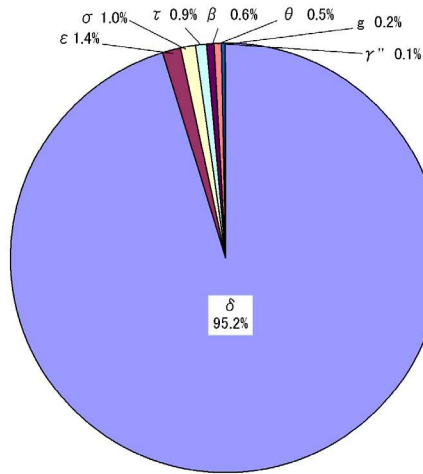
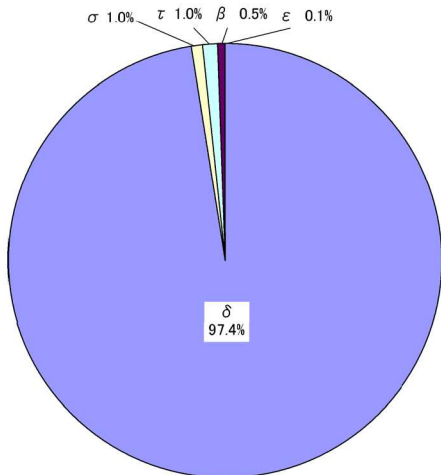


2.1.1-65

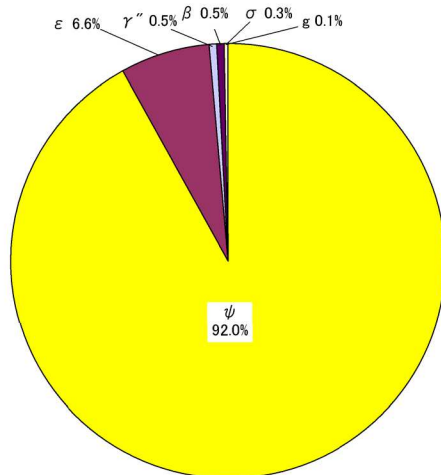


◆格納容器破損モード別CFF

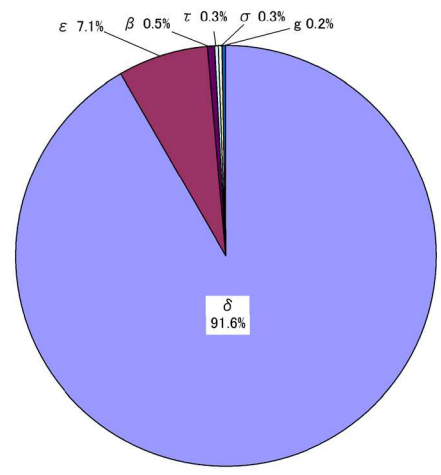
破 損 モ ー ド 別	格納容器 破損頻度 (／炉年)	割合 (%)
δ (水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損)	2.0E-04	95.2
ε (ベースマット溶融貫通)	3.0E-06	1.4
σ (格納容器雰囲気直接加熱)	2.1E-06	1.0
τ (過温破損)	2.0E-06	0.9
β (格納容器隔離失敗)	1.2E-06	0.6
θ (水蒸気蓄積による格納容器先行破損)	1.1E-06	0.5
g (蒸気発生器伝熱管破損)	4.2E-07	0.2
γ'' (水素燃焼 (原子炉容器破損後長時間経過後))	1.9E-07	0.1
μ (溶融物直接接触)	2.1E-08	0.0
η (原子炉容器外水蒸気爆発)	8.7E-09	0.0
α (原子炉容器内水蒸気爆発)	3.1E-09	0.0
γ (水素燃焼 (原子炉容器破損以前))	6.0E-10	0.0
γ' (水素燃焼 (原子炉容器破損直後))	5.5E-10	0.0
ν (インターフェイスシステムLOCA)	3.0E-11	0.0
合 計	2.1E-04	100.0



◆格納容器破損モード別CFF
(PDSがSEDの場合)



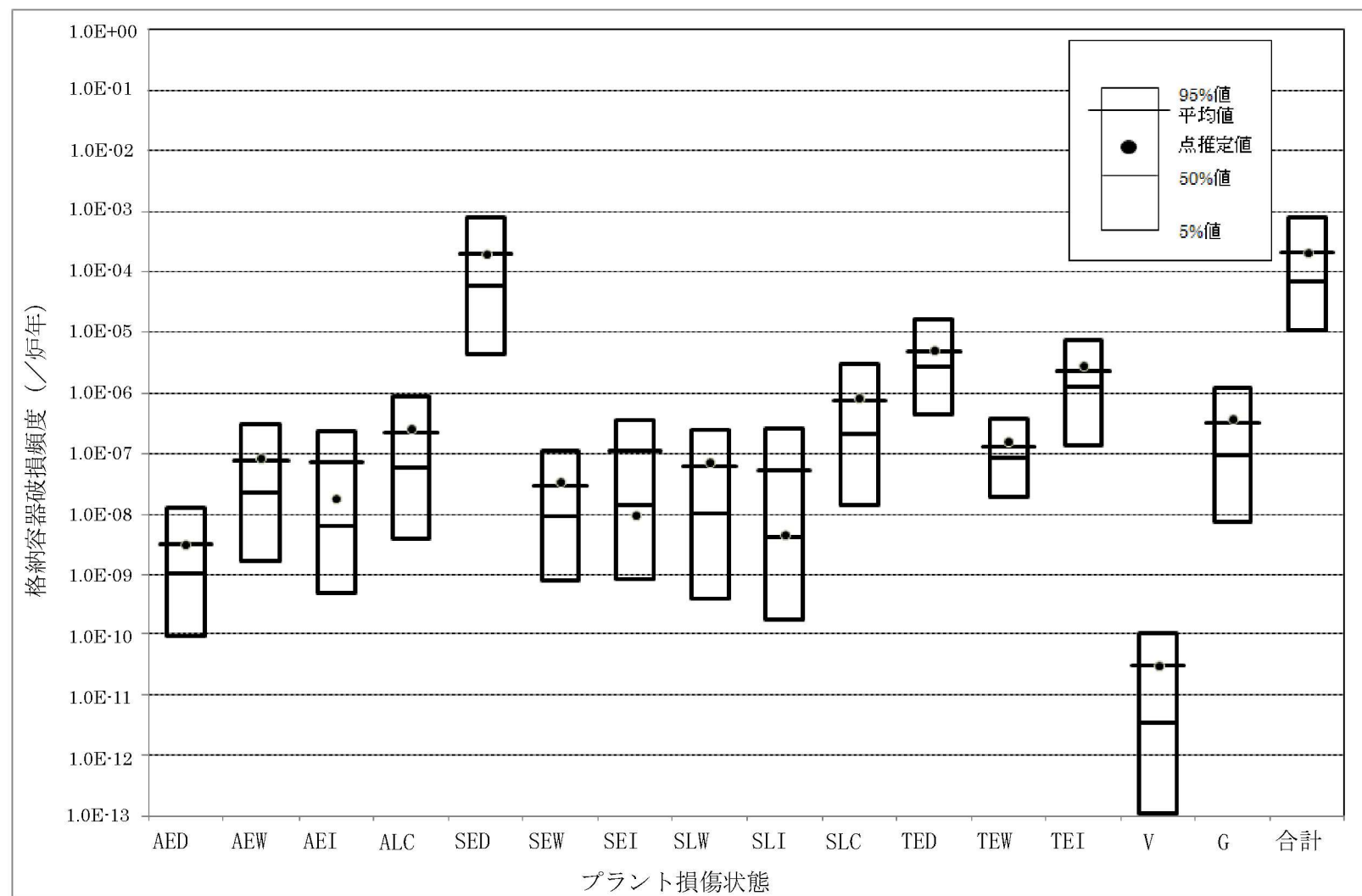
◆格納容器破損モード別CFF
(PDSがTEIの場合)



