機能について

本章では、シール材の経年劣化を考慮したシール機能の健全性について示す。

原子炉格納容器のシール材に使用する改良 E P D M 材については、性能確認のための試験を実施している。試験においては、通常運転時に加えて、事故時に想定される照射線量を上回る放射線環境を経験したシール材に対し、高温蒸気環境下での耐漏えい性能を確認している。また、開口部に用いられる改良 E P D M 材は、通常運転中に想定される温度環境を踏まえても劣化はほとんどしないものと考えていること、かつ、原子炉格納容器の開口部に用いられているシール材については、全て、プラントの定期検査において取り替えを行っており、複数の運転サイクルにわたって使用しないものであることから、現在の性能確認の結果により、十分に耐漏えい性能が確保されるものと考えられる。

また、長期間シール材を継続使用する電気配線貫通部については、過去の電気配線貫通部の環境試験において、電気配線貫通部（低電圧用）及び電気配線貫通部（高電圧用）を対象として、通常運転中の劣化を考慮した上で冷却材喪失事故模擬試験が実施されており、健全性が確認されている（表 1 参照）。

これらのことから、原子炉格納容器に使用されているシール材は、運転中の環境を考慮しても事故時に耐漏えい性能を確保されるものと考えられる。

表 1 劣化を考慮した試験方法

No	試験項目	試験方法
1	サーマルサイクル試験	ペネトレーションを冷熱装置内に設置し、60 サイクルのサーマルサイクルを放射線照射試験の前後2回実施。1 サイクルは□を□時間で変化させている。
2	放射線照射試験	ペネトレーションが40年間の運転期間及び冷却材喪失事故時に受ける放射線を考慮し照射線量□Gyとして試験を実施。
3	熱劣化試験	加熱促進により、40年間に相当する加速熱劣化として□を加える。

また、自主的取組として適用することを考えているバックアップシール材について、経年劣化によるシール機能の影響を確認した。ここでは、バックアップシール材をフランジに長時間塗布したときの変形特性を確認するために、バックアップシール材を塗布した試験用フランジを恒温槽で約560日間（18ヶ月程度）55℃に保持し、バックアップシール材に関して、以下を実施した。

(1) He 気密確認試験 (0.3, 0.65, 0.9 MPa)

(2) FT-IR 分析

試験の結果、He 気密確認試験において表 2 で示す通り漏洩は認められなかった。また、FT-IR 分析においても図 1 に示す通り、55°C 約 18 ヶ月保持材のスペクトルは初期材と同様のスペクトルで劣化は認められず、プラント通常運転状態で 1 サイクル（13 ヶ月程度）経過しても性状が変わらないと考えられる。

表 2 He 気密確認試験結果

保持条件	0.3MPa	0.65MPa	0.9MPa
55°C 約 18 ヶ月	○	○	○

○：リーク及び圧力降下なし

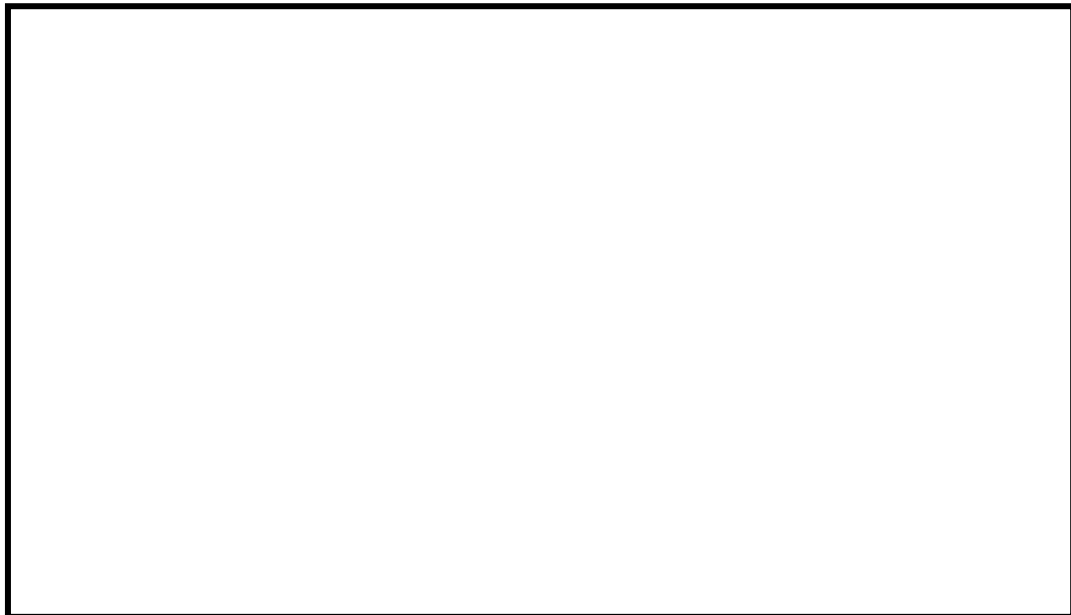


図 1 FT-IR 分析結果

本資料のうち、枠囲みの内容は商業機密に
属しますので公開できません。

Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係る シビアアクシデント解析コードについて

目次

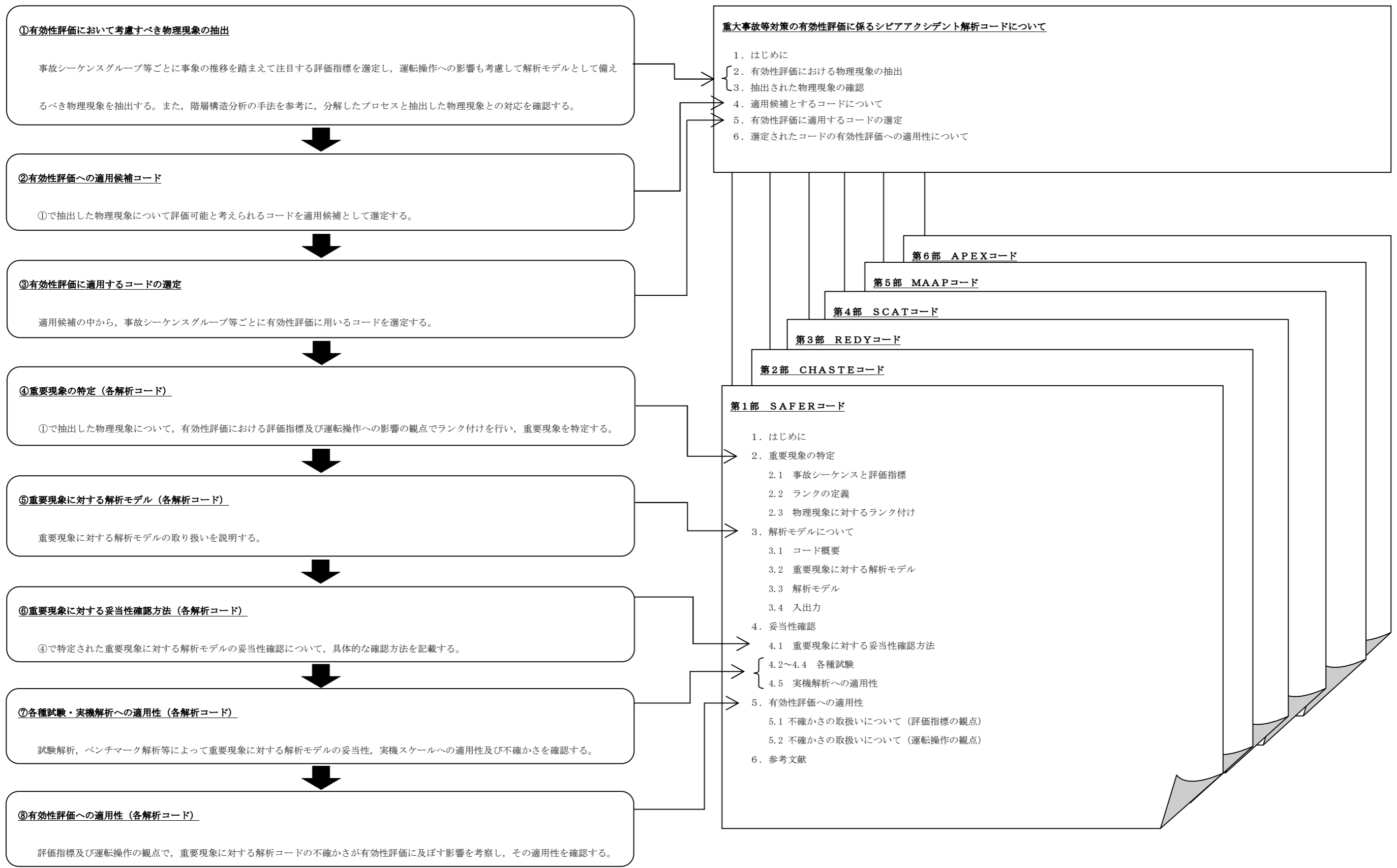
1. はじめに	1
2. 有効性評価における物理現象の抽出	3
2.1 炉心損傷防止.....	12
2.2 格納容器破損防止.....	72
2.3 運転停止中原子炉における燃料損傷防止.....	101
3. 抽出された物理現象の確認	110
3.1 BWRプラントシステムの階層構造分析と抽出された物理現象の対応確認.....	110
3.2 EURLSAFE における物理現象と抽出された物理現象の対応確認.....	113
4. 適用候補とするコードについて	119
4.1 適用候補コードの概要.....	121
5. 有効性評価に適用するコードの選定	136
5.1 炉心損傷防止.....	137
5.2 格納容器破損防止.....	145
5.3 運転停止中原子炉における燃料損傷防止.....	150
6. 選定されたコードの有効性評価への適用性について	165
 添付資料1 許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較について	 添付-1
 第1部 SAFER	 1-1
第2部 CHASTE	2-1
第3部 REDY	3-1
第4部 SCAT	4-1

第 5 部	MAAP	5-1
第 6 部	APEX	6-1
参考資料 1	TRACG	参考1-1
参考資料 2	JASMINE	参考2-1
参考資料 3	AUTODYN	参考3-1

1. はじめに

本資料は、炉心損傷防止，格納容器破損防止及び運転停止中原子炉における燃料損傷防止に関する重大事故等対策の有効性評価（以下「有効性評価」という。）に適用する解析プログラム（以下「解析コード」という。）に関して説明するものである。

第1.1図に有効性評価に適用する解析コードの説明の流れと本資料の構成を示す。



第1.1図 有効性評価に適用する解析コードの説明の流れと資料構成

2. 有効性評価における物理現象の抽出

本章では、有効性評価において解析モデルとして具備する必要がある物理現象の抽出を行う。

有効性評価における解析の目的は、炉心損傷防止、格納容器破損防止及び運転停止中原子炉における燃料損傷防止に関する重大事故等対策の有効性の確認であり、国内のBWRプラントが対象である。

物理現象の抽出は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」（以下「規則の解釈」という。）において、有効性評価に当たって「必ず想定する事故シーケンスグループ」、「必ず想定する格納容器破損モード」及び「必ず想定する運転停止中事故シーケンスグループ」として挙げられたシーケンスグループ及び格納容器破損モードを対象とし、その中で代表的と考えられるシーケンスを前提として行う。

2.1、2.2及び2.3節では、各事故シーケンスグループあるいは格納容器破損モードに対し、事象の推移を踏まえて注目する評価指標を選定するとともに、運転員等操作の観点も含め、解析上必要な物理現象を抽出する。

物理現象の抽出に当たっては、3.1節で説明する階層構造分析における物理領域ごとに整理することとし、その物理領域は、事象進展に関連するBWRのシステムを質量やエネルギーの輸送に関して特徴的な現象を一括することができる比較的独立性の高いコンポーネント（炉心、原子炉圧力容器、原子炉格納容器）に分類している。また、時間領域についても、出現する物理現象が大きく異なる炉心損傷前と炉心損傷後に分割した。

以下に、各物理領域について説明する。

A) 炉心 (核)

炉心 (核) は、上部支持板、下部炉心支持板と炉心シュラウドに囲まれた燃料集合体とチャンネルバイパスからなる領域で、核的な物理現象に関する領域である。

原子炉がスクラムするまでの期間は、中性子による核分裂出力が主要な熱源となる。中性子束は、燃料温度 (ドップラ反応度) , 減速材密度 (ボイド反応度及び減速材温度反応度) の変化による反応度フィードバック効果, 制御棒反応度及びボロン濃度 (ボロン反応度) の影響を受け、同時に出力分布も影響を受ける (出力分布変化)。過渡時の中性子束挙動は、スクラム時の制御棒反応度と制御棒速度 (制御棒反応度効果) , 中性子寿命, 遅発中性子生成割合の影響を受ける。制御棒の位置や燃料温度分布, 減速材密度分布は、炉心の出力分布に影響する。炉心外周部の制御棒が1本引き抜かれる場合、局所的に出力が上昇することから、三次元的な出力分布変化の影響が生じる。また、制御棒反応度効果は一般に三次元的な位置に依存する影響を受ける。

BWR炉心では、低炉心流量・高出力状態においては、核的な反応度フィードバックと熱水力特性に関連した核熱水力不安定事象 (三次元効果) が発生する可能性がある。

また、原子炉スクラム後に核分裂連鎖反応が停止すると、 β 線等を出して崩壊する核種に起因する崩壊熱が主要な熱源となる。

B) 炉心 (燃料)

炉心 (燃料) は、炉心内の燃料棒の挙動に着目した領域である。

燃料棒は燃料ペレット、燃料被覆管及びそれらの間のギャップガスにより構成される。核分裂反応により燃料棒内で発生した熱エネルギーが、冷却材へと放出される。燃料棒内温度変化は、ペレット内発熱密度分布、燃料ペレット熱伝導、ギャップ熱伝達、燃料被覆管熱伝導、燃料棒表面熱伝達の影響を受ける。燃料棒表面熱伝達は、通常は単相壁面熱伝達と二相壁面熱伝達の考慮で十分であるが、ドライアウトして燃料棒表面温度が高くなった場合は、横方向及び縦方向からの燃料棒間輻射熱伝達の効果が生じる（三次元効果）。

沸騰遷移において、ドライアウトした燃料棒の温度が低下する評価には、リウエット、クエンチ等の物理現象モデルが必要になる。

燃料温度は全ての事象解析において評価指標となる燃料被覆管温度に加え、核分裂出力の変化にも影響を与える。炉心出力が急激に上昇した場合には、ペレット－被覆管機械的相互作用（以下「PCMI」という。）が生じる可能性がある。また、炉心露出等により燃料棒の温度が著しく上昇した場合には、ジルコニウム－水反応が促進され、発熱量が増加するとともに、燃料被覆管が酸化される。燃料棒内圧の上昇、燃料被覆管の変形、破裂が発生する場合には、燃料被覆管変形による流路減少が生じると冷却挙動に影響を与える。

C) 炉心（熱流動）

炉心（熱流動）は、炉心の熱流動挙動に着目した領域で、燃料集合体とチャンネルバイパスからなるいわゆる炉心領域と、炉心流量に関係する下部プレナムや再循環ループ、上部プレナムからなる領域である。

炉心では入口から流入した冷却材が燃料集合体内を流れ、炉心を冷却する。炉心入口は単相流状態だが、燃料集合体内を上昇するにつれ沸騰して二

相流状態となり、軸方向ボイド率分布が発生する（沸騰・ボイド率変化）。チャンネルバイパスには、下部プレナムや燃料集合体のリーク孔等から、再循環流量の一部が流入する。燃料集合体出力分布によりボイド率分布が影響を受ける結果、各燃料集合体の全圧力損失が均一化するように、燃料集合体間に流量配分が生じる。原子炉への注水による再冠水過程においては、燃料集合体の内部には異なる流れの状態が存在する。炉心スプレイ注水後、スパーージャが水没した場合には、上部プレナムの周辺領域がサブクール状態となる。これにより炉心の三次元的な流動状態（三次元効果）が発生する。

また、再循環ポンプトリップにより炉心流量が低下した場合は、炉心内の径方向の燃料集合体間流量配分変化（三次元効果）が発生する。さらに、原子炉スクラムに失敗し、高出力・低炉心流量状態では中性子束振動現象及び炉心流量振動現象（三次元効果）が生じる。

原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管に大破断を生じたような圧力急減事象では、下部プレナム等で減圧沸騰（フラッシング）が発生する。炉心とダウンカマの自然循環が途切れた場合には、炉心に二相水位（気液分離・水位変化）・対向流）が形成され、炉心上部が蒸気中に露出する可能性がある。炉心が露出した場合には、露出部周囲の蒸気が過熱蒸気となり、気液熱非平衡状態が発生する可能性がある。炉心上部が露出した状態で上部プレナムに注水すると、燃料集合体から吹き上げる蒸気により燃料集合体内に落下する水量が制限される気液二相対向流現象（CCFL）や、上部プレナムのサブクール水により燃料集合体から吹き上げる蒸気が凝縮して、水が一気に燃料集合体内に落下するCCFLブレイクダウンが発生する可能性がある。また、炉心流量が少ないと、下部プレナムで水が停滞し、温度成層化が発生する可能性がある。

D) 原子炉圧力容器 (逃がし安全弁含む)

原子炉圧力容器は、炉心、上部プレナム、下部プレナム、セパレータ、蒸気ドーム、ダウンカマ、ジェットポンプと再循環ループ又は再循環ポンプからなる領域で、主蒸気配管と給水系も含める。

主蒸気配管には、原子炉圧力容器の過度な圧力上昇を防止するために逃がし安全弁 (以下「SRV」という。) が設置されており、蒸気はサブプレッション・チェンバのプール水面下に放出される。

再循環ポンプにより炉心へ流入した冷却材は、炉心で三次元のボイド率分布を生じ、上部プレナム部でより均一なボイド率分布となった後、セパレータへ流入する。セパレータによって気液分離された戻り水は、給水と混合され、原子炉圧力容器内のダウンカマに水位が形成される。セパレータから出て蒸気中に巻き込まれた液滴はキャリーオーバー、セパレータ戻り水に巻き込まれた気泡はキャリーアンダーと呼ばれる。

ポンプトリップ時の短期的な冷却材流量変化はジェットポンプや再循環ポンプのコーストダウン特性や流路慣性で決まる。ポンプトリップ後の自然循環流量はダウンカマと炉心シュラウド内側の圧力損失のバランスから決まる。

原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管に大破断を生じたような圧力低下時の二相流動は、下部プレナム等における減圧沸騰 (フラッシング) に伴って蒸気が発生し、水面下にボイドを含む二相水位 (気液分離 (水位変化) ・対向流) が形成される。水位低下により炉心が露出した場合に発生する過熱蒸気が上部プレナムを經由して蒸気ドームに流出し、気液熱非平衡状態が発生する場合がある。このような原子炉圧力の急減時には、構造材から冷却材への熱伝達 (構造材との熱伝達) が発生する。また、主蒸気隔離弁急

閉事象のような圧力上昇事象では、蒸気の凝縮が発生する。原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管等に破断を生じると系外（原子炉格納容器）への冷却材放出が生じ、破断流量は臨界流又は差圧流になる。原子炉圧力容器内冷却材の補充源としては原子炉隔離時冷却系（以下「RCIC」という。）、非常用炉心冷却系（以下「ECCS」という。）及び代替注水設備がある。

ほう酸水注入系（SLC）作動時には炉心内にほう酸水が拡散し、炉心の停止に必要な反応度を与える（ほう酸水の拡散、三次元効果）。

E) 原子炉格納容器

原子炉格納容器は、格納容器下部、ドライウエル、ウェットウエルからなる領域である。原子炉格納容器は通常、原子炉冷却材圧力バウンダリから隔離された状態であるが、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管等に破断を生じた場合、冷却材がドライウエルに放出される。また、格納容器各領域間の流動としては、放出された蒸気がサブプレッション・チェンバのプールで凝縮され、圧力が抑制される。また、逃がし安全弁作動時には原子炉圧力容器の蒸気はサブプレッション・チェンバのプールに放出されて凝縮し、冷却材及び非凝縮性ガスは原子炉格納容器内の気相部及び構造材へ熱伝達する（気液界面の熱伝達）。サブプレッション・プール冷却としては、サブプレッション・チェンバのプール水を残留熱除去系の熱交換器で冷却することができ、また、原子炉格納容器内にスプレー冷却することにより格納容器内雰囲気気を冷却する。原子炉格納容器内気相部の温度変化に対しては、構造材との熱伝達及び内部熱伝導が生じる。原子炉格納容器における残留熱除去系による除熱機能が喪失した場合には、原子炉への注水を確保し格納容器ベントにより除熱する。原子炉内では放射線水分解等による水素ガス・酸素ガスが発

生するが、原子炉格納容器内を不活性化している。

F) 原子炉圧力容器（炉心損傷後）（逃がし安全弁含む）

炉心が露出し、崩壊熱や燃料被覆管の酸化反応熱により燃料がヒートアップすると、燃料ペレットの崩壊、燃料被覆管の溶融、溶融物の流下による燃料外径の増加（燃料のキャンドリング）により、流路の閉塞に至る。更に温度が上昇すると、溶融プールを形成し、溶融物は次第に下方に移動し、下部プレナムに堆積する（リロケーション）。

この過程において溶融炉心との熱伝達により温度が上昇し、一部の原子炉内構造物が溶融する。炉心損傷後に注水がある場合には、損傷炉心は冷却されることになる。冷却材は次第に原子炉格納容器内へと放出されるが、溶融した炉心が原子炉圧力容器内に残された冷却材と相互作用すると、一部の溶融炉心は細粒化あるいは固化する（原子炉圧力容器内 F C I（デブリ粒子熱伝達／溶融炉心細粒化））。また、原子炉圧力容器内で溶融炉心の再臨界に至る可能性がある。

高温の溶融炉心から原子炉内構造物及び原子炉圧力容器へ、さらに、原子炉圧力容器からの輻射熱伝達により、原子炉格納容器側へ熱が移動する（構造材との熱伝達）。下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達による熱的負荷によって、原子炉圧力容器破損に至る。

炉心溶融の過程で高温の水蒸気と燃料被覆管、制御材及び構造材の反応、水の放射線分解によって非凝縮性ガスが発生する（放射線水分解等による水素ガス・酸素ガス発生）。また、燃料被覆管破損や炉心溶融が発生すると、気相及び液相（液滴又は液体）として、燃料から核分裂生成物（F P）が放出され、冷却材の流れとともに原子炉圧力容器内に拵がっていく（原子炉圧力容器内 F P 挙動）。

G) 原子炉格納容器（炉心損傷後）

原子炉圧力が高圧の状態では原子炉圧力容器破損に至ると、溶融炉心及び水蒸気が高圧で放出される。この過程では溶融炉心は液相（液滴）としてエントレインされ、酸化反応を伴いながら原子炉格納容器空間部に放出される（原子炉圧力容器破損後の高圧溶融炉心放出／格納容器内雰囲気直接加熱）。原子炉圧力が低圧の場合、原子炉圧力容器破損後に溶融炉心が落下し、格納容器下部床面で拡がりながら床に堆積する。溶融炉心の落下の過程において、格納容器下部区画の内部構造物を溶融、破損させる。格納容器下部区画に水がある場合には、冷却材と相互作用し、一部、細粒化あるいは固化する（原子炉圧力容器外 F C I（デブリ粒子熱伝達／溶融炉心細粒化））。格納容器下部に堆積した溶融炉心が床面を拡がり、原子炉格納容器バウンダリに到達する場合には、原子炉格納容器を破損させる（格納容器直接接触）。

格納容器下部区画に水がある場合には、溶融炉心と格納容器下部プール水、コンクリートとの間で伝熱する。水がない場合には、高温の溶融炉心からの輻射熱伝達によって構造物が加熱される。このとき、コンクリート温度が上昇するとコンクリートの分解により、非凝縮性ガスを発生させる可能性がある。また、原子炉格納容器内で溶融炉心の再臨界に至る可能性がある。

F P は、原子炉圧力容器内から、逃がし安全弁や破損口を介して、又は溶融炉心の原子炉格納容器内への移動に伴って原子炉格納容器内に放出される（原子炉格納容器内 F P 挙動）。

抽出された物理現象は、事故シーケンスグループ等との組合せで注目する評価指標に対して、解析を実施する上で必要な物理現象と、物理現象自体が

生じない又は解析を実施する上で必ずしも必要ではない物理現象に分類し、マトリクスの形で整理する。この整理は、最終的に解析コード選定において用いることとなる。

なお、事故シーケンスグループ等ごとで抽出する各物理領域に特徴的な物理現象は、過去の同種の解析や研究から得られた知見に基づき、注目する評価指標への影響が具体的、かつ、それを模擬するために求められる解析コードの物理モデルや解析条件との対応が明確なレベルで抽出を行う。また、解析コードの選定を幅広く客観的に判断するために、評価指標に対し影響が小さい現象についても、物理現象として選定することとする。

2.1 炉心損傷防止

本節の各項では、炉心損傷防止に係る事故シーケンスグループごとに、事象の推移を踏まえて、注目する評価指標及び運転員等操作に対して影響すると考えられる物理現象を、対象とした物理領域ごとに抽出する。

物理現象の抽出に当たって対象とする評価指標は、「規則の解釈」に示される、以下の (a) ～ (d) の有効性があることを確認する評価項目に対応したものである。

- (a) 炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること。
- (b) 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力の1.2倍又は限界圧力を下回ること。
- (c) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力又は限界圧力を下回ること。
- (d) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が最高使用温度又は限界温度を下回ること。

一方、厳密には、評価項目に対応する評価指標ごとに、解析上必要な物理現象が異なっており、ここでは、事故シーケンスグループの特徴を踏まえて、有効性評価の評価項目の中で余裕が小さくなる方向のものを選定した。さらに、この選定により、他の評価項目に対する物理現象の抽出及び有効性があることの確認に影響しないと考えられるものを、以下に示すように、注目する評価指標として選定する。

- ・ 評価項目 (a) の評価指標として燃料被覆管温度
- ・ 評価項目 (b) の評価指標として原子炉圧力

- ・ 評価項目(c)の評価指標として原子炉格納容器圧力
- ・ 評価項目(d)の評価指標として原子炉格納容器温度

抽出された物理現象は、事故シーケンスグループとの組合せでマトリクスの形で第2.1表のように整理されている。第2.1表では、注目する評価指標に対して解析を実施する上で必要な物理現象を「○」、物理現象自体が生じない又は解析を実施する上で必ずしも必要ではない物理現象を「－」で表している。

なお、物理現象の抽出に当たっての事故シーケンスグループごとの事象の推移は、国内外の先進的な対策を踏まえて計画されている炉心損傷防止対策を考慮し、かつ、その対策に有効性があると想定される範囲について記述している。

2.1.1 高圧・低圧注水機能喪失

(1) 事象の推移

高圧・低圧注水機能喪失は、発電用原子炉の出力運転中に、運転時の異常な過渡変化又は事故（L O C Aを除く）の発生後、高圧注水機能が喪失し、原子炉減圧には成功するが、低圧注水機能が喪失することを想定した事象とする。

この事象に対する炉心損傷防止対策としては、代替注水設備等による炉心冷却機能の確保が挙げられる。高圧代替注水設備の場合には、高圧状態の原子炉へ冷却材を注水することにより炉心冷却を確保することができ、低圧代替注水設備の場合には、手動操作により原子炉を減圧し、減圧後に低圧代替注水設備により炉心冷却を確保することができる。

本事故シーケンスグループにおける主要現象の抽出に関連する事象の推移は以下のとおりである。

具体的な事故シナリオとして「給水流量の全喪失＋R C I C及びE C C S（高圧注水系及び低圧注水系）起動失敗」を想定する。給水流量の全喪失後、原子炉水位は急速に低下し、原子炉水位低により原子炉はスクラムするため未臨界が確保される。しかし、原子炉水位低でR C I C及びE C C S（高圧注水系及び低圧注水系）の起動に失敗する。原子炉水位低で主蒸気隔離弁（以下「M S I V」という。）が閉止すると原子炉圧力は上昇し、原子炉圧力がS R Vの設定値に到達すると断続的に弁から蒸気が放出され、これにより原子炉の圧力はS R V設定値近傍に維持される。一方、原子炉注水機能喪失の状況下では、原子炉内保有水が減少し続け、いずれは炉心露出により燃料被覆管温度が上昇し、炉心損傷に至る。

炉心損傷を防止するために、高圧代替注水設備の場合には、高圧代替注水設備による高圧状態の原子炉への注水を開始する。S R Vからの冷却材

の流出により原子炉水位は低下するが、高圧代替注水設備による原子炉注水開始により、原子炉水位は回復し事象は収束する。低圧代替注水設備の場合には手動操作によりSRVを開き、原子炉を急速減圧し、原子炉の減圧後に低圧代替注水設備による原子炉注水を開始する。原子炉の急速減圧を開始すると、冷却材の流出により原子炉水位は低下し、有効燃料棒頂部を下回るが、低圧代替注水設備による注水を開始すると原子炉内保有水及び原子炉水位が回復し、炉心が再冠水することにより事象は収束する。

一方、原子炉内で崩壊熱により発生する蒸気がSRVを介して徐々に流出するため、原子炉格納容器の圧力及び温度は上昇するが、代替格納容器スプレイによる冷却及び格納容器ベントによる除熱を行うことにより、圧力及び温度の上昇は抑えられる。

(2) 物理現象の抽出

各物理領域において、解析を実施する上で必要な物理現象の抽出について説明する。

本事故シーケンスグループでは、給水も含めた原子炉への注水機能の喪失事象を想定しているため、原子炉を隔離し、注水設備が高圧代替注水設備の場合には、高圧状態の原子炉への注水、低圧代替注水設備の場合には原子炉の減圧後、原子炉へ注水を行い炉心冷却する。原子炉隔離後、原子炉圧力はSRVの開閉により制御され、その後、減圧されるため、SRVの設定圧力を超えることはない。

一方、原子炉水位は、SRVによる原子炉圧力制御及び低圧代替注水設備の場合に必要な原子炉減圧操作により冷却材を原子炉格納容器のサブプレッション・チェンバのプールに放出するため低下し、炉心上部が露出する場合には、炉心燃料がヒートアップし、燃料被覆管の温度が上昇する可能

性がある。

また、原子炉格納容器は、原子炉内で崩壊熱により発生した蒸気がSRVを介して徐々に流出するため、圧力及び温度が上昇する可能性がある。

以上より、炉心損傷防止に係るものとして、燃料被覆管温度、原子炉圧力、原子炉格納容器圧力及び原子炉格納容器温度を評価指標とする。

事象中の燃料被覆管温度変化、原子炉圧力変化、原子炉格納容器圧力変化及び原子炉格納容器温度変化に影響する物理現象としては以下が挙げられる。

A) 炉心（核）

本事故シーケンスグループは、給水を含めた原子炉への注水機能の喪失事象を想定しているため、原子炉スクラム後の長期的な燃料被覆管温度変化、原子炉圧力変化、原子炉格納容器圧力変化及び原子炉格納容器温度変化が評価対象となる。原子炉スクラム後には核分裂連鎖反応が停止するので、 β 線等を出して崩壊する核種に起因する崩壊熱が上記の評価対象に影響する。

給水が喪失して原子炉水位低信号でスクラムする以前と、原子炉スクラム直後の短時間は、中性子による核分裂出力が主要な熱源となる。スクラム以前の期間の中性子束は、燃料温度（ドップラ反応度）、減速材密度（ボイド反応度）の変化による反応度フィードバック効果の影響を受けるが、給水が喪失してからスクラムするまでの時間が短いため、通常運転時からの出力分布変化はほとんどない。スクラム直後の中性子束変化は、スクラム時の制御棒反応度と制御棒速度（制御棒反応度効果）の影響を受ける。BWRプラントの炉心では、低炉心流量、高出力状態においては、核的な反応度フィードバックと熱水力特性に関連した核熱水力不安定事象（三次元効果）が発生する可能性があるが、本事故シーケンスグループではスクラムに成功するた

め、発生しない。

B) 炉心（燃料）

核分裂あるいは崩壊熱により燃料棒内で発生した熱は、燃料棒内の熱伝導及び熱伝達により冷却材へと放出される。スクラム後の燃料被覆管温度変化は、燃料棒内温度変化に影響するペレット内発熱密度分布、燃料ペレット熱伝導、ギャップ熱伝達、燃料被覆管熱伝導及び燃料棒表面熱伝達の影響を受ける。燃料棒表面熱伝達は、単相壁面熱伝達と二相壁面熱伝達に加えて、炉心が露出して燃料棒表面温度が高くなった場合は、輻射熱伝達の影響を受ける。スパーサによる伝熱促進現象は、炉心露出時の燃料被覆管表面最高温度（PCT）に影響する。再循環ポンプがトリップした時に、炉心流量の急減により燃料棒の一部で温度が上昇する沸騰遷移が発生する可能性がある。水位が低下して炉心が露出した場合には、燃料棒間及びチャンネルボックスとの輻射熱伝達（三次元効果）が生じる。露出後に代替注水設備による注水で炉心水位が回復すると、ドライアウトした燃料棒の温度が低下する。この評価には、リウエット等の沸騰遷移に係る物理現象モデルが必要になる。

スクラムして炉心出力が低下するため、PCMIは発生しない。炉心露出時に燃料被覆管の温度が著しく上昇した場合には、ジルコニウム-水反応が促進され、燃料被覆管が発熱するとともに、燃料被覆管が酸化される。燃料棒の温度が著しく上昇した場合には、燃料棒内圧の上昇、燃料被覆管の変形が発生する可能性があり、破裂が発生して燃料被覆管変形による流路減少が生じると、冷却挙動に影響を与える。

C) 炉心（熱流動）

燃料棒から放出される熱は冷却材により除熱され、冷却材の熱流動挙動

は、燃料被覆管温度に直接的に影響する燃料棒表面での熱伝達に影響する。本事故シーケンスグループでは、原子炉内保有水の減少により炉心に二相水位（気液分離（水位変化））が形成され、炉心上部が露出して燃料被覆管の温度上昇が生じ、炉心の冠水状態からの露出及び再冠水過程においては、沸騰・ボイド率の変化が熱伝達に影響する。炉心が露出した場合には、露出部周囲の蒸気が過熱蒸気となり、気液熱非平衡状態が発生する。過熱蒸気の存在は燃料棒表面熱伝達に影響する。

再循環ポンプがトリップし、炉心流量が減少すると、チャンネルバイパスと燃料集合体下部の圧力差に基づき、通常運転時とは逆に、チャンネルバイパスの冷却材がリーク孔等から燃料集合体に流入する。燃料集合体ごとの崩壊熱差によって、炉心の燃料集合体のボイド率分布や二相水位が異なる（三次元効果）。

原子炉減圧操作を実施した場合には、下部プレナム等で減圧沸騰（フラッシング）が発生する。代替注水設備による注水は、ダウンコマ又は炉心バイパス領域への注水なので、炉心上部での対向流による落下水の抑制現象（CCFL）は発生しない。再循環ポンプが停止するため、下部プレナムで水が停滞し、温度成層化が発生する可能性がある。

これらの二相流動状態や水頭に基づく炉心の圧力損失は原子炉の流動挙動に影響を与える。

D) 原子炉圧力容器（逃がし安全弁含む）

再循環ポンプにより炉心へ流入した冷却材は、炉心で三次元のボイド率分布を生じ、上部プレナム部でより均一なボイド率分布となった後、セパレータへ流入する。セパレータによって気液分離された戻り水は、給水と混合され、原子炉圧力容器内のダウンコマに水位が形成される。

再循環ポンプがトリップし、炉心流量が減少すると、下部プレナムの流量配分が変化するものと予想されるが、下部プレナムにある多くの構造材により流量はミキシングされるので、炉心入口流量配分に与える影響は小さい（三次元効果）。

ポンプトリップ後の短期的な冷却材流量変化はジェットポンプや再循環ポンプのコーストダウン特性や流路慣性が影響する。ポンプトリップ後の自然循環流量はダウンコマ水頭、炉心部の圧力損失及び沸騰によるボイド率変化が影響する。

S R Vを使用した原子炉の圧力制御又は原子炉減圧による冷却材の放出に伴い、気液分離（水位変化）・対向流となった二相流動様式が燃料被覆管温度変化と原子炉圧力変化に影響する。S R Vからの冷却材放出流量は、臨界流あるいは差圧流として評価できる。S R Vから放出した冷却材は、本事故シーケンスグループでは、代替注水設備からの注水により補われる。E C C S（給水系・代替注水設備含む）注水は、冷却材の保有水量の変化及び凝縮によるボイド率変化を与える主要な現象として捉えられる。

原子炉減圧操作を実施した場合には、下部プレナム等で減圧沸騰（フラッシング）が発生する。これに伴い発生したボイドにより形成された二相水位はボイド率変化に応じて変化する。また、M S I V閉止直後の圧力上昇時には、蒸気の凝縮が発生する。原子炉圧力容器内の構造物蓄熱量は、構造材との熱伝達として長期の原子炉圧力容器内圧力変化に影響する。

炉心が露出した場合に発生する過熱蒸気は、上部プレナム、ドライヤ、蒸気ドームを經由して圧力容器外へ流出するまでに、ダウンコマから発生した飽和蒸気や構造材と熱伝達してほとんど飽和温度になり、原子炉格納容器圧力変化及び原子炉格納容器温度変化の観点で、気液熱非平衡は主要な物理現象とはならない。

ほう酸水の拡散は本シナシスではほう酸水注入を実施しないことから考慮不要である。

E) 原子炉格納容器

原子炉内で崩壊熱により発生した蒸気（冷却材）がSRVを介してサブプレッション・チェンバに放出され、蒸気凝縮によりサブプレッション・チェンバのプール水温が上昇し、格納容器内雰囲気加熱（気液界面の熱伝達）されることで圧力及び温度が上昇する。また、代替格納容器スプレイを行った場合は、格納容器内雰囲気がスプレイにより冷却されて温度及び圧力上昇を抑制する。サブプレッション・チェンバはベント管、真空破壊装置を介してドライウェルに接続しているため、相互に格納容器各領域間の流動の影響を受ける。

原子炉格納容器内温度上昇により、原子炉格納容器本体をはじめとする原子炉格納容器内の構造材との熱伝達及び内部熱伝導が生じる。原子炉格納容器における残留熱除去系による除熱機能が喪失しているが、格納容器ベントを実施することにより、格納容器内圧力及び温度の上昇を抑制する。

放射線水分解等による水素ガス・酸素ガス発生については、原子炉格納容器内を不活性化しており、かつ本事象では炉心損傷に至ることはないため、重要な物理現象とはならない。また、サブプレッション・プール冷却は実施しないことから考慮不要である。

2.1.2 高圧注水・減圧機能喪失

(1) 事象の推移

高圧注水・減圧機能喪失は、発電用原子炉の出力運転中に、運転時の異常な過渡変化又は事故（L O C Aを除く）の発生後、高圧注水機能が喪失し、かつ原子炉減圧機能が喪失することを想定した事象とする。

この事象に対する炉心損傷防止対策としては、自動減圧ロジックの追加等による原子炉減圧機能の強化、代替注水設備等による炉心冷却機能の確保が挙げられ、原子炉水位の低下により、原子炉の自動減圧を行い、減圧後に低圧注水系等により炉心冷却を確保することができる。

本事故シーケンスグループにおける主要現象の抽出に関連する事象の推移は以下のとおりである。

具体的な事故シナリオとして「給水流量の全喪失+R C I C及びE C C S（高圧注水系）起動失敗+原子炉の減圧の失敗」を想定する。給水流量の全喪失後、原子炉水位は急速に低下し、原子炉水位低により原子炉はスクラムするため未臨界が確保される。しかし、原子炉水位低でR C I C及びE C C S（高圧注水系）の起動に失敗する。原子炉水位低でM S I Vが閉止すると原子炉圧力は上昇し、原子炉圧力がS R Vの設定値に到達すると断続的に弁から蒸気が放出され、これにより原子炉の圧力はS R V設定値近傍に維持される。一方、原子炉が高圧に維持され低圧注水系による原子炉注水が困難な状況下では、原子炉内保有水が減少し続け、いずれは炉心露出により燃料被覆管温度が上昇し、炉心損傷に至る。

炉心損傷を防止するために、自動減圧ロジックを追加し、S R Vにより原子炉を自動で急速減圧し、原子炉の減圧後に低圧注水系による原子炉注水を開始する。原子炉の急速減圧を開始すると、冷却材の流出により原子炉水位は低下し、有効燃料棒頂部を下回るが、低圧注水系による注水を開

始すると原子炉内保有水及び原子炉水位が回復し、炉心が再冠水することにより事象は収束する。

一方、原子炉内で崩壊熱により発生する蒸気がSRVを介して徐々に流出するため、原子炉格納容器の圧力及び温度は上昇するが、炉心再冠水以降は残留熱除去系を用いた除熱を行うことにより、圧力及び温度の上昇は抑えられる。

(2) 物理現象の抽出

各物理領域において、解析を実施する上で必要な物理現象の抽出について説明する。

本事故シーケンスグループでは、給水及び原子炉への高圧注水機能の喪失事象を想定しているため、原子炉を隔離し、その後の自動減圧により低圧注水を行い炉心冷却する。原子炉隔離後、原子炉圧力はSRVの開閉により制御され、その後、減圧されるため、SRVの設定圧力を超えることはない。

一方、原子炉水位は、SRVによる原子炉圧力制御及び減圧操作により冷却材を原子炉格納容器のサプレッション・チェンバのプールに放出するため低下し、炉心上部が露出する場合には、燃料はヒートアップし、燃料被覆管の温度が上昇する可能性がある。