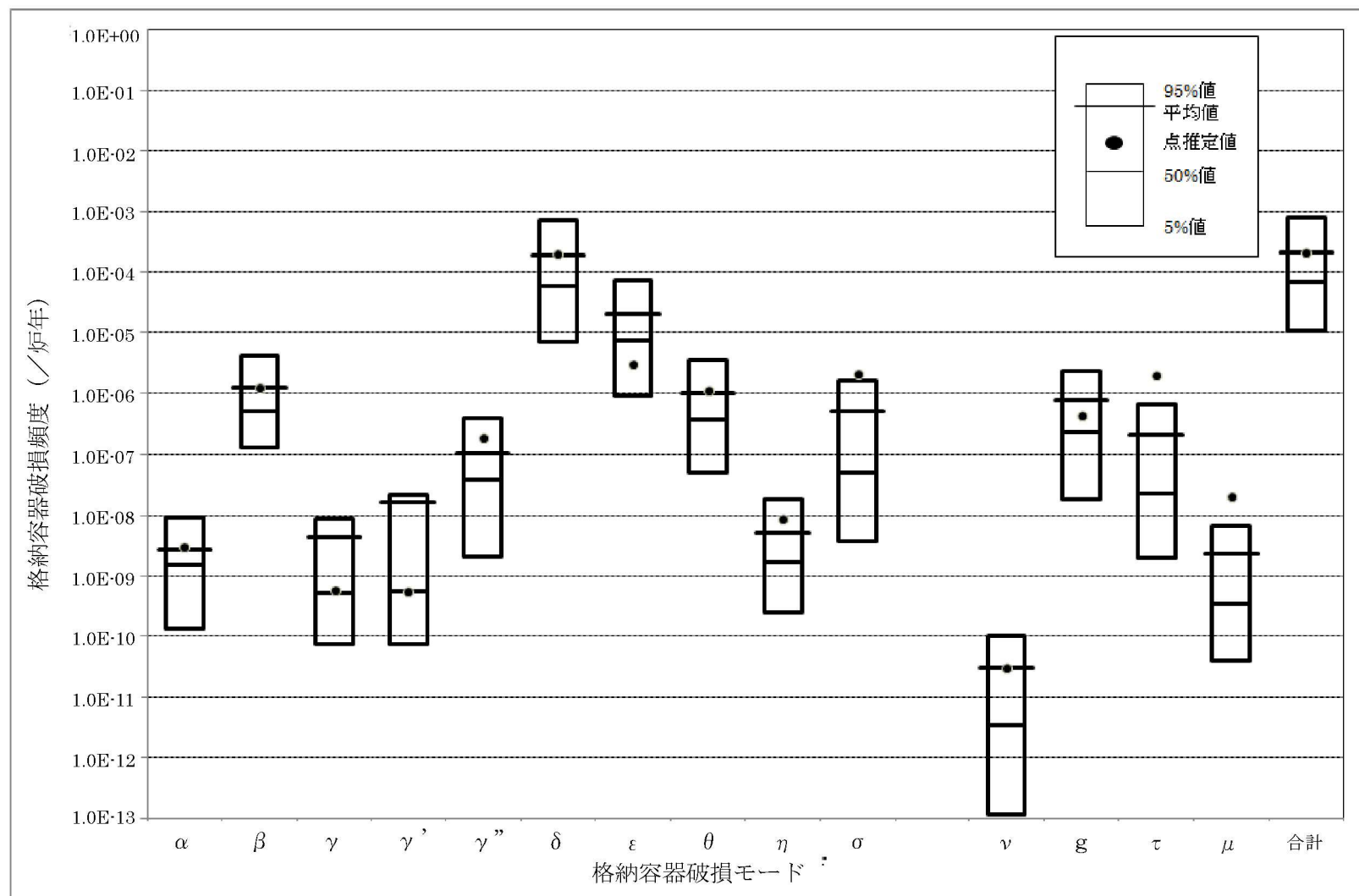
◆格納容器破損モード別CFF
(PDSがTEDの場合)

第2.1.1. f-1図 格納容器破損モード別、格納容器破損カテゴリ別格納容器破損割合 (3/3)

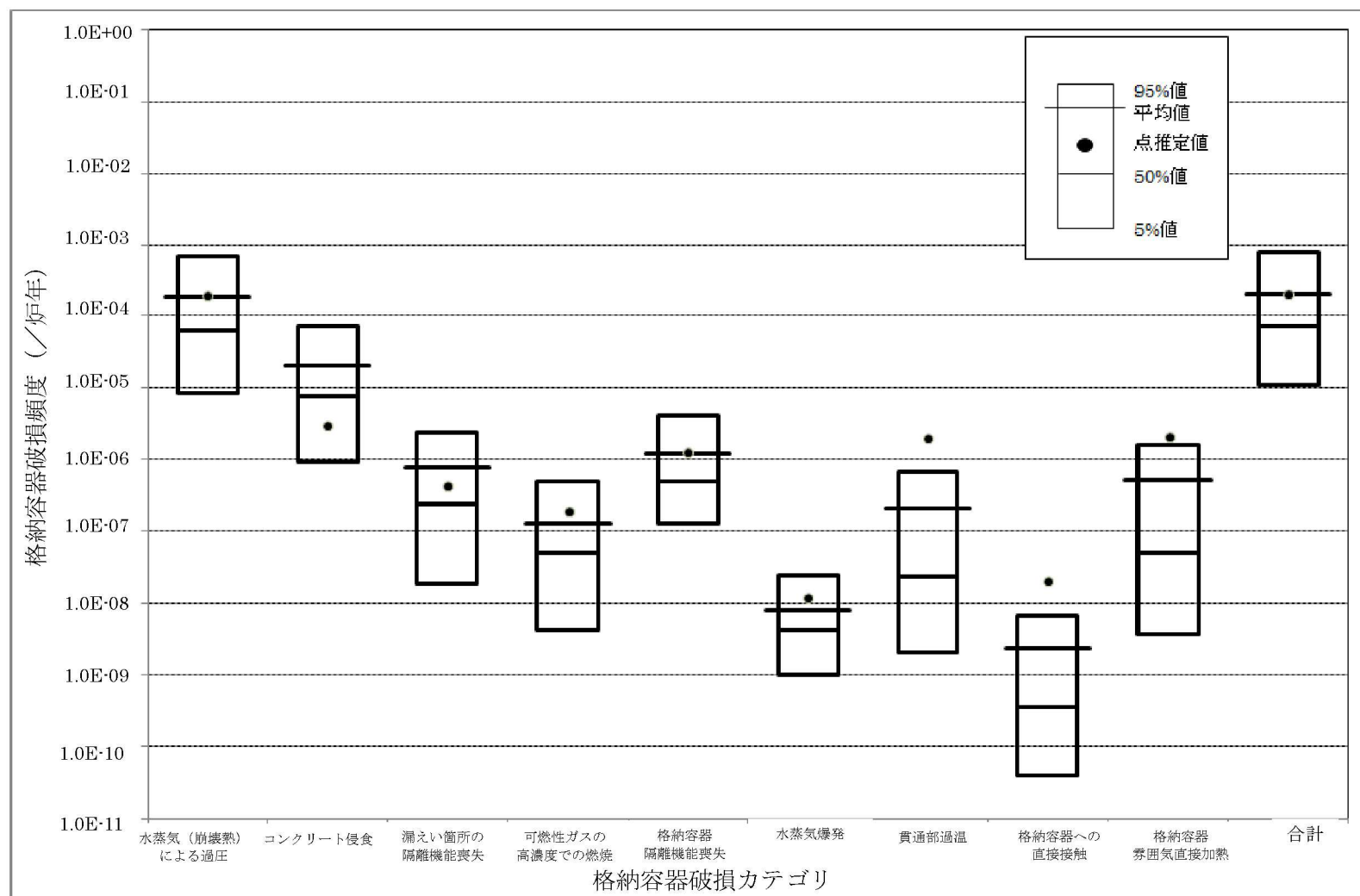
2.1.1-66



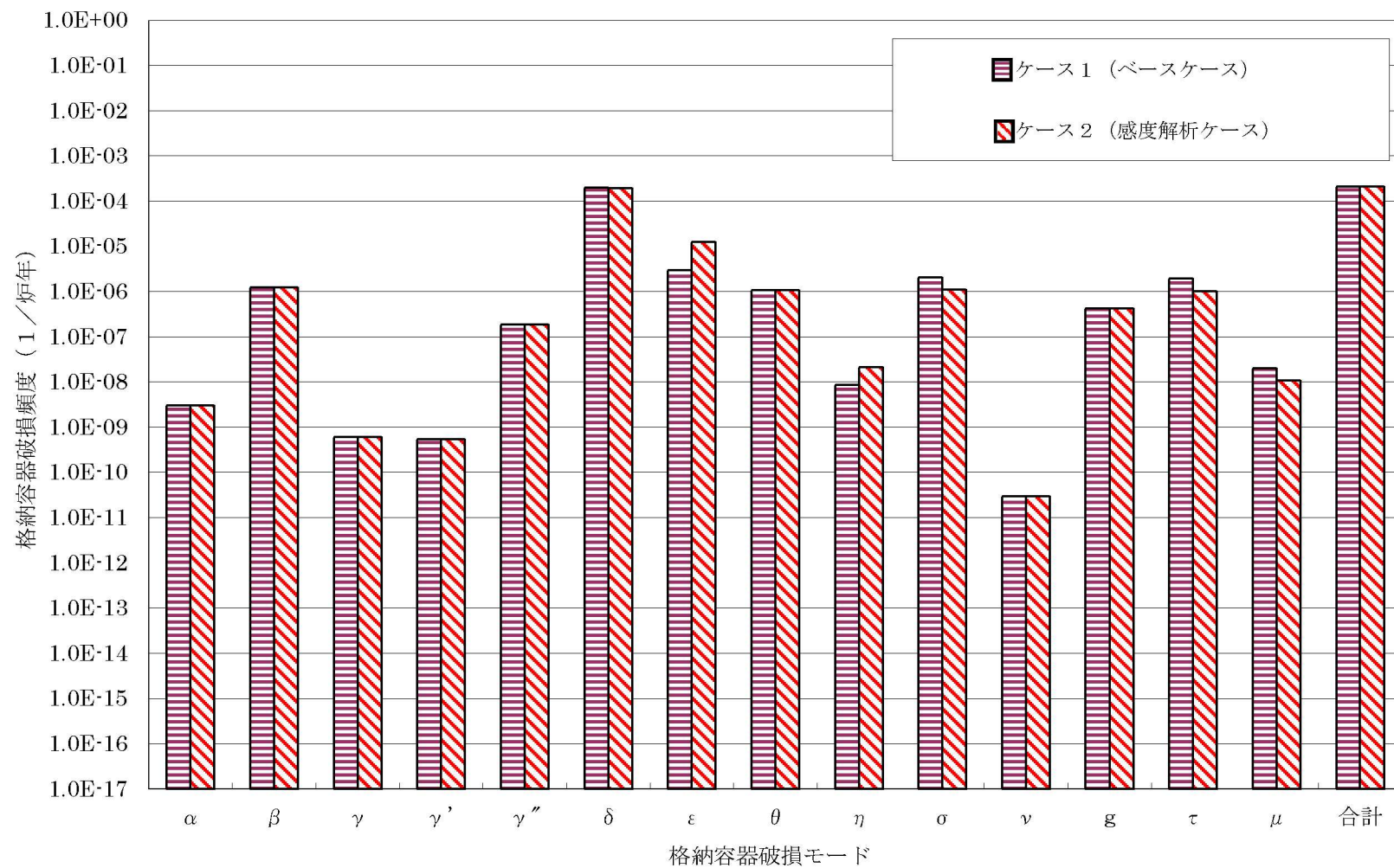
第2.1.1.g-1図 プラント損傷状態別格納容器破損頻度不確かさ解析



第2.1.1.g-2図 格納容器破損モード別格納容器破損頻度不確実さ解析



第2.1.1.g-3図 格納容器破損カテゴリ別格納容器破損頻度不確実さ解析



第2.1.1. g-4図 格納容器破損モード別格納容器破損頻度

追補 2 . II

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。

II 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価

目 次

	頁
1. はじめに	1
2. 評価温度及び圧力の設定	1
3. 健全性確認	1
(1) 評価対象	1
(2) 機能喪失要因	3
(3) 評価方法	4
図 1 評価方法による評価対象機器の分類	6
表 1 評価対象機器の分類及び評価内容	7
(4) 評価結果の概要	8
a. 原子炉格納容器本体	8
b. 機器搬入口	10
c. エアロック	14
d. 配管貫通部	18
e. 電線貫通部	24
f. 原子炉格納容器隔離弁	25
4. 結 論	27
図 2 原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図	28
表 2 評価結果まとめ	32

1. はじめに

川内原子力発電所 1 号炉及び 2 号炉の重大事故等対策の有効性評価において、原子炉格納容器の評価温度及び圧力をそれぞれ 200℃、2 Pd (0.49MPa[gage]、Pd：最高使用圧力 (0.245MPa[gage])) としていることから、以下にその根拠と妥当性を示す。

2. 評価温度及び圧力の設定

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

川内原子力発電所 1 号炉及び 2 号炉の重大事故等対策の有効性評価における原子炉格納容器雰囲気温度の最高値は約 138℃、原子炉格納容器圧力の最高値は約 0.350MPa[gage]であり、その後圧力、温度は緩やかに低下する。

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

(川内 1 号炉及び 2 号炉 原子炉格納容器 最高使用温度:127℃ 最高使用圧力:0.245MPa[gage])

3. 健全性確認

(1) 評価対象

放射性物質の閉じ込め機能を確保するためには、200℃、2 Pd 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指摘されている原子炉格納容器に設置されるフランジ部等のシール部についても、200℃、2 Pd 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℃、2 Pd 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並びにガスケットの劣化及びシート部の変形に伴いリークパスになる可能性があるシール部が評価対象となり、以下の原子炉格納容器バウンダリ構成部を評価する。