また、原子炉格納容器は、原子炉内で崩壊熱により発生した蒸気がSRVを介して徐々に流出するため、圧力及び温度が上昇する可能性がある。

以上より、炉心損傷防止に係るものとして、燃料被覆管温度、原子炉圧力、原子炉格納容器圧力及び原子炉格納容器温度を評価指標とする。

事象中の燃料被覆管温度変化，原子炉圧力変化，原子炉格納容器圧力変化及び原子炉格納容器温度変化に影響する物理現象としては以下が挙げられる。

A) 炉心（核）

本事故シーケンスグループは，給水及び原子炉への高圧注水機能及び原子炉減圧機能の喪失事象を想定しているため，原子炉スクラム後の長期的な燃料被覆管温度変化，原子炉圧力変化，原子炉格納容器圧力変化及び原子炉格納容器温度変化が評価対象となる。原子炉スクラム後には核分裂連鎖反応が停止するので， β 線等を出して崩壊する核種に起因する崩壊熱が上記の評価対象に影響する。

給水が喪失して原子炉水位低信号でスクラムする以前と，原子炉スクラム直後の短時間は，中性子による核分裂出力が主要な熱源となる。スクラム以前の期間の中性子束は，燃料温度（ドップラ反応度），減速材密度（ボイド反応度）の変化による反応度フィードバック効果の影響を受けるが，給水が喪失してからスクラムするまでの時間が短いため，通常運転時からの出力分布変化はほとんどない。スクラム直後の中性子束変化は，スクラム時の制御棒反応度と制御棒速度（制御棒反応度効果）の影響を受ける。BWRプラントの炉心では，低炉心流量，高出力状態においては，核的な反応度フィードバックと熱水力特性に関連した核熱水力不安定事象（三次元効果）が発生する可能性があるが，本事故シーケンスグループではスクラムに成功するため，発生しない。

B) 炉心（燃料）

核分裂あるいは崩壊熱により燃料棒内で発生した熱は，燃料棒内の熱

伝導及び熱伝達により冷却材へと放出される。スクラム後の燃料被覆管温度変化は、燃料棒内温度変化に影響するペレット内発熱密度分布、燃料ペレット熱伝導、ギャップ熱伝達、燃料被覆管熱伝導及び燃料棒表面熱伝達の影響を受ける。燃料棒表面熱伝達は、単相壁面熱伝達と二相壁面熱伝達に加えて、炉心が露出して燃料棒表面温度が高くなった場合は、輻射熱伝達の影響を受ける。スぺーサによる伝熱促進現象は、炉心露出時の燃料被覆管表面最高温度（PCT）に影響する。再循環ポンプがトリップした時に、炉心流量の急減により燃料棒の一部で温度が上昇する沸騰遷移が発生する可能性がある。水位が低下して炉心が露出した場合には、燃料棒間及びチャンネルボックスとの輻射熱伝達（三次元効果）が生じる。露出後に低圧注水系による注水で炉心水位が回復すると、ドライアウトした燃料棒の温度が低下する。この評価には、リウエット等の沸騰遷移に係る物理現象モデルが必要になる。

スクラムして炉心出力が低下するため、PCMIは発生しない。炉心露出時に燃料被覆管の温度が著しく上昇した場合には、ジルコニウム-水反応が促進され、燃料被覆管が発熱するとともに、燃料被覆管が酸化される。燃料棒の温度が著しく上昇した場合には、燃料棒内圧の上昇、燃料被覆管の変形が発生する可能性があり、破裂が発生して燃料被覆管変形による流路減少が生じると、冷却挙動に影響を与える。

C) 炉心（熱流動）

燃料棒から放出される熱は冷却材により除熱され、冷却材の熱流動挙動は、燃料被覆管温度に直接的に影響する燃料棒表面での熱伝達に影響する。本事故シーケンスグループでは、原子炉内保有水の減少により炉心に二相水位（気液分離（水位変化））が形成され、炉心上部が露出して燃料被覆管の温度上昇が生じ、炉心の冠水状態からの露出及び再冠水過程においては、沸

騰・ボイド率の変化が熱伝達に影響する。炉心が露出した場合には、露出部周囲の蒸気が過熱蒸気となり、気液熱非平衡状態が発生する。過熱蒸気の存在は燃料棒表面熱伝達に影響する。

再循環ポンプがトリップし、炉心流量が減少すると、チャンネルバイパスと燃料集合体下部の圧力差に基づき、通常運転時とは逆に、チャンネルバイパスの冷却材がリーク孔等から燃料集合体に流入する。燃料集合体ごとの崩壊熱差によって、炉心の燃料集合体のボイド率分布や二相水位が異なる（三次元効果）。

原子炉を自動で急速減圧した場合には、下部プレナム等で減圧沸騰（フラッシング）が発生する。低圧注水系による注水は、ダウンカマ又は炉心バイパス領域への注水なので、炉心上部での対向流による落下水の抑制現象（CFL）は発生しない。再循環ポンプが停止するため、下部プレナムで水が停滞し、温度成層化が発生する可能性がある。

これらの二相流動状態や水頭に基づく炉心の圧力損失は原子炉の流動挙動に影響を与える。

D) 原子炉圧力容器（逃がし安全弁含む）

再循環ポンプにより炉心へ流入した冷却材は、炉心で三次元のボイド率分布を生じ、上部プレナム部でより均一なボイド率分布となった後、セパレータへ流入する。セパレータによって気液分離された戻り水は、給水と混合され、原子炉圧力容器内のダウンカマに水位が形成される。

再循環ポンプがトリップし、炉心流量が減少すると、下部プレナムの流量配分が変化するものと予想されるが、下部プレナムにある多くの構造材により流量はミキシングされるので、炉心入口流量配分に与える影響は小さい（三次元効果）。

ポンプトリップ後の短期的な冷却材流量変化はジェットポンプや再循環ポンプのコーストダウン特性や流路慣性が影響する。ポンプトリップ後の自然循環流量はダウンコマ水頭、炉心部の圧力損失及び沸騰によるボイド率変化が影響する。

S R Vを使用した原子炉の圧力制御又は原子炉減圧による冷却材の放出に伴い、気液分離（水位変化）・対向流となった二相流動様式が燃料被覆管温度変化と原子炉圧力変化に影響する。S R Vからの冷却材放出流量は、臨界流あるいは差圧流として評価できる。S R Vから放出した冷却材は、本事故シーケンスグループでは、低圧注水系からの注水により補われる。E C C S（給水系・代替注水設備含む）注水は、冷却材の保有水量の変化及び凝縮によるボイド率変化を与える主要な現象として捉えられる。

原子炉を自動で急速減圧した場合には、下部プレナム等で減圧沸騰（フラッシング）が発生する。これに伴い発生したボイドにより形成された二相水位はボイド率変化に応じて変化する。また、M S I V閉止直後の圧力上昇時には、蒸気の凝縮が発生する。原子炉圧力容器内の構造物蓄熱量は、構造材との熱伝達として長期の原子炉圧力容器内圧力変化に影響する。

炉心が露出した場合に発生する過熱蒸気は、上部プレナム、ドライヤ、蒸気ドームを経由して圧力容器外へ流出するまでに、ダウンコマから発生した飽和蒸気や構造材と熱伝達してほとんど飽和温度になり、原子炉格納容器圧力変化及び原子炉格納容器温度変化の観点で、気液熱非平衡は主要な物理現象とはならない。

ほう酸水の拡散は本シーケンスではほう酸水注入を実施しないことから考慮不要である。

E) 原子炉格納容器

原子炉内で崩壊熱により発生した蒸気（冷却材）がSRVを介してサブプレッション・チェンバに放出され、蒸気凝縮によりサブプレッション・チェンバのプール水温が上昇し、格納容器内雰囲気加熱（気液界面の熱伝達）されることで圧力及び温度が上昇する。サブプレッション・チェンバはベント管、真空破壊装置を介してドライウェルに接続しているため、相互に格納容器各領域間の流動の影響を受ける。

原子炉格納容器内温度上昇により、原子炉格納容器本体をはじめとする原子炉格納容器内の構造材との熱伝達及び内部熱伝導が生じる。また、残留熱除去系によるサブプレッション・プール冷却による除熱を行うことにより、格納容器内圧力及び温度の上昇を抑制する。サブプレッション・プール冷却による格納容器内圧力及び温度制御が可能であるため、格納容器スプレイによる冷却及び格納容器ベントは実施しない。

放射線水分解等による水素ガス・酸素ガス発生については、原子炉格納容器内を不活性化しており、かつ本事象では炉心損傷に至ることはないため、重要な物理現象とはならない。

2.1.3 全交流動力電源喪失

(1) 事象の推移

全交流動力電源喪失は，送電系統又は所内主発電設備の故障等により，外部電源が喪失するとともに，非常用所内電源系統も機能喪失し，安全機能を有する系統及び機器の交流動力電源が喪失することを想定した事象とする。

この事象に対する炉心損傷防止対策としては，可搬型及び常設の代替交流電源設備による給電が一定時間確保できないことを想定し，常設直流電源等の確保及びR C I Cによる炉心冷却並びに交流動力電源確保後の減圧操作及び低圧代替注水設備による炉心冷却が挙げられる。

本事故シーケンスグループにおける主要現象の抽出に関連する事象の推移は以下のとおりである。

ここでは，具体的な事故シナリオの代表として「全交流動力電源喪失＋給水流量の全喪失＋R C I C及びE C C S又は低圧代替注水設備」を想定する。外部電源喪失後，タービン蒸気加減弁急速閉又は原子炉水位低により原子炉はスクラムするため未臨界が確保される。しかし，非常用ディーゼル発電機の起動に失敗して全交流動力電源喪失となる。外部電源喪失により給水流量の全喪失となり，原子炉水位は急速に低下し，原子炉水位低でR C I Cの起動に成功し，原子炉水位は回復する。原子炉水位低又はタービン蒸気加減弁急速閉に伴いM S I Vが閉止すると原子炉圧力は上昇し，原子炉圧力がS R Vの設定値に到達すると断続的に弁から蒸気が放出され，これにより原子炉の圧力はS R V設定値近傍に維持される。一方，直流電源が枯渇し，R C I Cが機能喪失した場合には，原子炉内保有水が減少し続け，いずれは炉心露出により燃料被覆管温度が上昇し，炉心損傷に至る。

炉心損傷を防止するために、交流動力電源による給電ができない一定期間直流電源の確保により R C I C による炉心冠水維持を継続し、交流動力電源確保後に、手動操作により S R V を開き、原子炉を急速減圧し、原子炉の減圧後に低圧代替注水設備又は低圧注水系による原子炉注水を開始することで、炉心の冠水維持を継続することで事象は収束する。

一方、原子炉内で崩壊熱により発生する蒸気が S R V を介して徐々に流出するため、原子炉格納容器の圧力及び温度は上昇するが、交流動力電源の給電開始前は代替格納容器スプレイによる冷却及び格納容器ベントによる除熱、交流動力電源の給電開始後は代替ヒートシンク等を用いた残留熱除去系によるサブプレッション・プール冷却による除熱を行うことにより、原子炉格納容器の圧力及び温度の上昇は抑えられる。

(2) 物理現象の抽出

各物理領域において、解析を実施する上で必要な物理現象の抽出について説明する。

本事故シーケンスグループでは、交流動力電源の給電開始前は R C I C により、交流動力電源の給電開始後は低圧代替注水設備又は残留熱除去系の低圧注水モードにより炉心冷却するが、原子炉隔離後、原子炉圧力は S R V の開閉により制御され、その後、減圧されるため、S R V の設定圧力を超えることはない。

一方、原子炉水位は、S R V による原子炉圧力制御及び減圧操作により冷却材を原子炉格納容器のサブプレッション・チェンバのプールに放出するため低下し、炉心上部が露出する場合には、炉心燃料がヒートアップし、燃料被覆管温度が上昇する可能性がある。

また、原子炉格納容器は、原子炉内で崩壊熱により発生した蒸気が S R

Vを介して徐々に流出するため、圧力及び温度が上昇する可能性がある。

以上より、炉心損傷防止に係るものとして、燃料被覆管温度、原子炉圧力、原子炉格納容器圧力及び原子炉格納容器温度を評価指標とする。

事象中の燃料被覆管温度変化、原子炉圧力変化、原子炉格納容器圧力変化及び原子炉格納容器温度変化に影響する物理現象としては以下が挙げられる。

A) 炉心（核）

本事故シーケンスグループは、安全機能を有する系統及び機器の交流動力電源の喪失事象を想定しているため、原子炉スクラム後の長期的な燃料被覆管温度変化、原子炉圧力変化、原子炉格納容器圧力変化及び原子炉格納容器温度変化が評価対象となる。原子炉スクラム後には核分裂連鎖反応が停止するので、 β 線等を出して崩壊する核種に起因する崩壊熱が上記の評価対象に影響する。

外部電源喪失後、タービン蒸気加減弁急速閉又は原子炉水位低でスクラムする以前と、原子炉スクラム直後の短時間は、中性子による核分裂出力が主要な熱源となる。スクラム以前の期間の中性子束は、燃料温度（ドップラ反応度）、減速材密度（ボイド反応度）の変化による反応度フィードバック効果の影響を受けるが、外部電源が喪失してからスクラムするまでの時間が短いため、通常運転時からの出力分布変化はほとんどない。スクラム直後の中性子束変化は、スクラム時の制御棒反応度と制御棒速度（制御棒反応度効果）の影響を受ける。BWRプラントの炉心では、低炉心流量、高出力状態においては、核的な反応度フィードバックと熱水力特性に関連した核熱水力不安定事象（三次元効果）が発生する可能性があるが、本事故シーケンスグループではスクラムに成功するため、発生しない。

B) 炉心（燃料）

核分裂あるいは崩壊熱により燃料棒内で発生した熱は、燃料棒内の熱伝導及び熱伝達により冷却材へと放出される。スクラム後の燃料被覆管温度変化は、燃料棒内温度変化に影響するペレット内発熱密度分布、燃料ペレット熱伝導、ギャップ熱伝達、燃料被覆管熱伝導及び燃料棒表面熱伝達の影響を受ける。燃料棒表面熱伝達は、単相壁面熱伝達と二相壁面熱伝達に加えて、炉心が露出して燃料棒表面温度が高くなった場合は、輻射熱伝達の影響を受ける。スぺーサによる伝熱促進現象は、炉心露出時の燃料被覆管表面最高温度（PCT）に影響する。再循環ポンプがトリップした時に、炉心流量の急減により燃料棒の一部で温度が上昇する沸騰遷移が発生する可能性がある。水位が低下して炉心が露出した場合には、燃料棒間及びチャンネルボックスとの輻射熱伝達（三次元効果）が生じる。露出後に低圧代替注水設備又は低圧注水系による注水で炉心水位が回復すると、ドライアウトした燃料棒の温度が低下する。この評価には、リウエット等の沸騰遷移に係る物理現象モデルが必要になる。

スクラムして炉心出力が低下するため、PCMIは発生しない。炉心露出時に燃料被覆管の温度が著しく上昇した場合には、ジルコニウム-水反応が促進され、燃料被覆管が発熱するとともに、燃料被覆管が酸化される。燃料棒の温度が著しく上昇した場合には、燃料棒内圧の上昇、燃料被覆管の変形が発生する可能性があり、破裂が発生して燃料被覆管変形による流路減少が生じると、冷却挙動に影響を与える。

C) 炉心（熱流動）

燃料棒から放出される熱は冷却材により除熱され、冷却材の熱流動挙動

は、燃料被覆管温度に直接的に影響する燃料棒表面での熱伝達に影響する。本事故シーケンスグループでは、原子炉内保有水の減少により炉心に二相水位（気液分離（水位変化））が形成され、炉心上部が露出して燃料被覆管の温度上昇が生じ、炉心の冠水状態からの露出及び再冠水過程においては、沸騰・ボイド率の変化が熱伝達に影響する。炉心が露出した場合には、露出部周囲の蒸気が過熱蒸気となり、気液熱非平衡状態が発生する。過熱蒸気の存在は、燃料棒表面熱伝達に影響する。

再循環ポンプがトリップし、炉心流量が減少すると、チャンネルバイパスと燃料集合体下部の圧力差に基づき、通常運転時とは逆に、チャンネルバイパスの冷却材がリーク孔等から燃料集合体に流入する。燃料集合体ごとの崩壊熱差によって、炉心の燃料集合体のボイド率分布や二相水位が異なる（三次元効果）。

原子炉減圧操作を実施した場合には、下部プレナム等で減圧沸騰（フラッシング）が発生する。低圧代替注水設備又は低圧注水系による注水は、ダウンカマ又は炉心バイパス領域への注水なので、炉心上部での対向流による落水の抑制現象（CCFL）は発生しない。再循環ポンプが停止するため、下部プレナムで水が停滞し、温度成層化が発生する可能性がある。

これらの二相流動状態や水頭に基づく炉心の圧力損失は原子炉の流動挙動に影響を与える。

D) 原子炉圧力容器（逃がし安全弁含む）

再循環ポンプにより炉心へ流入した冷却材は、炉心で三次元のボイド率分布を生じ、上部プレナム部でより均一なボイド率分布となった後、セパレータへ流入する。セパレータによって気液分離された戻り水は、給水と混合され、原子炉圧力容器内のダウンカマに水位が形成される。

再循環ポンプがトリップし、炉心流量が減少すると、下部プレナムの流量配分が変化するものと予想されるが、下部プレナムにある多くの構造材により流量はミキシングされるので、炉心入口流量配分に与える影響は小さい（三次元効果）。

ポンプトリップ後の短期的な冷却材流量変化はジェットポンプや再循環ポンプのコーストダウン特性や流路慣性が影響する。ポンプトリップ後の自然循環流量はダウンコマ水頭、炉心部の圧力損失及び沸騰によるボイド率変化が影響する。

S R Vを使用した原子炉の圧力制御又は原子炉減圧による冷却材の放出に伴い、気液分離（水位変化）・対向流となった二相流動様式が燃料被覆管温度変化と原子炉圧力変化に影響する。S R Vからの冷却材放出流量は、臨界流あるいは差圧流として評価できる。S R Vから放出した冷却材は、本事故シーケンスグループでは、低圧代替注水設備又は低圧注水系からの注水により補われる。E C C S（給水系・代替注水設備含む）注水は、冷却材の保有水量の変化及び凝縮によるボイド率変化を与える主要な現象として捉えられる。

原子炉減圧操作を実施した場合には、下部プレナム等で減圧沸騰（フラッシング）が発生する。これに伴い発生したボイドにより形成された二相水位はボイド率変化に応じて変化する。また、M S I V閉止直後の圧力上昇時には、蒸気の凝縮が発生する。原子炉圧力容器内の構造物蓄熱量は、構造材との熱伝達として長期の原子炉圧力容器内圧力変化に影響する。

炉心が露出した場合に発生する過熱蒸気は、上部プレナム、ドライヤ、蒸気ドームを經由して圧力容器外へ流出するまでに、ダウンコマから発生した飽和蒸気や構造材と熱伝達してほとんど飽和温度になり、原子炉格納容器圧力変化及び原子炉格納容器温度変化の観点で、気液熱非平衡は主要な物理現象とはならない。

ほう酸水の拡散は本シーケンスではほう酸水注入を実施しないことから考慮不要である。

E) 原子炉格納容器

原子炉内で崩壊熱により発生した蒸気（冷却材）がSRVを介してサブプレッション・チェンバに放出され、蒸気凝縮によりサブプレッション・チェンバのプール水温が上昇し、格納容器内雰囲気加熱（気液界面の熱伝達）されることで圧力及び温度が上昇する。また、代替格納容器スプレイを行った場合は、格納容器内雰囲気がスプレイにより冷却されて温度及び圧力上昇を抑制する。サブプレッション・チェンバはベント管、真空破壊装置を介してドライウエルに接続しているため、相互に格納容器各領域間の流動の影響を受ける。

原子炉格納容器内温度上昇により、原子炉格納容器本体をはじめとする原子炉格納容器内の構造材との熱伝達及び内部熱伝導が生じる。原子炉格納容器における残留熱除去系による除熱機能が喪失しているが、格納容器ベントによる除熱、又は代替ヒートシンク等を用いた残留熱除去系によるサブプレッション・プール冷却を実施することにより、格納容器内圧力及び温度の上昇を抑制する。

放射線水分解等による水素ガス・酸素ガス発生については、原子炉格納容器内を不活性化しており、かつ本事象では炉心損傷に至ることはないため、重要な物理現象とはならない。

2.1.4 崩壊熱除去機能喪失

2.1.4.1 取水機能が喪失した場合

(1) 事象の推移

崩壊熱除去機能喪失は、発電用原子炉の出力運転中に、運転時の異常な過渡変化又は事故（L O C Aを除く）の発生後、原子炉注水には成功するが、崩壊熱の除去に失敗する事象を想定する。具体的には、取水機能が喪失した場合を想定した事象とする。

この事象に対する炉心損傷防止対策としては、R C I C等による原子炉注水を行うとともに、格納容器スプレイによる冷却及び代替ヒートシンクを用いた残留熱除去系による除熱により、原子炉格納容器の健全性を維持し、炉心冷却機能を確保することができる。

本事故シーケンスグループにおける主要現象の抽出に関連する事象の推移は以下のとおりである。

具体的な事故シナリオとして「全交流動力電源喪失＋給水流量の全喪失＋取水機能喪失」を想定する。外部電源喪失の発生後、タービン蒸気加減弁急速閉又は原子炉水位低により原子炉はスクラムするため未臨界が確保される。しかし、取水機能の喪失に伴う非常用ディーゼル発電機の機能喪失により全交流動力電源喪失となる。外部電源喪失により給水流量の全喪失となり、原子炉水位は急速に低下し、原子炉水位低でR C I Cの起動に成功し、原子炉水位は回復する。その後、原子炉を減圧し、低圧代替注水設備等による原子炉注水を開始する。原子炉水位低又はタービン蒸気加減弁急速閉に伴いM S I Vが閉止すると原子炉圧力は上昇し、原子炉圧力がS R Vの設定値に到達すると断続的に弁から蒸気が放出され、これにより原子炉の圧力はS R V設定値近傍に維持される。

一方、原子炉内で崩壊熱により発生する蒸気がS R Vを介して徐々に流

出するため、原子炉格納容器の圧力及び温度は上昇するが、代替格納容器スプレーによる冷却及び代替ヒートシンクを用いた残留熱除去系による除熱を行うことにより、原子炉格納容器の圧力及び温度の上昇は抑えられる。

(2) 物理現象の抽出

各物理領域において、解析を実施する上で必要な物理現象の抽出について説明する。

本事故シーケンスグループでは、R C I Cにより原子炉へ注水を行い炉心冷却する。原子炉隔離後、原子炉圧力はS R Vの開閉により制御され、その後減圧されるため、S R Vの設定圧力を超えることはない。

一方、原子炉水位は、S R Vによる原子炉圧力制御及び減圧操作により冷却材を原子炉格納容器のサプレッション・チェンバのプールに放出するため低下し、炉心上部が露出する場合には、炉心燃料がヒートアップし、燃料被覆管の温度が上昇する可能性がある。

また、原子炉格納容器は、原子炉内で崩壊熱により発生した蒸気がS R Vを介して徐々に流出するため、圧力及び温度が上昇する可能性がある。

以上より、炉心損傷防止に係るものとして、燃料被覆管温度、原子炉圧力、原子炉格納容器圧力及び原子炉格納容器温度を評価指標とする。

事象中の燃料被覆管温度変化、原子炉圧力変化、原子炉格納容器圧力変化及び原子炉格納容器温度変化に影響する物理現象としては以下が挙げられる。

A) 炉心（核）

本事故シーケンスグループは、R C I Cによる原子炉注水には成功するが

崩壊熱の除去機能の喪失事象を想定しているため、原子炉スクラム後の長期的な燃料被覆管温度変化、原子炉圧力変化、原子炉格納容器圧力変化及び原子炉格納容器温度変化が評価対象となる。原子炉スクラム後には核分裂連鎖反応が停止するので、 β 線等を出して崩壊する核種に起因する崩壊熱が上記の評価対象に影響する。

外部電源喪失後、タービン蒸気加減弁急速閉、又は原子炉水位低でスクラムする以前と、原子炉スクラム直後の短時間は、中性子による核分裂出力が主要な熱源となる。スクラム以前の期間の中性子束は、燃料温度（ドップラ反応度）、減速材密度（ボイド反応度）の変化による反応度フィードバック効果の影響を受けるが、外部電源が喪失してからスクラムするまでの時間が短いため、通常運転時からの出力分布変化はほとんどない。スクラム直後の中性子束変化は、スクラム時の制御棒反応度と制御棒速度（制御棒反応度効果）の影響を受ける。BWRプラントの炉心では、低炉心流量、高出力状態においては、核的な反応度フィードバックと熱水力特性に関連した核熱水力不安定事象（三次元効果）が発生する可能性があるが、本事故シーケンスグループではスクラムに成功するため、発生しない。

B) 炉心（燃料）

核分裂あるいは崩壊熱により燃料棒内で発生した熱は、燃料棒内の熱伝導及び熱伝達により冷却材へと放出される。スクラム後の燃料被覆管温度変化は、燃料棒内温度変化に影響するペレット内発熱密度分布、燃料ペレット熱伝導、ギャップ熱伝達、燃料被覆管熱伝導及び燃料棒表面熱伝達の影響を受ける。燃料棒表面熱伝達は、単相壁面熱伝達と二相壁面熱伝達に加えて、炉心が露出して燃料棒表面温度が高くなった場合は、輻射熱伝達の影響を受ける。スパーサによる伝熱促進現象は、炉心露出時の燃料被覆管表面最高温度

(PCT)に影響する。再循環ポンプがトリップした時に、炉心流量の急減により燃料棒の一部で温度が上昇する沸騰遷移が発生する可能性がある。水位が低下して炉心が露出した場合には、燃料棒間及びチャンネルボックスとの輻射熱伝達（三次元効果）が生じる。露出後に代替注水設備による注水で炉心水位が回復すると、ドライアウトした燃料棒の温度が低下する。この評価には、リウエット等の沸騰遷移に係る物理現象モデルが必要になる。

スクラムして炉心出力が低下するため、PCMIは発生しない。炉心露出時に燃料被覆管の温度が著しく上昇した場合には、ジルコニウム-水反応が促進され、燃料被覆管が発熱するとともに、燃料被覆管が酸化される。燃料棒の温度が著しく上昇した場合には、燃料棒内圧の上昇、燃料被覆管の変形が発生する可能性があり、破裂が発生して燃料被覆管変形による流路減少が生じると、冷却挙動に影響を与える。

C) 炉心（熱流動）

燃料棒から放出される熱は冷却材により除熱され、冷却材の熱流動挙動は、燃料被覆管温度に直接的に影響する燃料棒表面での熱伝達に影響する。本事故シーケンスグループでは、原子炉内保有水の減少により炉心に二相水位（気液分離（水位変化））が形成され、炉心上部が露出して燃料被覆管の温度上昇が生じ、炉心の冠水状態からの露出及び再冠水過程においては、沸騰・ボイド率の変化が熱伝達に影響する。炉心が露出した場合には、露出部周囲の蒸気が過熱蒸気となり、気液熱非平衡状態が発生する。過熱蒸気の存在は、燃料棒表面熱伝達に影響する。

再循環ポンプがトリップし、炉心流量が減少すると、チャンネルバイパスと燃料集合体下部の圧力差に基づき、通常運転時とは逆に、チャンネルバイパスの冷却材がリーク孔等から燃料集合体に流入する。燃料集合体ごとの崩

壊熱差によって、炉心の燃料集合体のボイド率分布や二相水位が異なる（三次元効果）。

原子炉減圧操作を実施した場合には、下部プレナム等で減圧沸騰（フラッシング）が発生する。代替注水設備による注水は、ダウンカマ又は炉心バイパス領域への注水なので、炉心上部での対向流による落下水の抑制現象（CFL）は発生しない。再循環ポンプが停止するため、下部プレナムで水が停滞し、温度成層化が発生する可能性がある。

これらの二相流動状態や水頭に基づく炉心の圧力損失は原子炉の流動挙動に影響を与える。

D) 原子炉圧力容器（逃がし安全弁含む）

再循環ポンプにより炉心へ流入した冷却材は、炉心で三次元のボイド率分布を生じ、上部プレナム部でより均一なボイド率分布となった後、セパレータへ流入する。セパレータによって気液分離された戻り水は、給水と混合され、原子炉圧力容器内のダウンカマに水位が形成される。

再循環ポンプがトリップし、炉心流量が減少すると、下部プレナムの流量配分が変化するものと予想されるが、下部プレナムにある多くの構造材により流量はミキシングされるので、炉心入口流量配分に与える影響は小さい（三次元効果）。

ポンプトリップ後の短期的な冷却材流量変化はジェットポンプや再循環ポンプのコーストダウン特性や流路慣性が影響する。ポンプトリップ後の自然循環流量はダウンカマ水頭、炉心部の圧力損失及び沸騰によるボイド率変化が影響する。

S R Vを使用した原子炉の圧力制御又は原子炉減圧による冷却材の放出に伴い、気液分離（水位変化）・対向流となった二相流動様式が燃料被覆管温

度変化と原子炉圧力変化に影響する。SRVからの冷却材放出流量は、臨界流あるいは差圧流として評価できる。SRVから放出した冷却材は、本事故シーケンスグループでは、代替注水設備からの注水により補われる。ECCS（給水系・代替注水設備含む）注水は、冷却材の保有水量の変化及び凝縮によるボイド率変化を与える主要な現象として捉えられる。

原子炉減圧操作を実施した場合には、下部プレナム等で減圧沸騰（フラッシング）が発生する。これに伴い発生したボイドにより形成された二相水位はボイド率変化に応じて変化する。また、MSIV閉止直後の圧力上昇時には、蒸気の凝縮が発生する。原子炉圧力容器内の構造物蓄熱量は、構造材との熱伝達として長期の原子炉圧力容器内圧力変化に影響する。

炉心が露出した場合に発生する過熱蒸気は、上部プレナム、ドライヤ、蒸気ドームを經由して圧力容器外へ流出するまでに、ダウンカマから発生した飽和蒸気や構造材と熱伝達してほとんど飽和温度になり、原子炉格納容器圧力変化及び原子炉格納容器温度変化の観点で、気液熱非平衡は主要な物理現象とはならない。

ほう酸水の拡散は本シーケンスではほう酸水注入を実施しないことから考慮不要である。

E) 原子炉格納容器

原子炉内で崩壊熱により発生した蒸気（冷却材）がSRVを介してサブプレッション・チェンバに放出され、蒸気凝縮によりサブプレッション・チェンバのプール水温が上昇し、格納容器内雰囲気加熱（気液界面の熱伝達）されることで圧力及び温度が上昇する。また、代替格納容器スプレイを行った場合は、格納容器内雰囲気がスプレイにより冷却されて温度及び圧力上昇を抑制する。サブプレッション・チェンバはベント管、真空破壊装置を介してドラ

イウエルに接続しているため、相互に格納容器各領域間の流動の影響を受ける。

原子炉格納容器内温度上昇により、原子炉格納容器本体をはじめとする原子炉格納容器内の構造材との熱伝達及び内部熱伝導が生じる。原子炉格納容器における残留熱除去系による除熱機能が喪失しているが、格納容器ベントによる除熱、又は代替ヒートシンク等を用いた残留熱除去系によるサブレーション・プール冷却を実施することにより、格納容器内圧力及び温度の上昇を抑制する。

放射線水分解等による水素ガス・酸素ガス発生については、原子炉格納容器内を不活性化しており、かつ本事象では炉心損傷に至ることはないため、重要な物理現象とはならない。

2.1.4.2 残留熱除去系が故障した場合

(1) 事象の推移

崩壊熱除去機能喪失は、発電用原子炉の出力運転中に、運転時の異常な過渡変化又は事故（L O C Aを除く）の発生後、原子炉注水には成功するが、崩壊熱の除去に失敗する事象を想定する。具体的には、残留熱除去系が故障した場合を想定した事象とする。

この事象に対する炉心損傷防止対策としては、R C I C等による原子炉注水を行うとともに、格納容器スプレイによる冷却及び格納容器ベントによる除熱により、原子炉格納容器の健全性を維持し、炉心冷却を確保することができる。

本事故シーケンスグループにおける主要現象の抽出に関連する事象の推移は以下のとおりである。

具体的な事故シナリオとして「給水流量の全喪失＋R H R機能喪失＋R C I C及びE C C S注水設備又は代替注水設備」を想定する。給水流量の全喪失後、原子炉水位は急速に低下し、原子炉水位低により原子炉はスクラムするため未臨界が確保される。また、原子炉水位低でR C I Cの起動に成功し、原子炉水位は回復する。その後、原子炉を減圧し、高圧注水設備等による原子炉注水を開始する。原子炉水位低又は手動操作によりM S I Vを閉止すると原子炉圧力は上昇し、原子炉圧力がS R Vの設定値に到達すると断続的に弁から蒸気が放出され、これにより原子炉の圧力はS R V設定値近傍に維持される。

一方、原子炉内で崩壊熱により発生する蒸気がS R Vを介して徐々に流出するため、原子炉格納容器の圧力及び温度は上昇するが、代替格納容器スプレイによる冷却及び格納容器ベントによる除熱を行うことにより、原子炉格納容器の圧力及び温度の上昇は抑えられる。

(2) 物理現象の抽出

各物理領域において、解析を実施する上で必要な物理現象の抽出について説明する。

本事故シーケンスグループでは、R C I Cにより原子炉へ注水を行い炉心冷却する。原子炉隔離後、原子炉圧力はS R Vの開閉により制御され、その後減圧されるため、S R Vの設定圧力を超えることはない。

一方、原子炉水位は、S R Vによる原子炉圧力制御及び減圧操作により冷却材を原子炉格納容器のサプレッション・チェンバのプールに放出するため低下し、炉心上部が露出する場合には、炉心燃料がヒートアップし、燃料被覆管の温度が上昇する可能性がある。

また、原子炉格納容器は、原子炉内で崩壊熱により発生した蒸気がS R Vを介して徐々に流出するため、圧力及び温度が上昇する可能性がある。

以上より、炉心損傷防止に係るものとして、燃料被覆管温度、原子炉圧力、原子炉格納容器圧力及び原子炉格納容器温度を評価指標とする。

事象中の燃料被覆管温度変化、原子炉圧力変化、原子炉格納容器圧力変化及び原子炉格納容器温度変化に影響する物理現象としては以下が挙げられる。

A) 炉心（核）

本事故シーケンスグループは、R C I Cによる原子炉注水には成功するが崩壊熱の除去機能の喪失事象を想定しているため、原子炉スクラム後の長期的な燃料被覆管温度変化、原子炉圧力変化、原子炉格納容器圧力変化及び原子炉格納容器温度変化が評価対象となる。原子炉スクラム後には核分裂連鎖反応が停止するので、 β 線等を出して崩壊する核種に起因する崩壊熱が上記

の評価対象に影響する。

給水が喪失して原子炉水位低信号でスクラムする以前と、原子炉スクラム直後の短時間は、中性子による核分裂出力が主要な熱源となる。スクラム以前の期間の中性子束は、燃料温度（ドップラ反応度）、減速材密度（ボイド反応度）の変化による反応度フィードバック効果の影響を受けるが、給水が喪失してからスクラムするまでの時間が短いため、通常運転時からの出力分布変化はほとんどない。スクラム直後の中性子束変化は、スクラム時の制御棒反応度と制御棒速度（制御棒反応度効果）の影響を受ける。BWRプラントの炉心では、低炉心流量、高出力状態においては、核的な反応度フィードバックと熱水力特性に関連した核熱水力不安定事象（三次元効果）が発生する可能性があるが、本事故シーケンスグループではスクラムに成功するため、発生しない。

B) 炉心（燃料）

核分裂あるいは崩壊熱により燃料棒内で発生した熱は、燃料棒内の熱伝導及び熱伝達により冷却材へと放出される。スクラム後の燃料被覆管温度変化は、燃料棒内温度変化に影響するペレット内発熱密度分布、燃料ペレット熱伝導、ギャップ熱伝達、燃料被覆管熱伝導及び燃料棒表面熱伝達の影響を受ける。燃料棒表面熱伝達は、単相壁面熱伝達と二相壁面熱伝達に加えて、炉心が露出して燃料棒表面温度が高くなった場合は、輻射熱伝達の影響を受ける。スパーサによる伝熱促進現象は、炉心露出時の燃料被覆管表面最高温度（PCT）に影響する。再循環ポンプがトリップした時に、炉心流量の急減により燃料棒の一部で温度が上昇する沸騰遷移が発生する可能性がある。水位が低下して炉心が露出した場合には、燃料棒間及びチャンネルボックスとの輻射熱伝達（三次元効果）が生じる。露出後に代替注水設備による注水で炉心水位

が回復すると、ドライアウトした燃料棒の温度が低下する。この評価には、リウエット等の沸騰遷移に係る物理現象モデルが必要になる。

スクラムして炉心出力が低下するため、PCMIは発生しない。炉心露出時に燃料被覆管の温度が著しく上昇した場合には、ジルコニウム-水反応が促進され、燃料被覆管が発熱するとともに、燃料被覆管が酸化される。燃料棒の温度が著しく上昇した場合には、燃料棒内圧の上昇、燃料被覆管の変形が発生する可能性があり、破裂が発生して燃料被覆管変形による流路減少が生じると、冷却挙動に影響を与える。

C) 炉心（熱流動）

燃料棒から放出される熱は冷却材により除熱され、冷却材の熱流動挙動は、燃料被覆管温度に直接的に影響する燃料棒表面での熱伝達に影響する。本事故シーケンスグループでは、原子炉内保有水の減少により炉心に二相水位（気液分離（水位変化））が形成され、炉心上部が露出して燃料被覆管の温度上昇が生じ、炉心の冠水状態からの露出及び再冠水過程においては、沸騰・ボイド率の変化が熱伝達に影響する。炉心が露出した場合には、露出部周囲の蒸気が過熱蒸気となり、気液熱非平衡状態が発生する。過熱蒸気の存在は、燃料棒表面熱伝達に影響する。

再循環ポンプがトリップし、炉心流量が減少すると、チャンネルバイパスと燃料集合体下部の圧力差に基づき、通常運転時とは逆に、チャンネルバイパスの冷却材がリーク孔等から燃料集合体に流入する。燃料集合体ごとの崩壊熱差によって、炉心の燃料集合体のボイド率分布や二相水位が異なる（三次元効果）。

原子炉減圧操作を実施した場合には、下部プレナム等で減圧沸騰（フラッシング）が発生する。代替注水設備による注水は、ダウンコマ又は炉心バイ

パス領域への注水なので、炉心上部での対向流による落下水の抑制現象（CFL）は発生しない。再循環ポンプが停止するため、下部プレナムで水が停滞し、温度成層化が発生する可能性がある。

これらの二相流動状態や水頭に基づく炉心の圧力損失は原子炉の流動挙動に影響を与える。

D) 原子炉圧力容器（逃がし安全弁含む）

再循環ポンプにより炉心へ流入した冷却材は、炉心で三次元のボイド率分布を生じ、上部プレナム部でより均一なボイド率分布となった後、セパレータへ流入する。セパレータによって気液分離された戻り水は、給水と混合され、原子炉圧力容器内のダウンカマに水位が形成される。

再循環ポンプがトリップし、炉心流量が減少すると、下部プレナムの流量配分が変化するものと予想されるが、下部プレナムにある多くの構造材により流量はミキシングされるので、炉心入口流量配分に与える影響は小さい（三次元効果）。

ポンプトリップ後の短期的な冷却材流量変化はジェットポンプや再循環ポンプのコーストダウン特性や流路慣性が影響する。ポンプトリップ後の自然循環流量はダウンカマ水頭、炉心部の圧力損失及び沸騰によるボイド率変化が影響する。

SRVを使用した原子炉の圧力制御又は原子炉減圧による冷却材の放出に伴い、気液分離（水位変化）・対向流となった二相流動様式が燃料被覆管温度変化と原子炉圧力変化に影響する。SRVからの冷却材放出流量は、臨界流あるいは差圧流として評価できる。SRVから放出した冷却材は、本事故シナリオグループでは、代替注水設備からの注水により補われる。ECCS（給水系・代替注水設備含む）注水は、冷却材の保有水量の変化及び凝縮に

よるボイド率変化を与える主要な現象として捉えられる。

原子炉減圧操作を実施した場合には、下部プレナム等で減圧沸騰（フラッシング）が発生する。これに伴い発生したボイドにより形成された二相水位はボイド率変化に応じて変化する。また、MS I V閉止直後の圧力上昇時には、蒸気の凝縮が発生する。原子炉圧力容器内の構造物蓄熱量は、構造材との熱伝達として長期の原子炉圧力容器内圧力変化に影響する。

炉心が露出した場合に発生する過熱蒸気は、上部プレナム、ドライヤ、蒸気ドームを經由して圧力容器外へ流出するまでに、ダウンカムから発生した飽和蒸気や構造材と熱伝達してほとんど飽和温度になり、原子炉格納容器圧力変化及び原子炉格納容器温度変化の観点で、気液熱非平衡は主要な物理現象とはならない。

ほう酸水の拡散は本シーケンスではほう酸水注入を実施しないことから考慮不要である。

E) 原子炉格納容器

原子炉内で崩壊熱により発生した蒸気（冷却材）がSRVを介してサブプレッション・チェンバに放出され、蒸気凝縮によりサブプレッション・チェンバのプール水温が上昇し、格納容器内雰囲気加熱（気液界面の熱伝達）されることで圧力及び温度が上昇する。また、代替格納容器スプレイを行った場合は、格納容器内雰囲気がスプレイにより冷却されて温度及び圧力上昇を抑制する。サブプレッション・チェンバはベント管、真空破壊装置を介してドライウエルに接続しているため、相互に格納容器各領域間の流動の影響を受ける。

原子炉格納容器内温度上昇により、原子炉格納容器本体をはじめとする原子炉格納容器内の構造材との熱伝達及び内部熱伝導が生じる。原子炉格納容

器における残留熱除去系による除熱機能が喪失しているが、格納容器ベントを実施することにより、格納容器内圧力及び温度の上昇を抑制する。

放射線水分解等による水素ガス・酸素ガス発生については、原子炉格納容器内を不活性化しており、かつ本事象では炉心損傷に至ることはないため、重要な物理現象とはならない。また、サプレッション・プール冷却は実施しないことから考慮不要である。