a. 原子炉格納容器本体

b. 機器搬入口

c. エアロック

d. 配管貫通部

(a) 固定式配管貫通部

- ・ 貫通配管
- ・ スリーブ
- ・ 端 板
- ・ 閉止フランジ
- ・ 閉 止 板

(b) 伸縮式配管貫通部

- ・ 貫通配管
- ・ スリーブ
- ・ 端 板
- ・ 伸縮継手
- ・ 短 管

e. 電線貫通部

- ・ 本 体
- ・ シュラウド
- ・ 端 板
- ・ 導体貫通部

f. 原子炉格納容器隔離弁

(2) 機能喪失要因

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

a. 原子炉格納容器本体

延性破壊

b. 機器搬入口

延性破壊、座屈（構造部）、変形、高温劣化（シール部）

c. エアロック

延性破壊（構造部）、変形、高温劣化（シール部）

d. 配管貫通部

(a) 固定式配管貫通部

- ・ 貫通配管

延性破壊
- ・ スリーブ

延性破壊
- ・ 端 板

延性破壊

- ・ 閉止フランジ

延性破壊（フランジ）、シール能力不足（ガスケット）

- ・ 閉止板

延性破壊

(b) 伸縮式配管貫通部

- ・ 貫通配管

延性破壊

- ・ スリーブ

延性破壊

- ・ 端板

延性破壊

- ・ 伸縮継手

疲労破壊

- ・ 短管

圧壊

e. 電線貫通部

ロウ付け部の損傷

延性破壊（構造部）

f. 原子炉格納容器隔離弁

変形（弁箱、弁体、ゴム系シール材）

(3) 評価方法

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

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

評価方法による評価対象機器の分類は図 1 及び表 1 参照。

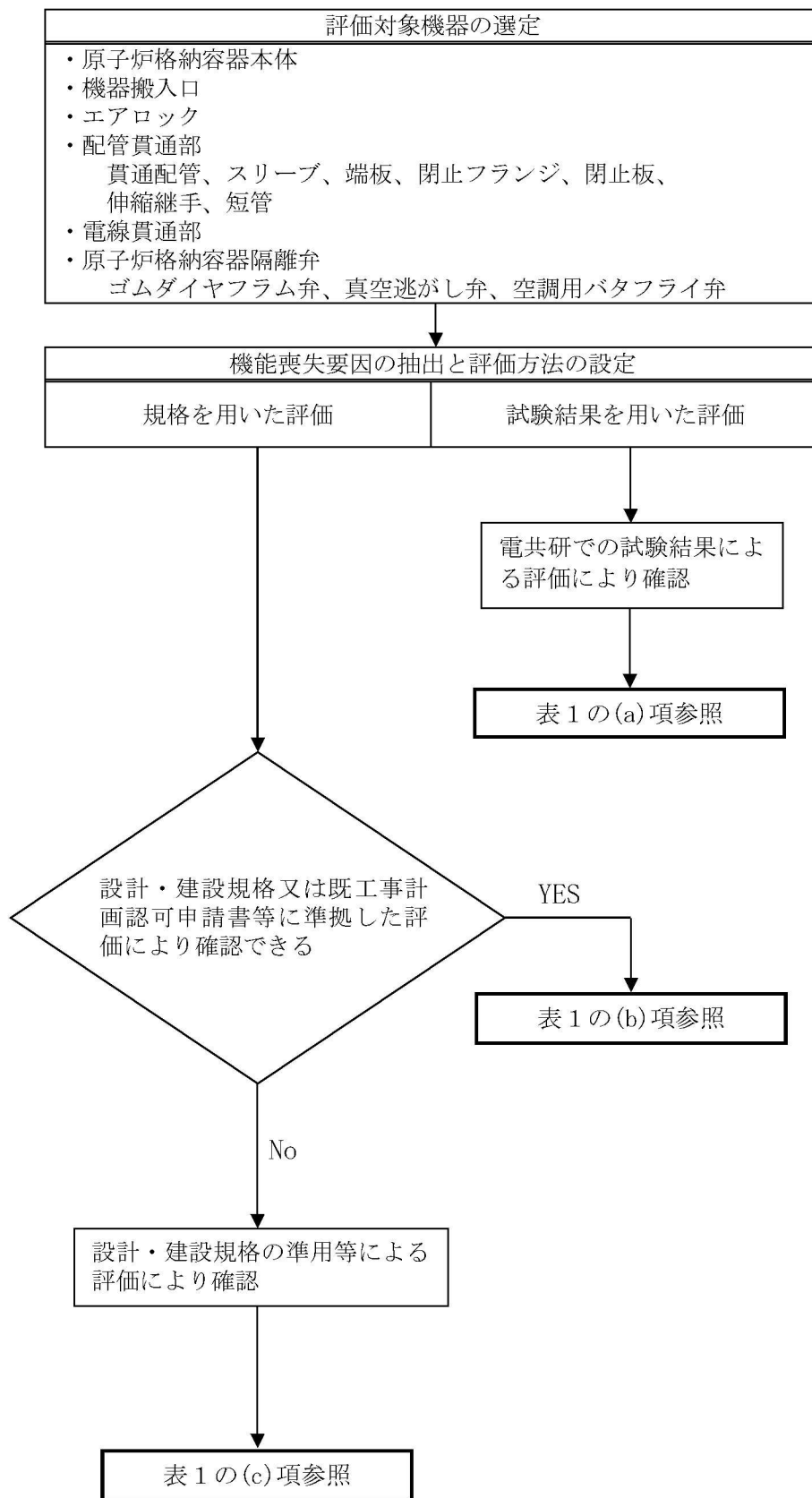


図1 評価方法による評価対象機器の分類

表 1 評価対象機器の分類及び評価内容

評価に用いた手法		評価対象機器	想定される機能喪失要因	評価方法の概要	判定基準
(a)	電共研での試験結果による評価	機器搬入口(シール部)	変形, 高温劣化	シール部の隙間評価結果及びガスケットについて試験結果に基づき評価を実施	漏えいなし
		エアロック(シール部)	変形, 高温劣化	シール部の隙間評価結果及びガスケットについて試験結果に基づき評価を実施	漏えいなし
		電線貫通部(シール部)	ロウ付け部の損傷	実機を模擬した検証試験により評価を実施	漏えいなし
		ゴムダ임イワラム弁(シール部)	変形	EPゴムの材料加速試験結果に基づいて健全性を確認。また、空調用バタフライ弁の蒸気漏えい試験により確認	漏えいなし
		空調用バタフライ弁	変形	蒸気漏えい試験により評価を実施	漏えいなし
(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	貫通配管	延性破壊	代表配管について、原子炉格納容器変位に伴う曲げ荷重の作用による強度評価を、設計・建設規格 PPC-3530 に準拠し、既工事計画認可申請書で実績のある手法で評価を実施	PPC-3530 に規定される一次+二次応力の制限値を満足する。
		端板	延性破壊	代表配管からの荷重及び原子炉格納容器内圧が作用した際の応力評価について、既工事計画認可申請書で実績のある評価式を用いて応力を算定	PVB-3112 の許容値(3S)を満足する
		閉止板	延性破壊	既工事計画認可申請書で実績のある設計・建設規格の PVE-3410 に準拠し、200℃、2Pd に対する必要板厚を算定	設計上の厚さが必要板厚を上回る
		伸縮継手	疲労破壊	原子炉格納容器内圧及び原子炉格納容器変位による強制変位が作用した際の疲労累積係数の評価を、既工事計画認可申請書で実績のある設計・建設規格 PVE-3800 に準拠して実施	疲労累積係数 1 以下となる
		短管	圧壊	短管に外圧が作用した際、必要な板厚を既工事計画認可申請書で実績のある設計・建設規格 PVE-3230 に準拠して、必要板厚を算定	設計上の厚さが必要板厚を上回ること
		電線貫通部(本体、シュラウト、端板)	延性破壊	本体、シュラウト、端板について、設計・建設規格 PVE-3230, 3410 に準拠し、必要板厚を算定	設計上の厚さが必要板厚を上回ること
		ゴムダ임イワラム弁	変形	ゴムダ임イワラム弁の強度評価を、設計・建設規格に規定されている許容圧力をもとに評価を実施	2Pd が 200℃における許容圧力以下
(c)	設計・建設規格の準用等による評価	原子炉格納容器	延性破壊	①原子炉格納容器の一般部について、設計・建設規格の評価式に準拠し、判断基準を 200℃における 2/3Su が発生するときの許容圧力を算定(簡易手法)。 ②原子炉格納容器の局部について、代表プラントの有限要素法による応力評価結果及び川内原子力発電所 1 号炉及び 2 号炉への適用性を確認	①許容圧力は 2Pd を上回る。 ②代表プラントにおける評価結果より許容圧力は、2Pd を上回る。
		機器搬入口	①座屈(蓋) ②延性破壊(フランジ・ボルト)	①胴の許容圧力評価は原子炉格納容器本体の評価結果に包絡されるため、蓋板の座屈について機械工学便覧評価式に基づき許容圧力を算定 ②フランジ及びボルトについて、機器搬入口の基本形状及び原子炉格納容器への取付状態が同様であり、原子炉格納容器内圧力による変形モードも同傾向であるため、評価結果に相関性があると考えられる代表プラントの結果を使用し、プラント固有条件の差異を考慮し換算評価を実施し、300℃における設計引張強さ(Su)以下であることを確認	①蓋板において許容圧力が 2Pd を上回る。 ②フランジ及びボルトに発生する応力が Su(設計引張強さ)以下。
		エアロック	延性破壊	既工事計画認可申請書の評価結果のうち最も厳しい隔壁の耐圧性能について、応力は圧力に比例することから、当該評価結果を使用して許容応力値が発生する時の圧力を算定	隔壁の 2/3Su×α(形状係数)相当の許容応力が発生する時の圧力が 2Pd を上回る。
		スリーブ	延性破壊	原子炉格納容器内圧及び配管からの荷重による応力(一次一般膜応力、一次+二次応力)を既工事計画認可申請書で評価実績のある方法で応力を算定し、許容値は設計・建設規格に準拠し、200℃における 2/3Su、α×2/3Su 以下であることを示す	発生応力が 200℃における左記許容値を満足する。
		真空逃がし弁	変形	①耐圧機能は ASME B16.34 に規定されている許容圧力により評価を実施 ②隔離機能については機械工学便覧の評価手法に基づき評価を実施	①耐圧機能：2Pd が 200℃における許容圧力以下 ②隔離機能：弁体の発生応力が、Sy 以下
		閉止フランジ	①延性破壊 ②シール能力不足による漏えい	①レーディング設計の耐圧能力を確認 ②シールするために必要な締付圧力により必要圧縮量の評価を実施 ガスケットに対する放射線の影響及び熱劣化の評価を実施	①レーディング設計の耐圧能力が 2Pd を上回る ②管理圧縮量が必要圧縮量を上回る 材質の放射線劣化及び耐温度

(4) 評価結果の概要

a. 原子炉格納容器本体

原子炉格納容器本体の設計時に考慮される機能喪失要因は、ぜい性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である 200°C 、 2Pd の条件を考慮した場合、ぜい性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないこと、圧縮力が原子炉格納容器本体に生じないことから、ぜい性破壊、疲労破壊及び座屈は評価対象外と考えることができる。

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

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 S_u 値検討会で設定された設計引張強さ（ S_u ）に割下げ率を考慮して設定されたものである。（設計・建設規格 解説 GNR-2200）

今回の評価は、設計基準である最高使用温度及び最高使用圧力を超過する原子炉格納容器本体の温度及び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、原子炉格納容器本体に発生する応力について、 P_m が $2/3S_u$ 、 $P_L + P_b$ が S_u 以下であれば、延性破壊には至らず、構造は健全で機能要求（放射性物質の閉じ込め機能）を確保できると考える。

この許容値の考え方は、設計・建設規格 解説 PVB-3111 に示されるように、供用状態 D の P_m 、 $P_L + P_b$ の許容値と同等である。なお、耐圧機能維持の観点から、安全評価上の仮定（1 次冷却材喪失事故を想定）に保証を与える目的で応力評価を行う設計・建設規格の供用状態 D の許容応力は、鋼材の究極的な強さを基に、弾性計算により塑性不安定現象の評価を行うことへの理論的安全裕度を考慮して定めたものであり、 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。

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

原子炉格納容器本体の一般部（設計・建設規格 PVE-3010 で規定されている部位）の評価として、設計・建設規格の PVE-3230（2）a 項及び PVE-3323（1）項を準用し、許容引張応力に供用状態 D における一次一般膜応力の許容値である 200°C の $2/3S_u$ を与えることで許容圧力を算出（一次一般膜応力評価：簡易手法）する。

この簡易手法による評価では、川内原子力発電所 1 号炉及び

2号炉の原子炉格納容器本体の一般部の許容圧力は2Pd以上（半球部及び円筒部ともに約2.2Pd）であった。

一方、旧原子力発電技術機構（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、判断基準を200℃の設計引張強さ（Su）とし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応力評価（一次＋二次応力評価）が実施されており、これに基づき川内原子力発電所1号炉及び2号炉での原子炉格納容器の局部（設計・建設規格PVE-3010で規定されていない部位）の許容圧力を確認する。

この有限要素法による評価では、代表プラントの原子炉格納容器本体の局部評価点として、弾性材下端点、リングガード部、半球部と円筒部の接続部及び大開口廻り（機器搬入口及びその周辺並びにエアロック周辺）が抽出されるが、大開口廻りの塑性ひずみが大きいため大開口廻りを選定した。大開口廻りに関して、設計引張強さ（Su）に到達する圧力を評価した結果、いずれも2Pd以上あり、最も早く到達するのは機器搬入口周辺で約3.1Pdであった。

以上のことから、川内原子力発電所1号炉及び2号炉の原子炉格納容器本体は200℃、2Pdの環境下において構造健全性は維持され、放射性物質の閉じ込め機能は確保される。

b. 機器搬入口

機器搬入口は、フランジ付の胴板が原子炉格納容器の貫通部に溶接固定され、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シリコンゴムのガスケット

トを使用している。

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

機器搬入口は原子炉格納容器の貫通口の中でも内径が大きいことから、原子炉格納容器膨張による胴の歪による強制変位が顕著に作用する。この変位及び原子炉格納容器内圧による過度な塑性変形に伴う延性破壊、フランジ部の変形及びシール材の高温劣化によるシール機能の低下が考えられる。

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

このため、下記のとおり 200℃、2 Pd の環境下での健全性を確認した。

(a) 本 体

機器搬入口の胴において、一次一般膜応力は原子炉格納容器本体円筒部と比べ、板厚が大きく、内径が小さいので発生応力も十分小さい。また、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対象に有限要素法による応力評価（一次＋二次応力評価）を実施し、判断基準を 200℃の設計引張強さ（Su）として許容圧力を評価している。この評価には機器搬入口の胴及び取付部も含めてモデル化されている

が、機器搬入口の内径が代表プラントと同様であるのに対し、鋼製格納容器の板厚及び機器搬入口の板厚が異なる。ただし、最高使用圧力も代表プラントと比較し小さく、機器搬入口の取付部は、格納容器半球部と比較し十分余裕があるものであり、その評価結果に包絡されると考える。

一方、蓋板の座屈の評価は、原子炉格納容器内圧が作用する（蓋が閉じられる方向）ものとして一般的な蓋（球殻）の許容圧力算出式を使用して、許容圧力が $2Pd$ を上回ることを確認した。

(b) シール機能

・フランジ部

機器搬入口は原子炉格納容器の貫通口の中でも内径が大きいことから、原子炉格納容器内圧により発生する原子炉格納容器胴の歪に伴う強制変位が顕著に作用する。このため、リーク性能に影響を及ぼすフランジの開口量を含むフランジの一般部及び局所の応力について、機器搬入口の基本形状及び原子炉格納容器への取付状態は同じであり原子炉格納容器内圧力による変形モードも同傾向である代表プラントの有限要素法による一般部及び局所の解析評価結果（一次＋二次応力評価）を基に換算評価を行い、フランジ及びボルトに発生する応力が設計引張強さ (S_u) 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 S_u 値検討会で設定された設計引張強

さ（ S_u ）に割下げ率を考慮して設定されたものである。（設計・建設規格 解説 GNR-2200）

今回の評価は、設計基準である最高使用温度及び最高使用圧力を超過する 200°C 、 $2 P_d$ の環境下での機器搬入口の構造健全性を確認するものであるため、上記割下げ率を 1.0 とした評価を行う。すなわち、機器搬入口に発生する応力が、設計引張強さ（ 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（一次冷却材喪失事故を想定）に保証を与える目的で応力評価を行う設計・建設規格の供用状態 D の許容応力は、鋼材の究極的な強さを基に、弾性計算により塑性不安定現象の評価を行うことへの理論的安全裕度を考慮して定めたものであり（設計・建設規格 解説 PVB-3111）、機器搬入口の温度及び圧力の状態は、供用状態 D をはるかに超えた事象であり、許容圧力を算出する際に $P_L + P_b$ の許容値として設計引張強さ（但し、 200°C における設計引張強さ）を適用することは妥当である。

さらに、構造不連続部には二次応力が発生することから、一次応力と合わせて一次＋二次応力の評価を保守的に実施し、許容値を設計引張強さ（ S_u ）とする。なお、二次応力は、応力増加に伴い局所的な塑性流れが生じ応力分布が均

等化され破損を起こすことは考えられないが、今回の評価では、全ての応力の許容値を設計引張強さ（ S_u ）とする。

また、蓋の球殻部に原子炉格納容器内圧が外圧として作用することによりフランジ面間に発生する最大隙間が、機器搬入口のガスケットの取付状態が同じである代表プラントの試験結果で漏えいが無いとされる隙間以下であることを確認した。

・ シール材

シール材（ガスケット）は、機器搬入口のガスケットの取付状態が同じである代表プラントの試験結果から 200℃、2 Pd での健全性を確認した。

c. エアロック

エアロックは、円筒胴が原子炉格納容器の貫通部に溶接固定されており、円筒胴の両端に平板（隔壁）を溶接し、人が出入りできる開口部を設けている。この開口部に柵板（隔壁）を溶接し、柵板の前面を開閉扉で塞ぐ構造である。柵板の前面と扉間のシールにはシリコンゴムのガスケットを使用している。また、隔壁には扉開閉ハンドル軸等が貫通しており、貫通部にシール材を使用している。

エアロックの設計時に考慮される機能喪失要因は、ぜい性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である 200℃、2 Pd を考慮した場合、ぜい性破壊が生じる温度域でないこと、繰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、ぜい性破壊、疲労破壊及び座屈は評価対象外と考えることができ、高温状態で原子炉格

納容器内圧を受けるため、過度な塑性変形に伴う延性破壊が機能喪失要因として想定される。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℃、2 Pd の環境下での健全性を確認した。

(a) 本 体

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対象に有限要素法による応力評価（一次＋二次応力評価）を実施し、判断基準を 200℃の設計引張強さ（Su）として許容圧力を評価している。この評価にはエアロックの胴及び取付部も含めてモデル化されており、代表プラントとエアロックの基本構造は同様で、エアロックの胴及び取付部は、格納容器半球部と比較し十分裕度があるものであり、その評価結果に包絡される。

また、その他の局所的な部位について、既工事計画認可申請書添付資料「エアロック応力解析書」において隔壁部が最も応力が厳しいことから、隔壁部を評価した。今回の評価は、発生応力が内圧に比例するため既工事計画認可申請書結果の応力値（一次応力評価）から 200℃の設計引張強さ（Su）が発生する時の圧力を算出し、2 Pd を上回ることを確認した。なお、原子炉格納容器との取り付け部から隔壁までは距離があり、原子炉格納容器胴の歪に伴う強制変位の影響（二次応力）は軽微であると考えられるため、一次応力評価を実施した。

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℃、2 Pd の環境下でのエアロックの構造健全性を確認するものであるため、上記割下げ率を 1.0 とした評価を行う。すなわち、エアロックに発生する応力が、設計引張強さ（Su）以下であれば、延性破壊には至らず、構造は健全で機能要求（放射性物質の閉じ込め機能）を確保できると考える。この許容値の考え方は、設計・建設規格 解説図 PVB-3111-5 に示すように、供用状態 D の $P_L + P_b$ （一次局部膜応力強さ＋一次曲げ応力強さ）の許容値と同等である。なお、耐圧機能維持の観点から、安全評価上の仮定（一次冷却材喪失事故を想定）に保証を与える目的で応力評価を行う設計・建設規格の供用状態 D の許容応力は、鋼材の究極的な強さを基に、弾性計算により塑性不安定現象の評価を行うことへの理論的安全裕度を考慮して定めたものであり（設計・建設規格 解説 PVB-3111）、エアロックの温度及び圧力の状態は、供用状態 D をはるかに超えた事象であり、許容圧力を算出する際に $P_L + P_b$ の許容値として設計引張強さ（但し、200℃における設計引張強さ）を適用することは妥当であり、許容値を設計引張強さ（Su）とする。

ただし、今回の評価部位である隔壁については、設計・建

設規格 表 PVB-3110-1 に規定される形状係数 α ($=1.395$) を考慮して許容値 ($\alpha \times 2/3Su$) を設定する。

(b) シール機能

・シール材

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

① ハンドル軸貫通部 O リング シリコンゴム

② 均圧弁・同配管ガスケット ふっ素ゴム、シリコン
ゴム

③ 電線貫通部パッキン EP ゴム

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

・扉

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

d. 配管貫通部

(a) 固定式配管貫通部

・貫通配管

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

このため、配管に発生する応力が大きい貫通部を代表として選定し、当該配管について 3 次元梁モデルを用いた弾性解析を実施し、設計・建設規格 PPC-3530 に規定される一次＋二次応力の制限値を満足することを確認した。

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）の設計時に考慮される機能喪失要因は、ぜい性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である 200℃、2 Pd の条件を考慮した場合、ぜい性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないこと、圧縮力がスリーブに生じないことから、ぜい性破壊、疲労破壊及び座屈は評価対象外と考えることができる。