2.1.5 原子炉停止機能喪失

(1) 事象の推移

原子炉停止機能喪失は、発電用原子炉の出力運転中に、運転時の異常な過渡変化の発生後、原子炉停止機能が喪失することを想定した事象とする。

この事象に対する炉心損傷防止対策としては、代替制御棒挿入機能による制御棒挿入又はほう酸水注入系によるほう酸水の注入、並びに代替原子炉冷却材再循環ポンプ・トリップ機能による再循環ポンプトリップが挙げられる。ただし、本事故シーケンスグループでは代替制御棒挿入機能は保守的に作動しないものとしている。また、残留熱除去系による除熱により、原子炉格納容器の健全性を維持し、炉心冷却機能を確保することができる。

本事故シーケンスグループにおける主要現象の抽出に関連する事象の推移は以下のとおりである。

具体的な事故シナリオとしては「MS I Vの誤閉止＋原子炉スクラム失敗」を想定する。MS I Vの誤閉止による原子炉スクラムに失敗するため臨界状態が維持される。MS I Vが閉止すると原子炉圧力は上昇し、代替原子炉冷却材再循環ポンプ・トリップ機能が作動して再循環ポンプがトリップするため炉心流量が減少する。これにより原子炉出力は低めに抑制される。

原子炉圧力がSRVの設定値に到達すると断続的に弁から蒸気（冷却材）が放出され、原子炉圧力の上昇は抑制される。原子炉で発生した蒸気（冷却材）は原子炉格納容器内のサプレッション・チェンバへ放出されるため、原子炉格納容器温度及び原子炉格納容器圧力が上昇する。

MS I Vの閉止により、タービン駆動給水ポンプが停止するが、モータ駆動給水ポンプの自動起動を考慮する。また、MS I Vの閉止により、給水加熱器への抽気蒸気が無くなるため、給水温度は低下し、炉心入口サブクーリングが大きくなることから原子炉出力は次第に上昇する。原子炉出力の上昇により、燃料被覆管温度は上昇する。

一方、制御棒が挿入されないことから、原子炉を未臨界にするために、ほう酸水注入系を手動操作にて起動することにより、ほう酸水が徐々に注入され、負の反応度が印加されると、原子炉出力は次第に低下する。

原子炉格納容器のプール水温上昇率は原子炉出力の低下とともに緩やかとなり、残留熱除去系起動によるサプレッション・プール冷却効果と相まって、事象は収束する。

(2) 物理現象の抽出

各物理領域において、解析を実施する上で必要な物理現象の抽出について説明する。

本事故シーケンスグループでは、原子炉スクラムに失敗しているため、MS I V閉止後は、原子炉出力及び原子炉圧力が上昇する。原子炉出力の上昇は、燃料被覆管表面を沸騰遷移状態に導くことによる燃料被覆管温度の上昇を生じさせる可能性がある。また、原子炉圧力は、原子炉がスクラムしていないため、発生する大量の蒸気により上昇する可能性がある。

原子炉格納容器内は、原子炉内で発生した蒸気がSRVを介してサプレッション・チェンバに放出されるため、原子炉格納容器温度及び原子炉格納容器圧力が上昇する可能性がある。

以上より、炉心損傷防止に係るものとして、燃料被覆管温度、原子炉圧力、原子炉格納容器圧力及び原子炉格納容器温度を評価指標とする。

事象中の燃料被覆管温度変化，原子炉圧力変化，原子炉格納容器圧力変化及び原子炉格納容器温度変化に影響する物理現象としては以下が挙げられる。

A) 炉心（核）

本事故シーケンスグループでは原子炉スクラムを考慮しないため，核分裂出力に関連する熱源として，核分裂による発熱，核分裂生成物の崩壊熱及び減速材での直接発熱を長時間に亘って考える必要がある。ほう酸水注入系起動により原子炉が停止するまでの期間においては，ボイド反応度（減速材密度反応度），ドップラ反応度，減速材温度反応度，ボロン反応度等の反応度フィードバック効果が出力分布変化や遅発中性子寿命や中性子寿命と関連しあって原子炉出力に影響する。また，本事故シーケンスグループでは制御棒反応度や制御棒速度のような制御棒反応度効果を考慮しないため，事象進展において高出力で低炉心流量状態となった場合に核的な反応度フィードバックと熱水力特性に関連した核熱水力不安定事象（三次元効果）が発生する可能性がある。

B) 炉心（燃料）

前項の核分裂により燃料棒内で発生した熱は，燃料棒内ペレットの熱伝導，燃料と燃料被覆管間のギャップ熱伝達，燃料被覆管内の熱伝導，燃料棒表面からの熱伝達により冷却材へと放出される。このうち，燃料棒表面熱伝達には冷却材の状態によって単相壁面熱伝達，二相壁面熱伝達の二つの状態が存在し，原子炉出力の上昇によって燃料棒がドライアウトした場合にはリウエット現象が生じる。本事故シーケンスグループでは炉心の露出が生じないことから，輻射熱伝達の三次元効果は重要な物理現象とはならない。この

評価には、リウエット等の沸騰遷移に係る物理現象モデルが必要になる。これらの物理現象によって燃料棒内温度変化が生じるが燃料温度はドップラ反応度フィードバック効果に影響を与えるため、この観点からも考慮が必要である。また、燃料被覆管温度が非常に高くなった場合には、ジルコニウム-水反応による燃料被覆管酸化が生じ、更に燃料棒内圧の上昇が大きい場合は燃料被覆管変形が生じることが考えられる。

C) 炉心（熱流動）

燃料棒から放出される熱は冷却材により除熱されるため、冷却材の熱流動挙動は、燃料被覆管温度に直接的に影響する。本事故シーケンスグループでは、炉心における沸騰・ボイド率の変化は、MSIV閉鎖による圧力波の伝播、炉心以外での温度成層化、チャンネルバイパス間冷却材温度差、炉心内二相水位有無により影響される。また、炉心内の圧力損失は炉心流量の流動挙動に影響を与える。原子炉水位が低下して炉心部に二相水位が生じると気液分離（水位変化）・対向流が生じて炉心の一部で過熱蒸気が発生し、気液熱非平衡が生じる。再循環ポンプトリップにより強制循環力が小さくなる場合には炉心入口流量配分が変わり得る（三次元効果）。本事故シーケンスグループでは、事象進展において高出力で低炉心流量状態となった場合に核的な反応度フィードバックと熱水力特性に関連した核熱水力不安定事象（三次元効果）が発生する可能性がある。

D) 原子炉圧力容器（逃がし安全弁含む）

前項までに挙げた主要な炉心領域の現象に対する境界条件は、冷却材の流動挙動の結果として与えられる。再循環ポンプのコーストダウン特性と流路慣性はトリップ時の冷却材流量変化に、炉心部の圧力損失は自然循環に移行

した際の自然循環流量に影響する。MS I V閉鎖による原子炉圧力上昇時の圧力波の伝播及び原子炉出力上昇によるボイド率分布の変化や前述の冷却材流量変化は、シュラウド外の沸騰・凝縮・ボイド率変化に影響する。原子炉水位の低下はセパレータのキャリーアンダー増加を生じさせ、ダウンコマ部における気液分離（水位変化）・対向流の発生に影響する。

ほう酸水注入によるほう酸水の拡散は反応度フィードバック効果に影響する。原子炉圧力上昇によりSRVが作動してSRVの流量特性に応じて冷却材を臨界流状態で放出して原子炉圧力上昇を抑制するが、この冷却材放出は原子炉内での冷却材の保有水量に影響する。なお、冷却材の流動挙動に与える要因は、炉心以外領域と炉心内領域におけるマスバランス（圧力バランス）であるため、炉心以外での領域内で二相水位、二相流動、気液分離（水位変化）・対向流、気液熱非平衡が原子炉出力に影響することはない。なお、核分裂により継続して熱を発生している本事故シーケンスグループでは原子炉圧力容器等の構造材との熱伝達による放熱は相対的に小さいため無視できる。

SRVから放出された冷却材は、ECCS（給水系・代替注水設備含む）からの注水により補われる。ECCS（給水系・代替注水設備含む）からの注水は、注水系統の流量特性や温度特性により原子炉圧力容器内の保有水量の変化や炉心入口サブクール度の変化に影響する。原子炉のエネルギーバランスは、主として前述の原子炉出力と冷却材の出入りに伴う変化により定まる。

再循環ポンプトリップにより、炉心流量が減少すると、下部プレナムの流量配分に影響する（三次元効果）。

E) 原子炉格納容器

原子炉内で発生した蒸気（冷却材）がSRVを介してサブプレッション・チェンバに放出され、圧力及び水温が上昇する。

サブプレッション・チェンバのプール水温度が上昇するが、残留熱除去系によるサブプレッション・プール冷却による除熱を行うことにより圧力及び温度の上昇を抑制する。本事故シーケンスグループでは、サブプレッション・チェンバへ放出された蒸気は、サブプレッション・チェンバのプール水で凝縮してプール水温度が上昇する。放出された蒸気の、格納容器各領域間の流動や、気液界面の熱伝達による雰囲気温度／圧力への影響がドライウェルやウェットウェル雰囲気温度／圧力変化へ影響することが考えられる。

なお、構造材との熱伝達及び内部熱伝導については、熱伝導による放熱を考慮しないことで圧力や温度上昇を厳しく評価することになるために無視することが可能である。なお、スプレイ冷却や格納容器ベントは同様に結果を厳しく評価するためにその実施を仮定しない。また、本事故シーケンスグループでは注水機能が維持されるため炉心の冠水が維持されていることから、放射線水分解等による水素ガス・酸素ガスの発生は重要な物理現象とはならない。

2.1.6 L O C A 時注水機能喪失

(1) 事象の推移

L O C A 時注水機能喪失は、発電用原子炉の出力運転中に、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の大規模な破断（大破断 L O C A）あるいは中小規模の破断（中小破断 L O C A）の発生後、高圧注水機能及び低圧注水機能の喪失を想定した事象とする。

国内外の先進的な対策を踏まえて代替注水設備が計画されているが、大破断 L O C A の場合事象進展が速く、対策の有効性を示すことは困難と考えられる。このため、対策に有効性があると想定される範囲としては、中小破断 L O C A の発生後、高圧注水機能及び低圧注水機能が喪失し、かつ、自動減圧系の機能が喪失して、炉心損傷に至る事象を想定する。

この事象に対する炉心損傷防止対策としては、代替注水設備等による炉心冷却機能の確保が挙げられる。高圧代替注水設備の場合には、高圧状態の原子炉へ冷却材を注水することにより炉心冷却を確保することができ、低圧代替注水設備の場合には、手動操作により原子炉を減圧し、減圧後に低圧代替注水設備により炉心冷却を確保することができる。

本事故シーケンスグループにおける主要現象の抽出に関連する事象の推移は以下のとおりである。

具体的な事故シナリオとして「中小破断 L O C A + E C C S（高圧注水系、低圧注水系及び自動減圧系）起動失敗」を想定する。中小破断 L O C A 発生後、外部電源喪失となり、炉心流量急減又は原子炉水位低により原子炉はスクラムするため未臨界が確保される。破断口からの冷却材の流出及び外部電源喪失に伴う給水流量の全喪失により、原子炉水位が急速に低下し、原子炉水位低で R C I C 及び E C C S（高圧注水系及び低圧注水系）の起動に失敗する。原子炉水位低で M S I V が閉止すると原子炉圧力

は上昇し、原子炉圧力がSRVの設定値に到達すると断続的に弁から蒸気が放出され、これにより原子炉の圧力はSRV設定値近傍に維持される。一方、原子炉注水機能喪失の状況下では原子炉内保有水が減少し続け、いずれは炉心露出により燃料被覆管温度が上昇し、炉心損傷に至る。

炉心損傷を防止するために、高圧代替注水設備の場合には、高圧代替注水設備による高圧状態の原子炉への注水を開始する。SRVからの冷却材の流出により原子炉水位は低下するが、高圧代替注水設備による原子炉注水開始により、原子炉水位は回復し、事象は収束する。低圧代替注水設備の場合には手動操作によりSRVを開き、原子炉を急速減圧し、原子炉の減圧後に低圧代替注水設備による原子炉注水を開始する。原子炉の急速減圧を開始すると、冷却材の流出により原子炉水位は低下するが、低圧代替注水設備による注水を開始すると原子炉内保有水量及び原子炉水位が回復し、炉心が再冠水することにより事象は収束する。

一方、原子炉内で崩壊熱により発生する蒸気がSRVを介して徐々に流出し、また、高温の冷却材が破断口から流出するため、原子炉格納容器の圧力及び温度は上昇するが、代替格納容器スプレイによる冷却及び格納容器ベントによる除熱を行うことにより、圧力及び温度の上昇は抑えられる。

(2) 物理現象の抽出

各物理領域において、解析を実施する上で必要な物理現象の抽出について説明する。

本事故シーケンスグループでは、給水も含めた原子炉への注水機能の喪失事象を想定しているため、原子炉を隔離し、注水設備が高圧代替注水設備の場合には高圧状態の原子炉への注水、低圧代替注水設備の場合には原

原子炉減圧操作後に原子炉へ注水を行い炉心冷却する。原子炉隔離後、原子炉圧力はSRVの開閉により制御され、その後減圧されるため、SRVの設定圧力を超えることはない。

一方、原子炉水位は、破断口からの冷却材の流出、SRVによる原子炉圧力制御及び低圧代替注水設備の場合に必要な減圧操作により低下し、炉心上部が露出する場合には、燃料はヒートアップし、燃料被覆管の温度が上昇する可能性がある。

また、原子炉格納容器は、破断口からの高温の冷却材の流出及び原子炉内で崩壊熱により発生した蒸気がSRVを介して徐々に流出するため、圧力及び温度が上昇する可能性がある。

以上より、炉心損傷防止に係るものとして、燃料被覆管温度、原子炉圧力、原子炉格納容器圧力及び原子炉格納容器温度を評価指標とする。

事象中の燃料被覆管温度変化、原子炉圧力変化、原子炉格納容器圧力変化及び原子炉格納容器温度変化に影響する物理現象としては以下が挙げられる。

A) 炉心（核）

本事故シーケンスグループは、給水を含めた原子炉への注水機能の喪失事象を想定しているため、原子炉スクラム後の長期的な燃料被覆管温度変化、原子炉圧力変化、原子炉格納容器圧力変化及び原子炉格納容器温度変化が評価対象となる。原子炉スクラム後には核分裂連鎖反応が停止するので、 β 線等を出して崩壊する核種に起因する崩壊熱が上記の評価対象に影響する。

中小破断LOCAの発生後、外部電源喪失となり、炉心流量急減又は原子炉水位低信号でスクラムする以前と、原子炉スクラム直後の短時間は、中性子による核分裂出力が主要な熱源となる。スクラム以前の期間の中性子束

は、燃料温度（ドップラ反応度），減速材密度（ボイド反応度）の変化による反応度フィードバック効果の影響を受けるが，中小破断L O C Aが発生してからスクラムするまでの時間が短いため，通常運転時からの出力分布変化はほとんどない。スクラム直後の中性子束変化は，スクラム時の制御棒反応度と制御棒速度（制御棒反応度効果）の影響を受ける。BWRプラントの炉心では，低炉心流量，高出力状態においては，核的な反応度フィードバックと熱水力特性に関連した核熱水力不安定事象（三次元効果）が発生する可能性があるが，本事故シーケンスグループではスクラムに成功するため，発生しない。

B) 炉心（燃料）

核分裂あるいは崩壊熱により燃料棒内で発生した熱は，燃料棒内の熱伝導及び熱伝達により冷却材へと放出される。スクラム後の燃料被覆管温度変化は，燃料棒内温度変化に影響するペレット内発熱密度分布，燃料ペレット熱伝導，ギャップ熱伝達，燃料被覆管熱伝導及び燃料棒表面熱伝達の影響を受ける。燃料棒表面熱伝達は，単相壁面熱伝達と二相壁面熱伝達に加えて，炉心が露出して燃料棒表面温度が高くなった場合は，輻射熱伝達の影響を受ける。スぺーサによる伝熱促進現象は，炉心露出時の燃料被覆管表面最高温度（PCT）に影響する。再循環ポンプがトリップした時に，炉心流量の急減により燃料棒の一部で温度が上昇する沸騰遷移が発生する可能性がある。水位が低下して炉心が露出した場合には，燃料棒間及びチャンネルボックスとの輻射熱伝達（三次元効果）が生じる。露出後に代替注水設備による注水で炉心水位が回復すると，ドライアウトした燃料棒の温度が低下する。この評価には，リウエット等の沸騰遷移に係る物理現象モデルが必要になる。

スクラムして炉心出力が低下するため，PCMIは発生しない。炉心露出時

に燃料被覆管の温度が著しく上昇した場合には、ジルコニウム-水反応が促進され、燃料被覆管が発熱するとともに、燃料被覆管が酸化される。燃料棒の温度が著しく上昇した場合には、燃料棒内圧の上昇、燃料被覆管の変形が発生する可能性があり、破裂が発生して燃料被覆管変形による流路減少が生じると、冷却挙動に影響を与える。

C) 炉心（熱流動）

燃料棒から放出される熱は冷却材により除熱され、冷却材の熱流動挙動は、燃料被覆管温度に直接的に影響する燃料棒表面での熱伝達に影響する。本事務シークェンスグループでは、原子炉内保有水の減少により炉心に二相水位（気液分離（水位変化））が形成され、炉心上部が露出して燃料被覆管の温度上昇が生じ、炉心の冠水状態からの露出及び再冠水過程においては、沸騰・ボイド率の変化が熱伝達に影響する。炉心が露出した場合には、露出部周囲の蒸気が過熱蒸気となり、気液熱非平衡状態が発生する。過熱蒸気の存在は、燃料棒表面熱伝達に影響する。

再循環ポンプがトリップし、炉心流量が減少すると、チャンネルバイパスと燃料集合体下部の圧力差に基づき、通常運転時とは逆に、チャンネルバイパスの冷却材がリーク孔等から燃料集合体に流入する。燃料集合体ごとの崩壊熱差によって、炉心の燃料集合体のボイド率分布や二相水位が異なる（三次元効果）。

原子炉減圧操作を実施した場合には、下部プレナム等で減圧沸騰（フラッシング）が発生する。代替注水設備による注水は、ダウンコマ又は炉心バイパス領域への注水なので、炉心上部での対向流による落下水の抑制現象（CFL）は発生しない。再循環ポンプが停止するため、下部プレナムで水が停滞し、温度成層化が発生する可能性がある。

これらの二相流動状態や水頭に基づく炉心の圧力損失は原子炉の流動挙動に影響を与える。

D) 原子炉圧力容器（逃がし安全弁含む）

再循環ポンプにより炉心へ流入した冷却材は、炉心で三次元のボイド率分布を生じ、上部プレナム部でより均一なボイド率分布となった後、セパレータへ流入する。セパレータによって気液分離された戻り水は、給水と混合され、原子炉圧力容器内のダウンカマに水位が形成される。

再循環ポンプがトリップし、炉心流量が減少すると、下部プレナムの流量配分が変化するものと予想されるが、下部プレナムにある多くの構造材により流量はミキシングされるので、炉心入口流量配分に与える影響は小さい（三次元効果）。

ポンプトリップ後の短期的な冷却材流量変化はジェットポンプや再循環ポンプのコーストダウン特性や流路慣性が影響する。ポンプトリップ後の自然循環流量はダウンカマ水頭、炉心部の圧力損失及び沸騰によるボイド率変化が影響する。

S R Vを使用した原子炉の圧力制御又は原子炉減圧による冷却材の放出に伴い、気液分離（水位変化）・対向流となった二相流動様式が燃料被覆管温度変化と原子炉圧力変化に影響する。S R V及び破断口からの冷却材放出流量は、臨界流あるいは差圧流として評価できる。S R V及び破断口から放出した冷却材は、本事故シーケンスグループでは、代替注水設備からの注水により補われる。E C C S（給水系・代替注水設備含む）注水は、冷却材の保有水量の変化及び凝縮によるボイド率変化を与える主要な現象として捉えられる。

原子炉減圧操作を実施した場合には、下部プレナム等で減圧沸騰（フラッ

シング)が発生する。これに伴い発生したボイドにより形成された二相水位はボイド率変化に応じて変化する。また、MS I V閉止直後の圧力上昇時には、蒸気の凝縮が発生する。原子炉圧力容器内の構造物蓄熱量は、構造物との熱伝達として長期の原子炉圧力容器内圧力変化に影響する。

炉心が露出した場合に発生する過熱蒸気は、上部プレナム、ドライヤ、蒸気ドームを經由して圧力容器外へ流出するまでに、ダウンカマから発生した飽和蒸気や構造物と熱伝達してほとんど飽和温度になり、原子炉格納容器圧力変化及び原子炉格納容器温度変化の観点で、気液熱非平衡は主要な物理現象とはならない。

ほう酸水の拡散は本シーケンスではほう酸水注入を実施しないことから考慮不要である。

E) 原子炉格納容器

破断口から冷却材が放出(冷却材放出)されること、及び原子炉内で崩壊熱により発生した蒸気(冷却材)がSRVを介してサプレッション・チェンバに放出され、蒸気凝縮によりサプレッション・チェンバのプール水温が上昇し、格納容器内雰囲気加熱(気液界面の熱伝達)されることで圧力及び温度が上昇する。また、代替格納容器スプレイを行った場合は、格納容器内雰囲気がスプレイにより冷却されて温度及び圧力上昇を抑制する。サプレッション・チェンバはベント管、真空破壊装置を介してドライウェルに接続しているため、相互に格納容器各領域間の流動の影響を受ける。

原子炉格納容器内温度上昇により、原子炉格納容器本体をはじめとする原子炉格納容器内の構造物との熱伝達及び内部熱伝導が生じる。原子炉格納容器における残留熱除去系による除熱機能が喪失しているが、格納容器ベントを実施することにより、格納容器内圧力及び温度の上昇を抑制する。

放射線水分解等による水素ガス・酸素ガス発生については、原子炉格納容器内を不活性化しており、かつ本事象では炉心損傷に至ることはないため、重要な物理現象とはならない。また、サプレッション・プール冷却は実施しないことから考慮不要である。

2.1.7 格納容器バイパス（インターフェイスシステム L O C A）

(1) 事象の推移

格納容器バイパス（インターフェイスシステム L O C A）は、発電用原子炉の出力運転中に、原子炉冷却材圧力バウンダリと接続された系統で、高圧設計部分と低圧設計部分のインターフェイスとなる配管のうち、隔離弁の故障等により低圧設計部分が過圧され破断することを想定した事象とする。

この事象に対する炉心損傷防止対策としては、E C C S（給水系・代替注水設備を含む）による炉心冷却機能の確保が挙げられる。また、インターフェイスシステム L O C A 発生箇所の隔離により冷却材の流出を停止することが可能である。

本事故シーケンスグループにおける主要現象の抽出に関連する事象の推移は以下のとおりである。

具体的な事故シナリオとして、「高圧炉心注水系の吸込配管（A B W R）」、「低圧注水系の注水配管（B W R）」等の破断を想定する。配管破断発生後、炉心流量急減又は原子炉水位低により原子炉はスクラムするため未臨界が確保される。破断口から冷却材が流出するため原子炉内保有水が減少し続け、いずれは炉心露出により燃料被覆管温度が上昇し、炉心損傷に至る。

炉心損傷を防止するために、R C I C 及び E C C S により炉心を冷却することによって炉心の著しい損傷の防止を図り、また、逃がし安全弁による原子炉減圧に伴う冷却材漏えいの抑制及びインターフェイスシステム L O C A の発生箇所の隔離によって、格納容器外への冷却材の流出の防止を図る。原子炉減圧後は、低圧注水設備等による原子炉注水によって原子炉水位を維持することにより事象は収束する。

(2) 物理現象の抽出

各物理領域において、解析を実施する上で必要な物理現象の抽出につき説明する。

本事故シーケンスグループでは、原子炉が隔離された場合、原子炉圧力はSRVの開閉により維持されるため、SRVの設定圧力を超えることはない。

一方、原子炉水位は、破断口からの冷却材の流出及びSRVの開閉により低下し、炉心上部が露出する場合には、燃料がヒートアップし、燃料被覆管の温度が上昇する可能性がある。

また、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は、原子炉減圧及び破断箇所隔離後の原子炉格納容器内への蒸気流入により上昇するが、設計基準事故である「原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化」の「原子炉冷却材喪失」のそれを超えることはない。

以上より、炉心損傷防止に係るものとして、燃料被覆管温度及び原子炉圧力を評価指標とする。

事象中の燃料被覆管温度変化及び原子炉圧力変化に影響する物理現象としては以下が挙げられる。

A) 炉心（核）

本事故シーケンスグループは、原子炉格納容器外側での配管等の破断事象を想定しているため、原子炉スクラム後の長期的な燃料被覆管温度変化及び原子炉圧力変化が評価対象となる。原子炉スクラム後には核分裂連鎖反応が停止するので、 β 線等を出して崩壊する核種に起因する崩壊熱が上記の評価対象に影響する。

配管等の破断発生後、炉心流量急減又は原子炉水位低信号でスクラムする以前と、原子炉スクラム直後の短時間は、中性子による核分裂出力が主要な熱源となる。スクラム以前の期間の中性子束は、燃料温度（ドップラ反応度）、減速材密度（ボイド反応度）の変化による反応度フィードバック効果の影響を受けるが、配管等の破断が発生してからスクラムするまでの時間が短いため、通常運転時からの出力分布変化はほとんどない。スクラム直後の中性子束変化は、スクラム時の制御棒反応度と制御棒速度（制御棒反応度効果）の影響を受ける。BWRプラントの炉心では、低炉心流量、高出力状態においては、核的な反応度フィードバックと熱水力特性に関連した核熱水力不安定事象（三次元効果）が発生する可能性があるが、本事故シーケンスグループではスクラムに成功するため、発生しない。

B) 炉心（燃料）

核分裂あるいは崩壊熱により燃料棒内で発生した熱は、燃料棒内の熱伝導及び熱伝達により冷却材へと放出される。スクラム後の燃料被覆管温度変化は、燃料棒内温度変化に影響するペレット内発熱密度分布、燃料ペレット熱伝導、ギャップ熱伝達、燃料被覆管熱伝導及び燃料棒表面熱伝達の影響を受ける。燃料棒表面熱伝達は、単相壁面熱伝達と二相壁面熱伝達に加えて、炉心が露出して燃料棒表面温度が高くなった場合は、輻射熱伝達の影響を受ける。スパーサによる伝熱促進現象は、炉心露出時の燃料被覆管表面最高温度（PCT）に影響する。再循環ポンプがトリップした時に、炉心流量の急減により燃料棒の一部で温度が上昇する沸騰遷移が発生する可能性がある。水位が低下して炉心が露出した場合には、燃料棒間及びチャンネルボックスとの輻射熱伝達（三次元効果）が生じる。露出後にRCIC及びECCSによる注水で炉心水位が回復すると、ドライアウトした燃料棒の温度が低下する。この評価

には、リウエット等の沸騰遷移に係る物理現象モデルが必要になる。

スクラムして炉心出力が低下するため、PCMIは発生しない。炉心露出時に燃料被覆管の温度が著しく上昇した場合には、ジルコニウム-水反応が促進され、燃料被覆管が発熱するとともに、燃料被覆管が酸化される。燃料棒の温度が著しく上昇した場合には、燃料棒内圧の上昇、燃料被覆管の変形が発生する可能性があり、破裂が発生して燃料被覆管変形による流路減少が生じると、冷却挙動に影響を与える。

C) 炉心（熱流動）

燃料棒から放出される熱は冷却材により除熱され、冷却材の熱流動挙動は、燃料被覆管温度に直接的に影響する燃料棒表面での熱伝達に影響する。本事故シーケンスグループでは、原子炉内保有水の減少により炉心に二相水位（気液分離（水位変化））が形成され、炉心上部が露出して燃料被覆管の温度上昇が生じ、炉心の冠水状態からの露出及び再冠水過程においては、沸騰・ボイド率の変化が熱伝達に影響する。炉心が露出した場合には、露出部周囲の蒸気が過熱蒸気となり、気液熱非平衡状態が発生する。過熱蒸気の存在は、燃料棒表面熱伝達に影響する。

再循環ポンプがトリップし、炉心流量が減少すると、チャンネルバイパスと燃料集合体下部の圧力差に基づき、通常運転時とは逆に、チャンネルバイパスの冷却材がリーク孔等から燃料集合体に流入する。燃料集合体ごとの崩壊熱差によって、炉心の燃料集合体のボイド率分布や二相水位が異なる（三次元効果）。

原子炉減圧操作を実施した場合には、下部プレナム等で減圧沸騰（フラッシング）が発生する。RCIC及びECCSによる注水は、ダウンコマ又は炉心バイパス領域への注水なので、炉心上部での対向流による落下水の抑制

現象（CCFL）は発生しない。再循環ポンプが停止するため、下部プレナムで水が停滞し、温度成層化が発生する可能性がある。

これらの二相流動状態や水頭に基づく炉心の圧力損失は原子炉の流動挙動に影響を与える。

D) 原子炉圧力容器（逃がし安全弁含む）

再循環ポンプにより炉心へ流入した冷却材は、炉心で三次元のボイド率分布を生じ、上部プレナム部でより均一なボイド率分布となった後、セパレータへ流入する。セパレータによって気液分離された戻り水は、給水と混合され、原子炉圧力容器内のダウンカマに水位が形成される。

再循環ポンプがトリップし、炉心流量が減少すると、下部プレナムの流量配分が変化するものと予想されるが、下部プレナムにある多くの構造材により流量はミキシングされるので、炉心入口流量配分に与える影響は小さい（三次元効果）。

ポンプトリップ後の短期的な冷却材流量変化はジェットポンプや再循環ポンプのコーストダウン特性や流路慣性が影響する。ポンプトリップ後の自然循環流量はダウンカマ水頭、炉心部の圧力損失及び沸騰によるボイド率変化が影響する。

S R Vを使用した原子炉の圧力制御又は原子炉減圧による冷却材の放出に伴い、気液分離（水位変化）・対向流となった二相流動様式が燃料被覆管温度変化と原子炉圧力変化に影響する。S R V及び破断口からの冷却材放出流量は、臨界流あるいは差圧流として評価できる。S R V及び破断口から放出した冷却材は、本事故シーケンスグループでは、R C I C及びE C C Sからの注水により補われる。E C C S（給水系・代替注水設備含む）注水は、冷却材の保有水量の変化及び凝縮によるボイド率変化を与える主要な現象として捉

えられる。

原子炉減圧操作を実施した場合には、下部プレナム等で減圧沸騰（フラッシング）が発生する。これに伴い発生したボイドにより形成された二相水位はボイド率変化に応じて変化する。また、MS I V閉止直後の圧力上昇時には、蒸気の凝縮が発生する。原子炉圧力容器内の構造物蓄熱量は、構造材との熱伝達として長期の原子炉圧力容器内圧力変化に影響する。

炉心が露出した場合に発生する過熱蒸気は、上部プレナム、ドライヤ、蒸気ドームを經由して圧力容器外へ流出するまでに、ダウンカムから発生した飽和蒸気や構造材と熱伝達してほとんど飽和温度になり、原子炉格納容器圧力変化及び原子炉格納容器温度変化の観点で、気液熱非平衡は主要な物理現象とはならない。

ほう酸水の拡散は本シーケンスではほう酸水注入を実施しないことから考慮不要である。

E) 原子炉格納容器

本事故シーケンスグループは、格納容器バイパス事象であり原子炉格納容器内挙動が、燃料被覆管温度へ影響を与えることはないことから、主要な物理現象は抽出しない。

第2.1表 抽出された物理現象一覧（炉心損傷防止）（1/3）

評価事象		高圧・低圧注水機能喪失	高圧注水・減圧機能喪失	全交流動力電源喪失	崩壊熱除去機能喪失	原子炉停止機能喪失	LOCA時注水機能喪失	格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）
分類	物理現象	燃料被覆管温度 原子炉圧力 原子炉格納容器圧力及び原子炉格納容器温度	燃料被覆管温度 原子炉圧力 原子炉格納容器圧力及び原子炉格納容器温度	燃料被覆管温度 原子炉圧力 原子炉格納容器圧力及び原子炉格納容器温度	燃料被覆管温度 原子炉圧力 原子炉格納容器圧力及び原子炉格納容器温度	燃料被覆管温度 原子炉圧力 原子炉格納容器圧力及び原子炉格納容器温度	燃料被覆管温度 原子炉圧力 原子炉格納容器圧力及び原子炉格納容器温度	燃料被覆管温度 原子炉圧力
	評価指標							
炉心 (核)	核分裂出力	○	○	○	○	○	○	○
	出力分布変化	○	○	○	○	○	○	○
	反応度フィードバック効果	○	○	○	○	○	○	○
	制御棒反応度効果	○	○	○	○	—	○	○
	崩壊熱	○	○	○	○	○	○	○
	三次元効果	—	—	—	—	○	—	—
炉心 (燃料)	燃料棒内温度変化	○	○	○	○	○	○	○
	燃料棒表面熱伝達	○	○	○	○	○	○	○
	沸騰遷移	○	○	○	○	○	○	○
	燃料被覆管酸化	○	○	○	○	○	○	○
	燃料被覆管変形	○	○	○	○	○	○	○
	三次元効果	○	○	○	○	—	○	○
炉心 (熱流動)	沸騰・ボイド率変化	○	○	○	○	○	○	○
	気液分離（水位変化）・対向流	○	○	○	○	○	○	○
	気液熱非平衡	○	○	○	○	○	○	○
	圧力損失	○	○	○	○	○	○	○
	三次元効果	○	○	○	○	○	○	○

○：解析を実施する上で必要な物理現象，—：物理現象自体が生じない又は解析を実施する上で必ずしも必要ではない物理現象

第2.1表 抽出された物理現象一覧（炉心損傷防止）（2/3）

評価事象		高圧・低圧注水機能喪失	高圧注水・減圧機能喪失	全交流動力電源喪失	崩壊熱除去機能喪失	原子炉停止機能喪失	LOCA時注水機能喪失	格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）	
分類	物理現象	燃料被覆管温度 原子炉圧力 原子炉格納容器圧力及び原子炉格納容器温度	燃料被覆管温度 原子炉圧力 原子炉格納容器圧力及び原子炉格納容器温度	燃料被覆管温度 原子炉圧力 原子炉格納容器圧力及び原子炉格納容器温度	燃料被覆管温度 原子炉圧力 原子炉格納容器圧力及び原子炉格納容器温度	燃料被覆管温度 原子炉圧力 原子炉格納容器圧力及び原子炉格納容器温度	燃料被覆管温度 原子炉圧力 原子炉格納容器圧力及び原子炉格納容器温度	燃料被覆管温度 原子炉圧力 原子炉格納容器圧力及び原子炉格納容器温度	燃料被覆管温度 原子炉圧力
	評価指標								
原子炉圧力容器 (逃がし安全弁含む)	冷却材流量変化	○	○	○	○	○	○	○	
	冷却材放出（臨界流・差圧流）	○	○	○	○	○	○	○	
	沸騰・凝縮・ボイド率変化	○	○	○	○	○	○	○	
	気液分離（水位変化）・対向流	○	○	○	○	—	○	○	
	気液熱非平衡	—	—	—	—	—	—	—	
	圧力損失	○	○	○	○	○	○	○	
	構造材との熱伝達	○	○	○	○	—	○	○	
	ECCS注水（給水系・代替注水設備含む）	○	○	○	○	○	○	○	
	ほう酸水の拡散	—	—	—	—	○	—	—	
	三次元効果	○	○	○	○	○	○	○	

○：解析を実施する上で必要な物理現象，—：物理現象自体が生じない又は解析を実施する上で必ずしも必要ではない物理現象

第2.1表 抽出された物理現象一覧（炉心損傷防止）（3/3）

評価事象		高圧・低圧注水機能喪失	高圧注水・減圧機能喪失	全交流動力電源喪失	崩壊熱除去機能喪失	原子炉停止機能喪失	LOCA時注水機能喪失	格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）
分類	物理現象	燃料被覆管温度 原子炉圧力 原子炉格納容器圧力及び原子炉格納容器温度	燃料被覆管温度 原子炉圧力 原子炉格納容器圧力及び原子炉格納容器温度	燃料被覆管温度 原子炉圧力 原子炉格納容器圧力及び原子炉格納容器温度	燃料被覆管温度 原子炉圧力 原子炉格納容器圧力及び原子炉格納容器温度	燃料被覆管温度 原子炉圧力 原子炉格納容器圧力及び原子炉格納容器温度	燃料被覆管温度 原子炉圧力 原子炉格納容器圧力及び原子炉格納容器温度	燃料被覆管温度 原子炉圧力
	原子炉格納容器	冷却材放出	○	○	○	○	○	○
	格納容器各領域間の流動	○	○	○	○	○	○	—
	サブプレッション・プール冷却	—	○	○	○	○	—	—
	気液界面の熱伝達	○	○	○	○	○	○	—
	構造材との熱伝達及び内部熱伝導	○	○	○	○	—	○	—
	スプレイ冷却	○	—	○	○	—	○	—
	放射線水分解等による水素ガス・酸素ガス発生	—	—	—	—	—	—	—
	格納容器ベント	○	—	○	○	—	○	—

○：解析を実施する上で必要な物理現象，—：物理現象自体が生じない又は解析を実施する上で必ずしも必要ではない物理現象

2.2 格納容器破損防止

本節の各項では、格納容器破損防止に係る格納容器破損モードごとに、事象の推移を踏まえて、注目する評価指標及び運転員等操作に対して影響すると考えられる物理現象を、対象とした物理領域ごとに抽出する。

物理現象の抽出に当たって対象とする評価指標は、「規則の解釈」に示される、以下の(a)～(i)の有効性があることを確認する評価項目に対応したものである。

- (a) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力又は限界圧力を下回ること。
- (b) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が最高使用温度又は限界温度を下回ること。
- (c) 放射性物質の総放出量は、放射性物質による環境への汚染の視点も含め、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであること。
- (d) 原子炉圧力容器の破損までに原子炉冷却材圧力は2.0MPa以下に低減されていること。
- (e) 急速な原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用による熱的・機械的荷重によって原子炉格納容器バウンダリの機能が喪失しないこと。
- (f) 原子炉格納容器が破損する可能性のある水素の爆轟を防止すること。
- (g) 可燃性ガスの蓄積、燃焼が生じた場合においても、(a)の要件を満足すること。
- (h) 原子炉格納容器の床上に落下した熔融炉心が床面を拡がり原子炉格納容器バウンダリと直接接触しないこと及び熔融炉心が適切に冷却

されること。

- (i) 溶融炉心による侵食によって、原子炉格納容器の構造部材の支持機能が喪失しないこと及び溶融炉心が適切に冷却されること。

ここでは、格納容器破損モードの特徴を踏まえて、本資料で説明する解析コードで取り扱う範囲の評価項目に対応する評価指標を選定する。

抽出された物理現象は、格納容器破損モードとの組合せでマトリクスの形で第2.2表のように整理されている。第2.2表では、注目する評価指標に対して解析を実施する上で必要な物理現象を「○」、物理現象自体が生じない又は解析を実施する上で必ずしも必要ではない物理現象を「－」で表している。

2.2.1 炉心損傷前の原子炉圧力容器内における現象

事象発生後短期に炉心損傷に至る事故シーケンスグループにおいて、炉心損傷前の炉心領域に対して、2.1節で抽出された物理現象の中で、事象進展に対する影響があると考えられる物理現象は「崩壊熱」のみであると考えられるが、格納容器破損防止評価では、2.1節の炉心損傷防止において抽出された物理現象について、基本的にすべての物理現象を対象とする。

ただし、以下の現象については、物理現象自体が生じない又は評価指標に対する影響が小さいため物理現象として抽出しない。

- ・出力分布変化（炉心（核））

炉心内の出力分布はおおむね初期状態（通常運転状態）に依存し、原子炉スクラムにより出力が直ちに低下する事象では、過渡中の出力分布変化は主要な物理現象とはならない。

- ・三次元効果（炉心（核）、炉心（燃料）、炉心（熱流動）、原子炉圧力容器（逃がし安全弁含む））

炉心損傷に至る前の炉心及び原子炉圧力容器内における熱水力的な三次元効果（炉心不安定事象、炉心部における流量配分効果）、輻射熱伝達の三次元効果については、冷却材喪失に伴い炉心損傷に至る事象においては、事象進展に影響を及ぼす主要な物理現象とはならない。また、ほう酸水の拡散における三次元的な効果については、ほう酸水注入を実施しないため、考慮不要である。

- ・沸騰遷移（炉心（燃料））

事象初期の短期間における炉心損傷前の燃料被覆管温度変化に影響する

現象であり，炉心損傷に至る事象においては，主要な物理現象とはならない。

- ・ ほう酸水の拡散（原子炉压力容器（逃がし安全弁含む））

本事故シーケンスグループでは，ほう酸水注入は実施しない。

2.2.2 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

(1) 事象の推移

原子炉格納容器圧力及び原子炉格納容器温度による静的負荷は、原子炉格納容器内へ流出した高温の冷却材、熔融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気、金属－水反応によって発生した非凝縮性ガス等の蓄積によって、原子炉格納容器圧力及び原子炉格納容器温度が緩慢に上昇し、原子炉格納容器が破損に至る事象を想定する。

この事象に対する格納容器破損防止対策としては、代替注水設備による原子炉圧力容器内の損傷炉心への注水、又は原子炉圧力容器が破損する場合には格納容器下部への注水を実施し、熔融燃料を冷却すること及び代替格納容器スプレイにより、原子炉格納容器気相部の冷却を行い、原子炉格納容器圧力及び原子炉格納容器温度の上昇を抑制することが挙げられる。また、原子炉格納容器圧力の上昇時には格納容器ベントにより原子炉格納容器の過圧による破損を防止する。