したがって、スリーブの機能喪失要因は、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。

ここで、設計・建設規格解説表 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温度及び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（一次冷却材喪失事故を想定）に保証を与える目的で応力評価を行う設計・建設規格の供用状態 D の許容応力は、鋼材の究極的な強さを基に、弾性計算により塑性不安定現象の評価を行うことへの理論的安全裕度を考慮して定めたものであり、 P_m は $2/3 S_u$ 、 $P_L + P_b$ は $1.5 \times 2/3 S_u (= S_u)$ 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。

さらに、構造不連続部には二次応力が発生することから、一次応力と合わせて一次＋二次応力の評価を保守的に実施し、許容値を設計引張強さ (S_u) とする。なお、二次応力は、応力増加に伴い局所的な塑性流れが生じ応力分布が均等化され破損を起こすことは考えられないが、今回の評価では、一次＋二次応力の許容値を設計引張強さ (S_u) とする。なお、上記はスリーブ取付部に関するものであり、スリーブ本体については、設計・建設規格 表 PVB-3110-1 に規定される形状係数 α ($=1.3$) を考慮して一次＋二次応力評価の許容値を設定する。

その結果、スリーブに生じる応力が大きい貫通部を代表として選定し、200℃、 $2 P_d$ の環境下において、原子炉格納

容器内圧及び配管荷重によってスリーブに生じる一次＋二次応力強さが、200℃における設計引張強さ（ S_u ）以下になることを確認した。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。

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

- ・ 閉止フランジ

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

- ・ 閉 止 板

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

一方、閉止板には、原子炉格納容器内圧が作用するため、一次応力（曲げ応力）が生じ、端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℃、2 Pd 環境下において、設計・建設規格 PVE-3410 に規定される計算上必要な厚さを上回ることを確認し、閉止板の損傷に至らず、放射性物質の閉じ込め機能があることを確認した。

(b) 伸縮式配管貫通部

・貫通配管

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

・スリーブ

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

・端 板

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

・伸縮継手

200℃、2 Pd 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伸縮継手にも変形が生じる。また、伸縮式継手には原子炉格納容器内圧も作用し、それらにより伸縮式継手の機能喪失要因は疲労破壊が想定される。伸縮式配管貫通部のうち原子炉格納容器本体の変位が最も大きい位置にあり、伸縮継手に発生する一次+二次応力が大きくなると考えられる伸縮継手を代表として選定し評価した。具体的には、一次+二次応力を考慮し、原子炉格納容器内圧及び原子炉格納容器の変位が作用した条件において、設計・建

設規格 PVE-3800 に基づき、設計繰返し回数と許容繰返し回数の比である疲労累積係数を求め、通常運転時の疲労累積係数との合計が 1 以下であることを確認した。

・ 短 管

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

e. 電線貫通部

電線貫通部では、電線貫通部のうち本体、シュラウド及び端板に考慮される機能喪失要因は、ぜい性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である 200℃、2 Pd を考慮した場合、ぜい性破壊が生じる温度域でないこと、繰返し荷重が作用しないこと、過度の圧縮力が本体・シュラウド・端板に生じないことから、ぜい性破壊、疲労破壊及び座屈は評価対象外と考えることができる。したがって、本体・シュラウド・端板の機能喪失要因は、高温状態で内圧を受け、過度

な塑性変形に伴う延性破壊が想定される。

本体・シュラウド・端板が 200℃、2 Pd の環境下で外圧・内圧作用による応力が生じた際、最小厚さは JSME の設計・建設規格（本体・シュラウド板厚：PVE-3230、端板板厚：PVE-3410）に規定される計算上必要な厚さを上回ることを確認した。

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

・破壊圧力：約 MPa[gage]

以上のことより、200℃、2 Pd (0.490MPa[gage]) において電気ペネトレーションの気密性維持は可能と考えられる。

f. 原子炉格納容器隔離弁

原子炉格納容器隔離弁のうちゴムダイヤフラム弁、真空逃がし弁及び空調用バタフライ弁について、200℃、2 Pd の環境下でのゴム系シール材の損傷（変形）が想定されるため以下のとおり健全性を確認する。また、弁の耐圧部については、機能喪失要因としてぜい性破壊、疲労破壊、座屈及び変形が考えられるが、200℃、2 Pd の環境下では、ぜい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、ぜい性破壊、疲労破壊及び座屈は評価対象外と考えることができる。したがって、原子炉格納容器隔離弁のうちゴムダイヤフラム弁、真空逃がし弁及び空調用バタフライ弁の耐圧部の機能喪失要因は、高温状態で内圧を受けることによる過度な変形（一次応力）が想定されるため、以下の通り健

(は商業機密に属しますので公開できません。)

全性を確認する。

(a) ゴムダイヤフラム弁

- ・ 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℃、2 Pd で弁箱の変形はなく耐圧性能を有することを確認した。
- ・ 隔離機能（気密性保持）は、弁体であるダイヤフラム(EP ゴム)の耐環境性が支配的であるため、200℃、2 Pd の環境下でのダイヤフラム(EP ゴム)への影響を EP ゴムの材料加速試験結果より形状・寸法等の著しい変化はないことを確認した。

(b) 真空逃がし弁

- ・ ASME B16.34（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℃、2 Pd で弁箱の変形はなく耐圧性能を有することを確認した。
- ・ 隔離機能（気密性保持）に影響する部位である弁体及び弁座シート材(シリコンゴム)について、原子炉格納容器内圧により弁体に一次応力が作用するが、機械工学便覧に基づく評価手法より有意な変形はなく耐圧強度を有することを確認した。弁座シート材は、一般的に耐熱性は 200℃程度であり、2 次シートとしてメタルシートが機能する構造となっており問題ないことを確認した。

(c) 空調用バタフライ弁

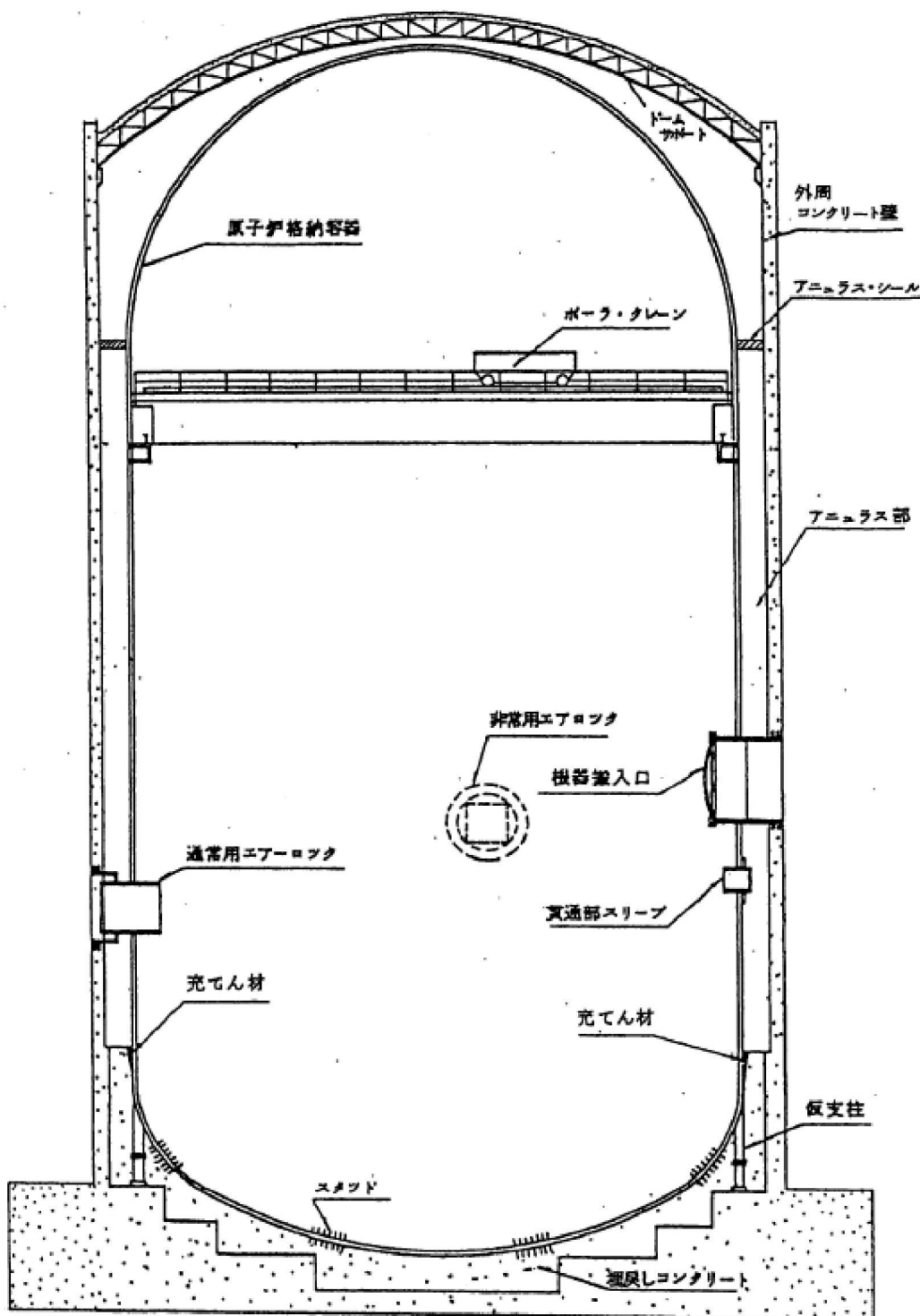
- ・ 空調用バタフライ弁の供試体（24B）を用いて、蒸気加熱漏えい試験を実施し、高温・高圧条件下での漏えいがないことを確認した。