(2) 物理現象の抽出

各物理領域において、解析を実施する上で必要な物理現象の抽出について説明する。本格納容器破損モードにおいては、原子炉格納容器の過圧破損及び過温破損を防止する対策の有効性を確認することが評価目的であることから、評価指標は原子炉格納容器圧力及び原子炉格納容器温度とする。

A) 原子炉圧力容器（炉心損傷後）（逃がし安全弁含む）

事象初期において原子炉内への注水に失敗するため、逃がし安全弁又はL O C A時の破断口からの原子炉圧力容器内の冷却材の放出に伴う水位低下に

より、炉心燃料は露出し、ヒートアップを開始する。過熱した燃料棒表面では燃料被覆管と水蒸気による酸化反応により水素ガスが発生する。酸化反応熱により燃料棒は更に過熱され、燃料被覆管は損傷に至り、高温領域から燃料ペレットが崩壊を始める。事象進展に伴い、熔融物が流下すると燃料外径が増加（キャンドリング）し、流路の閉塞が発生する。制御棒等の原子炉内構造物は、熔融燃料からの輻射熱伝達により熔融して（構造材との熱伝達）、炉心部の下方ノードへ移行する。熔融燃料についても、流路の閉塞により冷却材や蒸気による流入が停止すると熔融プールを形成し、熔融プールの下部に形成されたクラストが破損すると、下方ノードへと移行していく。

代替注水設備等による原子炉内への注水で炉心が再冠水し、損傷炉心冷却に成功する場合には、原子炉圧力容器破損は防止される。

代替注水設備による損傷炉心冷却に失敗する場合には、熔融炉心の炉心部下方への移行を抑止することができず、熔融炉心は周辺クラストの破損に伴い、徐々に下部プレナム領域へリロケーションを開始する。熔融炉心は下部プレナムに残存する冷却材に落下するため、熔融炉心と冷却材との相互作用が生じ、熔融炉心が細粒化（原子炉圧力容器内 F C I（熔融炉心細粒化））し、水との熱伝達（原子炉圧力容器内 F C I（デブリ粒子熱伝達））により水蒸気が発生させつつ冷却される。さらに下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達により、原子炉圧力容器破損に至る。

一連の過程で燃料から放出された F P は、原子炉圧力容器内を水及び蒸気の流動とともに輸送され（原子炉圧力容器内 F P 挙動）、一部は原子炉圧力容器外へ放出される。放射線水分解等により発生する水素ガス・酸素ガスについても同様に原子炉圧力容器外へ放出される。

制御棒（中性子吸収材含む）熔融開始後、炉心熔融落下に至る間に原子炉内に注水される場合には、熔融炉心の再臨界に至る可能性が考えられるが、

炉心部から制御棒が溶融落下するまでに、炉心燃料の溶融は進展し、注水時には金属－水反応（燃料被覆管の酸化反応等）に伴う発熱反応により炉心溶融が促進されるため、再臨界に至る炉心燃料形状が継続的に維持されている可能性は十分小さい。

B) 原子炉格納容器（炉心損傷後含む）

逃がし安全弁又はL O C A時の破断口から高温の冷却材（冷却材の放出），溶融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気が原子炉格納容器内へ放出され、炉心損傷時には同時に、金属－水反応（燃料被覆管の酸化反応等）に伴う水素ガス及び冷却材の放射線水分解による水素ガス・酸素ガスが発生し、格納容器内へ放出される。

これらの水蒸気及び非凝縮性ガスは、原子炉格納容器各領域間の流動に伴い格納容器内全体に広がってゆき、サプレッション・チェンバ・プール表面での蒸気蒸発、凝縮、気液界面の熱伝達等の過程を経て、格納容器内雰囲気
の圧力及び温度が上昇する。サプレッション・チェンバ・プール水表面での
気液界面の熱伝達により、圧力上昇は抑制される。原子炉格納容器内温度の
上昇により、格納容器本体をはじめとする原子炉格納容器内の構造材との熱
伝達及び内部熱伝導が生じる。

原子炉格納容器における残留熱除去系による除熱機能が喪失しているため、格納容器スプレイ冷却により、格納容器圧力及び温度を維持するが、格納容器スプレイは、サプレッション・チェンバ内のベント配管が水没しないように停止する。崩壊熱により原子炉格納容器圧力が上昇するが、格納容器ベント又はサプレッション・プール冷却等の格納容器除熱を実施することにより格納容器圧力を抑制する。

格納容器内において、放射線水分解等による水素ガス・酸素ガスが発生す

るが、格納容器内を不活性化しているため脅威とはならない。

炉心損傷後に原子炉圧力容器内の損傷炉心から放出されるF Pは、水及び蒸気の流動とともに輸送され、格納容器内各領域において熱源となる崩壊熱分布に影響を与える（原子炉格納容器内F P挙動）。

代替注水設備による損傷炉心への注水に失敗した場合には、原子炉圧力容器の破損に至るが、この場合に考慮する物理現象については、「高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同じである。

2.2.3 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

(1) 事象の推移

高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱は、原子炉圧力容器が高い圧力の状態で損傷し、溶融燃料並びに水蒸気及び水素ガスが急速に放出され、原子炉格納容器に熱的・機械的な負荷が発生し、原子炉格納容器の破損に至る事象を想定する。

この事象に対する格納容器破損防止対策として、高圧溶融物放出及びそれに続く格納容器雰囲気直接加熱を防止するために、逃がし安全弁の開放による原子炉圧力容器の減圧を行う。

本格納容器破損モードにおける主要現象の抽出に関連する事象の推移は以下のとおりである。

炉心損傷後、溶融した炉心は下部プレナムに落下し、下部プレナム内の冷却材を蒸発させるとともに、原子炉圧力容器下部ヘッドの温度を上昇させ、いずれは原子炉圧力容器破損に至り、溶融炉心が原子炉圧力容器から放出される。このとき、原子炉圧力容器の減圧操作により、十分な減圧が達成されていれば、高圧溶融物放出及びそれに続く格納容器雰囲気直接加熱には至らない。

(2) 物理現象の抽出

各物理領域において、解析を実施する上で必要な物理現象の抽出について説明する。本格納容器破損モードにおいては、高圧条件での溶融物の噴出を防止するための原子炉圧力容器の減圧対策の有効性を確認することが評価目的であることから、評価指標は原子炉圧力とする。

A) 原子炉圧力容器（炉心損傷後）（逃がし安全弁含む）

事象初期において原子炉内への注水に失敗するため、逃がし安全弁からの原子炉圧力容器内冷却材の放出に伴う水位低下により、炉心燃料は露出し、ヒートアップを開始する。

代替注水設備による注水が実施できない場合には、原子炉圧力容器の高圧破損を防止するために逃がし安全弁による手動減圧操作を実施するため、原子炉圧力は急速に低下するとともに、原子炉内の冷却材も逃がし安全弁から原子炉格納容器へと放出される。

過熱した燃料棒表面では燃料被覆管と水蒸気による酸化反応により水素ガスが発生する。酸化反応熱により燃料棒は更に過熱され、燃料被覆管は損傷に至り、高温領域から燃料ペレットが崩壊を始める。事象進展に伴い、熔融物が流下すると燃料外径が増加（キャンドリング）し、流路の閉塞が発生する。制御棒等の原子炉内構造物は、熔融燃料からの輻射熱伝達により熔融して（構造物との熱伝達）、炉心部の下方ノードへ移行する。熔融燃料についても、流路の閉塞により冷却材や蒸気による流入が停止すると熔融プールを形成し、熔融プールの下部に形成されたクラストが破損すると、下方ノードへと移行し、その後、熔融炉心の炉心部下方への移行を抑止することができず、熔融炉心は周辺クラストの破損に伴い、徐々に下部プレナムへ蓄積する（リロケーション）。下部プレナムに冷却材が残存する場合、熔融炉心と冷却材との相互作用が生じ、熔融炉心が細粒化（原子炉圧力容器内 F C I（熔融炉心細粒化））し、水との熱伝達（原子炉圧力容器内 F C I（デブリ粒子熱伝達））により水蒸気が発生させつつ冷却される。さらに下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達により、原子炉圧力容器破損に至る。

一連の過程で燃料から放出された F P は、原子炉圧力容器内を水及び蒸気の流動とともに輸送され、一部は原子炉圧力容器外に放出される（原子炉圧

力容器内F P挙動)。放射線水分解等により発生する水素ガス・酸素ガスについても同様に原子炉圧力容器外へ放出される。

制御棒（中性子吸収材含む）溶融開始後，炉心溶融落下に至る間に原子炉内に注水される場合には，溶融炉心の再臨界に至る可能性が考えられるが，炉心部から制御棒が溶融落下するまでに，炉心燃料の溶融は進展し，注水時には金属－水反応（燃料被覆管の酸化反応等）に伴う発熱により炉心溶融が促進されるため，再臨界に至る炉心燃料形状が継続的に維持される可能性は十分小さい。

B) 原子炉格納容器（炉心損傷後含む）

逃がし安全弁から溶融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気が原子炉格納容器内へ放出（冷却材の放出）され，炉心損傷時には同時に，金属－水反応（燃料被覆管の酸化反応等）に伴う水素ガス及び冷却材の放射線水分解による水素ガス・酸素ガスが発生し，格納容器内へ放出される。

これらの水蒸気及び非凝縮性ガスは，原子炉格納容器各領域間の流動に伴い格納容器内全体に広がってゆき，サプレッション・チェンバ・プール表面での蒸気蒸発，凝縮，気液界面の熱伝達等の過程を経て，格納容器内雰囲気
の圧力及び温度が上昇する。原子炉格納容器内温度の上昇により，格納容器
本体をはじめとする原子炉格納容器内の構造材との熱伝達及び内部熱伝導が
生じる。

原子炉圧力容器の破損後，下部プレナムに蓄積していた溶融炉心は原子炉格納容器へと放出される。格納容器下部に落下した溶融炉心と格納容器下部の冷却材プールの中で相互作用が生じ，溶融炉心が細粒化（原子炉圧力容器外F C I（溶融炉心細粒化））し，水との熱伝達（原子炉圧力容器外F C I（デブリ粒子熱伝達））により水蒸気を発生させつつ冷却される。格納容器

下部領域には制御棒駆動装置等の構造物が存在するため、溶融炉心落下時に、これら内部構造物を破損、溶融する可能性がある。

格納容器下部に落下した溶融炉心は、格納容器下部床面に拡がり、格納容器下部の冷却材プールやコンクリートと熱伝達するが、格納容器バウンダリは、溶融炉心と直接接触する（格納容器直接接触）ことがない構造になっている。溶融炉心落下に伴い、コンクリート温度が上昇するとコンクリート分解及び非凝縮性ガスを発生させる可能性がある。この時、溶融燃料は炉心形状を維持しておらず、落下時において、制御棒等の中性子吸収材もデブリ内に取り込んでいると考えられることから、溶融炉心の再臨界は発生しないと考えられる。

格納容器内において、放射線水分解等による水素ガス・酸素ガスが発生するが、格納容器内を不活性化しているため脅威とはならない。

炉心損傷後に原子炉圧力容器内の損傷炉心から放出されるF Pは、水及び蒸気の流動とともに輸送され、格納容器内各領域において熱源となる崩壊熱分布に影響を与える（原子炉格納容器内F P挙動）。

本事故シーケンスグループでは、スプレイ冷却、格納容器ベント及びサブレーション・プール冷却は実施しないことから考慮不要である。また、原子炉圧力容器の減圧に失敗し、原子炉圧力容器が高圧破損する場合には、放出された溶融炉心は蒸気流により液滴状態となって原子炉格納容器に飛散し、格納容器雰囲気を直接加熱し、急激な圧力上昇をもたらす可能性がある（原子炉圧力容器破損後の高圧溶融炉心放出、格納容器雰囲気直接加熱）があるが、これらの現象は、急速減圧により原子炉圧力容器破損時の圧力を低減することによって防止される。

2.2.4 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用

(1) 事象の推移

原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用は、原子炉圧力容器から流出した溶融燃料が原子炉圧力容器外の冷却材と接触して一時的な圧力の急上昇が発生し、原子炉格納容器内構造物に対する機械的荷重が生じる（水蒸気爆発）事象である。水蒸気爆発については、実機において大規模な水蒸気爆発に至る可能性は極めて低いと考えられるが、溶融炉心から冷却材への伝熱による水蒸気発生に伴う急激な圧力上昇（圧力スパイク）の発生があることから、ここでは圧力スパイクにより、原子炉格納容器の過圧破損に至る事象を想定する。

この事象では、圧力スパイクによる原子炉格納容器圧力の上昇の程度を把握し、原子炉格納容器の健全性を確認することを目的としており、この事象を防止するための対策はないが、その他の格納容器破損モードの防止策として、代替格納容器スプレイ、格納容器ベント、原子炉圧力が高い場合の原子炉圧力容器の減圧操作を想定する。

本格納容器破損モードにおける主要現象の抽出に関連する事象の推移は以下のとおりである。

炉心損傷後、溶融した炉心は下部プレナムに落下し、下部プレナム内の冷却材を蒸発させるとともに、原子炉圧力容器下鏡部温度を上昇させ、いずれは原子炉圧力容器破損に至る。格納容器下部には、代替注水設備を用いた注水により、原子炉圧力容器破損前に冷却材プールが形成される。このため、原子炉圧力容器破損後、溶融炉心が格納容器下部に落下すると、格納容器下部床面の冷却材と接触して圧力スパイクが発生する。

(2) 物理現象の抽出

各物理領域において、解析を実施する上で必要な物理現象の抽出について説明する。本格納容器破損モードにおいては、圧力スパイクによる原子炉格納容器の破損が生じないことを確認することが評価目的であることから、評価指標は原子炉格納容器圧力とする。

A) 原子炉圧力容器（炉心損傷後）（逃がし安全弁含む）

事象初期において原子炉内への注水に失敗するため、逃がし安全弁又はL O C A時の破断口からの原子炉圧力容器内冷却材の放出に伴う水位低下により、炉心燃料は露出し、ヒートアップを開始する。過熱した燃料棒表面では燃料被覆管と水蒸気による酸化反応により水素ガスが発生する。酸化反応熱により燃料棒は更に過熱され、燃料被覆管は損傷に至り、高温領域から燃料ペレットが崩壊を始める。事象進展に伴い、熔融物が流下すると燃料外径が増加（キャンドリング）し、流路の閉塞が発生する。制御棒等の原子炉内構造物は、熔融燃料からの輻射熱伝達により熔融して（構造物との熱伝達），炉心部の下方ノードへ移行する。熔融燃料についても、流路の閉塞により冷却材や蒸気による流入が停止すると熔融プールを形成し、熔融プールの下部に形成されたクラストが破損すると、下方ノードへと移行していく。

代替注水設備による原子炉内への注水により炉心が再冠水し、損傷炉心の冷却に成功した場合には、原子炉圧力容器の破損は防止される。

代替注水設備による損傷炉心への注水に失敗する場合には、熔融炉心の炉心部下方への移行を抑止することができず、熔融炉心は周辺クラストの破損に伴い、徐々に下部プレナムへリロケーションする。下部プレナムに冷却材が残存する場合、熔融炉心と冷却材との相互作用が生じ、熔融炉心が細粒化（原子炉圧力容器内 F C I（熔融炉心細粒化））し、水との熱伝達（原子炉

压力容器内FCI（デブリ粒子熱伝達）により水蒸気を発生させつつ冷却される。さらに下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達により、原子炉压力容器破損に至る。一連の過程で燃料から放出されたFPは、原子炉压力容器内を水及び蒸気の流動とともに輸送され、一部は原子炉压力容器外に放出される（原子炉压力容器内FP挙動）。放射線水分解等により発生する水素ガス・酸素ガスについても同様に原子炉压力容器外へ放出される。

制御棒（中性子吸収材含む）熔融開始後、熔融炉心落下に至る間に原子炉内に注水される場合には、熔融炉心の再臨界に至る可能性が考えられるが、炉心部から制御棒が熔融落下するまでに、炉心燃料の熔融は進展し、注水時には金属－水反応（燃料被覆管の酸化反応等）に伴う発熱反応により炉心熔融が促進されるため、再臨界に至る炉心燃料形状が継続的に維持されている可能性は十分小さい。

B) 原子炉格納容器（炉心損傷後含む）

逃がし安全弁又はLOCA時の破断口から高温の冷却材（冷却材の放出）、熔融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気が原子炉格納容器内へ放出され、炉心損傷時には同時に、金属－水反応（燃料被覆管の酸化反応等）に伴う水素ガス及び冷却材の放射線水分解による水素ガス・酸素ガスが発生し、格納容器内へ放出される。

これらの水蒸気、非凝縮性ガスは、原子炉格納容器各領域間の流動に伴い格納容器内全体に広がってゆき、サプレッション・チェンバ・プール表面での蒸気蒸発、凝縮、気液界面の熱伝達等の過程を経て、格納容器内雰囲気の圧力及び温度が上昇する。原子炉格納容器内温度の上昇により、格納容器本体をはじめとする原子炉格納容器内の構造材との熱伝達及び内部熱伝導が生じる。

原子炉圧力容器の破損後、下部プレナムに蓄積していた溶融炉心は原子炉格納容器へと放出される。格納容器下部に落下した溶融炉心と格納容器下部の冷却材プールの中で相互作用が生じ、溶融炉心が細粒化（原子炉圧力容器外 F C I（溶融炉心細粒化））し、水との熱伝達（原子炉圧力容器外 F C I（デブリ粒子熱伝達））により水蒸気を発生させつつ冷却される。格納容器下部領域には制御棒駆動装置等の構造物が存在するため、溶融炉心落下時に、これら内部構造物を破損、溶融する可能性がある。

格納容器下部に落下した溶融炉心は、格納容器下部床面に拡がり、格納容器下部の冷却材プールやコンクリートと熱伝達するが、格納容器バウンダリは、溶融炉心と直接接触する（格納容器直接接触）ことがない構造になっている。コンクリート温度が上昇するとコンクリート分解及び非凝縮性ガスを発生させる可能性がある。この時、溶融燃料は炉心形状を維持しておらず、落下時において、制御棒等の中性子吸収材もデブリ内に取り込んでいると考えられることから、溶融炉心の再臨界は発生しないと考えられる。

格納容器内において、放射線水分解等による水素ガス・酸素ガスが発生するが、格納容器内を不活性化しているため脅威とはならない。

炉心損傷後に原子炉圧力容器内の損傷炉心から放出される F P は、水及び蒸気の流動とともに輸送され、格納容器内各領域において熱源となる崩壊熱分布に影響を与える（原子炉格納容器内 F P 挙動）。

本事故シーケンスグループでは、スプレイ冷却、格納容器ベント及びサブレーション・プール冷却は実施しないことから考慮不要である。

2.2.5 水素燃焼

(1) 事象の推移

水素燃焼は、原子炉内水位維持に失敗して炉心損傷し、ジルコニウム-水反応による水素ガス発生、放射線水分解による水素ガス及び酸素ガスが発生する事象を想定する。

この事象に対する格納容器破損防止対策として、窒素置換による格納容器雰囲気の不活性化を行うことにより原子炉格納容器内の酸素濃度を抑制する。また、残留熱除去系等による除熱が実施できない場合には、格納容器ベントにより格納容器過圧破損を防止するとともに、可燃性ガスを格納容器外に排出する。その他の格納容器破損モードの防止策として、原子炉圧力が高い場合の原子炉圧力容器の減圧操作も想定する。

本格納容器破損モードにおける主要現象の抽出に関連する事象の推移は以下のとおりである。

炉心の冷却能力が低下し、崩壊熱による炉心ヒートアップに伴い、ジルコニウム-水反応により反応熱とともに水素ガスが発生し、その後も燃料温度の上昇が継続し、炉心損傷に至る。発生した水素ガスは、冷却材とともに原子炉格納容器に放出される。炉心損傷後は、代替注水設備による原子炉内への注水を実施することにより、炉心を再冠水させて原子炉圧力容器の破損を防止する。

炉心溶融が進展し、炉心燃料が下部プレナムへ移行する場合には、代替注水設備を用いた格納容器下部への注水により、原子炉圧力容器の破損前に冷却材プールが形成される。

その後、代替注水設備を用いた格納容器スプレイにより、原子炉格納容器気相部の冷却を行い、原子炉格納容器圧力及び原子炉格納容器温度の上昇を抑制する。格納容器スプレイは、サブプレッション・チェンバのベント

配管が水没しないように停止する。スプレイ停止後は、崩壊熱により原子炉格納容器圧力が上昇するが、格納容器ベントを実施することにより格納容器圧力を抑制する。格納容器除熱として、残留熱除去系等の復旧又は代替除熱設備による除熱を期待する場合には、サブプレッション・チェンバ・プールを水源として、熱交換器を介した原子炉内への注水、格納容器内注水を行うことにより原子炉及び原子炉格納容器を冷却する（サブプレッション・プール冷却）。

(2) 物理現象の抽出

各物理領域において、解析を実施する上で必要な物理現象の抽出について説明する。本格納容器破損モードにおいては、原子炉格納容器内の水素濃度が爆轟を引き起こさないことを確認することが評価目的であるが、BWRは窒素置換による格納容器雰囲気の不活性化が行われていることから、酸素濃度の抑制が重要である。したがって、評価指標は酸素濃度とする。

A) 原子炉圧力容器（炉心損傷後）（逃がし安全弁含む）

事象初期において原子炉内への注水に失敗するため、原子炉圧力容器の炉心燃料は、逃がし安全弁からの原子炉圧力容器内冷却材の放出に伴う水位低下により、炉心燃料は露出し、ヒートアップを開始する。過熱した燃料棒表面では燃料被覆管と水蒸気による酸化反応により水素ガスが発生する。酸化反応熱により燃料棒は更に過熱され、燃料被覆管は損傷に至り、高温領域から燃料ペレットが崩壊を始める。事象進展に伴い、溶融物が流下すると燃料外径が増加（キャンドリング）し、流路の閉塞が発生する。制御棒等の原子炉内構造物は、溶融燃料からの輻射熱伝達により溶融して（構造材との熱伝

達) , 炉心部の下方ノードへ移行する。溶融燃料についても、流路の閉塞により冷却材や蒸気による流入が停止すると溶融プールを形成し、溶融プールの下部に形成されたクラストが破損すると、下方ノードへと移行していく。

代替注水設備による原子炉内への注水により炉心が再冠水し、損傷炉心の冷却に成功した場合には、原子炉压力容器破損は防止される。なお、代替注水設備による損傷炉心への注水に失敗した場合には、原子炉压力容器の破損に至るが、この場合に考慮する物理現象については、「高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同じである。

一連の過程で燃料から放出されたF Pは、原子炉压力容器内を水及び蒸気の流動とともに輸送され、一部は原子炉压力容器外に放出される（原子炉压力容器内F P挙動）。放射線水分解等により発生する水素ガス・酸素ガスについても同様に原子炉压力容器外へ放出される。

制御棒（中性子吸収材含む）溶融開始後、溶融炉心落下に至る間に原子炉内に注水される場合には、溶融炉心の再臨界に至る可能性が考えられるが、炉心部から制御棒が溶融落下するまでに、炉心燃料の溶融は進展し、注水時には金属－水反応（燃料被覆管の酸化反応等）に伴う発熱反応により炉心溶融が促進されるため、再臨界に至る炉心燃料形状が継続的に維持されている可能性は十分小さい。

B) 原子炉格納容器（炉心損傷後含む）

逃がし安全弁から、溶融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気が原子炉格納容器内へ放出（冷却材の放出）され、炉心損傷時には同時に、金属－水反応（燃料被覆管の酸化反応等）に伴う水素ガス及び冷却材の放射線水分解による水素ガス・酸素ガスが発生し、格納容器内へ放出される。

これらの水蒸気、非凝縮性ガスは、原子炉格納容器各領域間の流動に伴い

格納容器内全体に広がってゆき、サプレッション・チェンバ・プール表面での蒸気蒸発、凝縮、気液界面の熱伝達等の過程を経て、格納容器内雰囲気の影響の圧力及び温度が上昇する。原子炉格納容器内温度の上昇により、格納容器本体をはじめとする原子炉格納容器内の構造材との熱伝達及び内部熱伝導が生じる。

格納容器除熱として、残留熱除去系等の復旧又は代替除熱設備による除熱を期待する場合には、サプレッション・チェンバ・プールを水源として、熱交換器を介した原子炉内への注水、格納容器内注水を行うことにより原子炉及び原子炉格納容器を冷却する（サプレッション・プール冷却）。

残留熱除去系等による除熱機能が喪失している場合、格納容器スプレイ冷却により、格納容器圧力及び温度を維持するが、格納容器スプレイは、サプレッション・チェンバ内のベント配管が水没しないように停止する。スプレイ停止後は、崩壊熱により原子炉格納容器圧力が上昇するが、格納容器ベントを実施することにより格納容器圧力を抑制する。

格納容器内において、放射線水分解等による水素ガス・酸素ガスが発生するが、格納容器内を不活性化しているため脅威とはならない。

炉心損傷後に原子炉圧力容器内の損傷炉心から放出されるF Pは、水及び蒸気の流動とともに輸送され、格納容器内各領域において熱源となる崩壊熱分布に影響を与える（原子炉格納容器内F P挙動）。

代替注水設備による損傷炉心への注水に失敗した場合には、原子炉圧力容器の破損に至るが、この場合に考慮する物理現象については、「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同じである。

2.2.6 溶融炉心・コンクリート相互作用

(1) 事象の推移

溶融炉心・コンクリート相互作用は、原子炉格納容器下部の床上へ流出した溶融炉心からの崩壊熱や化学反応によって、原子炉格納容器下部側壁及び床のコンクリートが分解、侵食され、原子炉格納容器の構造部材の支持機能が喪失し、原子炉格納容器の破損に至る事象を想定する。

この事象に対する格納容器破損防止対策は、格納容器下部への注水により、あらかじめ冷却材プールを形成し、原子炉圧力容器破損により落下した溶融炉心を冷却してコンクリート侵食を抑制することである。また、原子炉圧力が高い場合には、原子炉圧力容器の減圧操作を想定する。

本格納容器破損モードにおける主要現象の抽出に関連する事象の推移は以下のとおりである。

炉心損傷後、代替注水設備による損傷炉心への注水に失敗した場合には、溶融した炉心は、下部プレナムに落下し、下部プレナム内の冷却材を蒸発させるとともに、原子炉圧力容器下部ヘッドの温度を上昇させる。その後、原子炉圧力容器破損に至る。

格納容器下部には、代替注水設備を用いた格納容器下部への注水により、原子炉圧力容器破損前に冷却材プールが形成される。

原子炉圧力容器破損後、格納容器下部に落下する溶融炉心は格納容器下部床面に堆積し、プール水及び代替注水設備により注水される冷却材による冷却を伴いつつ、格納容器下部のコンクリートを加熱する。このとき、コンクリート温度が融解温度を上回る場合に、コンクリートが侵食される。その後、溶融炉心の冷却が進むと、コンクリート侵食は停止し、事象収束に向かう。

(2) 物理現象の抽出

各物理領域において、解析を実施する上で必要な物理現象の抽出について説明する。本格納容器破損モードにおいては、コンクリート侵食を抑制するための対策の有効性を確認することが評価目的であることから、評価指標はコンクリート侵食量とする。

A) 原子炉压力容器（炉心損傷後）（逃がし安全弁含む）

事象初期において原子炉内への注水に失敗するため、原子炉压力容器の炉心燃料は、逃がし安全弁又はLOCA時の破断口からの原子炉压力容器内冷却材の放出に伴う水位低下により、炉心燃料は露出し、ヒートアップを開始する。過熱した燃料棒表面では燃料被覆管と水蒸気による酸化反応により水素ガスが発生する。酸化反応熱により燃料棒は更に過熱され、燃料被覆管は損傷に至り、高温領域から燃料ペレットが崩壊を始める。事象進展に伴い、溶融物が流下すると燃料外径が増加（キャンドリング）し、流路の閉塞が発生する。制御棒等の原子炉内構造物は、溶融燃料からの輻射熱伝達により溶融して（構造物との熱伝達）、炉心部の下方ノードへ移行する。溶融燃料についても、流路の閉塞により冷却材や蒸気による流入が停止すると溶融プールを形成し、溶融プールの下部に形成されたクラストが破損すると、下方ノードへと移行していく。

代替注水設備による原子炉内への注水により炉心が再冠水し、損傷炉心の冷却に成功した場合には、原子炉压力容器の破損は防止される。

代替注水設備による損傷炉心への注水に失敗する場合には、溶融炉心の炉心部下方への移行を抑止することができず、溶融炉心は周辺クラストの破損に伴い、徐々に下部プレナムへリロケーションする。下部プレナムに冷却材が残存する場合、溶融炉心と冷却材との相互作用が生じ、溶融炉心

が細粒化（原子炉压力容器内 F C I（溶融炉心細粒化））し、水との熱伝達（原子炉压力容器内 F C I（デブリ粒子熱伝達））により水蒸気を発生させつつ冷却される。さらに下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達により、原子炉压力容器破損に至る。

一連の過程で燃料から放出された F P は、原子炉压力容器内を水及び蒸気の流動とともに輸送され、一部は原子炉压力容器外に放出される（原子炉压力容器内 F P 挙動）。放射線水分解等により発生する水素ガス・酸素ガスについても同様に原子炉压力容器外へ放出される。

制御棒（中性子吸収材含む）溶融開始後、溶融炉心落下に至る間に原子炉内に注水される場合、溶融炉心の再臨界に至る可能性が考えられるが、炉心部から制御棒が溶融落下するまでに、炉心燃料の溶融は進展し、注水時には金属－水反応（燃料被覆管の酸化反応等）に伴う発熱反応により炉心溶融が促進されるため、再臨界に至る炉心燃料形状が継続的に維持されている可能性は十分小さい。

B) 原子炉格納容器（炉心損傷後含む）

逃がし安全弁又は L O C A 時の破断口から高温の冷却材（冷却材の放出）、溶融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気が原子炉格納容器内へ放出され、炉心損傷時には同時に、金属－水反応（燃料被覆管の酸化反応等）に伴う水素ガス及び冷却材の放射線水分解による水素ガス・酸素ガスが発生し、格納容器内へ放出される。

これらの水蒸気、非凝縮性ガスは、原子炉格納容器各領域間の流動に伴い格納容器内全体に広がってゆき、サブプレッション・チェンバ・プール表面での蒸気蒸発、凝縮、気液界面の熱伝達等の過程を経て、格納容器内雰囲気圧力の圧力及び温度が上昇する。原子炉格納容器内温度の上昇により、格

格納容器本体をはじめとする原子炉格納容器内の構造材との熱伝達及び内部熱伝導が生じる。

原子炉圧力容器の破損後、下部プレナムに蓄積していた溶融炉心は原子炉格納容器へと放出される。格納容器下部に落下した溶融炉心と格納容器下部の冷却材プールの中で相互作用が生じ、溶融炉心が細粒化（原子炉圧力容器外 F C I（溶融炉心細粒化））し、水との熱伝達（原子炉圧力容器外 F C I（デブリ粒子熱伝達））により水蒸気を発生させつつ冷却される。格納容器下部領域には制御棒駆動装置等の構造物が存在するため、溶融炉心落下時に、これら内部構造物を破損、溶融する可能性がある。

格納容器下部に落下した溶融炉心は、格納容器下部床面に拡がり、格納容器下部の冷却材プールやコンクリートと熱伝達するが、格納容器バウンダリは、溶融炉心と直接接触する（格納容器直接接触）ことがない構造になっている。コンクリート温度が上昇するとコンクリート分解及び非凝縮性ガスを発生させる可能性がある。この時、溶融燃料は炉心形状を維持しておらず、落下時において、制御棒等の中性子吸収材もデブリ内に取り込んでいると考えられることから、溶融炉心の再臨界は発生しないと考えられる。

格納容器内において、放射線水分解等による水素ガス・酸素ガスが発生するが、格納容器内を不活性化しているため脅威とはならない。

炉心損傷後に原子炉圧力容器内の損傷炉心から放出される F P は、水及び蒸気の流動とともに輸送され、格納容器内各領域において熱源となる崩壊熱分布に影響を与える（原子炉格納容器内 F P 挙動）。

本事故シーケンスグループでは、スプレイ冷却、格納容器ベント及びサプレッション・プール冷却は実施しないことから考慮不要である。

第2.2表 抽出された物理現象一覧（格納容器破損防止）（1/5）

評価事象		雰囲気圧力・温度による静的負荷（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	原子炉圧力容器外の溶融燃料－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原子炉格納容器温度	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
炉心（核）	核分裂出力	○	○	○	○	○
	出力分布変化	－	－	－	－	－
	反応度フィードバック効果	○	○	○	○	○
	制御棒反応度効果	○	○	○	○	○
	崩壊熱	○	○	○	○	○
	三次元効果	－	－	－	－	－
炉心（燃料）	燃料棒内温度変化	○	○	○	○	○
	燃料棒表面熱伝達	○	○	○	○	○
	沸騰遷移	－	－	－	－	－
	燃料被覆管酸化	○	○	○	○	○
	燃料被覆管変形	○	○	○	○	○
	三次元効果	－	－	－	－	－
炉心（熱流動）	沸騰・ボイド率変化	○	○	○	○	○
	気液分離（水位変化）・対向流	○	○	○	○	○
	気液熱非平衡	○	○	○	○	○
	圧力損失	○	○	○	○	○
	三次元効果	－	－	－	－	－

○：解析を実施する上で必要な物理現象，－：物理現象自体が生じない又は解析を実施する上で必ずしも必要ではない物理現象

第2.2表 抽出された物理現象一覧（格納容器破損防止）（2/5）

評価事象		雰囲気圧力・温度による 静的負荷（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	原子炉圧力容器外の溶融 燃料-冷却材相互作用	水素燃焼	溶融炉心・コンクリート相 相互作用
分類	評価指標	原子炉格納容器圧力及 び原子炉格納容器温度	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
	物理現象					
原子炉圧力容器 (逃がし安全弁含む)	冷却材流量変化	○	○	○	○	○
	冷却材放出（臨界流・差圧流）	○	○	○	○	○
	沸騰・凝縮・ボイド率変化	○	○	○	○	○
	気液分離（水位変化）・対向流	○	○	○	○	○
	気液熱非平衡	○	○	○	○	○
	圧力損失	○	○	○	○	○
	構造材との熱伝達	○	○	○	○	○
	ECCS注水（給水系・代替注水設備含む）	○	-	-	○	○
	ほう酸水の拡散	-	-	-	-	-
	三次元効果	-	-	-	-	-

○：解析を実施する上で必要な物理現象， -：物理現象自体が生じない又は解析を実施する上で必ずしも必要ではない物理現象

第2.2表 抽出された物理現象一覧（格納容器破損防止）（3/5）

評価事象		雰囲気圧力・温度による 静的負荷（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	原子炉圧力容器外の溶融 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 原子炉格納容器温度	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	冷却材放出	○	○	○	○	○
	格納容器各領域間の流動	○	○	○	○	○
	サブプレッション・プール冷却	○	－	－	○	－
	気液界面の熱伝達	○	○	○	○	○
	構造材との熱伝達及び内部熱伝導	○	○	○	○	○
	スプレイ冷却	○	－	－	○	－
	放射線水分解等による水素ガス・酸素ガス発生	○	○	○	○	○
	格納容器ベント	○	－	－	○	－

○：解析を実施する上で必要な物理現象，－：物理現象自体が生じない又は解析を実施する上で必ずしも必要ではない物理現象

第2.2表 抽出された物理現象一覧（格納容器破損防止）（4/5）

評価事象		雰囲気圧力・温度による 静的負荷（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	原子炉圧力容器外の溶融 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
原子炉圧力容器 (逃がし安全弁含む)	リロケーション	○	○	○	○	○
	原子炉圧力容器内FCI（溶融炉心細粒化）	○	○	○	○	○
	原子炉圧力容器内FCI（デブリ粒子熱伝達）	○	○	○	○	○
	溶融炉心の再臨界	－	－	－	－	－
	構造材との熱伝達	○	○	○	○	○
	下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達	○	○	○	○	○
	原子炉圧力容器破損	○	○	○	○	○
	放射線水分解等による水素ガス・酸素ガス発生	○	○	○	○	○
	原子炉圧力容器内FP挙動	○	○	○	○	○

○：解析を実施する上で必要な物理現象，－：物理現象自体が生じない又は解析を実施する上で必ずしも必要ではない物理現象

第2.2表 抽出された物理現象一覧（格納容器破損防止）（5/5）

評価事象		雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）	高压熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用	水素燃焼	熔融炉心・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原子炉格納容器温度	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)	原子炉圧力容器破損後の高压熔融炉心放出	－	－	－	－	－
	格納容器雰囲気直接加熱	－	－	－	－	－
	格納容器下部床面での熔融炉心の拡がり	○	○	○	○	○
	内部構造物の熔融，破損	○	○	○	○	○
	原子炉圧力容器外 F C I（熔融炉心細粒化）	○	○	○	○	○
	原子炉圧力容器外 F C I（デブリ粒子熱伝達）	○	○	○	○	○
	格納容器直接接触	－	－	－	－	－
	熔融炉心と格納容器下部プール水との伝熱	○	○	○	○	○
	熔融炉心とコンクリートの伝熱	○	○	○	○	○
	コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生	○	○	○	○	○
	熔融炉心の再臨界	－	－	－	－	－
原子炉格納容器内 F P 挙動	○	○	○	○	○	

○：解析を実施する上で必要な物理現象，－：物理現象自体が生じない又は解析を実施する上で必ずしも必要ではない物理現象

2.3 運転停止中原子炉における燃料損傷防止

本節の各項では、運転停止中原子炉における燃料損傷防止に係る事故シーケンスグループごとに、事象の推移を踏まえて、注目する評価指標及び運転員操作等に対して影響すると考えられる物理現象を、対象とした物理領域ごとに抽出する。

運転停止中の原子炉において想定する事故シーケンスグループのうち、「反応度の誤投入」を除く以下の事故シーケンスグループでは、解析コードを用いない事象進展の評価を実施することから、本節では、「反応度の誤投入」事象を対象に、物理現象の抽出を行う。

- ・崩壊熱除去機能喪失
- ・全交流動力電源喪失
- ・原子炉冷却材の流出

物理現象の抽出に当たって対象とする評価指標は、「規則の解釈」に示される、以下の(a)～(c)の評価項目に対応したものである。

- (a) 燃料有効長頂部が冠水していること。
- (b) 放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること。
- (c) 未臨界を確保すること(ただし、通常の運転員等操作における臨界、又は燃料の健全性に影響を与えない一時的かつ僅かな出力上昇を伴う臨界は除く。)

一方、厳密には、評価項目に対応する評価指標ごとに、解析上必要な物理現象が異なっており、ここでは、事故シーケンスグループの特徴を踏まえて、有効性評価の評価項目の中で余裕が小さくなる方向のものであって、代表的に選定したとしても、他の評価項目に対する物理現象の抽出及び有効性

があることの確認に影響しないと考えられるものを注目する評価指標として選定する。

抽出された物理現象は、事故シーケンスグループとの組合せでマトリクスの形で第2.3表のように整理されている。第2.3表では、注目する評価指標に対して解析を実施する上で必要な物理現象を「○」、物理現象自体が生じない又は解析を実施する上で必ずしも必要でない物理現象を「-」で表している。

2.3.1 反応度の誤投入

(1) 事象の推移

反応度の誤投入は、発電用原子炉の運転停止中に、制御棒1本が全引抜されている状態から、他の1本の制御棒が操作量の制限を超える誤った操作によって引き抜かれ、臨界近接を認知できずに臨界に至る事象が発生することを想定する。

この事象に対する燃料損傷防止対策としては、実効増倍率及び制御棒反応度価値の事前評価による臨界近傍での高い制御棒価値を生じ得るような制御棒パターン形成の防止、操作手順の策定による制御棒の誤選択防止と操作量の制限、並びに起動領域モニタあるいは中間領域モニタによる状態監視を実施し、出力の過度な上昇を防止する。また、炉心が臨界を超過して過度な中性子束上昇に至ったときにはスクラムによる負の反応度投入、制御棒挿入等により出力を抑制するとともに未臨界を確保する。これらの対策によって事象の拡大を防止し、燃料の著しい損傷の防止を図る。

原子炉停止中に、制御棒1本が全引抜されている状態から、他の1本の制御棒が操作量の制限を超える誤った操作によって引き抜かれ、臨界近接を認知できずに臨界に至った場合、起動領域モニタの原子炉周期短信号あるいは中間領域モニタの中性子束高信号が発生して、原子炉はスクラムする。そのため、一時的に臨界超過に至るものの、燃料健全性には影響がなく、また、スクラムにより未臨界は確保される。また、原子炉の水位に有意な変動はない。

(2) 物理現象の抽出

各物理領域において、解析を実施する上で必要な物理現象の抽出につき説明する。本事故シーケンスグループでは出力上昇による燃料破損の可能

性があるため、燃料エンタルピが評価指標になる。

本事故シーケンスグループの有効性評価においては、燃料エンタルピの最大値が「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象に関する評価指針」に示された燃料の許容設計限界を超えているか否か及び「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象における燃焼の進んだ燃料の取扱いについて」に示されたPCMIによるピーク出力部燃料エンタルピの増分における破損しきい値と比較することによって、燃料棒の破損の有無を確認する。

なお、ABWRでは起動領域モニタによるペリオドトリップ機能とFMCRDの遅い制御棒引抜速度により引抜制御棒反応度投入量が従来型BWRより小さく、炉心が即発臨界になることはないことから、投入反応度が即発臨界に至ることがないことをもって、燃料健全性に影響がないことを確認する。

事象中の燃料エンタルピに影響する物理現象としては以下が挙げられる。

A) 炉心(核)

本事故シーケンスグループにおいては、制御棒引き抜きに伴い炉心に正の反応度が印加されることにより核分裂出力が増加するが、起動領域モニタあるいは中間領域モニタにより原子炉がスクラムし炉心に負の反応度が投入されることで未臨界に至る。この制御棒反応度効果が、本事故シーケンスグループにおいては特に重要となる。

引抜制御棒周りの局所的な核分裂出力増加に伴い、燃料温度の上昇、減速材密度低下及び減速材温度増加が発生し、これによる反応度フィードバック効果（ドップラ反応度、減速材密度反応度、減速材温度反応度）は、核分裂出力へ影響を与える。また、反応度フィードバックは動的反応度の大小が重

要であるため、遅発中性子割合も影響する。

さらに、制御棒引き抜きに伴う出力分布変化は直接的に燃料エンタルピ分布に影響を与えるが、反応度フィードバック効果を通じても燃料エンタルピに影響する。

本事故シーケンスグループは、局所的かつ一時的な出力上昇事象であるため、炉心の核熱不安定事象（三次元効果）は生じないと考えられるため、燃料エンタルピに与える影響はない。また、臨界超過による核分裂出力が支配的であり、崩壊熱は主要な物理現象とはならない。

B) 炉心(燃料)

前項の核分裂により燃料棒内で発生した熱は、燃料ペレット及び燃料被覆管の熱伝導とギャップ部及び燃料棒表面の熱伝達を通して冷却材へと放出される。ギャップ熱伝達を含む燃料棒の熱伝導に基づく燃料棒内温度変化は燃料エンタルピに影響する。被覆管-冷却材の熱伝達は出力増加に伴い、液単相、核沸騰、沸騰遷移を経て膜沸騰状態となると、燃料棒表面熱伝達が著しく悪化し、燃料エンタルピは大きくなるため、沸騰遷移と燃料棒表面熱伝達（液単相、核沸騰、膜沸騰）が燃料エンタルピに影響する主要な現象となり得る。

沸騰遷移までの条件においては過渡中の燃料棒の機械的な変形や化学変化が問題となることはないが、沸騰遷移を経て膜沸騰状態に至り、燃料被覆管温度が非常に高くなった場合は、酸化反応による熱発生が燃料エンタルピに影響を与えることが考えられる。また、急激な出力上昇を伴う場合、燃料被覆管の変形が発生し得るが、燃料エンタルピにより燃料破損の有無を評価しており、さらに本事故シーケンスグループではそれほど大きな出力上昇は発生せず燃料被覆管の変形による流路減少が生じることもないため、燃料被覆

管の変形は重要な物理現象とはならない。また、本事故シーケンスグループでは炉心の露出が生じないことから、輻射熱伝達の三次元効果は重要な物理現象とはならない。

なお、本事故シーケンスグループで投入反応度が1ドルを超えない場合には、炉心出力上昇が緩やかで燃料温度はほとんど上昇しないことから、これらの物理現象は重要な物理現象とはならない。

C) 炉心(熱流動)

燃料棒から放出される熱は冷却材により除熱され、炉心の熱流動挙動は、燃料エンタルピに直接影響する燃料棒表面での熱伝達に影響する。

本事故シーケンスグループでは、出力上昇に伴い炉心において沸騰・ボイド率変化が生じる場合には、減速材密度反応度、燃料棒の熱伝達、圧力損失等に影響を及ぼす。核分裂出力は局所的に増加するため、ボイド発生による流量配分（三次元効果）が起こり得る。

また、本事故シーケンスグループは気液分離(水位変化)による炉心の露出は生じず、急激な出力上昇が起きないため、対向流（CCFL）又は蒸気の過熱に伴う気液の熱非平衡も生じない。

なお、本事故シーケンスグループで投入反応度が1ドルを超えない場合には、炉心出力上昇が緩やかでボイドは発生しないことから、これらの物理現象は重要な物理現象とはならない。

D) 原子炉圧力容器（逃がし安全弁含む）

本事故シーケンスグループは、低温、大気圧、炉心入口サブクーリングが大きい低流量一定状態であり、また、急激な出力上昇及びそれに伴う大幅な蒸気発生、圧力変化が起きないため、冷却材流量変化、沸騰・凝縮・ボイド

率変化，圧力損失変化，下部プレナムでの流量配分のような三次元効果，気液分離・対向流，気液熱非平衡，冷却材放出（臨界流，差圧流）が顕著に生じる状態とはならないことから，原子炉圧力容器の冷却材流動は主要な現象とはならない。

また，構造材との熱伝達についても，原子炉内温度がほとんど上昇しないことから考慮不要である。E C C S注水（給水系・代替注水設備含む），ほう酸水の拡散は本シーケンスグループではE C C S注水及びほう酸水注入を実施しないことから考慮不要である。

第2.3表 抽出された物理現象一覧(運転停止中原子炉における
燃料損傷防止) (1/2)

評価事象		反応度の誤投入
分類	評価指標	燃料エンタルピ
	物理現象	
炉心 (核)	核分裂出力	○
	出力分布変化	○
	反応度フィードバック効果	○
	制御棒反応度効果	○
	崩壊熱	—
	三次元効果	—
炉心 (燃料)	燃料棒内温度変化	○
	燃料棒表面熱伝達	○
	沸騰遷移	○
	燃料被覆管酸化	○
	燃料被覆管変形	—
	三次元効果	—
炉心 (熱流動)	沸騰・ボイド率変化	○
	気液分離(水位変化)・対向流	—
	気液熱非平衡	—
	圧力損失	○
	三次元効果	○

○：解析を実施する上で必要な物理現象，—：物理現象自体が生じない又は
解析を実施する上で必ずしも必要ではない物理現象

第2.3表 抽出された物理現象一覧(運転停止中原子炉における
燃料損傷防止) (2/2)

評価事象		反応度の誤投入
分類	評価指標	燃料エンタルピ
	物理現象	
原子炉圧力容器 (逃がし安全弁含む)	冷却材流量変化	—
	冷却材放出(臨界流・差圧流)	—
	沸騰・凝縮・ボイド率変化	—
	気液分離(水位変化)・対向流	—
	気液熱非平衡	—
	圧力損失	—
	構造材との熱伝達	—
	ECCS注水(給水系・代替注水設備含む)	—
	ほう酸水の拡散	—
	三次元効果	—

○：解析を実施する上で必要な物理現象，—：物理現象自体が生じない又は解析を実施する上で必ずしも必要ではない物理現象

3. 抽出された物理現象の確認

3.1 BWRプラントシステムの階層構造分析と抽出された物理現象の対応確認

2章において、事故シーケンスグループ等ごとに、事象進展及び運転員等操作を踏まえ分析して抽出した物理現象について、評価が可能な解析コードの選定と適用性確認を行うため、米国NRCのRG1.203や日本原子力学会標準「統計的安全評価の実施基準：2008」で用いているEMDAP (Evaluation Model Development and Assessment Process)に示されるプラントシステムの階層構造分析を比較対象とし、有効性評価で解析対象とするBWRプラントの物理領域を展開して階層化した。階層化構造分析は、有効性評価において取り扱う事象や安全評価解析に関して十分な専門的知識及び経験を有する事業者、メーカーによる作成、相互レビューを経てまとめたものである。第3.1図及び第3.2図には、階層化結果及び2章で抽出した物理現象との対応を示す。

また、以下に、本資料における階層構造分析の考え方を示す。

構成要素	内容
システム	解析すべきシステムの全体
サブシステム (物理領域)	解析に考慮しなければならない主要な構成要素
モジュール (物理領域)	サブシステムの中の機器
成分	物質の化学形態
相	固体、液体あるいは蒸気
幾何学的形態	移動時の幾何学的な形態 (プール、液滴、気泡、液膜等)
場	流れにより輸送される物理量が幾何学的形態ごとに形成する場 (質量、運動量、エネルギー、圧力等)
輸送プロセス	システム各部における構成相間の移動と相互作用を決定するメカニズム

構成要素については、有効性評価においてモデル化の必要な物理領域（サブシステム、モジュール）として、炉心（核、燃料、熱流動）、原子炉圧力容器（逃がし安全弁含む）、原子炉格納容器及び炉心損傷後の原子炉圧力容器（逃がし安全弁含む）、原子炉格納容器を定めた。この物理領域は、2章の物理現象の抽出においても、整理上用いている。

各物理領域に含まれる、解析対象とする成分（物質）については、同種の場合の方程式（関連する物理量（質量、エネルギー、運動量）の輸送を解くための方程式）で表現できる相及び幾何学的形態に着目して分類し、それらの間の質量、エネルギー及び運動量（力）の輸送を輸送プロセスとした。ただし、厳密には更に細分化できる相又は幾何学的形態であっても同種の場合の方程式で表現される場合（液膜と液滴、核種の異なるF P等）には、まとめて取り扱うこととしており、このため、それらの間の輸送プロセス（液膜—液滴の相互変化等）は表現していない。また、サブシステム、モジュール間の輸送については、総量的な概念に留めている。

なお、炉心（核、燃料）については、熱流動現象を中心とする他のモジュールと性格が異なるが、モジュール間の関係を明確にするため、便宜的に同様に同一の場合の方程式で表現される単位に分類し、それに関連する物理プロセスを整理した。炉心損傷後については、損傷後の物理現象として特徴的なもののみを記載しており、炉心損傷前の物理現象として既に述べられている現象については、損傷後においても特徴的なもの以外は記載していない。

第3.1図及び第3.2図に示すとおり、評価において解析コードでのモデル化が考えられるプロセスを体系化し、抽出された物理現象がその範囲に含まれていることを確認した。

以上により、抽出された物理現象について、解析コードにおいて必要な解析モデルの範囲が明確となった。実際には、評価する事故シーケンスグルー

プ等ごとに抽出される物理現象によって、解析コードに求められる解析モデルの記述のレベルは異なっており、これについては、5章の解析コードの選定において、複数の候補からコードを選定する際に考慮する。

3.2 EURLSAFEにおける物理現象と抽出された物理現象の対応確認

炉心損傷後の物理現象に関しては、EC 5th Framework Program (1999-2002) にて作成されたEURLSAFE (2001-2003) をベースに、五つの領域（圧力容器内現象、圧力容器外熔融炉心挙動、動的負荷、長期的な負荷、核分裂生成物）において21の物理現象に絞り込んだPIRTが作成されている¹⁾。

EURLSAFEにおける炉心損傷後の現象と有効性評価において抽出された物理現象の対応関係を第3.3図に示す。EURLSAFEにおける物理現象のうち、今回の有効性評価において抽出されていない現象が存在するが、その理由は、以下のとおりである。

(1) 原子炉圧力容器外の熔融炉心挙動

A) 「原子炉圧力容器破損及び熔融炉心放出」

原子炉圧力容器破損及びそれに伴い熔融炉心（コリウム）が破損口から原子炉圧力容器外に放出される現象である。有効性評価では、代替注水設備により事前に水張りした格納容器下部の冷却材プールへの熔融炉心放出を想定しており、細粒化やエントレインメントについて考慮していることから、有効性評価において抽出した物理現象である「原子炉圧力容器外 F C I」に対応する。なお、高圧時の熔融炉心放出については、「高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に対応する。

B) 「熔融炉心・セラミック相互作用（コアキャッチャ）」

国内のBWRにおいて、コアキャッチャは設置されていないことから、対応する現象は抽出されない。

(2) 動的負荷

A) 「水蒸気爆発」

格納容器破損モードとして、大規模な水蒸気爆発に至る可能性は国内 BWR では極めて小さいと考えられることから対応する現象は抽出されない。

B) 「水素燃焼と爆轟」

BWR プラントは出力運転時に格納容器内は窒素置換されているため、炉心損傷に伴い、ジルコニウム-水反応、放射線水分解等による水素ガス・酸素ガスが大量に発生したとしても、水素燃焼及び水素爆轟には至らないことを有効性評価において確認している。したがって、対応する現象は抽出されない。

C) 「原子炉格納容器及び機器の動的挙動」

水蒸気爆発、水素燃焼又は爆轟に伴う原子炉格納容器及び機器の瞬時の機械的な挙動に関する現象である。上記 A) 及び B) のとおり、対応する現象は抽出されない。

(3) 長期負荷

A) 「原子炉格納容器及びベースマットの機械的挙動」

原子炉格納容器及びベースマットに対する長期の機械的な挙動に関するもので、貫通部での漏えい等、原子炉格納容器の健全性が失われてゆく過程での構造物に係る現象である。こうした機械的挙動については、格納容器破損防止の観点で各評価指標（原子炉格納容器圧力、原子炉格納容器温度、ベースマット侵食深さ）について有効性を確認することから、有効性評価における物理現象として抽出されていない。

(4) 核分裂生成物

A) 「格納容器バイパス放出」

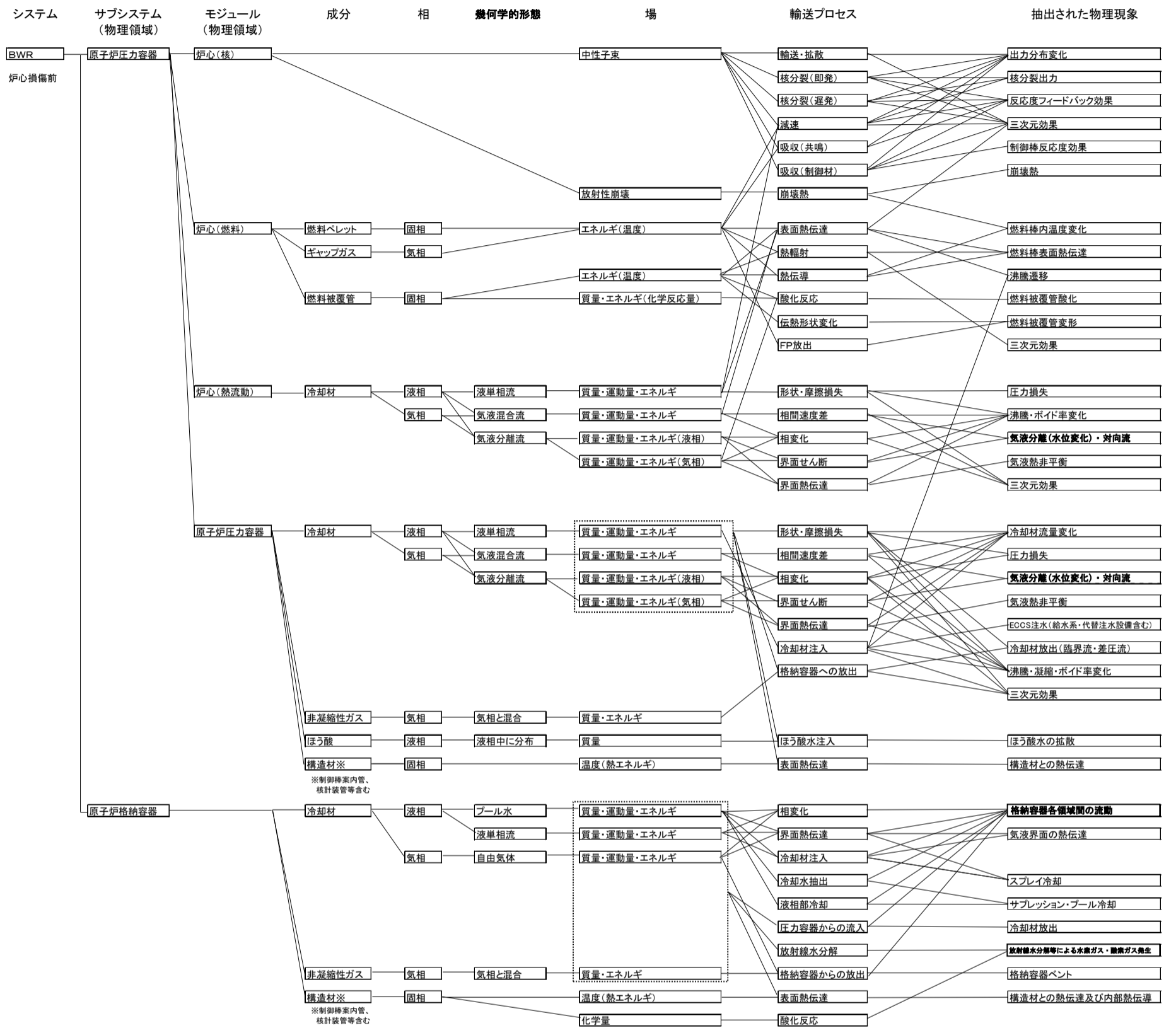
有効性評価においては、格納容器バイパス事象における炉心損傷防止対策の有効性を確認することとしており、対応する物理現象は抽出されない。

B) 「よう素の化学形態」

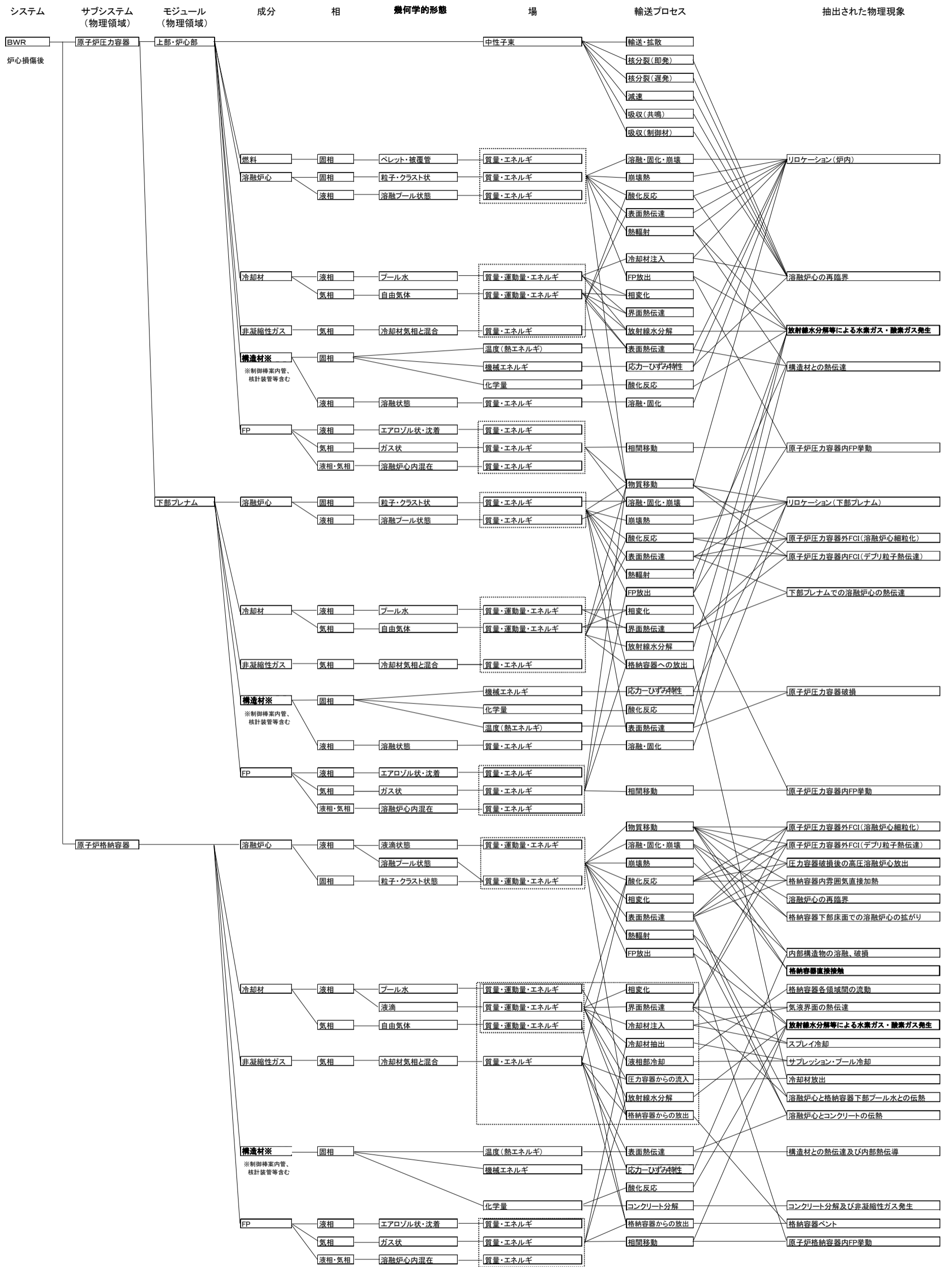
よう素は、化学形態（粒子状よう素、元素状よう素及び有機よう素）に応じて原子炉格納容器内での沈着等の挙動が異なる。格納容器内での粒子状よう素の挙動は、他のエアロゾル挙動に含まれ、「原子炉格納容器内F P挙動」として抽出し考慮されている。粒子状よう素及び元素状よう素は、沈着等で気相部から除去されるが、有機よう素は気相部に留まる。有機よう素は、よう素全体に占める割合が小さく、気相部において有機よう素から発生する崩壊熱も小さい。したがって「よう素の化学形態」の取り扱いの差異は原子炉格納容器圧力及び原子炉格納容器温度の評価にはほとんど影響しないことから、有効性評価における物理現象として抽出されていない。

以上より、EURSAFEにおける炉心損傷後の物理現象と、有効性評価において抽出された物理現象との関係を整理し、有効性評価解析を実施する上で、新たに抽出すべき物理現象がないことを確認した。

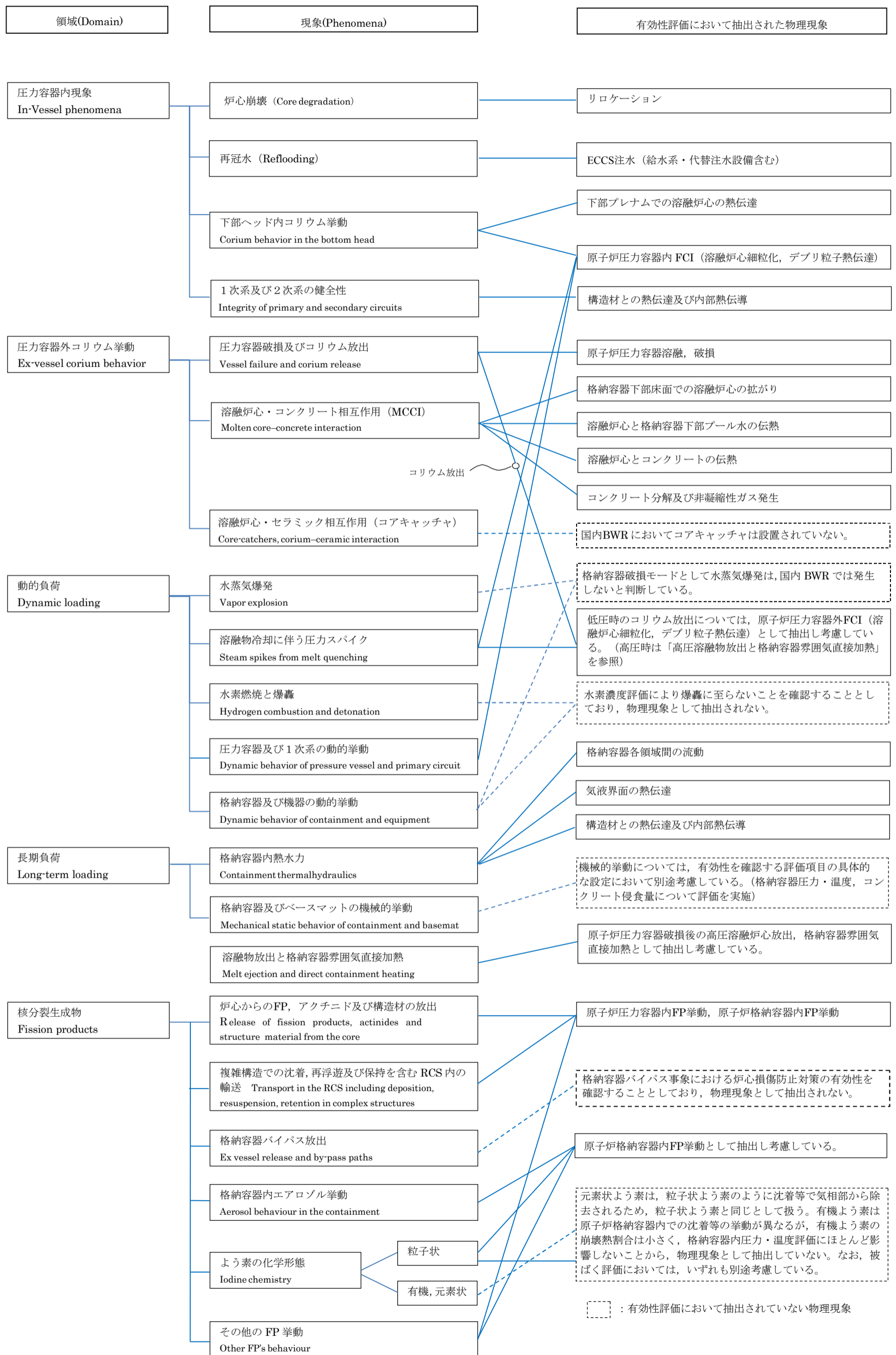
1) D. Magallon et al., “European expert network for the reduction of uncertainties in severe accident safety issues (EURSAFE)”, Nuclear Engineering and Design 235 (2005) 309-346.



第3.1図 BWRプラントシステムの階層構造分析と抽出された物理現象の対応 (炉心損傷前)



第3.2図 BWRプラントシステムの階層構造分析と抽出された物理現象の対応 (炉心損傷後)



第3.3図 EURLSAFE における現象分類と有効性評価において抽出された物理現象との関係の整理

4. 適用候補とするコードについて

前項で抽出した考慮すべき物理現象を踏まえ、原子炉、プラント挙動及び格納容器挙動が評価可能なコードとして、以下を有効性評価に適用するコードの候補とした。

- ① S A F E R
- ② C H A S T E
- ③ R E D Y
- ④ S C A T
- ⑤ M A A P
- ⑥ A P E X
- ⑦ 三次元沸騰水型原子炉模擬計算コード
- ⑧ I S C O R
- ⑨ L A M B
- ⑩ 短期間格納容器圧力応答解析コード
- ⑪ 長期間格納容器圧力応答解析コード
- ⑫ 可燃性ガス濃度解析コード
- ⑬ T R A C

これらのコードのうち、①～④及び⑥～⑫は従来の国内BWRの原子炉設置変更許可申請書の添付書類十の安全評価において使用実績があるコードである。⑤については、原子炉設置変更許可申請書における適用実績はないが、第4.1表に示すような実績を有する。なお、⑬については、第4.1表に示すような実績を有するものの、従来の原子炉設置変更許可申請書において適用実績のある解析コー

ドが適用可能であるため，選定されたコードとの比較対象として，
適宜，参考として解析結果の比較に用いることとする。

4.1 適用候補コードの概要

4.1.1 S A F E R

S A F E R は長期間の原子炉内熱水力過渡変化を解析するコードである。原子炉内を9ノードに分割し、原子炉圧力、各ノードの水位変化等を計算する。炉内冷却材量の評価に当たっては、上部タイプレート、炉心入口オリフィス等での気液対向流制限現象（C C F L）及び上部プレナムにおけるサブクール域の局在化により冷却材が下部プレナムに落下する現象（C C F Lブレイクダウン）を考慮することができる。

また、本コードでは、平均出力燃料集合体及び高出力燃料集合体に対して燃料ペレット、燃料被覆管、チャンネルボックス等の温度計算を行う。燃料被覆管の温度計算においては、その冷却状態に応じた熱伝達係数、燃料棒間の輻射及び燃料棒とチャンネルボックスの輻射を考慮することができる。

また、燃料被覆管と冷却水又は水蒸気との化学反応（ジルコニウム-水反応）を Baker-Just の式によって計算し、表面の酸化量を求める。さらに、燃料棒内の圧力を計算することによって、燃料被覆管の膨れと破裂の有無を評価し、破裂が起きた場合には、燃料被覆管の内面に対してもジルコニウム-水反応を考慮する。

本コードの入力は、原子炉出力、原子炉圧力等の初期条件、原子炉の幾何学的形状及び水力学的諸量、燃料集合体及び炉心に関するデータ、プラント過渡特性パラメータ、E C C S等の特性、想定破断の位置及び破断面積等であり、出力として、原子炉圧力、原子炉水位、燃料被覆管最高温度、燃料被覆管酸化量等が求められる。

4.1.2 C H A S T E

C H A S T E は、燃料ペレット、燃料被覆管、チャンネルボックス等の温度計算を行うコードである。本コードは、燃料ペレットを半径方向に最大 9 ノードに分割し、燃料集合体内燃料棒を 1 本ごとに全て取り扱い、その熱的相互作用（輻射等）を考慮している。また、ジルコニウム-水反応を Baker-Just の式によって計算し、表面の酸化量を求める。さらに、燃料棒内の圧力を計算することによって、燃料被覆管の膨れと破裂の有無を評価し、破裂が起きた場合には、燃料被覆管の内面に対してもジルコニウム-水反応を考慮する。燃料被覆管表面からの除熱に対する熱伝達係数は、S A F E R で求めた値を用いる。

本コードの入力は、原子炉出力及び原子炉圧力の時間変化、炉心露出時間及び再冠水時間、炉心スプレイによる冷却開始時間等のプラント過渡特性、燃料集合体及び炉心に関するデータ及び熱伝達係数変化であり、出力として、燃料被覆管最高温度、燃料被覆管酸化量等が求められる。

4.1.3 R E D Y

R E D Yは、炉心、原子炉压力容器、压力容器内部構造物、原子炉冷却材再循環系、主蒸気管、タービン系、原子炉格納容器等のプラント全体を模擬し、6群の遅発中性子及び反応度フィードバックを含む炉心一点近似動特性、燃料棒の熱的動特性及び冷却材の熱水力挙動を計算する。

本コードの入力は、原子炉出力、炉心流量等の初期条件、原子炉、主蒸気管、原子炉格納容器等のデータ、核データ、燃料棒データ、各種制御系データ等であり、出力として、原子炉出力、原子炉圧力、炉心流量、原子炉水位、格納容器圧力、サブプレッション・チェンバ・プール水温度等の時間変化が求められる。

なお、本コードは、従来の原子炉設置変更許可申請書において適用実績のあるものに、格納容器圧力、サブプレッション・チェンバ・プール水温度の時間変化を求めることができるように、格納容器モデルを追加したものである。

4.1.4 S C A T

S C A Tは、単一チャンネルを模擬し、これを軸方向一次元に多ノード分割する。各ノードについて、燃料棒には半径方向にのみ熱伝導方程式を適用して冷却材への熱伝達を計算し、チャンネル内冷却材には、質量及びエネルギー保存則を適用して冷却材の熱水力挙動を計算する。

本コードの入力は、燃料集合体の幾何学的形状、軸方向出力分布等の炉心データ、燃料集合体出力、チャンネル入口流量等の初期条件、R E D Yコードの出力から得られたチャンネル入口流量等の過渡変化のデータ等であり、出力として、G E X L 相関式に基づく限界出力比 (C P R)、各ノードでの冷却材流量、クオリティ等の時間変化が求められる。

なお、本コードは、従来の原子炉設置変更許可申請書において適用実績のあるものに、沸騰遷移後の燃料被覆管温度を求めることができるように、沸騰遷移後の燃料被覆管－冷却材間の熱伝達相関式とリウエット相関式を適用している。

4.1.5 M A A P

M A A P は、炉心損傷を伴う事故シーケンスについて、炉心損傷、圧力容器破損、格納容器破損、放射性物質の環境放出に至るまでのプラント内の熱水力及び放射性物質挙動を解析するコードである。炉心損傷後の原子炉内及び格納容器内を一次系、ドライウェル、ウェットウェルに分割し、重大事故等時に想定される炉心のヒートアップ、燃料被覆管の酸化・破損、炉心損傷、熔融炉心移行挙動と冷却性、水素ガスと水蒸気の生成、熔融炉心・コンクリート反応、格納容器圧力・温度、放射性物質の放出と移行／沈着挙動等の諸現象がモデル化され、また、種々の注水設備や冷却設備の特性や制御系がモデル化できるため、自動トリップや運転員操作等によるシステム応答を含む、重大事故等時のプラント挙動の評価が可能である。

本コードの入力は、原子炉出力、原子炉圧力、格納容器圧力、格納容器温度等の初期条件、原子炉の幾何学的形状及び水力学的諸量、燃料集合体及び炉心に関するデータ、格納容器自由空間体積、流路面積及び流路抵抗、注水設備、減圧設備及び冷却設備の特性、想定破断の位置及び破断面積等であり、出力として、原子炉圧力、原子炉水位、燃料温度、熔融炉心温度、格納容器圧力、格納容器温度、コンクリート侵食量、放射性物質の格納容器内の分布等が求められる。

4.1.6 A P E X

有効性評価に適用するコード候補としてここで挙げたA P E Xコードは、炉心動特性解析を行うA P E Xコードと、単チャンネル熱水力解析を行うS C A T (R I A用) *からなる。

A P E Xは、熱的現象を断熱としており、炉心平均出力の過渡変化を炉心一点近似による中性子動特性方程式で表し、出力の炉心空間分布を二次元 (R-Z) 拡散方程式で表す。炉心各部分のエンタルピの上昇は、出力分布に比例するものとし、炉心平均エンタルピがある程度上昇する間 (エンタルピステップ) は、出力分布は一定としている。また、投入反応度としては、制御棒価値、スクラム反応度及びドップラ反応度を考慮するが、このドップラ反応度は、二次元拡散計算による出力分布を考慮して求められる。

A P E Xコードの入力は、炉心の幾何学的形状、各種中性子断面積、拡散係数、ドップラ係数、炉心動特性パラメータ等の核データ、制御棒反応度の時間変化等であり、出力として、中性子束分布、エンタルピ分布及び炉心平均出力の時間変化が求められる。

S C A T (R I A用) コードは、燃料棒を燃料ペレット、ペレットと燃料被覆管の間の空隙部であるギャップ部、燃料被覆管で構成し、ノードごとに径方向の熱伝達を計算する。燃料ペレット及び燃料被覆管には、径方向一次元の非定常熱伝導方程式を適用して燃料棒内の温度分布を計算し、チャンネル内冷却材には、質量、運動量及びエネルギー保存則を適用して冷却材の熱水力学的挙動を計算する。冷却材の沸騰状態に応じた熱伝達率相関式を用いることにより、燃料棒の除熱量を求める。

S C A T (R I A用) コードの入力は、A P E Xコードの出力か

ら得られた炉心平均出力変化，炉心出力分布に加え，燃料集合体の幾何学的形状，燃料集合体熱水力データ，燃料物性データ，ギャップ熱伝達係数，ペレット径方向出力分布，局所出力ピーキング係数等であり，出力として，非断熱燃料エンタルピの時間変化が求められる。

※ギャップ部の熱伝達，低温時の膜沸騰熱伝達，限界熱流束条件等のモデルをS C A Tコードに追加したものである。

4.1.7 三次元沸騰水型原子炉模擬計算コード

三次元沸騰水型原子炉模擬計算コードは、沸騰水型原子炉の炉心核熱水力特性を解析するコードで、三次元の拡散方程式により原子炉全体の出力分布や実効増倍率を計算する。さらに、その出力分布を基に熱的評価計算及び燃焼計算を行う。本コードの用途は多岐にわたり、制御棒運用計画、燃焼度管理、原子炉停止余裕の計算等に使用される。出力運転時の計算では、ボイドの発生によるボイド分布を考慮した出力分布となるよう収束計算を行う。

本コードの入力は、炉心の幾何学的形状、単位燃料集合体核計算で得られた核定数、熱水力計算に必要なデータ、制御棒パターン、炉心熱出力等の炉心状態を表すデータであり、出力として炉心出力分布、ボイド分布、燃焼度分布、実効増倍率が求められる。

4.1.8 I S C O R

I S C O R は、定常状態における炉心内の熱水力特性を解析するコードであり、炉心内の全燃料集合体を幾つかにタイプ分けし、タイプごと及び炉心全体の熱水力特性を計算する。

具体的には、設計出力分布を使用して、各燃料集合体への冷却材流量配分を、燃料集合体入口と出口間の圧力差が全燃料集合体において等しくなるように繰り返し計算により求め、熱的余裕、炉心圧力損失等の熱水力特性を計算する。

本コードの入力は、炉心熱出力、炉心流量等の炉心状態を表すデータ、出力分布に関するデータ、燃料集合体の幾何学的形状及びその他熱水力計算に必要なデータであり、出力として限界出力比、圧力損失、ボイド分布等が求められる。

4.1.9 LAMB

LAMBは、短期間の原子炉内熱水力過渡変化を解析するコードであり、原子炉圧力容器に接続する各種一次系配管の破断事故を取り扱うことができる。本コードは、原子炉圧力容器及び再循環系を七つのノードに分割し、質量、運動量及びエネルギー保存則に基づく方程式を解くことにより、定常状態から事故発生後数十秒間の各ノード内の冷却材の質量、圧力及びエンタルピ、ノード間の冷却材流量等の時間変化を計算する。炉心流量の変化としては、破断直後からの原子炉冷却材再循環ポンプのコーストダウンによる流量の変化を詳細に計算することができる。

本コードの入力は、原子炉出力、炉心流量等の初期条件、原子炉の幾何学的形状及び水力学的諸量、燃料集合体及び炉心に関するデータ、プラント過渡特性パラメータ、再循環ポンプ特性、想定破断の位置及び破断面積等であり、出力として、ブローダウン中の燃料棒の限界出力過渡変化解析に使用する原子炉圧力、炉心流量及び炉心入口エンタルピの時間変化、破断口からの流出流量等が求められる。

4.1.10 短期間格納容器圧力応答解析コード

短期間格納容器圧力応答解析コードは，L O C A直後の冷却材ブローダウン期間中の格納容器内圧力及び温度の変化を解析するコードである。本コードは，原子炉格納容器をドライウエルとサブプレッション・チェンバの2ノードに分割し，各ノードについて質量保存則に基づく方程式，エネルギー保存則に基づく方程式，運動方程式及び状態方程式を解くことにより，格納容器内圧力及び温度を計算する。なお，格納容器内構造物との間の熱の授受は保守的に考慮していない。

本コードの入力は，格納容器内各部の圧力，温度，湿度等の初期条件，自由空間体積，流路面積及び流路抵抗並びに一次冷却系からの質量流量及びエネルギー放出量であり，出力として格納容器内圧力及び温度の時間変化が求められる。

4.1.11 長期間格納容器圧力応答解析コード

長期間格納容器圧力応答解析コードは，L O C A後の冷却材ブローダウン期間以降の原子炉格納容器スプレイ冷却系作動期間中における長期間格納容器内圧力及び温度の変化を解析するコードである。本コードは，原子炉格納容器をドライウェルとサブプレッション・チェンバの2ノードに分割し，各ノードについて質量保存則に基づく方程式，エネルギー保存則に基づく方程式，運動方程式及び状態方程式を解くことにより，格納容器内圧力及び温度を計算する。また，E C C Sモデル，格納容器スプレイモデル及び熱交換器モデルが組み込まれている。

本コードの入力は，格納容器内各部の圧力，温度，湿度等の初期条件，自由空間体積，流路面積及び流路抵抗の他，E C C S流量，格納容器スプレイ流量，熱交換器容量，海水温度等であり，出力として格納容器内圧力及び温度の時間変化が求められる。

4.1.12 可燃性ガス濃度解析コード

可燃性ガス濃度解析コードは，LOCA後の格納容器内の可燃性ガス濃度を解析するコードである。本コードは，原子炉格納容器をドライウェルとサプレッション・チェンバの2ノードに分割し，各ノードについて質量バランスの式によって水素ガス及び酸素ガスの濃度変化を計算する。各ノード間のガスの移動は，圧力バランスの式により求める。水素ガス及び酸素ガスの発生源としては，ジルコニウム－水反応（水素ガス）及び水の放射線分解（水素ガス及び酸素ガス）を考慮する。また，可燃性ガス濃度制御系のモデルが組み込まれている。

本コードの入力は，格納容器内各部の圧力，温度，湿度等の初期条件，自由空間体積，流路面積及び流路抵抗の他，ジルコニウム－水反応割合及び水の放射線分解率並びに可燃性ガス濃度制御系容量及び作動時間であり，出力として，格納容器内の水素及び酸素濃度の時間変化が求められる。

4.1.13 T R A C

T R A C は，三次元 2 流体モデル，炉心については三次元中性子動特性モデルを有するコードである。T R A C のモデル構成はモジュール手法に基づいており，熱水力モデルとして，配管，ポンプ，弁，分岐管，チャンネル，ジェットポンプ，ベッセルの基本コンポーネントがある。システム解析は，これらのコンポーネントをブロック構成して行う。使用するコンポーネントの数は任意で，その接続やコンポーネント内の詳細は入力データによって指定する。このため，単純な個別効果試験から B W R 実プラントまで，様々な規模の設備について解析することができるコードである。

T R A C の熱水力に用いる 2 流体モデルは，気液相についての質量，運動量，エネルギーの保存式を解く。質量，運動量，エネルギーの保存式は，気液相間及び壁面について摩擦や熱伝達を扱う構成相関式を用いた種々の基本モデルによって完結している。流動様式マップはコード全般にわたり同一のものが適用されており，構成相関式は流動様式にしたがって選択される。