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

- ・ 弁箱の圧力クラスは各配管ラインの設計圧力に応じて適切なものが選定されており (min. 1.03MPa[gage])、耐圧上問題となることはない。
- ・ 弁のグランド部及びボンネット部のシールには、黒鉛製のパッキン、ガスケットを有しており、耐熱性上問題となることはない。
- ・ 弁シート部は全て金属製である。

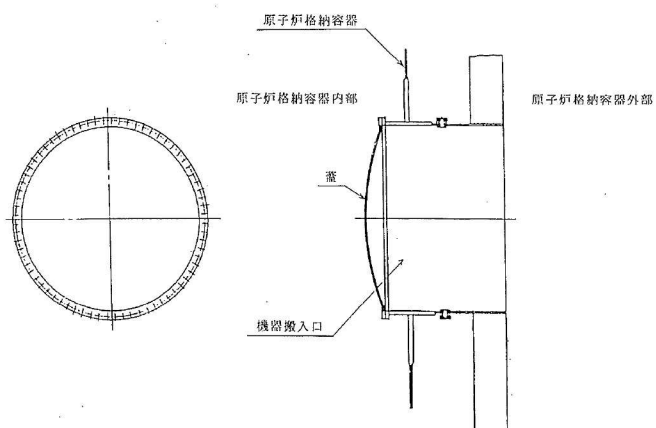
4. 結 論

川内原子力発電所 1 号炉及び 2 号炉原子炉格納容器本体並びに原子炉格納容器に設置されている開口部（機器搬入口、エアロック）、原子炉格納容器貫通部（配管貫通部、電線貫通部）及び原子炉格納容器隔離弁について、200℃、2 Pd の環境下での構造健全性を確認した。また、開口部、原子炉格納容器貫通部及び原子炉格納容器隔離弁に使用されているシール部についても、200℃、2 Pd の環境下での機能維持を確認した。

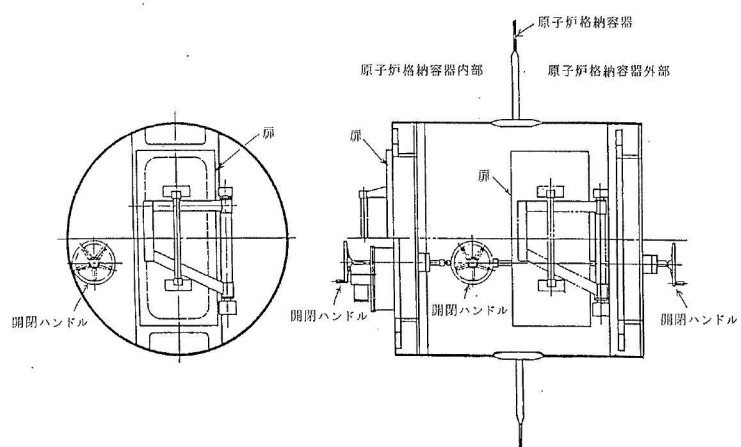


原子炉格納容器本体

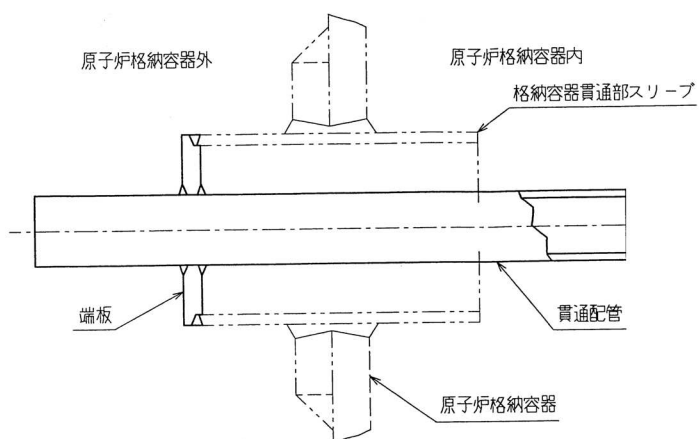
図2 原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図 (1 / 4)



機器搬入口

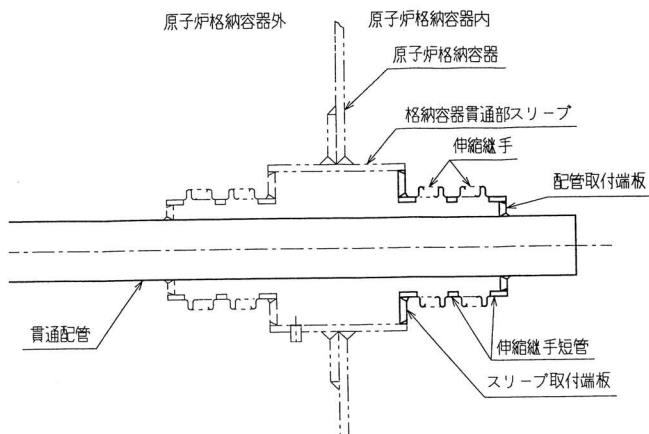


エアロック

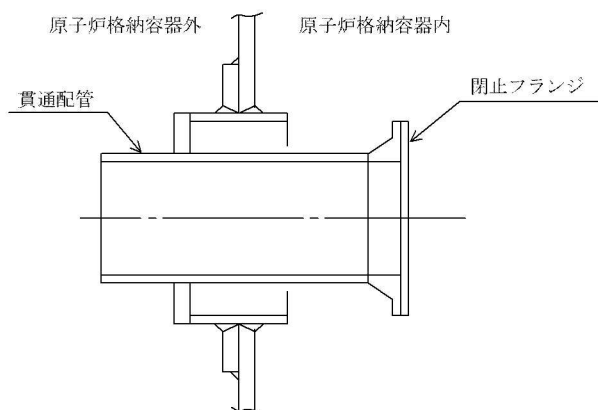


固定式配管貫通部

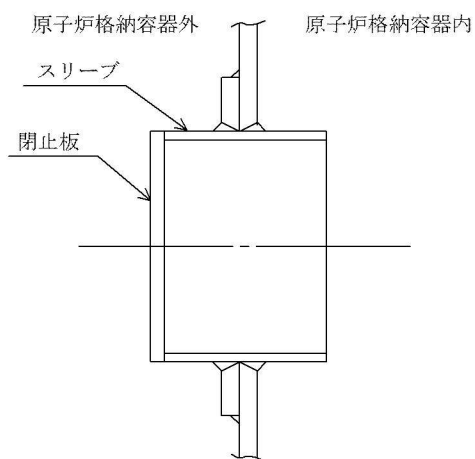
図2 原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図 (2 / 4)



伸縮式配管貫通部

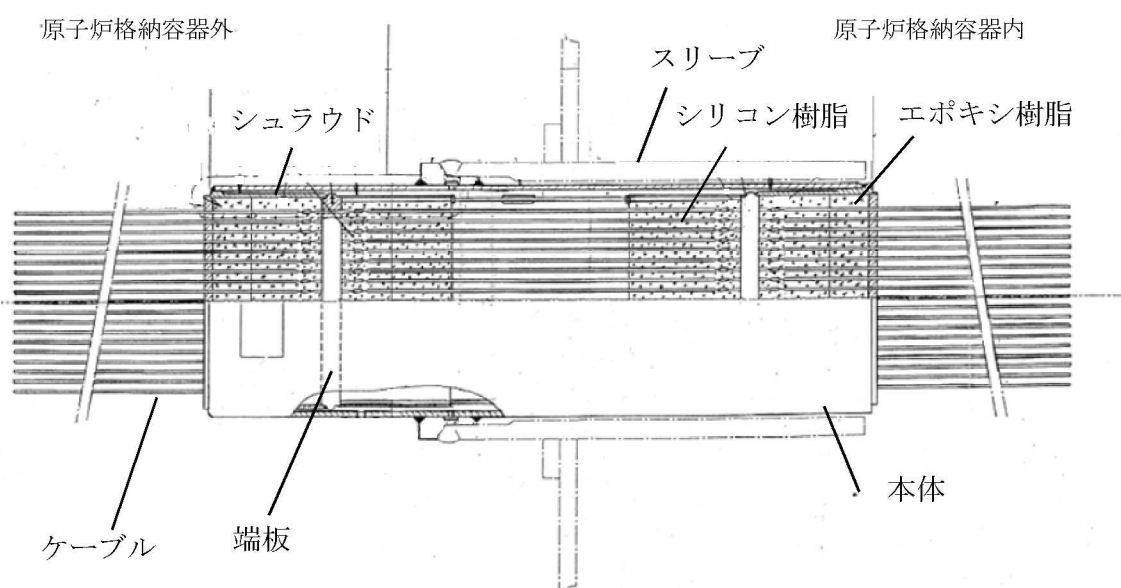


閉止フランジ

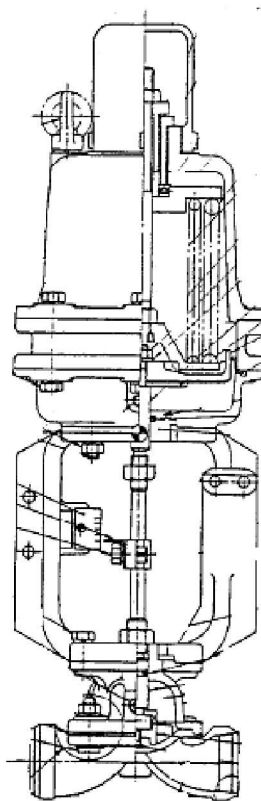


閉止板

図2 原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図 (3 / 4)