第 4.1 表 各コードの使用実績

コード	適用実績
M A A P	<p>米国産業界が実施した IDCOR (Industry Degraded Core Rulemaking Program, 産業界における損傷炉心規制プログラム) 及び米国 EPRI を中心とした MUG (MAAP User' s Group) のもとで開発されてきたコードである。国内では、個別プラントの P R A やストレステスト等において、米国では、設計認証申請において使用される等、国内外において使用実績が豊富な代表的解析コードである。</p>
T R A C	<p>T R A C は、ロスアラモス国立研究所 (LANL) で PWR 用に開発された TRAC-P1A と称するバージョンが最初のものである。BWR 向けの T R A C の開発は GE 社とアイダホ国立研究所 (INEL) の協力によって 1979 年に始まり、1985 年以降、過渡・安定性・ATWS 解析用に T R A C を高度化することを目的に、開発が継続された。米国の設計認証申請においても、T R A C コードによる事故解析が実施されている等の適用例がある。</p>

※本表では、国内 BWR の原子炉設置変更許可申請書の添付書類十の安全評価において使用実績があるコードは除く。

5. 有効性評価に適用するコードの選定

有効性評価に適用するコードを選定するに当たって，コードが備えるべき物理現象モデルは2章で抽出されたとおりであり，4章で述べた候補コードの特徴を踏まえ，必要な物理モデルの有無，模擬性能の優劣及び利便性の観点から，適用するコードの選定を行った。以下に，コード選定における考え方を整理する。なお，最終的に選定された有効性評価に使用するコード一覧を第5.14表に示す。

5.1 炉心損傷防止

5.1.1 高圧・低圧注水機能喪失

2.1.1 項で抽出した本事故シーケンスグループの評価で考慮すべき現象に対する各コードのモデルの対応を第 5.1 表に示す。

評価指標である燃料被覆管温度及び原子炉圧力に対しては、原子炉圧力容器内で事故時に発生し得る気液対向流制限等の熱水力挙動や燃料棒ヒートアップ挙動を詳細に評価するための現象モデルを兼ね備えたコードとして S A F E R を用いることとした。また、S A F E R による炉心ヒートアップ解析結果において、燃料被覆管が高温となり、燃料棒やチャンネルボックスの幾何学的配置を考慮した詳細な輻射伝熱計算が必要となる場合には、併せて C H A S T E を用いることとした。

他に燃料被覆管温度上昇を伴う事故時の炉心部や圧力容器内の物理現象を評価対象としているものに M A A P が挙げられるが、M A A P は、過渡変化時のスクラムまでの出力変化を取り扱えないため、燃料被覆管温度の詳細な挙動や膨れ／破損評価には適していない。

評価指標である原子炉格納容器の圧力及び温度に対しては、S A F E R は格納容器内の熱水力現象を取り扱うモデルを有しておらず、格納容器内において考慮すべき現象に必要な現象モデルをすべて有している M A A P を用いることとした。

M A A P は、炉心動特性モデルを備えていないが、事象初期に原子炉はスクラムし、事故後短期間で炉心出力は崩壊熱レベルに低下するため、崩壊熱を考慮できれば、原子炉格納容器の長期的な評価に対しては適用性を有する。

5.1.2 高圧注水・減圧機能喪失

2.1.2 項で抽出した本事故シーケンスグループの評価で考慮すべき現象に対する各コードのモデルの対応を第 5.2 表に示す。

5.1.1 項での議論と同様に，評価指標である燃料被覆管温度及び原子炉圧力に対しては，S A F E R 及び必要に応じて C H A S T E を用いることとし，評価指標である原子炉格納容器の圧力及び温度に対しては，M A A P を用いることとした。

5.1.3 全交流動力電源喪失

2.1.3 項で抽出した本事故シーケンスグループの評価で考慮すべき現象に対する各コードのモデルの対応を第 5.3 表に示す。

5.1.1 項での議論と同様に，評価指標である燃料被覆管温度及び原子炉圧力に対しては，S A F E R 及び必要に応じて C H A S T E を用いることとし，評価指標である原子炉格納容器の圧力及び温度に対しては，M A A P を用いることとした。

5.1.4 崩壊熱除去機能喪失

5.1.4.1 取水機能が喪失した場合

2.1.4.1 項で抽出した本事故シーケンスグループの評価で考慮すべき現象に対する各コードのモデルの対応を第 5.4 表に示す。

5.1.1 項での議論と同様に，評価指標である燃料被覆管温度及び原子炉圧力に対しては，S A F E R 及び必要に応じて C H A S T E を用いることとし，評価指標である原子炉格納容器の圧力及び温度に対しては，M A A P を用いることとした。

5.1.4.2 残留熱除去系が故障した場合

2.1.4.2 項で抽出した本事故シーケンスグループの評価で考慮すべき現象に対する各コードのモデルの対応を第 5.4 表に示す。

5.1.1 項での議論と同様に，評価指標である燃料被覆管温度及び原子炉圧力に対しては，S A F E R 及び必要に応じて C H A S T E を用いることとし，評価指標である原子炉格納容器の圧力及び温度に対しては，M A A P を用いることとした。

5.1.5 原子炉停止機能喪失

2.1.5 項で抽出した本事故シーケンスグループの評価で考慮すべき現象に対する各コードのモデルの対応を第 5.5 表に示す。

本事故シーケンスグループでは、原子炉停止機能が喪失するため、炉心部の解析モデルについては、原子炉停止機能が喪失した状態での、炉心内ボイド率変化、燃料温度変化及びボロン濃度の変化に伴う原子炉出力応答が適切に評価できること及び炉心損傷に繋がる燃料被覆管温度上昇や燃料被覆管の酸化量増加を適切に把握できることがコード選定の要件として挙げられる。

また、炉心部以外の解析モデルについては、評価指標である原子炉圧力、SRVの作動によるサブプレッション・チェンバのプール水温の上昇、RHRによるサブプレッション・チェンバのプール水の冷却や格納容器圧力を評価できることが要件として挙げられる。

以上のうち、炉心部の解析モデルに関する要求に対しては、出力応答の評価において、ボイド率変化、出力変化といった事象推移を考慮するために、これらの過渡変化に伴う核的挙動を考慮した炉心動特性モデルが必要となる。また、燃料被覆管温度上昇を適切に把握するためには、特に出力上昇やチャンネル内の冷却材条件の変化を伴う本事象に対して、事象進展中の燃料棒表面熱伝達係数の変化を取り込んだ評価が行える必要がある。

したがって、これら原子炉出力、原子炉圧力、サブプレッション・チェンバのプール水温及び格納容器圧力変化を事象進展に見合った評価とするため、すべてを同時に評価することが可能なREDYを用いることとした。また、評価指標である燃料被覆管温度については、出力上昇に伴う沸騰遷移時の燃料被覆管温度の評価モデルを有

するSCATを用いることとした。

なお，MAAPは，炉心動特性モデルを備えていないことから適さない。

5.1.6 L O C A時注水機能喪失

2.1.6 項で抽出した本事故シーケンスグループの評価で考慮すべき現象に対する各コードのモデルの対応を第 5.6 表に示す。

5.1.1 項での議論と同様に，評価指標である燃料被覆管温度及び原子炉圧力に対しては，S A F E R 及び必要に応じて C H A S T E を用いることとし，評価指標である原子炉格納容器の圧力及び温度に対しては，M A A P を用いることとした。

5.1.7 格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）

2.1.7 項で抽出した本事故シーケンスグループの評価で考慮すべき現象に対する各コードのモデルの対応を第 5.7 表に示す。

5.1.1 項での議論と同様に，評価指標である燃料被覆管温度及び原子炉圧力に対しては，S A F E R 及び必要に応じて C H A S T E を用いることとした。

なお，本事故シーケンスグループは，格納容器バイパス事象であり，原子炉格納容器の圧力及び温度を評価指標としていないため，これらの評価指標に対するコードの選定は不要である。

5.2 格納容器破損防止

5.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

2.2.2 項で抽出した本格納容器破損モードの評価で考慮すべき現象に対する各コードのモデルの対応を第 5.8 表に示す。

評価指標に対して、考慮すべき現象に対する現象モデルを兼ね備えたコードは M A A P のみであることから、M A A P を用いることとした。

なお、M A A P は、炉心動特性モデルを備えていないが、事象初期に原子炉はスクラムし、事故後短時間で炉心出力は崩壊熱レベルに低下するため、崩壊熱を考慮できれば、原子炉格納容器の長期的な評価に対しては適用性を有する。

5.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

2.2.3 項で抽出した本格納容器破損モードの評価で考慮すべき現象に対する各コードのモデルの対応を第 5.9 表に示す。

評価指標に対して、考慮すべき現象に対する現象モデルを兼ね備えたコードは M A A P のみであることから、M A A P を用いることとした。

なお、M A A P は、炉心動特性モデルを備えていないが、事象初期に原子炉はスクラムし、事故後短期間で炉心出力は崩壊熱レベルに低下するため、崩壊熱を考慮できれば、原子炉格納容器の長期的な評価に対しては適用性を有する。

5.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用

2.2.4 項で抽出した本格納容器破損モードの評価で考慮すべき現象に対する各コードのモデルの対応を第 5.10 表に示す。

評価指標に対して、考慮すべき現象に対する現象モデルを兼ね備えたコードは M A A P のみであることから、M A A P を用いることとした。

なお、M A A P は、炉心動特性モデルを備えていないが、事象初期に原子炉はスクラムし、事故後短期間で炉心出力は崩壊熱レベルに低下するため、崩壊熱を考慮できれば、原子炉格納容器の長期的な評価に対しては適用性を有する。

5.2.4 水素燃焼

2.2.5 項で抽出した本格納容器破損モードの評価で考慮すべき現象に対する各コードのモデルの対応を第 5.11 表に示す。

評価指標に対して、考慮すべき現象に対する現象モデルを兼ね備えたコードは M A A P のみであることから、M A A P を用いることとした。

なお、M A A P は水の放射線分解による水素ガス及び酸素ガスの発生モデルを備えていないが、別途評価した崩壊熱から発生量进行评估し、それらの発生量を初期条件として与えることで考慮することが可能である。また、M A A P は、炉心動特性モデルを備えていないが、事象初期に原子炉はスクラムし、事故後短期間で炉心出力は崩壊熱レベルに低下するため、崩壊熱を考慮できれば、原子炉格納容器の長期的な評価に対しては適用性を有する。

5.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

2.2.6 項で抽出した本格納容器破損モードの評価で考慮すべき現象に対する各コードのモデルの対応を第 5.12 表に示す。

評価指標に対して、考慮すべき現象に対する現象モデルを兼ね備えたコードは M A A P のみであることから、M A A P を用いることとした。

なお、M A A P は、炉心動特性モデルを備えていないが、事象初期に原子炉はスクラムし、事故後短時間で炉心出力は崩壊熱レベルに低下するため、崩壊熱を考慮できれば、原子炉格納容器の長期的な評価に対しては適用性を有する。

5.3 運転停止中原子炉における燃料損傷防止

5.3.1 反応度の誤投入

2.3.1 項で抽出した本事故シーケンスグループの評価で考慮すべき現象に対する各コードのモデルの対応を第 5.13 表に示す。

評価指標に対して、考慮すべき現象に対する現象モデルを兼ね備えたコードとして A P E X 及び S C A T (R I A 用) を用いることとした。

ここで、2.3.1 項で述べたとおり、A B W R では、投入反応度が即発臨界に至ることがないことをもって、燃料健全性に影響がないことを確認することができるため、S C A T (R I A 用) は必要に応じて用いることとする。

第 5.1 表 抽出された物理現象とコードの解析モデルの対応

(炉心損傷防止：高圧・低圧注水機能喪失)

分類	解析で考慮すべき物理現象	適用候補コード												
		SAFER	CHASTE	REDY	SCAT	MAAP	APEX	SCAT (RIA用)	三次元*	ISCOR	LAMB	短期 PCV**	長期 PCV**	可燃性ガス*
炉心(核)	核分裂出力	○*	○*	○	○*	○*	○	○*	○	-	-	-	-	-
	出力分布変化	○*	-	○*	○*	-	○	○*	-	-	-	-	-	-
	反応度フィードバック効果	○*	-	○	-	○*	○	-	○	-	-	-	-	-
	制御棒反応度効果	○*	-	○	-	○*	○	-	○	-	-	-	-	-
	崩壊熱	○*	○*	○	○*	○	-	○*	-	-	○*	○*	○*	○*
炉心(燃料)	燃料棒内温度変化	○	○	○	○	○	-	○	○	-	-	-	-	-
	燃料棒表面熱伝達	○	○	○	○	○	-	○	-	-	-	-	-	-
	沸騰遷移	○*	-	-	○	-	-	○	-	-	-	-	-	-
	燃料被覆管酸化	○	○	-	○	○	-	○	-	-	-	-	-	-
	燃料被覆管変形	○	○	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	三次元効果	○*	○*	-	-	○*	-	-	-	-	-	-	-	-
炉心(熱流動)	沸騰・ボイド率変化	○	-	○	○	○	-	○	○	○	○	-	-	-
	気液分離(水位変化)・対向流	○	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	気液熱非平衡	○*	-	-	○*	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	圧力損失	○	-	○	○	○	-	○	-	○	○	-	-	-
	三次元効果	○*	-	○*	○*	-	-	○*	-	-	-	-	-	-
原子炉圧力容器(逃がし安全弁含む)	冷却材流量変化	○	-	○	-	○	-	-	-	-	○	-	-	-
	冷却材放出(臨界流・差圧流)	○	-	○	-	○	-	-	-	-	○	-	-	-
	沸騰・凝縮・ボイド率変化	○	-	○	-	○	-	-	-	-	○	-	-	-
	気液分離(水位変化)・対向流	○	-	-	-	○	-	-	-	-	○	-	-	-
	圧力損失	○	-	○	-	○	-	-	-	-	○	-	-	-
	構造材との熱伝達	○	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	ECCS 注水(給水系・代替注水設備含む)	○	-	○	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	三次元効果	○*	-	○*	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
原子炉格納容器	冷却材放出	-	-	○	-	○	-	-	-	-	-	○	○	-
	格納容器各領域間の流動	-	-	○*	-	○	-	-	-	-	-	○	○	○
	気液界面の熱伝達	-	-	○*	-	○	-	-	-	-	-	○	○	-
	構造材との熱伝達及び内部熱伝導	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	スプレイ冷却	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	○	-
	格納容器ベント	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-

【記号の説明】

- ：必要なモデルを備えている
- *：必要なモデルを備えていないが解析条件等で考慮可能
- ：必要なモデルを備えていない

※三次元：三次元沸騰水型原子炉模擬計算コード
 短期 PCV：短期間格納容器圧力応答解析コード
 長期 PCV：長期間格納容器圧力応答解析コード
 可燃性ガス：可燃性ガス濃度解析コード

第 5.2 表 抽出された物理現象とコードの解析モデルの対応

(炉心損傷防止：高圧注水・減圧機能喪失)

分類	解析で考慮すべき物理現象	適用候補コード												
		SAFER	CHASTE	REDY	SCAT	MAAP	APEX	SCAT (RIA 用)	三次元*	ISCOR	LAMB	短期 PCV*	長期 PCV*	可燃性ガス*
炉心 (核)	核分裂出力	○*	○*	○	○*	○*	○	○*	○	—	—	—	—	—
	出力分布変化	○*	—	○*	○*	—	○	○*	—	—	—	—	—	—
	反応度フィードバック効果	○*	—	○	—	○*	○	—	○	—	—	—	—	—
	制御棒反応度効果	○*	—	○	—	○*	○	—	○	—	—	—	—	—
	崩壊熱	○*	○*	○	○*	○	—	○*	—	—	○*	○*	○*	○*
炉心 (燃料)	燃料棒内温度変化	○	○	○	○	○	—	○	○	—	—	—	—	—
	燃料棒表面熱伝達	○	○	○	○	○	—	○	—	—	—	—	—	—
	沸騰遷移	○*	—	—	○	—	—	○	—	—	—	—	—	—
	燃料被覆管酸化	○	○	—	○	○	—	○	—	—	—	—	—	—
	燃料被覆管変形	○	○	—	—	○	—	—	—	—	—	—	—	—
	三次元効果	○*	○*	—	—	○*	—	—	—	—	—	—	—	—
炉心 (熱流動)	沸騰・ボイド率変化	○	—	○	○	○	—	○	○	○	○	—	—	—
	気液分離 (水位変化)・対向流	○	—	—	—	○	—	—	—	—	—	—	—	—
	気液熱非平衡	○*	—	—	○*	○	—	—	—	—	—	—	—	—
	圧力損失	○	—	○	○	○	—	○	—	○	○	—	—	—
	三次元効果	○*	—	○*	○*	—	—	○*	—	—	—	—	—	—
原子炉压力容器 (逃がし安全弁含む)	冷却材流量変化	○	—	○	—	○	—	—	—	—	○	—	—	—
	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	○	—	○	—	○	—	—	—	—	○	—	—	—
	沸騰・凝縮・ボイド率変化	○	—	○	—	○	—	—	—	—	○	—	—	—
	気液分離 (水位変化)・対向流	○	—	—	—	○	—	—	—	—	○	—	—	—
	圧力損失	○	—	○	—	○	—	—	—	—	○	—	—	—
	構造材との熱伝達	○	—	—	—	○	—	—	—	—	—	—	—	—
	ECCS 注水 (給水系・代替注水設備含む)	○	—	○	—	○	—	—	—	—	—	—	—	—
	三次元効果	○*	—	○*	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
原子炉格納容器	冷却材放出	—	—	○	—	○	—	—	—	—	—	○	○	—
	格納容器各領域間の流動	—	—	○*	—	○	—	—	—	—	—	○	○	○
	サブプレッション・プール冷却	—	—	○	—	○	—	—	—	—	—	—	○	—
	気液界面の熱伝達	—	—	○*	—	○	—	—	—	—	—	○	○	—
	構造材との熱伝達及び内部熱伝導	—	—	—	—	○	—	—	—	—	—	—	—	—

【記号の説明】

- ：必要なモデルを備えている
- *：必要なモデルを備えていないが解析条件等で考慮可能
- ：必要なモデルを備えていない

※三次元：三次元沸騰水型原子炉模擬計算コード
 短期 PCV：短期間格納容器圧力応答解析コード
 長期 PCV：長期間格納容器圧力応答解析コード
 可燃性ガス：可燃性ガス濃度解析コード

第 5.3 表 抽出された物理現象とコードの解析モデルの対応

(炉心損傷防止：全交流動力電源喪失)

分類	解析で考慮すべき物理現象	適用候補コード												
		SAFER	CHASTE	REDY	SCAT	MAAP	APEX	SCAT (RIA 用)	三次元*	ISCOR	LAMB	短期 PCV**	長期 PCV**	可燃性ガス**
炉心 (核)	核分裂出力	○*	○*	○	○*	○*	○	○*	○	-	-	-	-	-
	出力分布変化	○*	-	○*	○*	-	○	○*	-	-	-	-	-	-
	反応度フィードバック効果	○*	-	○	-	○*	○	-	○	-	-	-	-	-
	制御棒反応度効果	○*	-	○	-	○*	○	-	○	-	-	-	-	-
	崩壊熱	○*	○*	○	○*	○	-	○*	-	-	○*	○*	○*	○*
炉心 (燃料)	燃料棒内温度変化	○	○	○	○	○	-	○	○	-	-	-	-	-
	燃料棒表面熱伝達	○	○	○	○	○	-	○	-	-	-	-	-	-
	沸騰遷移	○*	-	-	○	-	-	○	-	-	-	-	-	-
	燃料被覆管酸化	○	○	-	○	○	-	○	-	-	-	-	-	-
	燃料被覆管変形	○	○	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	三次元効果	○*	○*	-	-	○*	-	-	-	-	-	-	-	-
炉心 (熱流動)	沸騰・ボイド率変化	○	-	○	○	○	-	○	○	○	○	-	-	-
	気液分離 (水位変化)・対向流	○	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	気液熱非平衡	○*	-	-	○*	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	圧力損失	○	-	○	○	○	-	○	-	○	○	-	-	-
	三次元効果	○*	-	○*	○*	-	-	○*	-	-	-	-	-	-
原子炉压力容器 (逃がし安全弁含む)	冷却材流量変化	○	-	○	-	○	-	-	-	-	○	-	-	-
	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	○	-	○	-	○	-	-	-	-	○	-	-	-
	沸騰・凝縮・ボイド率変化	○	-	○	-	○	-	-	-	-	○	-	-	-
	気液分離 (水位変化)・対向流	○	-	-	-	○	-	-	-	-	○	-	-	-
	圧力損失	○	-	○	-	○	-	-	-	-	○	-	-	-
	構造材との熱伝達	○	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	ECCS 注水 (給水系・代替注水設備含む)	○	-	○	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	三次元効果	○*	-	○*	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
原子炉格納容器	冷却材放出	-	-	○	-	○	-	-	-	-	-	○	○	-
	格納容器各領域間の流動	-	-	○*	-	○	-	-	-	-	-	○	○	○
	サプレッション・プール冷却	-	-	○	-	○	-	-	-	-	-	-	○	-
	気液界面の熱伝達	-	-	○*	-	○	-	-	-	-	-	○	○	-
	構造材との熱伝達及び内部熱伝導	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	スプレイ冷却	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	○	-
	格納容器ベント	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-

【記号の説明】

- ：必要なモデルを備えている
- *：必要なモデルを備えていないが解析条件等で考慮可能
- ：必要なモデルを備えていない

- ※三次元：三次元沸騰水型原子炉模擬計算コード
- 短期 PCV：短期間格納容器圧力応答解析コード
- 長期 PCV：長期間格納容器圧力応答解析コード
- 可燃性ガス：可燃性ガス濃度解析コード

第 5.4 表 抽出された物理現象とコードの解析モデルの対応

(炉心損傷防止：崩壊熱除去機能喪失)

分類	解析で考慮すべき物理現象	適用候補コード												
		SAFER	CHASTE	REDY	SCAT	MAAP	APEX	SCAT (RIA 用)	三次元*	ISCOR	LAMB	短期 PCV**	長期 PCV**	可燃性ガス**
炉心 (核)	核分裂出力	○*	○*	○	○*	○*	○	○*	○	-	-	-	-	-
	出力分布変化	○*	-	○*	○*	-	○	○*	-	-	-	-	-	-
	反応度フィードバック効果	○*	-	○	-	○*	○	-	○	-	-	-	-	-
	制御棒反応度効果	○*	-	○	-	○*	○	-	○	-	-	-	-	-
	崩壊熱	○*	○*	○	○*	○	-	○*	-	-	○*	○*	○*	○*
炉心 (燃料)	燃料棒内温度変化	○	○	○	○	○	-	○	○	-	-	-	-	-
	燃料棒表面熱伝達	○	○	○	○	○	-	○	-	-	-	-	-	-
	沸騰遷移	○*	-	-	○	-	-	○	-	-	-	-	-	-
	燃料被覆管酸化	○	○	-	○	○	-	○	-	-	-	-	-	-
	燃料被覆管変形	○	○	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	三次元効果	○*	○*	-	-	○*	-	-	-	-	-	-	-	-
炉心 (熱流動)	沸騰・ボイド率変化	○	-	○	○	○	-	○	○	○	○	-	-	-
	気液分離 (水位変化)・対向流	○	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	気液熱非平衡	○*	-	-	○*	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	圧力損失	○	-	○	○	○	-	○	-	○	○	-	-	-
	三次元効果	○*	-	○*	○*	-	-	○*	-	-	-	-	-	-
原子炉圧力容器 (逃がし安全弁含む)	冷却材流量変化	○	-	○	-	○	-	-	-	-	○	-	-	-
	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	○	-	○	-	○	-	-	-	-	○	-	-	-
	沸騰・凝縮・ボイド率変化	○	-	○	-	○	-	-	-	-	○	-	-	-
	気液分離 (水位変化)・対向流	○	-	-	-	○	-	-	-	-	○	-	-	-
	圧力損失	○	-	○	-	○	-	-	-	-	○	-	-	-
	構造材との熱伝達	○	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	ECCS 注水 (給水系・代替注水設備含む)	○	-	○	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	三次元効果	○*	-	○*	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
原子炉格納容器	冷却材放出	-	-	○	-	○	-	-	-	-	-	○	○	-
	格納容器各領域間の流動	-	-	○*	-	○	-	-	-	-	-	○	○	○
	サプレッション・プール冷却	-	-	○	-	○	-	-	-	-	-	-	○	-
	気液界面の熱伝達	-	-	○*	-	○	-	-	-	-	-	○	○	-
	構造材との熱伝達及び内部熱伝導	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	スプレイ冷却	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	○	-
	格納容器ベント	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-

【記号の説明】

- ：必要なモデルを備えている
- *：必要なモデルを備えていないが解析条件等で考慮可能
- ：必要なモデルを備えていない

- ※三次元：三次元沸騰水型原子炉模擬計算コード
- 短期 PCV：短期間格納容器圧力応答解析コード
- 長期 PCV：長期間格納容器圧力応答解析コード
- 可燃性ガス：可燃性ガス濃度解析コード

第 5.5 表 抽出された物理現象とコードの解析モデルの対応

(炉心損傷防止：原子炉停止機能喪失)

分類	解析で考慮すべき物理現象	適用候補コード												
		SAFER	CHASTE	REDY	SCAT	MAAP	APEX	SCAT (RIA 用)	三次元*	ISCOR	LAMB	短期 PCV**	長期 PCV**	可燃性ガス**
炉心(核)	核分裂出力	○*	○*	○	○*	○*	○	○*	○	-	-	-	-	-
	出力分布変化	○*	-	○*	○*	-	○	○*	-	-	-	-	-	-
	反応度フィードバック効果	○*	-	○	-	○*	○	-	○	-	-	-	-	-
	崩壊熱	○*	○*	○	○*	○	-	○*	-	-	○*	○*	○*	○*
	三次元効果	-	-	○*	-	-	○*	-	-	-	-	-	-	-
炉心(燃料)	燃料棒内温度変化	○	○	○	○	○	-	○	○	-	-	-	-	-
	燃料棒表面熱伝達	○	○	○	○	○	-	○	-	-	-	-	-	-
	沸騰遷移	○*	-	-	○	-	-	○	-	-	-	-	-	-
	燃料被覆管酸化	○	○	-	○	○	-	○	-	-	-	-	-	-
	燃料被覆管変形	○	○	- ¹⁾	- ¹⁾	○	-	-	-	-	-	-	-	-
炉心(熱流動)	沸騰・ボイド率変化	○	-	○	○	○	-	○	○	○	○	-	-	-
	気液分離(水位変化)・対向流	○	-	- ²⁾	- ²⁾	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	気液熱非平衡	○*	-	-	○*	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	圧力損失	○	-	○	○	○	-	○	-	○	○	-	-	-
	三次元効果	○*	-	○*	○*	-	-	○*	-	-	-	-	-	-
原子炉圧力容器(逃がし安全弁含む)	冷却材流量変化	○	-	○	-	○	-	-	-	-	○	-	-	-
	冷却材放出(臨界流・差圧流)	○	-	○	-	○	-	-	-	-	○	-	-	-
	沸騰・凝縮・ボイド率変化	○	-	○	-	○	-	-	-	-	○	-	-	-
	圧力損失	○	-	○	-	○	-	-	-	-	○	-	-	-
	ECCS 注水(給水系・代替注水設備含む)	○	-	○	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	ほう酸水の拡散	-	-	○	-	○*	-	-	-	-	-	-	-	-
	三次元効果	○*	-	○*	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
原子炉格納容器	冷却材放出	-	-	○	-	○	-	-	-	-	-	○	○	-
	格納容器各領域間の流動	-	-	○*	-	○	-	-	-	-	-	○	○	○
	サプレッション・プール冷却	-	-	○	-	○	-	-	-	-	-	-	○	-
	気液界面の熱伝達	-	-	○*	-	○	-	-	-	-	-	○	○	-

【記号の説明】

- ：必要なモデルを備えている
- *：必要なモデルを備えていないが解析条件等で考慮可能
- ：必要なモデルを備えていない

- ※三次元：三次元沸騰水型原子炉模擬計算コード
- 短期 PCV：短期間格納容器圧力応答解析コード
- 長期 PCV：長期間格納容器圧力応答解析コード
- 可燃性ガス：可燃性ガス濃度解析コード

- 1) 炉心は冠水状態で、原子炉圧力が維持されるため燃料被覆管変形は生じない
- 2) 膜沸騰状態の燃料棒表面熱伝達を保守的な取扱いとしている

第 5.6 表 抽出された物理現象とコードの解析モデルの対応

(炉心損傷防止：L O C A時注水機能喪失)

分類	解析で考慮すべき物理現象	適用候補コード												
		SAFER	CHASTE	REDY	SCAT	MAAP	APEX	SCAT (RIA 用)	三次元**	ISCOR	LAMB	短期 PCV**	長期 PCV**	可燃性ガス**
炉心 (核)	核分裂出力	○*	○*	○	○*	○*	○	○*	○	-	-	-	-	-
	出力分布変化	○*	-	○*	○*	-	○	○*	-	-	-	-	-	-
	反応度フィードバック効果	○*	-	○	-	○*	○	-	○	-	-	-	-	-
	制御棒反応度効果	○*	-	○	-	○*	○	-	○	-	-	-	-	-
	崩壊熱	○*	○*	○	○*	○	-	○*	-	-	○*	○*	○*	○*
炉心 (燃料)	燃料棒内温度変化	○	○	○	○	○	-	○	○	-	-	-	-	-
	燃料棒表面熱伝達	○	○	○	○	○	-	○	-	-	-	-	-	-
	沸騰遷移	○*	-	-	○	-	-	○	-	-	-	-	-	-
	燃料被覆管酸化	○	○	-	○	○	-	○	-	-	-	-	-	-
	燃料被覆管変形	○	○	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	三次元効果	○*	○*	-	-	○*	-	-	-	-	-	-	-	-
炉心 (熱流動)	沸騰・ボイド率変化	○	-	○	○	○	-	○	○	○	○	-	-	-
	気液分離 (水位変化)・対向流	○	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	気液熱非平衡	○*	-	-	○*	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	圧力損失	○	-	○	○	○	-	○	-	○	○	-	-	-
	三次元効果	○*	-	○*	○*	-	-	○*	-	-	-	-	-	-
原子炉圧力容器 (逃がし安全弁含む)	冷却材流量変化	○	-	○	-	○	-	-	-	-	○	-	-	-
	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	○	-	○	-	○	-	-	-	-	○	-	-	-
	沸騰・凝縮・ボイド率変化	○	-	○	-	○	-	-	-	-	○	-	-	-
	気液分離 (水位変化)・対向流	○	-	-	-	○	-	-	-	-	○	-	-	-
	圧力損失	○	-	○	-	○	-	-	-	-	○	-	-	-
	構造材との熱伝達	○	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	ECCS 注水 (給水系・代替注水設備含む)	○	-	○	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	三次元効果	○*	-	○*	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
原子炉格納容器	冷却材放出	-	-	○	-	○	-	-	-	-	-	○	○	-
	格納容器各領域間の流動	-	-	○*	-	○	-	-	-	-	-	○	○	○
	気液界面の熱伝達	-	-	○*	-	○	-	-	-	-	-	○	○	-
	構造材との熱伝達及び内部熱伝導	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	スプレイ冷却	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	○	-
	格納容器ベント	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-

【記号の説明】

- ：必要なモデルを備えている
- *：必要なモデルを備えていないが解析条件等で考慮可能
- ：必要なモデルを備えていない

- ※三次元：三次元沸騰水型原子炉模擬計算コード
- 短期 PCV：短期間格納容器圧力応答解析コード
- 長期 PCV：長期間格納容器圧力応答解析コード
- 可燃性ガス：可燃性ガス濃度解析コード

第 5.7 表 抽出された物理現象とコードの解析モデルの対応

(炉心損傷防止：格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA))

分類	解析で考慮すべき物理現象	適用候補コード												
		SAFER	CHASTE	REDY	SCAT	MAAP	APEX	SCAT (RIA 用)	三次元*	ISCOR	LAMB	短期 PCV**	長期 PCV**	可燃性ガス*
炉心 (核)	核分裂出力	○*	○*	○	○*	○*	○	○*	○	-	-	-	-	-
	出力分布変化	○*	-	○*	○*	-	○	○*	-	-	-	-	-	-
	反応度フィードバック効果	○*	-	○	-	○*	○	-	○	-	-	-	-	-
	制御棒反応度効果	○*	-	○	-	○*	○	-	○	-	-	-	-	-
	崩壊熱	○*	○*	○	○*	○	-	○*	-	-	○*	○*	○*	○*
炉心 (燃料)	燃料棒内温度変化	○	○	○	○	○	-	○	○	-	-	-	-	-
	燃料棒表面熱伝達	○	○	○	○	○	-	○	-	-	-	-	-	-
	沸騰遷移	○*	-	-	○	-	-	○	-	-	-	-	-	-
	燃料被覆管酸化	○	○	-	○	○	-	○	-	-	-	-	-	-
	燃料被覆管変形	○	○	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	三次元効果	○*	○*	-	-	○*	-	-	-	-	-	-	-	-
炉心 (熱流動)	沸騰・ボイド率変化	○	-	○	○	○	-	○	○	○	○	-	-	-
	気液分離 (水位変化)・対向流	○	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	気液熱非平衡	○*	-	-	○*	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	圧力損失	○	-	○	○	○	-	○	-	○	○	-	-	-
	三次元効果	○*	-	○*	○*	-	-	○*	-	-	-	-	-	-
原子炉压力容器 (逃がし安全弁含む)	冷却材流量変化	○	-	○	-	○	-	-	-	-	○	-	-	-
	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	○	-	○	-	○	-	-	-	-	○	-	-	-
	沸騰・凝縮・ボイド率変化	○	-	○	-	○	-	-	-	-	○	-	-	-
	気液分離 (水位変化)・対向流	○	-	-	-	○	-	-	-	-	○	-	-	-
	圧力損失	○	-	○	-	○	-	-	-	-	○	-	-	-
	構造材との熱伝達	○	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	ECCS 注水 (給水系・代替注水設備含む)	○	-	○	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
三次元効果	○*	-	○*	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	

【記号の説明】

- ：必要なモデルを備えている
- *：必要なモデルを備えていないが解析条件等で考慮可能
- ：必要なモデルを備えていない

- ※三次元：三次元沸騰水型原子炉模擬計算コード
- 短期 PCV：短期間格納容器圧力応答解析コード
- 長期 PCV：長期間格納容器圧力応答解析コード
- 可燃性ガス：可燃性ガス濃度解析コード

第 5.8 表 抽出された物理現象とコードの解析モデルの対応

(格納容器破損防止：雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）)

分類	解析で考慮すべき物理現象	適用候補コード												
		SAFER	CHASTE	REDY	SCAT	MAAP	APEX	SCAT (RIA 用)	三次元*	ISCOR	LAMB	短期 PCV**	長期 PCV**	可燃性ガス**
炉心 (核)	核分裂出力	○*	○*	○	○*	○*	○	○*	○	-	-	-	-	-
	反応度フィードバック効果	○*	-	○	-	○*	○	-	○	-	-	-	-	-
	制御棒反応度効果	○*	-	○	-	○*	○	-	○	-	-	-	-	-
	崩壊熱	○*	○*	○	○*	○	-	○*	-	-	○*	○*	○*	○*
炉心 (燃料)	燃料棒内温度変化	○	○	○	○	○	-	○	○	-	-	-	-	-
	燃料棒表面熱伝達	○	○	○	○	○	-	○	-	-	-	-	-	-
	燃料被覆管酸化	○	○	-	○	○	-	○	-	-	-	-	-	-
	燃料被覆管変形	○	○	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
炉心 (熱流動)	沸騰・ボイド率変化	○	-	○	○	○	-	○	○	○	○	-	-	-
	気液分離 (水位変化)・対向流	○	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	気液熱非平衡	○*	-	-	○*	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	圧力損失	○	-	○	○	○	-	○	-	○	○	-	-	-
原子炉圧力容器 (逃がし安全弁含む)	冷却材流量変化	○	-	○	-	○	-	-	-	-	○	-	-	-
	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	○	-	○	-	○	-	-	-	-	○	-	-	-
	沸騰・凝縮・ボイド率変化	○	-	○	-	○	-	-	-	-	○	-	-	-
	気液分離 (水位変化)・対向流	○	-	-	-	○	-	-	-	-	○	-	-	-
	気液熱非平衡	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	圧力損失	○	-	○	-	○	-	-	-	-	○	-	-	-
	構造材との熱伝達	○	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	ECCS 注水 (給水系・代替注水設備含む)	○	-	○	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
原子炉格納容器	冷却材放出	-	-	○	-	○	-	-	-	-	-	○	○	-
	格納容器各領域間の流動	-	-	○*	-	○	-	-	-	-	-	○	○	○
	サプレッション・プール冷却	-	-	○	-	○	-	-	-	-	-	-	○	-
	気液界面の熱伝達	-	-	○*	-	○	-	-	-	-	-	○	○	-
	構造材との熱伝達及び内部熱伝導	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	スプレイ冷却	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	○	-
	放射線水分解等による水素ガス・酸素ガス発生	-	-	-	-	○*	-	-	-	-	-	-	-	○
	格納容器ベント	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
原子炉圧力容器 (逃がし安全弁含む) (炉心損傷後)	リロケーション	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	原子炉圧力容器内 FCI (溶融炉心細粒化)	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	原子炉圧力容器内 FCI (デブリ粒子熱伝達)	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	構造材との熱伝達	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	原子炉圧力容器破損	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	放射線水分解等による水素ガス・酸素ガス発生	-	-	-	-	○*	-	-	-	-	-	-	-	○
	原子炉圧力容器内 FP 挙動	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
原子炉格納容器 (炉心損傷後)	格納容器下部床面での溶融炉心の拡がり	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	内部構造物の溶融、破損	-	-	-	-	○*	-	-	-	-	-	-	-	-
	原子炉圧力容器外 FCI (溶融炉心細粒化)	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	原子炉圧力容器外 FCI (デブリ粒子熱伝達)	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	溶融炉心と格納容器下部プール水との伝熱	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	溶融炉心とコンクリートの伝熱	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	原子炉格納容器内 FP 挙動	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-

【記号の説明】

- ：必要なモデルを備えている
- *：必要なモデルを備えていないが解析条件等で考慮可能
- ：必要なモデルを備えていない

※三次元：三次元沸騰水型原子炉模擬計算コード
 短期 PCV：短期間格納容器圧力応答解析コード
 長期 PCV：長期間格納容器圧力応答解析コード
 可燃性ガス：可燃性ガス濃度解析コード

第 5.9 表 抽出された物理現象とコードの解析モデルの対応

(格納容器破損防止：高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱)

分類	解析で考慮すべき物理現象	適用候補コード												
		SAFER	CHASTE	REDY	SCAT	MAAP	APEX	SCAT (RIA 用)	三次元※	ISCOR	LAMB	短期 PCV※	長期 PCV※	可燃性ガス※
炉心 (核)	核分裂出力	○*	○*	○	○*	○*	○	○*	○	-	-	-	-	-
	反応度フィードバック効果	○*	-	○	-	○*	○	-	○	-	-	-	-	-
	制御棒反応度効果	○*	-	○	-	○*	○	-	○	-	-	-	-	-
	崩壊熱	○*	○*	○	○*	○	-	○*	-	-	○*	○*	○*	○*
炉心 (燃料)	燃料棒内温度変化	○	○	○	○	○	-	○	○	-	-	-	-	-
	燃料棒表面熱伝達	○	○	○	○	○	-	○	-	-	-	-	-	-
	燃料被覆管酸化	○	○	-	○	○	-	○	-	-	-	-	-	-
	燃料被覆管変形	○	○	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
炉心 (熱流動)	沸騰・ボイド率変化	○	-	○	○	○	-	○	○	○	○	-	-	-
	気液分離 (水位変化)・対向流	○	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	気液熱非平衡	○*	-	-	○*	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	圧力損失	○	-	○	○	○	-	○	-	○	○	-	-	-
原子炉圧力容器 (逃がし安全弁含む)	冷却材流量変化	○	-	○	-	○	-	-	-	-	○	-	-	-
	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	○	-	○	-	○	-	-	-	-	○	-	-	-
	沸騰・凝縮・ボイド率変化	○	-	○	-	○	-	-	-	-	○	-	-	-
	気液分離 (水位変化)・対向流	○	-	-	-	○	-	-	-	-	○	-	-	-
	気液熱非平衡	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	圧力損失	○	-	○	-	○	-	-	-	-	○	-	-	-
	構造材との熱伝達	○	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
原子炉格納容器	冷却材放出	-	-	○	-	○	-	-	-	-	-	○	○	-
	格納容器各領域間の流動	-	-	○*	-	○	-	-	-	-	-	○	○	○
	気液界面の熱伝達	-	-	○*	-	○	-	-	-	-	-	○	○	-
	構造材との熱伝達及び内部熱伝導	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	放射線水分解等による水素ガス・酸素ガス発生	-	-	-	-	○*	-	-	-	-	-	-	-	○
原子炉圧力容器 (逃がし安全弁含む) (炉心損傷後)	リロケーション	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	原子炉圧力容器内 FCI (溶融炉心細粒化)	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	原子炉圧力容器内 FCI (デブリ粒子熱伝達)	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	構造材との熱伝達	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	原子炉圧力容器破損	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	放射線水分解等による水素ガス・酸素ガス発生	-	-	-	-	○*	-	-	-	-	-	-	-	○
原子炉格納容器 (炉心損傷後)	原子炉圧力容器内 FP 挙動	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	格納容器下部床面での溶融炉心の拡がり	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	内部構造物の溶融、破損	-	-	-	-	○*	-	-	-	-	-	-	-	-
	原子炉圧力容器外 FCI (溶融炉心細粒化)	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	原子炉圧力容器外 FCI (デブリ粒子熱伝達)	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	溶融炉心と格納容器下部プール水との伝熱	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	溶融炉心とコンクリートの伝熱	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
原子炉格納容器内 FP 挙動	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	

【記号の説明】

- ：必要なモデルを備えている
- *：必要なモデルを備えていないが解析条件等で考慮可能
- ：必要なモデルを備えていない

※三次元：三次元沸騰水型原子炉模擬計算コード
 短期 PCV：短期間格納容器圧力応答解析コード
 長期 PCV：長期間格納容器圧力応答解析コード
 可燃性ガス：可燃性ガス濃度解析コード

第 5.10 表 抽出された物理現象とコードの解析モデルの対応

(格納容器破損防止：原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用)

分類	解析で考慮すべき物理現象	適用候補コード												
		SAFER	CHASTE	REDY	SCAT	MAAP	APEX	SCAT (RIA 用)	三次元*	ISCOR	LAMB	短期 PCV**	長期 PCV**	可燃性ガス**
炉心 (核)	核分裂出力	○*	○*	○	○*	○*	○	○*	○	-	-	-	-	-
	反応度フィードバック効果	○*	-	○	-	○*	○	-	○	-	-	-	-	-
	制御棒反応度効果	○*	-	○	-	○*	○	-	○	-	-	-	-	-
	崩壊熱	○*	○*	○	○*	○	-	○*	-	-	○*	○*	○*	○*
炉心 (燃料)	燃料棒内温度変化	○	○	○	○	○	-	○	○	-	-	-	-	-
	燃料棒表面熱伝達	○	○	○	○	○	-	○	-	-	-	-	-	-
	燃料被覆管酸化	○	○	-	○	○	-	○	-	-	-	-	-	-
	燃料被覆管変形	○	○	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
炉心 (熱流動)	沸騰・ボイド率変化	○	-	○	○	○	-	○	○	○	○	-	-	-
	気液分離 (水位変化)・対向流	○	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	気液熱非平衡	○*	-	-	○*	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	圧力損失	○	-	○	○	○	-	○	-	○	○	-	-	-
原子炉圧力容器 (逃がし安全弁含む)	冷却材流量変化	○	-	○	-	○	-	-	-	-	○	-	-	-
	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	○	-	○	-	○	-	-	-	-	○	-	-	-
	沸騰・凝縮・ボイド率変化	○	-	○	-	○	-	-	-	-	○	-	-	-
	気液分離 (水位変化)・対向流	○	-	-	-	○	-	-	-	-	○	-	-	-
	気液熱非平衡	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	圧力損失	○	-	○	-	○	-	-	-	-	○	-	-	-
	構造材との熱伝達	○	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
原子炉格納容器	冷却材放出	-	-	○	-	○	-	-	-	-	-	○	○	-
	格納容器各領域間の流動	-	-	○*	-	○	-	-	-	-	-	○	○	○
	気液界面の熱伝達	-	-	○*	-	○	-	-	-	-	-	○	○	-
	構造材との熱伝達及び内部熱伝導	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	放射線水分解等による水素ガス・酸素ガス発生	-	-	-	-	○*	-	-	-	-	-	-	-	○
原子炉圧力容器 (逃がし安全弁含む) (炉心損傷後)	リロケーション	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	原子炉圧力容器内 FCI (溶融炉心細粒化)	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	原子炉圧力容器内 FCI (デブリ粒子熱伝達)	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	構造材との熱伝達	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	原子炉圧力容器破損	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	放射線水分解等による水素ガス・酸素ガス発生	-	-	-	-	○*	-	-	-	-	-	-	-	○
	原子炉圧力容器内 FP 挙動	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
原子炉格納容器 (炉心損傷後)	格納容器下部床面での溶融炉心の拡がり	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	内部構造物の溶融、破損	-	-	-	-	○*	-	-	-	-	-	-	-	-
	原子炉圧力容器外 FCI (溶融炉心細粒化)	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	原子炉圧力容器外 FCI (デブリ粒子熱伝達)	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	溶融炉心と格納容器下部プール水との伝熱	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	溶融炉心とコンクリートの伝熱	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	原子炉格納容器内 FP 挙動	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-

【記号の説明】

- ：必要なモデルを備えている
- *：必要なモデルを備えていないが解析条件等で考慮可能
- ：必要なモデルを備えていない

※三次元：三次元沸騰水型原子炉模擬計算コード
 短期 PCV：短期間格納容器圧力応答解析コード
 長期 PCV：長期間格納容器圧力応答解析コード
 可燃性ガス：可燃性ガス濃度解析コード

第 5.11 表 抽出された物理現象とコードの解析モデルの対応

(格納容器破損防止：水素燃焼)

分類	解析で考慮すべき物理現象	適用候補コード												
		SAFER	CHASTE	REDY	SCAT	MAAP	APEX	SCAT (RIA 用)	三次元*	ISCOR	LAMB	短期 PCV**	長期 PCV**	可燃性ガス**
炉心(核)	核分裂出力	○*	○*	○	○*	○*	○	○*	○	-	-	-	-	-
	反応度フィードバック効果	○*	-	○	-	○*	○	-	○	-	-	-	-	-
	制御棒反応度効果	○*	-	○	-	○*	○	-	○	-	-	-	-	-
	崩壊熱	○*	○*	○	○*	○	-	○*	-	-	○*	○*	○*	○*
炉心(燃料)	燃料棒内温度変化	○	○	○	○	○	-	○	○	-	-	-	-	-
	燃料棒表面熱伝達	○	○	○	○	○	-	○	-	-	-	-	-	-
	燃料被覆管酸化	○	○	-	○	○	-	○	-	-	-	-	-	-
	燃料被覆管変形	○	○	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
炉心(熱流動)	沸騰・ボイド率変化	○	-	○	○	○	-	○	○	○	○	-	-	-
	気液分離(水位変化)・対向流	○	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	気液熱非平衡	○*	-	-	○*	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	圧力損失	○	-	○	○	○	-	○	-	○	○	-	-	-
原子炉圧力容器(逃がし安全弁含む)	冷却材流量変化	○	-	○	-	○	-	-	-	-	○	-	-	-
	冷却材放出(臨界流・差圧流)	○	-	○	-	○	-	-	-	-	○	-	-	-
	沸騰・凝縮・ボイド率変化	○	-	○	-	○	-	-	-	-	○	-	-	-
	気液分離(水位変化)・対向流	○	-	-	-	○	-	-	-	-	○	-	-	-
	気液熱非平衡	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	圧力損失	○	-	○	-	○	-	-	-	-	○	-	-	-
	構造材との熱伝達	○	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	ECCS 注水(給水系・代替注水設備含む)	○	-	○	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
原子炉格納容器	冷却材放出	-	-	○	-	○	-	-	-	-	-	○	○	-
	格納容器各領域間の流動	-	-	○*	-	○	-	-	-	-	-	○	○	○
	サプレッション・プール冷却	-	-	○	-	○	-	-	-	-	-	-	○	-
	気液界面の熱伝達	-	-	○*	-	○	-	-	-	-	-	○	○	-
	構造材との熱伝達及び内部熱伝導	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	スプレイ冷却	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	○	-
	放射線水分解等による水素ガス・酸素ガス発生	-	-	-	-	○*	-	-	-	-	-	-	-	○
	格納容器ベント	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
原子炉圧力容器(逃がし安全弁含む)(炉心損傷後)	リロケーション	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	原子炉圧力容器内 FCI(熔融炉心細粒化)	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	原子炉圧力容器内 FCI(デブリ粒子熱伝達)	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	構造材との熱伝達	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	原子炉圧力容器破損	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	放射線水分解等による水素ガス・酸素ガス発生	-	-	-	-	○*	-	-	-	-	-	-	-	○
	原子炉圧力容器内 FP 挙動	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
原子炉格納容器(炉心損傷後)	格納容器下部床面での熔融炉心の拡がり	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	内部構造物の熔融、破損	-	-	-	-	○*	-	-	-	-	-	-	-	-
	原子炉圧力容器外 FCI(熔融炉心細粒化)	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	原子炉圧力容器外 FCI(デブリ粒子熱伝達)	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	熔融炉心と格納容器下部プール水との伝熱	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	熔融炉心とコンクリートの伝熱	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	原子炉格納容器内 FP 挙動	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-

【記号の説明】

- ：必要なモデルを備えている
- *：必要なモデルを備えていないが解析条件等で考慮可能
- ：必要なモデルを備えていない

- ※三次元：三次元沸騰水型原子炉模擬計算コード
- 短期 PCV：短期間格納容器圧力応答解析コード
- 長期 PCV：長期間格納容器圧力応答解析コード
- 可燃性ガス：可燃性ガス濃度解析コード

第 5.12 表 抽出された物理現象とコードの解析モデルの対応

(格納容器破損防止：溶融炉心・コンクリート相互作用)

分類	解析で考慮すべき物理現象	適用候補コード												
		SAFER	CHASTE	REDY	SCAT	MAAP	APEX	SCAT (RIA 用)	三次元*	ISCOR	LAMB	短期 PCV**	長期 PCV**	可燃性ガス**
炉心(核)	核分裂出力	○*	○*	○	○*	○*	○	○*	○	-	-	-	-	-
	反応度フィードバック効果	○*	-	○	-	○*	○	-	○	-	-	-	-	-
	制御棒反応度効果	○*	-	○	-	○*	○	-	○	-	-	-	-	-
	崩壊熱	○*	○*	○	○*	○	-	○*	-	-	○*	○*	○*	○*
炉心(燃料)	燃料棒内温度変化	○	○	○	○	○	-	○	○	-	-	-	-	-
	燃料棒表面熱伝達	○	○	○	○	○	-	○	-	-	-	-	-	-
	燃料被覆管酸化	○	○	-	○	○	-	○	-	-	-	-	-	-
	燃料被覆管変形	○	○	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
炉心(熱流動)	沸騰・ボイド率変化	○	-	○	○	○	-	○	○	○	○	-	-	-
	気液分離(水位変化)・対向流	○	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	気液熱非平衡	○*	-	-	○*	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	圧力損失	○	-	○	○	○	-	○	-	○	○	-	-	-
原子炉格納容器(逃がし安全弁含む)	冷却材流量変化	○	-	○	-	○	-	-	-	-	○	-	-	-
	冷却材放出(臨界流・差圧流)	○	-	○	-	○	-	-	-	-	○	-	-	-
	沸騰・凝縮・ボイド率変化	○	-	○	-	○	-	-	-	-	○	-	-	-
	気液分離(水位変化)・対向流	○	-	-	-	○	-	-	-	-	○	-	-	-
	気液熱非平衡	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	圧力損失	○	-	○	-	○	-	-	-	-	○	-	-	-
	構造材との熱伝達	○	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	ECCS 注水(給水系・代替注水設備含む)	○	-	○	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
原子炉格納容器	冷却材放出	-	-	○	-	○	-	-	-	-	-	○	○	-
	格納容器各領域間の流動	-	-	○*	-	○	-	-	-	-	-	○	○	○
	気液界面の熱伝達	-	-	○*	-	○	-	-	-	-	-	○	○	-
	構造材との熱伝達及び内部熱伝導	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	放射線水分解等による水素ガス・酸素ガス発生	-	-	-	-	○*	-	-	-	-	-	-	-	○
原子炉格納容器(逃がし安全弁含む)(炉心損傷後)	リロケーション	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	原子炉格納容器内 FCI(溶融炉心細粒化)	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	原子炉格納容器内 FCI(デブリ粒子熱伝達)	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	構造材との熱伝達	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	原子炉格納容器破損	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	放射線水分解等による水素ガス・酸素ガス発生	-	-	-	-	○*	-	-	-	-	-	-	-	○
	原子炉格納容器内 FP 挙動	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
原子炉格納容器(逃がし安全弁含む)(炉心損傷後)	格納容器下部床面での溶融炉心の拡がり	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	内部構造物の溶融, 破損	-	-	-	-	○*	-	-	-	-	-	-	-	-
	原子炉格納容器外 FCI(溶融炉心細粒化)	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	原子炉格納容器外 FCI(デブリ粒子熱伝達)	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	溶融炉心と格納容器下部プール水との伝熱	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	溶融炉心とコンクリートの伝熱	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	原子炉格納容器内 FP 挙動	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-

【記号の説明】

- ：必要なモデルを備えている
- *：必要なモデルを備えていないが解析条件等で考慮可能
- ：必要なモデルを備えていない

- ※三次元：三次元沸騰水型原子炉模擬計算コード
- 短期 PCV：短期間格納容器圧力応答解析コード
- 長期 PCV：長期間格納容器圧力応答解析コード
- 可燃性ガス：可燃性ガス濃度解析コード

第 5.13 表 抽出された物理現象とコードの解析モデルの対応

(運転停止中原子炉における燃料損傷防止：反応度の誤投入)

分類	解析で考慮すべき物理現象	適用候補コード												
		SAFER	CHASTE	REDY	SCAT	MAAP	APEX	SCAT (RIA 用)	三次元*	ISCOR	LAMB	短期 PCV**	長期 PCV**	可燃性ガス*
炉心(核)	核分裂出力	○*	○*	○	○*	○*	○	○*	○	-	-	-	-	-
	出力分布変化	○*	-	○*	○*	-	○	○*	-	-	-	-	-	-
	反応度フィードバック効果	○*	-	○	-	○*	○	-	○	-	-	-	-	-
	制御棒反応度効果	○*	-	○	-	○*	○	-	○	-	-	-	-	-
炉心(燃料)	燃料棒内温度変化	○	○	○	○	○	-	○	○	-	-	-	-	-
	燃料棒表面熱伝達	○	○	○	○	○	-	○	-	-	-	-	-	-
	沸騰遷移	○*	-	-	○	-	-	○	-	-	-	-	-	-
	燃料被覆管酸化	○	○	-	○	○	-	○	-	-	-	-	-	-
炉心(熱流動)	沸騰・ボイド率変化	○	-	○	○	○	-	○	○	○	○	-	-	-
	圧力損失	○	-	○	○	○	-	○	-	○	○	-	-	-
	三次元効果	○*	-	○*	○*	-	-	○*	-	-	-	-	-	-

【記号の説明】

- ：必要なモデルを備えている
- *：必要なモデルを備えていないが解析条件等で考慮可能
- ：必要なモデルを備えていない

- ※三次元：三次元沸騰水型原子炉模擬計算コード
- 短期 PCV：短期間格納容器圧力応答解析コード
- 長期 PCV：長期間格納容器圧力応答解析コード
- 可燃性ガス：可燃性ガス濃度解析コード

第 5.14 表 有効性評価において使用するコード一覧

事故シーケンスグループ	適用コード
高圧・低圧注水機能喪失	S A F E R (C H A S T E) M A A P
高圧注水・減圧機能喪失	S A F E R (C H A S T E) M A A P
全交流動力電源喪失	S A F E R (C H A S T E) M A A P
崩壊熱除去機能喪失	S A F E R (C H A S T E) M A A P
原子炉停止機能喪失	R E D Y S C A T
L O C A 時注水機能喪失	S A F E R (C H A S T E) M A A P
格納容器バイパス (インターフェイスシステム L O C A)	S A F E R (C H A S T E)

格納容器破損モード	適用コード
雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)	M A A P
高圧溶融物放出 / 格納容器雰囲気直接加熱	M A A P
原子炉圧力容器外の溶融燃料 - 冷却材相互作用	M A A P
水素燃焼	M A A P
格納容器直接接触 (シェルアタック)	— ※ 1
溶融炉心・コンクリート相互作用	M A A P

※ 1 B W R MARK-I 型の格納容器に特有の事象であるため、評価対象として想定する格納容器破損モードとはしていない。

運転停止中原子炉における燃料損傷防止	適用コード
崩壊熱除去機能喪失	—
全交流動力電源喪失	—
原子炉冷却材の流出	—
反応度の誤投入	A P E X S C A T (R I A 用) ※ 2

※ 2 A B W R では必要に応じて用いる。

6. 選定されたコードの有効性評価への適用性について

重大事故等対策の有効性評価を行うに当たって、炉心損傷防止対策、格納容器破損防止対策及び運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価において想定する事故シーケンスグループあるいは格納容器破損モードのそれぞれにおいて、関連する物理現象を抽出し、それらの物理現象に関する解析モデルを備えたコードとして、有効性評価へ適用するコードを選定した。

これらの各コードについての解析モデルの妥当性及び有効性評価への適用性の検討結果については、第1部～第6部に示す。

許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較について

本有効性評価解析に適用する解析コードとして、S A F E R / C H A S T E, R E D Y / S C A T, A P E X / S C A T (R I A用) を選定しているが、これらは従来国内BWRの原子炉設置変更許可申請書の添付書類十の安全評価において使用実績があるコードであることから、設計基準（運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故）と重大事故等対策の有効性評価の解析対象範囲について整理を行った。

表 1 S A F E R / C H A S T Eにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較

表 2 - 1 R E D Yにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較

表 2 - 2 S C A Tにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較

表 3 A P E X / S C A T (R I A用)における従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較

表1 SAFER/CHASTEにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (1/12)

	従来許認可解析 (BWR 5 原子炉冷却材喪失：中小破断)	重大事故等対策の有効性評価 (BWR 5 LOCA時注水機能喪失)
原子炉圧力		
原子炉水位(シユラウド内水位)		
燃料被覆管温度		
熱伝達係数		

表1 SAFER/CHASTEにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (2/12)

	従来許認可解析 (BWR 5 原子炉冷却材喪失：中小破断)	重大事故等対策の有効性評価 (BWR 5 LOCA時注水機能喪失)
事 象 進 展	<p>原子炉圧力：PLR配管破断及び原子炉スクラムにより低下し、MSIV閉鎖後は上昇に転じSRV開閉により圧力が制御され、<u>ADS</u>作動により強制減圧される。</p> <p>原子炉水位：破断口からの冷却材流出及びSRVからの蒸気流出により低下し、<u>ADS</u>作動による減圧沸騰により一時的に上昇するが、その後、再び低下して炉心露出し、<u>ECCS</u>の注水後、炉心再冠水する。</p> <p>燃料被覆管温度：炉心露出により上昇を開始し、除熱が発熱を上回ると低下する。</p> <p>熱伝達係数：炉心冠水時は核沸騰冷却、炉心露出時は蒸気冷却、<u>ECCS</u>の注水後は噴霧流冷却を経て、炉心再冠水後は核沸騰冷却に復帰する。</p>	<p>原子炉圧力：PLR配管破断及び原子炉スクラムにより低下し、MSIV閉鎖後は上昇に転じSRV開閉により圧力が制御され、<u>SRV</u>手動操作により強制減圧される。</p> <p>原子炉水位：破断口からの冷却材流出及びSRVからの蒸気流出により低下し、<u>SRV</u>手動操作による減圧沸騰により一時的に上昇するが、その後、再び低下して炉心露出し、<u>代替注水系</u>の注水後、炉心再冠水する。</p> <p>燃料被覆管温度：炉心露出により上昇を開始し、除熱が発熱を上回ると低下する。</p> <p>熱伝達係数：炉心冠水時は核沸騰冷却、炉心露出時は蒸気冷却、<u>代替注水系</u>の注水後は噴霧流冷却を経て、炉心再冠水後は核沸騰冷却に復帰する。</p>
	<p>原子炉スクラム：0秒</p> <p>MSIV閉鎖：約19分</p> <p>原子炉水位低（レベル1）：約2分</p> <p>原子炉減圧開始：約4分</p> <p>炉心露出：約5分</p> <p>低圧炉心スプレイ系作動：約6分</p> <p>低圧注水系作動：約7分</p> <p>PCT発生：約7分（約589℃）</p> <p>炉心再冠水：約8分</p>	<p>原子炉スクラム：0秒</p> <p>MSIV閉鎖：約2分</p> <p>原子炉水位低（レベル1）：約16分</p> <p>原子炉減圧開始：約30分</p> <p>炉心露出：約31分</p> <p>ECCS：機能喪失</p> <p>低圧代替注水開始：約32分</p> <p>PCT発生：約38分（約805℃）</p> <p>炉心再冠水：約52分</p>
変 化 範 囲	<p>原子炉圧力：大気圧～SRV吹出設定圧力</p> <p>原子炉水位：原子炉圧力容器底部～通常水位</p> <p>燃料被覆管温度：約152～約589℃</p> <p>熱伝達係数：約10～約57000 W/(m²・K)</p> <p>時間：0秒～約8分</p>	<p>原子炉圧力：同左</p> <p>原子炉水位：同左</p> <p>燃料被覆管温度：約126～約805℃</p> <p>熱伝達係数：約1～約57000 W/(m²・K)</p> <p>時間：0秒～約55分</p>
適 用 範 囲	<p>原子炉圧力：大気圧～SRV吹出設定圧力</p> <p>原子炉水位：原子炉圧力容器底部～頂部</p> <p>燃料被覆管温度：飽和温度～1200℃</p> <p>熱伝達係数：0～約57000 W/(m²・K)</p> <p>時間：0秒～制限なし</p>	<p>原子炉圧力：同左</p> <p>原子炉水位：同左</p> <p>燃料被覆管温度：同左</p> <p>熱伝達係数：同左</p> <p>時間：同左</p>

表1 SAFER/CHASTEにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (3/12)

	項目	従来許認可解析 (原子炉冷却材喪失事故)	重大事故等対策の有効性評価	従来許認可 との差異	差異による影響
解	初期運転条件	過出力条件	定格条件	有	従来許認可解析条件に対して重大事故等対策の有効性評価ではノミナル条件を前提に設定しており条件に差があるが、事故後の炉心及び原子炉圧力容器内の基本的な挙動は、従来許認可解析と同様であり、差異による影響はない。
	初期原子炉水位	通常運転水位 (ABWR) スクラム水位 (BWR)	通常運転水位	有	
析	事象	高圧炉心注水系配管両端破断 (ABWR) 再循環配管両端破断～小破断 (BWR)	給水流量の全喪失 全交流動力電源喪失 原子炉冷却材喪失 (原子炉圧力容器底部ドレン配管破断又は再循環配管小破断) インターフェイスシステムLOCA	有	炉心冷却の観点からは、原子炉隔離後、原子炉減圧、注水に至る再循環配管小破断事象と同等の事象であり、モデル適用範囲内であり、差異による影響はない。
条 件	原子炉スクラム	炉心流量急減 (ABWR) 原子炉水位低レベル3 (BWR)	原子炉水位低レベル3 タービン蒸気加減弁急閉 (ABWR) 炉心流量急減 (ABWR)	有	条件の差はあるが、スクラムのタイミングの差は適切に核分裂出力変化に反映されることから、評価手法としての差異はない。
	核分裂出力変化	原子炉冷却材喪失事故用	各事故シーケンスに応じて設定	有	条件の差はあるが、核分裂出力変化と崩壊熱を事象ごとに設定しており、評価手法としての差異はない。
	崩壊熱	GE (平均) + 3σ	ANSI/ANS-5.1-1979	有	

表1 SAFER/CHASTEにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (4/12)

	項目	従来許認可解析 (原子炉冷却材喪失事故)	重大事故等対策の有効性評価	従来許認可 との差異	差異による影響
解 析 条 件	燃料タイプ	9×9燃料(A型), 9×9燃料 (B型), MOX燃料の単一炉心, 又 は混在炉心	9×9燃料(A型)単一炉心	有	燃料仕様の差はあるが, 熱水力特性は ほぼ同等であること, 及び, 核的特性 は混在炉心の場合には単一炉心で構成 された場合の中間的なものになること から影響は小さい。
	燃料棒最大線出力密度	44.0 kW/m×1.02	44.0 kW/m×1.0	有	従来許認可解析条件に対して重大事故 等対策の有効性評価ではノミナル条件 を前提に設定しており条件に差がある が, 事故後の炉心及び原子炉圧力容器 内の基本的な挙動は, 従来許認可解析 と同様であり, 差異による影響はない。
	局所出力ピーキング係 数	PCTを厳しくする評価する平 坦分布を仮定	同左	無	差異はない。
	ギャップ熱伝達係数	燃焼期間中を通してPCTを厳 しくする値	同左	無	差異はない。
	燃料棒破裂の判定	PCT評価: ベストフィット曲線 被ばく評価: 平均値-2σ曲線	ベストフィット曲線	無	従来許認可解析と同一のベストフィッ ト曲線を用いているため, 差異はない。

表1 SAFER/CHASTEにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (5/12)

	項目	従来許認可解析 (原子炉冷却材喪失事故)	重大事故等対策の有効性評価	従来許認可 との差異	差異による影響
解 析	逃がし安全弁	安全弁機能	逃がし弁機能	有	従来許認可解析条件に対して重大事故等対策の有効性評価ではノミナル条件を前提に設定しており、期待する減圧機能の違いによる差があるが、原子炉減圧に伴う基本的な挙動は、従来許認可解析と同様である。
	原子炉減圧	自動減圧系	逃がし弁手動操作	有	
条	外部電源	事故と同時に喪失	事故と同時に喪失又は健全	有	外部電源が健全な場合は、再循環ポンプトリップ動作タイミングに差があるが、事故後の炉心及び原子炉圧力容器内の基本的な挙動は、従来許認可解析と同様であり、差異による影響はない。
件	ECCS, RCIC及び代替注水系	安全要求仕様値	同左	無	差異はない。
	破断口, SRVからの冷却材の流出	平衡均質流モデル及び差圧流モデル	同左	無	差異はない。

表1 SAFER/CHASTEにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (6/12)

	項目	従来許認可解析 (原子炉冷却材喪失事故)	重大事故等対策の有効性評価	従来許認可 との差異	差異による影響
解 析 モ デ ル	燃料被覆管と冷却材間の 熱伝達係数	核沸騰 (ボイド率の関数とする相関式)	同左	無	差異はない。 炉心冠水時の熱水力挙動は従来許認可解析と同様であり、ボイド率依存の核沸騰熱伝達モデルは適用可能。
		膜沸騰 (噴霧流冷却の相関式と修正 Bromley の式をボイド率の関数として使用する相関式)	同左	無	差異はない。 過渡事象発生直後の高流量/高圧条件から炉心再冠水後の低流量/低圧条件まで適用可能。
		遷移沸騰 (核沸騰と膜沸騰の熱伝達係数を燃料被覆管過熱度で内挿した相関式)	同左	無	差異はない。 核沸騰熱伝達係数と膜沸騰熱伝達係数の内挿値を適用するため、同じく適用可能。
		蒸気单相 (Dittus-Boelter の式)	同左	無	差異はない。 炉心露出によるヒートアップ挙動は、従来許認可解析と同様であり、重大事故等対策の有効性評価において長時間持続する場合にも適用可能。

表1 SAFER/CHASTEにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (7/12)

	項目	従来許認可解析 (原子炉冷却材喪失事故)	重大事故等対策の有効性評価	従来許認可 との差異	差異による影響
解 析 モ デ ル	燃料被覆管と冷却材間 の熱伝達係数	噴霧流 (Sun-Saha の式)	同左	無	差異はない。 炉心露出時に原子炉注水による再冠水過程において炉心に液滴が混入する状態は従来許認可解析と同様であり、重大事故等対策の有効性評価において長時間持続する場合にも適用可能。
		スプレー (落下水) (スプレー冷却実験データに基づく相関式)	同左	無	差異はない。 従来許認可解析でもスプレー冷却の効果が小さいことから適用を除外しており、重大事故等対策の有効性評価でも適用を除外している。
		濡れ (濡れた後の熱伝達係数は Andersen のモデルに基づく)	同左	無	差異はない。 濡れによる冷却効果小さく、高出力燃料集合体では保守的に落下水は無視しているため、適用されない。
		輻射 (燃料集合体幾何形状に依存する輻射形態係数、輻射率、灰色体輻射係数に基づき導出した式)	同左	無	差異はない。 燃料集合体内幾何形状に依存し、幾何形状は変更ないため適用可能。

表1 SAFER/CHASTEにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (8/12)

項目		従来許認可解析 (原子炉冷却材喪失事故)	重大事故等対策の有効性評価	従来許認可との差異	差異による影響
物理現象	炉心(核)	核分裂出力	同左	無	差異はない。
	出力分布変化	事象発生後早期に原子炉がスクラムし未臨界となるが、スクラムまでは核分裂出力、スクラム後は崩壊熱を考慮して適切に原子炉出力変化を設定している。			
	反応度フィードバック効果				
	制御棒反応度効果				
	崩壊熱				

表1 SAFER/CHASTEにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (9/12)

	項目	従来許認可解析 (原子炉冷却材喪失事故)	重大事故等対策の有効性評価	従来許認可 との差異	差異による影響
物理現象	燃料棒内温度変化 燃料棒表面熱伝達 沸騰遷移	沸騰遷移により燃料棒温度上昇 (ABWR, BWR)	沸騰遷移による燃料棒温度上昇 評価は、従来許認可解析の範囲 で評価されている。	無	差異はない。
		炉心露出により燃料棒温度上昇 (BWR) 炉心露出期間：約3分間 再冠水：約10分以内	炉心露出により燃料棒温度上昇 炉心露出期間：約10～30分間 再冠水：約1時間以内	有	炉心露出期間が長時間となるため影響 があるが、炉心露出、炉心再冠水、除 熱量が発熱量を上回ることによる温度 低下という基本的な挙動は、従来許認 可解析と同様である。
	燃料被覆管酸化	無視し得る程度	1%以下	有	燃料被覆管温度が高温になるため影響 があるが、評価式である Baker-Just の 式は、燃料被覆管温度が高温になる場 合にも実験により妥当性が確認されて いる。
	燃料被覆管変形	膨れ・破裂は発生しない	膨れは発生するが破裂は発生し ない	有	燃料被覆管温度が高温になるため影響 がある。
	三次元効果	三次元的な輻射伝熱は、最高温度 位置に対しては、伝熱量が増加す るため、燃料被覆管温度は厳しく ならない。	同左	無	差異はない。

表1 SAFER/CHASTEにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (10/12)

		項目	従来許認可解析 (原子炉冷却材喪失事故)	重大事故等対策の有効性評価	従来許認可との差異	差異による影響
物理現象	炉心(熱流動)	沸騰・ボイド率変化	減圧沸騰により発生したボイドにより形成された二相水位変化により炉心が露出し燃料被覆管温度が上昇する。	同左	無	差異はない。
		気液分離(水位変化)・対向流	気液分離(水位変化)：同上 対向流： 炉心スプレイが作動する場合にCCFL, CCF Lブレークダウンが発生する。	気液分離(水位変化)： 露出する場合は露出期間が長時間になる。 対向流：同左	有	炉心露出期間が長時間となるため影響があるが、炉心露出、炉心再冠水、除熱量が発熱量を上回ることによる温度低下という基本的な挙動は、従来許認可解析と同様である。
		気液熱非平衡	炉心露出時に燃料棒のヒートアップにより蒸気が過熱される。	同左	無	差異はない。
		圧力損失	事故と同時に再循環ポンプがトリップし炉心流量が早期に低下するため、炉心部の圧力損失は減少する。	事故直後に再循環ポンプがトリップし炉心流量が早期に低下するため、炉心部の圧力損失は減少する。	有	再循環ポンプトリップのタイミングにわずかな差異があるが、炉心流量が早期に低下するため影響は小さい。
		三次元効果	炉心再冠水過程では、燃料集合体の内部には異なる流れの状態が存在する。炉心スプレイ注水後、スパーチャが水没した場合には、上部プレナムの周辺領域がサブクール状態となる。	同左	無	差異はない。

表1 SAFER/CHASTEにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (11/12)

	項目	従来許認可解析 (原子炉冷却材喪失事故)	重大事故等対策の有効性評価	従来許認可 との差異	差異による影響	
物理現象	原子炉圧力容器(逃がし安全弁を含む)	冷却材流量変化	事故と同時に再循環ポンプがトリップし炉心流量が早期に低下する。	事故直後に再循環ポンプがトリップし炉心流量が早期に低下する。	有	再循環ポンプトリップのタイミングにわずかな差異があるが、影響は小さい。
		炉心露出時は原子炉水位が低下して、炉心シュラウド内外の自然循環が維持できない。	同左	無	差異はない。	
	冷却材放出(臨界流・差圧流)	自動減圧系による原子炉の急速減圧、あるいは、破断口からの冷却材放出により炉心露出が生じる。	逃がし弁手動操作による原子炉の急速減圧、あるいは、破断口からの冷却材放出により炉心露出が生じる。	有	減圧手段の違いによる影響があるが、冷却材放出の基本的な挙動は、従来許認可解析と同様である。	
	沸騰・凝縮・ボイド率変化	自動減圧系による原子炉の急速減圧、あるいは、LOCA後の冷却材放出による減圧沸騰により発生したボイド量の変化に応じて二相水位が変化する。また、原子炉注水により蒸気は凝縮される。	逃がし弁手動操作による原子炉の急速減圧、あるいは、LOCA後の冷却材放出による減圧沸騰により発生したボイド量の変化に応じて二相水位が変化する。また、原子炉注水により蒸気は凝縮される。	有	減圧手段の違いによる影響があるが、減圧開始時間と設備仕様が異なる以外、原子炉減圧に伴う基本的な熱水力挙動は、従来許認可解析と同様である。	

表1 SAFER/CHASTEにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (12/12)

	項目	従来許認可解析 (原子炉冷却材喪失事故)	重大事故等対策の有効性評価	従来許認可 との差異	差異による影響	
物理現象	原子炉圧力容器(逃がし安全弁を含む)	気液分離(水位変化)・対向流 圧力損失	これらの物理現象は炉心以外の領域では直接的には影響しない。	同左	無	差異はない。
		構造材との熱伝達	自動減圧系による原子炉減圧過程において、構造材の保有熱が冷却材へ移行する。	逃がし弁手動操作による原子炉減圧過程において、構造材の保有熱が冷却材へ移行する。	有	減圧手段の違いによる影響があるが、減圧開始時間と設備が異なる以外、原子炉減圧に伴う構造材との熱伝達の基本的な挙動は、従来許認可解析と同様である。
		ECCS注水(給水系・代替注水設備含む)	ECCSによる原子炉注水により炉心が冷却される。	ECCS又は代替注水設備による原子炉注水により炉心が冷却される。	有	原子炉注水設備の差異による影響はあるが注水特性が異なる以外、炉心冷却の基本的な挙動は、従来許認可解析と同様である。
		三次元効果	事故と同時に再循環ポンプがトリップするため、炉心流量急減過程において下部プレナム内の流量配分の不均等は発生しない。	事故直後に再循環ポンプがトリップするため、炉心流量急減過程において下部プレナム内の流量配分の不均等は発生しない。	有	再循環ポンプトリップのタイミングにわずかな差異があるが、影響は小さい。

表 2-1 REDYにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (1/11)

	従来許認可解析 (ABWR主蒸気隔離弁の誤閉止)	重大事故等対策の有効性評価 (ABWR主蒸気隔離弁の誤閉止 + 原子炉停止機能喪失)
原子炉出力 (中性子束)	<p>原子炉スクラムによる出力低下</p>	<p>原子炉スクラム失敗による出力上昇</p>
原子炉圧力	<p>原子炉スクラム及び逃がし弁開による圧力低下</p>	<p>逃がし弁開による圧力低下 原子炉スクラム失敗及び逃がし弁開による圧力制御</p>
格納容器プール水温度 格納容器圧力	<p>原子炉スクラムにより蒸気発生量が減少するため、原子炉格納容器側パラメータの変化はほとんどない。</p>	
運転特性図	<p>原子炉出力 (%) vs. 炉心流量 (%)</p>	<p>原子炉出力 (%) vs. 炉心流量 (%)</p>

表 2-1 REDYにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (2/11)

	従来許認可解析 (ABWR主蒸気隔離弁の誤閉止)	重大事故等対策の有効性評価 (ABWR主蒸気隔離弁の誤閉止 +原子炉停止機能喪失)
事象進展	<p>原子炉出力(中性子束):MSIV閉鎖による<u>原子炉スクラム</u>により低下する。</p> <p>原子炉圧力:MSIV閉鎖により上昇するが、逃がし弁開及び<u>原子炉スクラム</u>により<u>降下</u>に転じ、その後は<u>逃がし弁</u>により<u>圧力制御</u>される。</p> <p>格納容器圧力及びプール水温度:逃がし弁開により蒸気がサブプレッション・チェンバのプール水中へ放出されるが、その量は僅かであり、<u>格納容器圧力及びプール水温度上昇は小さい</u>と考えられる。なお、<u>従来許認可</u>では本パラメータは評価対象外である。</p> <p>運転特性図上の運転点は、<u>原子炉スクラム</u>により、<u>高出力低流量</u>には至らない。</p>	<p>原子炉出力(中性子束):MSIV閉鎖による<u>原子炉スクラム</u>に失敗して、<u>圧力上昇</u>により<u>上昇</u>した後、<u>圧力高RPT</u>による炉心流量減少により低下する。その後、<u>給水加熱喪失</u>による<u>炉心入口サブクール度</u>の増加により<u>緩やかに上昇</u>する。</p> <p>原子炉圧力:MSIV閉鎖により上昇し、逃がし弁が作動するが、<u>原子炉スクラム失敗</u>により原子炉出力が高めに維持されることから、<u>原子炉圧力も高めを維持</u>する。</p> <p>格納容器圧力及びプール水温度:逃がし弁開により蒸気がサブプレッション・チェンバのプール水中へ放出されるため、<u>格納容器圧力及びプール水温度が上昇</u>する。<u>ほう酸水の注入</u>による原子炉出力低下とRHRによる除熱により、<u>格納容器圧力/プール水温度は低下</u>に転じる。</p> <p>運転特性図上の運転点は、<u>原子炉スクラム失敗</u>及びRPTにより、<u>高出力低流量</u>に至る。</p>
	<p>原子炉スクラム:約0.3秒 逃がし弁開:約2秒 MSIV閉鎖:約3秒</p>	<p>原子炉スクラム:失敗 逃がし弁開:約2秒 MSIV閉鎖:約3秒 ECCS起動:約34秒 給水停止:約173秒 SLC起動:約11分</p>
変化範囲	<p>原子炉出力:初期値~0%</p> <p>原子炉圧力:初期値~8.08MPa[gage]</p> <p>格納容器圧力:(評価対象外)</p> <p>プール水温度:(評価対象外)</p> <p>時間:0秒~約20秒</p>	<p>原子炉出力:0%~306%</p> <p>原子炉圧力:初期値~約8.92MPa[gage]</p> <p>格納容器圧力:初期値~約0.19MPa[gage]</p> <p>プール水温度:初期値~約113℃</p> <p>時間:0秒~約2400秒(40分)</p>
適用範囲	<p>原子炉出力:0%以上</p> <p>原子炉圧力:タービン無負荷圧力 ~最高使用圧力の1.2倍</p> <p>格納容器圧力:(評価対象外)</p> <p>プール水温度:(評価対象外)</p> <p>時間:0秒~制限なし</p>	<p>原子炉出力:同左</p> <p>原子炉圧力:同左</p> <p>格納容器圧力:通常運転圧力 ~0.62MPa[gage]</p> <p>プール水温度:通常運転温度~200℃</p> <p>時間:同左</p>

表2-1 REDYにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (3/11)

項目	従来許認可解析 (過渡解析)	重大事故等対策の有効性評価 (原子炉停止機能喪失)	従来許認可との差異	差異による影響
初期運転条件	原子炉出力：過出力条件 炉心流量：運転特性図考慮 原子炉圧力：過出力条件	原子炉出力：定格出力条件 炉心流量：運転特性図考慮 原子炉圧力：定格出力条件	有	従来許認可解析が保守的評価条件を採用しているに対して、重大事故等対策の有効性評価ではより実機に近い条件を設定。解析結果はより現実的な結果となる。
初期原子炉水位	通常水位	同左	無	差異はない。
事象	主蒸気隔離弁の誤閉止	同左	無	差異はない。
原子炉スクラム	主蒸気隔離弁閉スクラム	スクラム機能喪失	有	原子炉停止機能喪失事象の前提条件。
炉心条件	9×9燃料(A型)、9×9燃料(B型)、8×8燃料、MOX燃料の混在炉心又は単一炉心 (プラントにより異なる)	9×9(A型)、MOX燃料の単一炉心、又は9×9(A型)とMOX燃料の混在炉心 (プラントにより異なる)	有	従来許認可解析では原子炉内に存在する燃料タイプごとに保守的な混在炉心を選定しているが、重大事故等対策の有効性評価では代表的な炉心条件として単一炉心又はMOX混在を選定している。燃料タイプは異なるものの、熱水力特性は同等であり、プラント全体挙動に及ぼす影響は小さい。
ボイド反応度係数 ドップラ反応度係数	圧力上昇過渡用保守係数を使用	圧力上昇過渡用保守係数を代表値として使用	無	原子炉停止機能喪失事象では炉心流量が急減する挙動もあるが、起因事象が従来許認可と同じであることから保守係数の代表値として、出力上昇を厳しくする圧力上昇過渡と同じ値を使用する。
ギャップ熱伝達係数	燃焼期間中結果を厳しくする値	同左	無	重大事故等対策の有効性評価における燃焼期間は従来許認可解析と同じであり差異はない。

表 2-1 REDDYにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (4/11)

項目	従来許認可解析 (過渡解析)	重大事故等対策の有効性評価 (原子炉停止機能喪失)	従来許認可との差異	差異による影響
解 析 条 件	代替再循環トリップ機能	考慮しない	有	原子炉停止機能喪失事象の前提条件。
	代替制御棒挿入機能	考慮しない	無	差異はない。
	ほう酸水注入機能	考慮しない	有	原子炉停止機能喪失事象の前提条件。
	予備給水ポンプ	考慮しない	有	MSIV閉による給水加熱喪失の効果により出力が上昇するため結果が厳しくなる条件を設定。
	崩壊熱	一次遅れ特性	有	重大事故等対策の有効性評価では長時間領域での崩壊熱による影響を精度良く評価するために、より現実的な崩壊熱変化を設定。
	外部電源	健全	無	差異はない。
	SRV仕様	逃がし弁機能 (作動設定値は過出力条件用)	有	定格出力条件に従い、開設定圧力を設計値に変更しているが、初期原子炉圧力から開設定値までの差は同じであるため、原子炉減圧に伴う基本的な挙動は、従来許認可解析と同様である。
	再循環ポンプ慣性	設計値	無	差異はない。

表2-1 REDYにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (5/11)

項目	従来許認可解析 (過渡解析)	重大事故等対策の有効性評価 (原子炉停止機能喪失)	従来許認可 との差異	差異による影響
RCIC	考慮しない	考慮する	有	従来許認可解析での評価指標上RCICの動作有無は考慮不要であったが、重大事故等対策の有効性評価では原子炉がスクラムしないためRCIC作動の影響を確認している。
	考慮しない	考慮する	有	従来許認可解析での評価指標上、高圧ECCSの動作有無は考慮不要であったが、重大事故等対策の有効性評価では原子炉がスクラムしていないため、高圧ECCS作動の影響を確認している。
原子炉格納容器	考慮しない	考慮する	有	従来許認可解析では、早期にスクラムするため原子炉格納容器側評価は実施しないが、重大事故等対策の有効性評価では原子炉格納容器側も評価指標であるため設計値を使用してその影響を確認している。
RHR	考慮しない	考慮する	有	従来許認可解析では、原子炉格納容器側評価は実施しないが、重大事故等対策の有効性評価では原子炉格納容器側も評価指標であるため設計値を使用してその影響を確認している。

表 2-1 REDYにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (6/11)

項 目		従来許認可解析 (過渡解析)	重大事故等対策の有効性評価 (原子炉停止機能喪失)	従来許認可 との差異	差異による影響
物理現象	炉心(核) 核分裂出力 出力分布 変化 反応度フ ィードバ ック効果	圧力上昇過渡事象発生時に結果を厳しく評価するサイクル末期炉心条件を選定して、ボイド、ドップラ反応度に保守係数を考慮した設定を実施している。 また、反応度効果としては、ボイド、ドップラ、スクラム、制御棒の反応度を考慮している。	同左 また、反応度効果としては、ボイド、ドップラ、ボロン反応度を考慮している。	有	圧力上昇過渡事象の評価であるため、従来許認可と同じ保守係数を用いている。 原子炉がスクラムしないため、ボロン注入による出力低下により事象が収束する。原子炉がスクラムせず、原子炉出力の変化が従来許認可解析に比べて大きくなり、燃料被覆管温度評価に影響を及ぼす。
	崩壊熱	崩壊熱については、比較的短時間でスクラム動作して事象は収束するため、影響はほとんどなく、一次遅れを仮定している。	崩壊熱については、より現実的な崩壊熱曲線を使用している。	有	崩壊熱については、原子炉にて発生する蒸気量が原子炉格納容器側のパラメータ変化に影響する。なお、原子炉格納容器側評価は従来許認可解析では実施していない。
	三次元効果	事象発生後短時間で原子炉スクラムするため、中性子束振動現象は生じない。	原子炉がスクラムせず高出力・低流量状態に至るため、中性子束振動現象が生じる可能性がある。	有	中性子束振動現象が燃料被覆管温度に対して影響を与える可能性がある。よって、この現象を取り扱うことが可能な異なる解析コードによる参考解析を参照する。

表 2-1 REDYにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (7/11)

項 目		従来許認可解析 (過渡解析)	重大事故等対策の有効性評価 (原子炉停止機能喪失)	従来許認可 との差異	差異による影響	
物 理 現 象	炉心 (燃料)	燃料棒内 温度変化	原子炉内の平均的燃料棒を代表とし、燃料棒を同心円状に分割して燃料ペレットの熱伝導度、燃料ギャップの熱伝達率を適用している。	同左	無	従来許認可解析と同一であり、差異はない。 また、原子炉停止機能喪失事象では炉心冠水状態を維持するため、平均的燃料棒の燃料棒内温度変化及び燃料表面熱伝達については従来許認可解析と同様である。
		燃料棒表面熱伝達	燃料表面熱伝達は一定とし核沸騰の代表値を適用している。 熱的評価については、SCATコードにて実施(最小限界出力比(MCPR)が燃料の許容設計限界を下回らないことを確認。)	同左 熱的評価については、SCATコードにて実施(燃料被覆管温度評価を実施して判断基準を上回らないことを確認。)	無	
		沸騰遷移	(SCATコードによる評価)	(SCATコードによる評価)	—	—
		燃料被覆管酸化	(SCATコードによる評価)	(SCATコードによる評価)	—	—
		燃料被覆管変形	(SCATコードによる評価)	(SCATコードによる評価)	—	—

表 2-1 REDYにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (8/11)

	項目	従来許認可解析 (過渡解析)	重大事故等対策の有効性評価 (原子炉停止機能喪失)	従来許認可 との差異	差異による影響	
物理現象	炉心 (熱流動)	沸騰・ボイド率変化	原子炉出力の上昇並びに炉心流量の低下により炉心平均ボイド率が增加するが、炉心は冠水を維持しているため、二相水位の影響はない。	同左	無	差異はない。
		気液分離 (水位変化)・対向流 気液熱非平衡	炉心部の保有水量は十分保たれ、炉心は冠水を維持していることから影響はない。	同左	無	差異はない。
		圧力損失	事象発生時に再循環ポンプがトリップした際の炉心流量変化の速さについて、炉心部の圧力損失の影響により炉心流量低下速度が大きくなる。	原子炉圧力高により再循環ポンプがトリップし炉心流量が早期に低下するため、炉心部の圧力損失の影響により炉心流量低下速度が大きくなる。	無	圧力損失による影響に差異はない。
		三次元効果	事象発生後短時間で原子炉スクラムするため、核熱水力不安定事象は生じない。なお、流量配分による冷却材流量変化への影響はSCATコード側にて考慮する。	原子炉がスクラムせず高出力・低炉心流量状態に至るため、核熱水力不安定事象が生じる可能性がある。なお、流量配分による冷却材流量変化への影響はSCATコード側にて考慮する。	有	核熱水力不安定事象が燃料被覆管温度に影響を与える可能性がある。よって、この現象を取り扱うことが可能な異なる解析コードによる参考解析を参照する。

表 2-1 REDYにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (9/11)

項目		従来許認可解析 (過渡解析)	重大事故等対策の有効性評価 (原子炉停止機能喪失)	従来許認可 との差異	差異による影響
物理現象	原子炉圧力容器(逃がし安全弁を含む) 冷却材流量変化	原子炉水位低により再循環ポンプがトリップするが、実機機能の反映であるため設計値を使用している。	事象発生時に再循環ポンプがトリップした際の炉心流量変化の速さが、解析結果に影響すると考えられる。より現実的な評価を実施するため設計値を使用している。	有	重大事故等対策の有効性評価では再循環ポンプのトリップを考慮しているため、設計値を使用した現実的な解析条件としている。
	冷却材放出(臨界流・差圧流)	原子炉圧力が逃がし弁設定値に達すると蒸気を放出して原子炉圧力上昇を緩和する。	同左	無	差異はない。
	沸騰・凝縮・ボイド率変化	これらの物理現象は炉心以外の領域では直接的には影響しない。	同左	無	差異はない。
	圧力損失	考慮している	同左	無	差異はない。

表 2-1 REDYにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (10/11)

	項目	従来許認可解析 (過渡解析)	重大事故等対策の有効性評価 (原子炉停止機能喪失)	従来許認可 との差異	差異による影響
物理現象	原子炉圧力容器(逃がし安全弁を含む) ECCS注水(給水系・代替注水設備含む)	<ul style="list-style-type: none"> ・ECCS系は考慮しない。 ・給水ポンプ予備機は考慮しない。 ・給水加熱喪失を考慮。 	<ul style="list-style-type: none"> ・ECCS系を考慮。 ・予備機を含めた給水系を考慮。 ・同左 	有	原子炉がスクラムせず、また給水ポンプ予備機が起動するため、給水加熱喪失による出力上昇が燃料被覆管温度へ影響する可能性がある。
	ほう酸水の拡散	ほう酸水注入は考慮しない。	原子炉停止を達成するために、ほう酸水の原子炉への注入を設定。	有	従来許認可解析では原子炉スクラムにより原子炉停止となるが、重大事故等対策の有効性評価解析では、ほう酸水注入による原子炉停止としており、原子炉停止までの時間が長く、格納容器プール水温度及び格納容器圧力評価に影響する。
	三次元効果	REDYコードでは、燃料集合体間の流量配分について考慮していない。	同左	無	差異はない。

表 2-1 REDYにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (11/11)

	項目	従来許認可解析 (過渡解析)	重大事故等対策の有効性評価 (原子炉停止機能喪失)	従来許認可 との差異	差異による影響
物理現象	原子炉格納容器 冷却材放出	考慮しない	原子炉圧力が逃がし弁設定値に達すると蒸気を放出するため、格納容器プール水温度が上昇する。	有	格納容器プール水温度及び格納容器圧力評価に影響する。
	格納容器各領域間の流動	考慮しない	原子炉格納容器を1ノードでモデル化し、空間部温度は格納容器プール水温度と同じにすると仮定している。	有	格納容器プール水温度及び格納容器圧力評価に影響する。
	サプレッション・プール冷却	考慮しない	RHRによる除熱を考慮。	有	格納容器プール水温度及び格納容器圧力評価に影響する。
	気液界面の熱伝達	考慮しない	格納容器各領域間の流動に同じ。	有	格納容器プール水温度及び格納容器圧力評価に影響する。

表 2-2 SCATにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (1/11)

	従来許認可解析 (ABWR主蒸気隔離弁の誤閉止)	重大事故等対策の有効性評価 (ABWR主蒸気隔離弁の誤閉止 +原子炉停止機能喪失)
最小限界出力比 (MCP R)		原子炉出力の上昇によりMCP Rは減少し、沸騰遷移判定基準に達する。
燃料被覆管温度	沸騰遷移は生じないため、燃料被覆管温度は初期値からほとんど変化しない。	

表 2-2 SCATにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (2/11)

	従来許認可解析 (ABWR主蒸気隔離弁の誤閉止)	重大事故等対策の有効性評価 (ABWR主蒸気隔離弁の誤閉止 +原子炉停止機能喪失)
事 象 進 展	MCPR： <u>原子炉スクラムによる負の反応度効果により，過渡時のMCPRは初期値を下回らない。</u> 燃料被覆管温度： <u>沸騰遷移が生じることは無く，温度はほとんど変化しない。</u>	MCPR： <u>原子炉スクラムしないため，過渡時のMCPRは沸騰遷移判定基準を下回る。</u> 燃料被覆管温度： <u>沸騰遷移が生じるため，温度は上昇する。原子炉出力の低下に伴いリウエットが発生し温度は低下する。</u>
	原子炉スクラム：約 0.3 秒 MSIV閉鎖：約 3 秒 沸騰遷移・リウエット：発生しない	原子炉スクラム：失敗 MSIV閉鎖：同左 沸騰遷移・リウエット：数秒～約 400 秒
変 化 範 囲	MCPR：初期値を下回らない 燃料被覆管温度：初期値からほとんど変化しない 時間：0 秒～数秒	MCPR：沸騰遷移判定基準を下回る 燃料被覆管温度：初期値～約 1000℃ 時間：0 秒～約 400 秒
適 用 範 囲	MCPR：1.0 以上 燃料被覆管温度：対象外 時間：0 秒～制限なし	MCPR：同左 燃料被覆管温度：飽和温度～1200℃ 時間：同左

表 2-2 SCATにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (3/11)

	項目	従来許認可解析 (過渡解析)	重大事故等対策の有効性評価 (原子炉停止機能喪失)	従来許認可 との差異	差異による影響
解 析 条 件	初期バンドル出力	初期MCPRがOLMCPRと なる値	同左	無	従来許認可解析と同一の設定であり、 差異はない。
	事象	主蒸気隔離弁の誤閉止	同左	無	従来許認可解析と同一の事象であり、 差異はない。
	原子炉スクラム	主蒸気隔離弁閉スクラム	スクラム機能喪失	有	原子炉停止機能喪失事象の前提条件 であり、条件の差異が生じる。スクラ ム機能喪失時は沸騰遷移が生じ、燃料 被覆管温度が上昇する。沸騰遷移後 における燃料被覆管温度挙動は、SCA Tコードが取扱う従来許認可解析の 範囲外である。そのため、原子炉停止 機能喪失事象を適切に評価するよう に、熱伝達係数、ボイドモデル等を従 来許認可解析から変更している。
	燃料タイプ	9×9燃料(A型), 9×9燃料 (B型), MOX燃料	9×9(A型)燃料, MOX燃料	無	従来許認可解析と同一の設定であり、 差異はない。

表 2-2 SCATにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (4/11)

	項目	従来許認可解析 (過渡解析)	重大事故等対策の有効性評価 (原子炉停止機能喪失)	従来許認可 との差異	差異による影響
解 析 条 件	初期MCPR	OLMCPR	同左	無	従来許認可解析と同一の設定であり、差異はない。
	沸騰遷移判定MCPR	SLMCPR	同左	無	従来許認可解析と同一の設定であり、差異はない。
	ホットチャンネルの軸方向出力分布	中央出力ピーク分布	同左	無	従来許認可解析と同一の分布であり、差異はない。
	最大線出力密度	44.0kW/m×1.0	同左	無	従来許認可解析と同一の設定であり、差異はない。
	局所出力ピーキング係数	上記の初期MCPRとピーク位置での線出力密度を満たすよう調整した値	同左	無	従来許認可解析と同一の設定であり、差異はない。
	ホットチャンネルのギャップ熱伝達係数 平均出力ロッド ホットロッド	燃焼期間中のバンドル平均の最大値 (軸方向一定値) 平均出力ロッドに同じ	同左 最大線出力密度 44kW/m 相当 (軸方向分布考慮)	無 有	従来許認可解析と同一の設定であり、差異はない。 原子炉停止機能喪失事象の解析では、沸騰遷移後における燃料被覆管温度挙動を評価するために、ホットロッドのギャップ熱伝達係数に差異が生じる。軸方向分布を考慮したギャップ熱伝達係数を適用することで、適切に評価できる。

表 2-2 SCATにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (5/11)

	項目	従来許認可解析 (過渡解析)	重大事故等対策の有効性評価 (原子炉停止機能喪失)	従来許認可 との差異	差異による影響
解 析 モ デ ル	燃料被覆管と冷却材間の 熱伝達係数 サブクール： サブクール沸騰，核沸騰： 膜沸騰： リウエット：	Dittus-Boelter の式 Jens-Lottes の式 使用しない 使用しない	同左 同左 修正 Dougall-Rohsenow 式 日本原子力学会標準「BWR にお ける過渡的な沸騰遷移後の燃 料健全性評価基準：2003」にお ける関連式 2	無 無 有 有	原子炉停止機能喪失事象の解析では， 沸騰遷移後における燃料被覆管温度挙 動を評価するために，熱伝達モデルに 差異が生じる。日本原子力学会標準で 推奨される関連式を適用することで， 適切に評価できる。 また，核沸騰までの挙動は従来許認可 解析と同等であり，サブクール，サブ クール沸騰，及び核沸騰で適用する相 関式については従来許認可解析コード の取り扱いの範囲内に収まる。
	沸騰遷移評価モデル	GEXL 関連式	同左	無	従来許認可解析と同一の設定であり， 差異はない。
デ ル	ボイドモデル				
	サブクールボイドモデル 気泡離脱点： 蒸気生成：				
	圧損モデル 単相摩擦損失係数： 二相摩擦増倍係数： 局所二相増倍係数：				

本資料のうち，枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

表 2-2 SCATにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (6/11)

	項 目		従来許認可解析 (過渡解析)	重大事故等対策の有効性評価 (原子炉停止機能喪失)	従来許認可 との差異	差異による影響
物 理 現 象	炉 心 (<u>核</u>)	核分裂出力 出力分布変化 反応度フィー ドバック効果	(REDYコードによる評価)	(REDYコードによる評価)	—	—
		崩壊熱	(REDYコードによる評価)	(REDYコードによる評価)	—	—
		三次元効果	(REDYコードによる評価)	(REDYコードによる評価)	—	—

表 2-2 SCATにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (7/11)

	項目	従来許認可解析 (過渡解析)	重大事故等対策の有効性評価 (原子炉停止機能喪失)	従来許認可 との差異	差異による影響
物理現象	炉心 (燃料) 燃料棒内温度変化 燃料棒表面熱伝達 沸騰遷移	出力が上昇してMCPRが低下するが、沸騰遷移は生じず、核沸騰状態で事象は推移する。	原子炉出力が急激に上昇するため、沸騰遷移が生じて膜沸騰状態に移行する。その後、原子炉出力の低下によってリウエットに至ることで核沸騰状態へ移行する。燃料被覆管温度は、燃料ペレット内発熱により燃料ペレット熱伝導とギャップ部の熱伝達及び燃料被覆管熱伝導を通して上昇する。	有	原子炉停止機能喪失事象では、沸騰遷移が生じるため、燃料被覆管温度の挙動に差異が生じる。沸騰遷移後における燃料被覆管温度挙動は、SCATコードが取扱う従来許認可解析の範囲外である。そのため、原子炉停止機能喪失事象を適切に評価するように、熱伝達係数、ボイドモデル等を従来許認可解析から変更している。
	燃料被覆管酸化	燃料被覆管温度の上昇量が小さく、ジルコニウム-水反応が発生する程度には至らない。	沸騰遷移発生によって燃料被覆管温度が高温となるため、ジルコニウム-水反応が発生する。	有	原子炉停止機能喪失事象の解析では、燃料被覆管温度が高温となるため、取扱う燃料被覆管酸化量の評価に差異が生じる。そのため、燃料被覆管と冷却水又は水蒸気との化学反応に Baker-Just の式を適用して燃料被覆管酸化量を計算する。
	燃料被覆管変形	無し	同左	無	従来許認可解析との差異はない。

表 2-2 SCATにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (8/11)

項目		従来許認可解析 (過渡解析)	重大事故等対策の有効性評価 (原子炉停止機能喪失)	従来許認可 との差異	差異による影響	
物理現象	炉心(熱流動)	沸騰・ボイド率変化	ボイド率は低下していく。	スクラムしないためボイド率は高いまま維持される。	有	原子炉停止機能喪失事象の解析では、スクラム機能喪失を仮定しており、ボイド率の挙動に差異が生じる。しかし、原子炉停止機能喪失でのボイド率は、過渡解析でのボイド率の最大値と同等であるため、差異による影響はない。
		気液分離(水位変化)・対向流	炉心部に二相水位は形成されない。	同左	無	従来許認可解析との差異はない。
		気液熱非平衡	無し	沸騰遷移発生によって過熱蒸気が発生する可能性がある。	有	原子炉停止機能喪失事象の解析では、沸騰遷移発生により、気液熱非平衡に差異が生じる。そのため、原子炉停止機能喪失事象を適切に評価するように、燃料被覆管-冷却材間の熱伝達係数を従来許認可解析から変更している。
		圧力損失	流量に影響を与えない。	同左	無	従来許認可解析との差異はない。
		三次元効果	炉心径方向出力分布の変化は小さく、流量配分による冷却材流量変化への影響は小さい。 また、事象発生後短時間で原子炉スクラムするため、核熱水力不安定事象は生じない。	炉心径方向出力分布の変化は小さく、流量配分による冷却材流量変化への影響は小さい。 一方、原子炉がスクラムせず高出力・低流量状態に至るため、核熱水力不安定事象が生じる可能性がある。	有	核熱水力不安定事象が燃料被覆管温度に影響を与える可能性がある。よって、この現象を取り扱うことが可能な異なる解析コードによる参考解析を参照する。

表2-2 SCATにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (9/11)

	項目	従来許認可解析 (過渡解析)	重大事故等対策の有効性評価 (原子炉停止機能喪失)	従来許認可 との差異	差異による影響
物理現象	原子炉圧力容器(逃がし安全弁を含む) 冷却材流量変化	原子炉水位低によって再循環ポンプトリップし、自然循環流量相当まで流量が低下する。	A T W S 圧力高や原子炉水位低によって再循環ポンプトリップし、自然循環流量相当まで低下する。	無	従来許認可解析との差異はない。
	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	M S I V 誤閉止による原子炉圧力の上昇によって逃がし安全弁が作動する。	同左	無	従来許認可解析との差異はない。
	沸騰・凝縮・ボイド率変化	炉心以外の領域における本物理現象が評価指標に与える影響はない。	同左	無	従来許認可解析との差異はない。
	圧力損失	炉心以外の領域における本物理現象が評価指標に与える影響はない。	同左	無	従来許認可解析との差異はない。

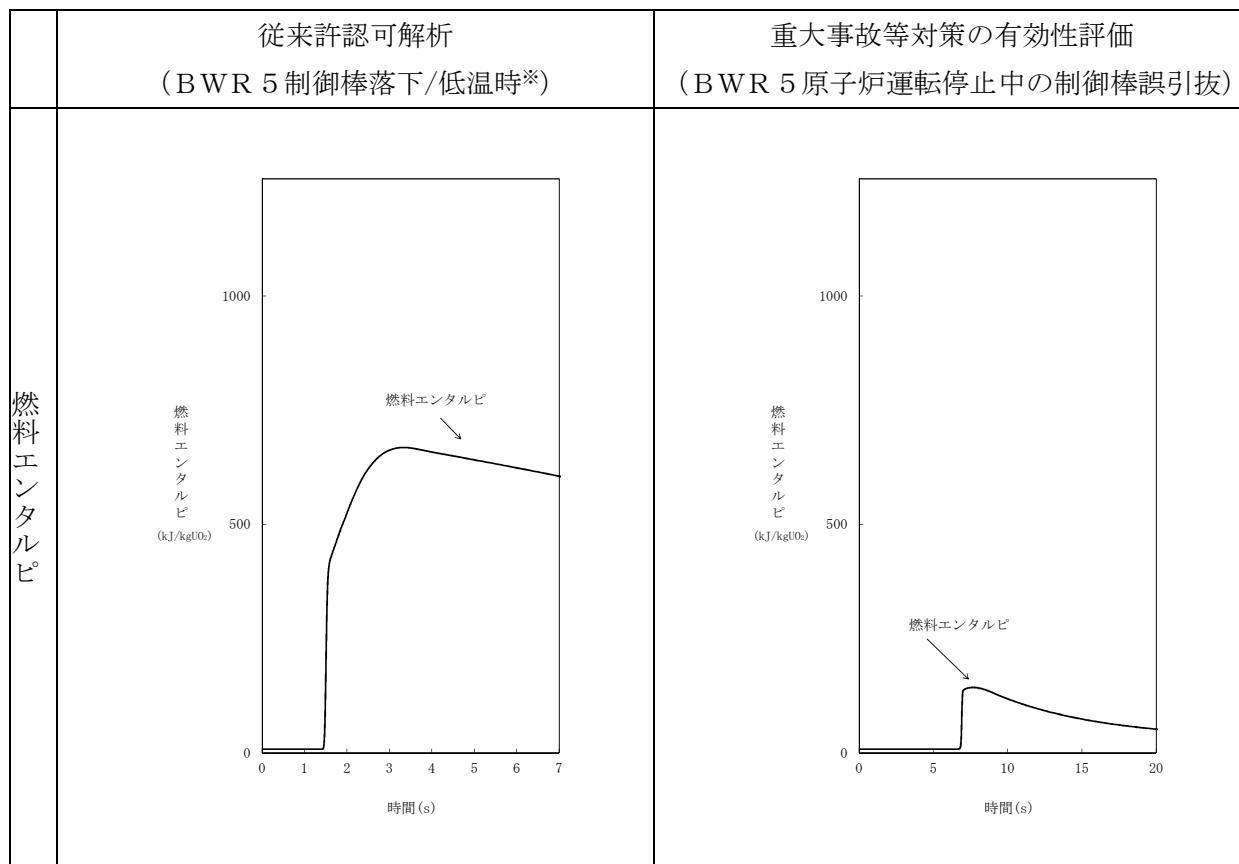
票2-2 SCATにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (10/11)

項目		従来許認可解析 (過渡解析)	重大事故等対策の有効性評価 (原子炉停止機能喪失)	従来許認可 との差異	差異による影響
物理現象	原子炉圧力容器(逃がし安全弁を含む)	ECCS注水(給水系・代替注水設備含む) ・T/D給水ポンプトリップ	・T/D給水ポンプトリップ ・M/D給水ポンプ起動 ・HPCF, RCIC起動	有	原子炉停止機能喪失事象の解析では、M/D給水ポンプ起動を仮定しており、入口サブクーリングが増加するため、入口サブクーリングに差異が生じる。入口サブクーリングの増加はGEXL相関式で適用可能と考えられるため、差異による影響はない。
	ほう酸水の拡散	ほう酸水注入系は起動しない。	ほう酸水注入系の起動によって原子力出力を抑制し、原子炉停止を達成する。(REDYコードによる評価)	有	原子炉停止機能喪失事象の解析では、ほう酸水注入系の起動を考慮するため、ほう酸水の効果に差異が生じる。燃料被覆管温度の上昇は事象初期であり、ほう酸水注入系による出力抑制の効果が現れる段階より早いため影響はないと考えられる。そのため差異による影響はない。
	三次元効果	(下部プレナムの流量配分) 再循環ポンプは対称にトリップするため影響はない。	同左	無	従来許認可解析との差異はない。

表2-2 SCATにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (11/11)

項目		従来許認可解析 (過渡解析)	重大事故等対策の有効性評価 (原子炉停止機能喪失)	従来許認可 との差異	差異による影響
物理現象	原子炉格納容器 冷却材放出	原子炉格納容器の挙動を評価しないため本物理現象は考慮しない。 原子炉格納容器における本物理現象が評価指標に与える影響はない。	逃がし安全弁を介して原子炉格納容器の圧力及びプール水温が上昇する (REDYコードによる評価)。	有	原子炉停止機能喪失事象の解析では、原子炉格納容器の挙動を評価するため、物理現象の考慮有無に差異が生じる。いずれもREDYコードにて適切に評価でき、SCATコードによる評価において差異による影響はない。
	格納容器各領域間の流動	同上	原子炉格納容器の雰囲気温度及び圧力変化に影響する (REDYコードによる評価)。	有	同上
	サプレッション・プール冷却	同上	残留熱除去系によるサプレッション・プール冷却を行うことによって原子炉格納容器の圧力及びプール水温の上昇を抑制する (REDYコードによる評価)。	有	同上
	気液界面の熱伝達	同上	原子炉格納容器の雰囲気温度及び圧力変化に影響する。(REDYコードによる評価)	有	同上

表3 APEX/SCAT (RIA用)における従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (1/12)



※制御棒落下事象を比較対象として選定した理由は、起動時の制御棒引き抜き時の過渡変化の燃料エンタルピーは最大約 88kJ/kgUO₂ であり、制御棒落下事象の方が厳しい事象 (燃料エンタルピー: 8 ~ 669kJ/kgUO₂) であるため

表3 APEX/SCAT (RIA用)における従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (2/12)

	従来許認可解析 (BWR 5 制御棒落下/低温時)	重大事故等対策の有効性評価 (BWR 5 原子炉運転停止中の制御棒誤引抜)
事象進展	<p>原子炉の起動時に制御棒がインシーケンスで引き抜かれた臨界状態から、制御棒1本が落下速度の上限値 0.95m/s で落下することにより、原子炉出力が上昇する。</p> <p>急激な出力上昇は、ドップラ反応度の負のフィードバックにより抑えられるとともに、平均出力領域モニタの中性子束高スクラム信号が発生して、原子炉はスクラムし、事象は収束する。</p>	<p>原子炉の停止時に制御棒が1本引き抜かれた局所臨界状態から、隣接する1本の制御棒が引抜速度の上限値 9.1cm/s で連続的に引き抜かれることにより原子炉出力が上昇する。</p> <p>原子炉出力が上昇し、起動領域モニタの原子炉周期短信号が発生して、原子炉はスクラムし、事象は収束する。</p>
	原子炉スクラム：約 1.5 秒	原子炉スクラム：約 6.8 秒
変化範囲	<p>燃料エンタルピー：8 kJ/kgUO₂～約 669kJ/kgUO₂</p> <p>沸騰状態：単相，核沸騰，膜沸騰</p> <p>時間：0 秒～7 秒</p>	<p>燃料エンタルピー：8 kJ/kgUO₂～約 144kJ/kgUO₂</p> <p>沸騰状態：単相，核沸騰</p> <p>時間：0 秒～20 秒</p>
適用範囲	<p>沸騰状態：単相，核沸騰，膜沸騰</p> <p>時間：0 秒～制限なし</p>	<p>沸騰状態：同左</p> <p>時間：同左</p>

表3 APEX/SCAT (RIA用)における従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (3/12)

	項目	従来許認可解析 (事故：制御棒落下) (過渡：原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き)	重大事故等対策の有効性評価 (原子炉運転停止中の制御棒誤引抜)	従来許認可との差異	差異による影響
解析	初期炉心条件	事故：低温臨界状態/高温待機臨界状態 過渡 (BWR 5)：高温待機臨界状態 過渡 (ABWR)：低温臨界状態	低温停止状態	有	低温停止状態を初期炉心条件としており、差異が生じる。ただし、個々の炉心パラメータ自体は従来許認可解析の低温臨界条件と同一であり、また、事故後の炉心の基本的な挙動は従来許認可解析と同様であることから、差異による影響はない。
	事象	事故：制御棒落下 過渡：制御棒の誤引抜	制御棒の誤引抜	無	過渡解析と同一の事象であり、従来許認可解析のモデル適用範囲内である。
条件	初期実効増倍率	1.00 (通常の制御棒引抜操作で臨界に達している)	1.00 (保守的に初期状態で臨界を想定)	無	停止中の制御棒誤引抜解析では保守側に初期実効増倍率を1.00としており、初期実効増倍率条件の差異はない。
	初期制御棒パターン	臨界状態に対応した制御棒パターン	制御棒1本全引抜	有	停止中の制御棒誤引抜解析では制御棒1本全引抜状態を初期条件としており、条件の差異が生じる。事故後の炉心の基本的な挙動は従来許認可解析と同様であり、差異による影響はない。

表3 APEX/SCAT (RIA用)における従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (4/12)

	項目	従来許認可解析 (事故：制御棒落下) (過渡：原子炉起動時における制御棒 の異常な引き抜き)	重大事故等対策の有効性評価 (原子炉運転停止中の制御棒誤引抜)	従来許認可 との差異	差異による影響
解 析 条 件	初期出力	事故 (低温臨界状態) : 定格の 10^{-8} 事故 (高温待機臨界状態) : 定格の 10^{-6} 過渡 (低温臨界状態) : 定格の 10^{-8} 過渡 (高温待機臨界状態) : 定格の 10^{-3}	定格の 10^{-8}	無	停止中の制御棒誤引抜解析では低温臨界状態に対応した初期出力としており、事故・過渡解析 (低温臨界状態) との差異はない。
	初期燃料被 覆管表面温 度及び原子 炉冷却材の 温度	低温臨界状態 : 20°C 高温待機臨界状態 (BWR 5) : 286°C 高温待機臨界状態 (ABWR) : 287°C	20°C	無	停止中の制御棒誤引抜解析では低温臨界状態に対応した初期温度としており、事故・過渡解析 (低温臨界状態) との差異はない。
	初期燃料エ ンタルピ	低温臨界状態 : 8 kJ/kgUO ₂ 高温待機臨界状態 : 75 kJ/kgUO ₂	8 kJ/kgUO ₂	無	初期温度に対応した燃料エンタルピとしており、事故・過渡解析 (低温臨界状態) との差異はない。
	初期原子炉 圧力	低温臨界状態 : 0.0 MPa [gage] 高温待機臨界状態 (BWR 5) : 7.03 MPa [gage] 高温待機臨界状態 (ABWR) : 7.17 MPa [gage]	0.0 MPa [gage]	無	原子炉低温停止状態に対応した初期圧力としており、事故・過渡解析 (低温臨界状態) との差異はない。

表3 APEX/SCAT (RIA用)における従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (5/12)

	項目	従来許認可解析 (事故：制御棒落下) (過渡：原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き)	重大事故等対策の有効性評価 (原子炉運転停止中の制御棒誤引抜)	従来許認可との差異	差異による影響
解析条件	初期炉心流量	定格の20% (再循環ポンプによる冷却材循環)	定格の2% (崩壊熱除去系による冷却材循環)	有	停止中の制御棒誤引抜解析では崩壊熱除去系による冷却材循環を仮定しており、初期流量に差異が生じる。事故後の炉心の基本的な挙動は従来許認可解析と同様であり、差異による影響はない。
	局所出力ピーキング係数	最大出力となる燃料集合体断面に対応する値 燃焼度条件 サイクル初期：未燃焼 サイクル末期：当該燃料の燃焼度より小さい燃焼度	最大出力となる燃料集合体断面に対応する値 燃焼度条件 未燃焼	無	従来許認可解析と同一の局所出力ピーキング係数を使用しており、差異はない。

表3 APEX/SCAT (RIA用)における従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (6/12)

	項目	従来許認可解析 (事故：制御棒落下) (過渡：原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き)	重大事故等対策の有効性評価 (原子炉運転停止中の制御棒誤引抜)	従来許認可との差異	差異による影響
解析モデル	ギャップ熱伝達	Ross & Stoute の式	同左	無	従来許認可解析と同一の熱伝導方程式を使用しており、差異はない。
	燃料棒表面熱伝達	単相強制対流：Dittus-Boelter の式 核沸騰状態：Jens-Lottes の式 膜沸騰状態(低温時)：NSRR の実測データに基づいて導出された熱伝達相関式 膜沸騰状態(高温待機時)： Dougall-Rohsenow の式	同左	無	従来許認可解析と同一の熱伝達相関式を用いており、差異はない。また、事故後の炉心の基本的な挙動は従来許認可解析と同様であり、熱伝達係数については従来許認可解析コードの取り扱いの範囲内に収まる。
	沸騰遷移	低温時：Rohsenow-Griffith の式及び Kutateladze の式 高温待機時：GEXL 相関式での MCPR が限界値	同左	無	従来許認可解析と同一の沸騰遷移判定式を用いており、差異はない。

表3 APEX/SCAT (RIA用)における従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (7/12)

	項目	従来許認可解析 (事故：制御棒落下) (過渡：原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き)	重大事故等対策の有効性評価 (原子炉運転停止中の制御棒誤引抜)	従来許認可との差異	差異による影響
解析条件	引抜/落下制御棒	事故：インシーケンス制御棒引抜で許可された制御棒1本 過渡 (BWR 5)：インシーケンス制御棒引抜で許可された制御棒1本 過渡 (ABWR)：インシーケンス制御棒引抜で許可された制御棒26本	初期引抜制御棒に隣接する制御棒1本	有	停止中の制御棒誤引抜解析は引抜制御棒に隣接する制御棒1本の引抜を仮定しており、引抜制御棒に差異が生じる。事故後の炉心の基本的な挙動は従来許認可解析と同様であり、差異による影響はない。
	引抜/落下制御棒価値	事故：1.3%Δk 過渡 (BWR 5)：1.3%Δk 過渡 (ABWR)：3.5%Δk	誤引抜制御棒全引抜時の反応度価値	有	停止中の制御棒誤引抜解析は誤引抜制御棒全引抜時の反応度価値を用いるため、制御棒価値に差異が生じる。事故後の炉心の基本的な挙動は従来許認可解析と同様であり、差異による影響はない。
	制御棒引抜/落下速度	事故 (BWR 5)：0.95m/s 事故 (ABWR)：0.7m/s 過渡 (BWR 5)：9.1cm/s 過渡 (ABWR)：3.3cm/s	BWR 5：9.1cm/s ABWR：3.3cm/s	無	従来許認可解析 (過渡) と同一の制御棒引抜速度としており、差異はない。

表3 APEX/SCAT (RIA用)における従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (8/12)

	項目	従来許認可解析 (事故：制御棒落下) (過渡：原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き)	重大事故等対策の有効性評価 (原子炉運転停止中の制御棒誤引抜)	従来許認可との差異	差異による影響
解析条件	スクラム条件	事故：中性子束高(平均出力領域モニタ) 過渡(中間領域モニタ採用プラント)：中性子束高 過渡(起動領域モニタ採用プラント)：原子炉周期短	中間領域モニタ採用プラント：中性子束高 起動領域モニタ採用プラント：原子炉周期短	無	従来許認可解析(過渡)と同一のスクラム条件としており、差異はない。
	検出器バイパス条件	事故：平均出力領域モニタに単一故障を仮定する。 過渡(BWR5)：A, Bチャンネルともに引抜制御棒に最も近い検出器を1個ずつバイパス 過渡(ABWR)：A, B, Cグループともに引抜制御棒に最も近い検出器を1個ずつバイパス	BWR5：A, Bチャンネルともに引抜制御棒に最も近い検出器を1個ずつバイパス ABWR：A, B, Cグループともに引抜制御棒に最も近い検出器を1個ずつバイパス	無	従来許認可解析(過渡)と同一の検出器バイパス条件としており、差異はない。
	スクラム動作遅れ	事故：0.09秒 過渡(中間領域モニタ採用プラント)：0.09秒 過渡(起動領域モニタ採用プラント)：0.2秒	中間領域モニタ採用プラント：0.09秒 起動領域モニタ採用プラント：0.2秒	無	従来許認可解析(過渡)とスクラム動作遅れとしており、差異はない。

表3 APEX/SCAT (RIA用)における従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (9/12)

項目		従来許認可解析 (事故:制御棒落下) (過渡:原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き)	重大事故等対策の有効性評価 (原子炉運転停止中の制御棒誤引抜)	従来許認可との差異	差異による影響
物理現象	炉心(核)	<p>核分裂出力</p> <p>出力分布変化</p> <p>反応度フィードバック効果</p> <p>制御棒反応度効果</p> <p>事故:制御棒落下により急激な反応度投入と出力分布変化が生じる。急激な出力上昇はドップラ反応度の負のフィードバックにより抑えられるとともに、平均出力領域モニタの中性子束高スクラム信号が発生して、原子炉はスクラムする。</p> <p>過渡:制御棒が連続的に引き抜かれ、原子炉出力が上昇する。出力上昇後にスクラム信号が発生して原子炉はスクラムする。</p>	<p>制御棒が連続的に引き抜かれ、原子炉出力が上昇する。出力上昇後にスクラム信号が発生して原子炉はスクラムする。</p>	有	<p>停止中の制御棒誤引抜解析は炉心外周部の制御棒が局所的に引き抜かれることから、局所的に出力が上昇し、三次元的な出力分布変化の影響が生じる。また、制御棒反応度効果は一般に三次元的な位置に依存する影響を受けるが、事象を通じての炉心挙動は従来許認可解析(事故)の範囲を超えることはない。</p>

表3 APEX/SCAT (RIA用)における従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (10/12)

項目		従来許認可解析 (事故：制御棒落下) (過渡：原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き)	重大事故等対策の有効性評価 (原子炉運転停止中の制御棒誤引抜)	従来許認可との差異	差異による影響
物理現象	炉心(燃料)	<p>事故：炉心出力が急激に上昇するため、最高出力燃料棒は沸騰遷移し膜沸騰状態に至る。膜沸騰状態では燃料の除熱量が低下し、燃料温度は1,000℃を超える温度で推移する。</p> <p>過渡：炉心出力の上昇は事故と比較して緩やかであることから、最高出力燃料棒は沸騰遷移に至らない。</p>	炉心出力の上昇は従来許認可解析の事故と比較して緩やかであることから、最高出力燃料棒は沸騰遷移には至らない。	無	従来許認可解析からの差異はない。
	燃料被覆管酸化	<p>事故：燃料被覆管の高温化に伴うジルコニウム-水反応が発生する。</p> <p>過渡：燃料被覆管温度の上昇量が小さく、燃料被覆管温度はジルコニウム-水反応が発生する程度には至らない。</p>	燃料被覆管温度の上昇量が小さく、燃料被覆管温度はジルコニウム-水反応が発生する程度には至らない。	無	従来許認可解析からの差異はない。

表3 APEX/SCAT (RIA用)における従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (11/12)

項目		従来許認可解析 (事故：制御棒落下) (過渡：原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き)	重大事故等対策の有効性評価 (原子炉運転停止中の制御棒誤引抜)	従来許認可との差異	差異による影響
物理現象	炉心(熱流動) 沸騰・ボイド率変化	事故：炉心出力が急激に上昇するため、ボイドが発生する。 過渡：サブクールのない高温待機状態の場合、ボイドが発生する。 低温状態の場合、サブクール度が大きく、また、事象を通じての表面熱流束上昇量も小さいことから、ボイドはほとんど発生しない。	サブクール度が大きく、また、事象を通じての表面熱流束上昇量も小さいことから、ボイドはほとんど発生しない。	無	従来許認可解析からの差異はない。
	三次元効果	事故：ボイド発生に伴い、圧力損失による流量配分への三次元効果が生じ得る。 過渡：高温待機状態の場合、ボイド発生に伴い、圧力損失による流量配分への三次元効果が生じ得る。低温状態の場合、ボイドがほとんど発生しないことから、圧力損失による流量配分への三次元効果は生じない。	サブクール度の大きい低温状態であり、ボイドがほとんど発生しないことから、圧力損失による流量配分への三次元効果は生じない。	無	従来許認可解析(過渡)との差異はない。また、事象を通じての燃料挙動は従来許認可解析(事故)の範囲を超えることはない。

表3 APEX/SCAT (RIA用)における従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (12/12)

項目		従来許認可解析 (事故：制御棒落下) (過渡：原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き)	重大事故等対策の有効性評価 (原子炉運転停止中の制御棒誤引抜)	従来許認可との差異	差異による影響
物理現象	炉心(熱流動)	<p>事故：ボイド発生に伴い、圧力損失への影響が生じる。</p> <p>過渡：高温待機状態の場合、ボイド発生に伴い、圧力損失への影響が生じる。低温状態の場合、ボイドがほとんど発生しないことから、圧力損失への影響は生じない。</p>	<p>サブクール度の大きい低温状態であり、ボイドがほとんど発生しないことから、圧力損失への影響は生じない。</p>	無	<p>従来許認可解析(過渡)との差異はない。また、事象を通じての燃料挙動は従来許認可解析(事故)の範囲を超えることはない。</p>