電線貫通部



原子炉格納容器隔離弁

図2 原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図 (4 / 4)

表 2 評価結果まとめ

評価対象	評価点	評価式	評価条件	評価値 ^{※1}	判定値	評価結果
格納容器本体	円筒部、半球部 ()	円筒部：PVE-3230 半球部：PVE-3323 局 部：代表プラント	200℃	一般部：2.2Pd(2/3Su) 局 部：3.1Pd(FEM)	0.490MPa[gage] (2Pd)以上	破断せず
機器搬入口	フランジ部 ()	代表プラント値換算	300℃ 2Pd	203MPa[gage] (一次+二次応力)	420MPa[gage]以下 (Su)	破断、座屈せず ／シール機能維持 ^{※2,3}
	蓋板()	機械工学便覧	200℃	1.22MPa[gage] (許容圧力)	0.490MPa[gage]以上 (2Pd)	
エアロック	隔壁部 ()	工認手法	200℃	0.77MPa[gage] (許容圧力)	0.490MPa[gage]以上 (2Pd)	破断せず ／シール機能維持 ^{※3}
貫通配管	同左 (STPT370)	PPC-3530	200℃ 2Pd	197MPa[gage] (一次+二次応力)	232MPa[gage]以下 (Sa)	破断せず
スリーブ	取付部 ()	工認手法	200℃ 2Pd	259MPa[gage] (一次応力)	281MPa[gage]以下 (2/3Su)	破断せず
端板	配管取付部 ()	工認手法	200℃ 2Pd	37MPa[gage] (一次+二次応力)	369MPa[gage]以下 (3S)	破断せず
閉止フランジ	同左 ()	レーティング [※] 設計	200℃	1.03MPa[gage] ^{※4}	0.490MPa[gage]以上 (2Pd)	破断せず ／シール機能維持 ^{※5}
閉止板	同左 ()	PVE-3410	200℃ 2Pd	mm (実物厚さ)	18.0mm以上 (設計基準上必要板厚)	破断せず
伸縮継手	同左 ()	工認手法及び PVE-3800	200℃ 2Pd	0.3467 (疲労累積係数)	1以下	破断せず
短管	同左 ()	PVE-3230	200℃ 2Pd	mm (実物厚さ)	5.8mm以上 (設計基準上必要板厚)	破断せず
電線貫通部	端板 ()	PVE-3410	200℃ 2Pd	mm (実物厚さ)	9.12mm以上 (設計基準上必要板厚)	破断せず
格納容器隔離弁	弁箱	レーティング [※] 設計	200℃	1.38MPa[gage] ^{※4}	0.490MPa[gage]以上 (2Pd)	破断せず ／シール機能維持

※1:複数評価している項目は最も厳しい値を記載

※2:代表プラント評価値の換算による評価

※3:フランジ 隙間許容値以下を確認

※4:レーティング[※]設計による 200℃での許容圧力

※5:ガスケット必要圧縮量以上を確認

(は商業機密に属しますので公開できません。)

追補 2. III

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	2
2.1 炉心損傷防止	6
2.2 格納容器破損防止	41
2.3 運転停止中原子炉における燃料損傷防止	61
3. 抽出された物理現象の確認	70
3.1 PWR 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	70
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	71
4. 適用候補とするコードについて	79
4.1 適用候補コードの概要	79
5. 有効性評価に適用するコードの選定	85
5.1 炉心損傷防止	85
5.2 格納容器破損防止	92
5.3 運転停止中原子炉における燃料損傷防止	94
6. 選定されたコードの有効性評価への適用性について	118
第1部 M-RELAP5 コード	1-1
第2部 SPARKLE-2 コード	2-1
第3部 MAAP コード	3-1
第4部 GOTHIC コード	4-1
第5部 COCO コード	5-1

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、「コード」という。）に関して説明するものである。

有効性評価では、従来の加圧水型原子炉（PWR）の原子炉設置（変更）許可申請における設計基準事象解析を大きく超えた現象やプラント挙動を想定することから、その際の物理現象を模擬できる解析コードを選定するとともに、その適用性を確認する必要がある。

本資料の2章では、解析の目的、対象とする原子炉施設を定めた上で、事故シーケンスグループ等毎に、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。3章では、階層構造分析の手法を参考に、PWR システムにおける現象を階層分解し、モデル化の対象となるプロセスを特定した上で、2章で抽出された物理現象と対応付けることにより、抽出された物理現象が必要十分なものであることを確認する。さらに、4章では有効性評価において適用候補となるコードを検討するとともに、5章では事故シーケンスグループ等毎に解析する上で必要な物理現象について、適用候補のコードが必要なモデルを備えているかを検討して、最終的に有効性評価で用いるコードを選定する。また、第1部～第5部では、選定されたコード毎に申請解析で対象としている具体的な事故シーケンス等の有効性評価に対する適用性を確認している。

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、国内の既設 PWR 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。

なお、個別プラントの評価において、新たなシーケンスを考慮する必要がある場合には、別途検討する。

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 PWR 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、1 次冷却系、加圧器、蒸気発生器等）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）

炉心はシステムにおける最も主要な熱源であり、事象遷移中も、原子炉トリップまでの期間については核分裂出力が、原子炉トリップ後は崩壊熱が主要な熱源として寄与する。発生熱は燃料棒から冷却材に伝えられる。

空間的な出力分布効果の重要性により、中性子動特性や関連する反応度効果は 1 点炉模擬あるいは空間依存を考慮する必要がある。

B) 炉心（燃料）

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、前項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。燃料温度は多く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。炉心露出等により燃料棒の温度が著しく上昇した場合には、酸化反応や伝熱形状の変化が生じ、冷却挙動に影響を与える。

C) 炉心（熱流動）

炉心では入口から流入した1次冷却材が燃料棒の間の管群流路を流れ、燃料を冷却する。炉心内に出力分布や流入冷却材条件の不均一等がある場合には3次元的な流動により顕著な流量の再配分を生じる可能性もある。また、事象進展中には、顕著な二相流状態も生じ、気液各相の間に相変化、界面せん断、界面熱伝達といった質量、エネルギーの輸送プロセスが存在する複雑な現象であるが、両相間の平衡性が高い場合には、混合流としての簡略化された取扱いにより近似的に表することもできる。これらの現象をどのレベルまで分析する必要があるかは、対象とする事象の特徴により異なる。

1次冷却材中には、ほう酸が溶解しており、その濃度分布の変化は核分裂出力の変化にも影響する。

D) 1次冷却系

1次冷却系では炉心と蒸気発生器をつないで冷却材が循環する。冷却材及びほう酸の流動挙動は、前項に述べた炉心（熱流動）におけるものと同一であるが、概ね1次元の流れとして捉えられる。また、炉心のような大きな熱源がないため、構造材との間の熱伝達や、蒸気の凝縮も主要な現象となる。

破断を生じると系外（原子炉格納容器、蒸気発生器2次側等）への冷却材放出が生じる。1次冷却材の補充源としては非常用炉心冷却系（ECCS）や代替注入設備がある。

E) 加圧器

加圧器はその水位変化や加圧器逃がし弁、安全弁からの放出により、事象中の1次系の圧力の変化に重要な役割を持つ。加圧器内では1次冷却材は気相部と液相部に分離しており、加圧器逃がし弁又は安全弁が1次系圧力上昇の抑制のために開放されると、冷却材が加圧器逃がしタンクを経て原子炉格納容器へ放出される。

F) 蒸気発生器

蒸気発生器では伝熱管を介して1次側、2次側間の熱輸送が行われる。2次側の冷却材は、気相と液相が概ね分離した状態で共存し、主給水及び補助給水系による給水、2次側圧力上昇抑制のための主蒸気安全弁及び主蒸気逃がし弁

の開放により水位に影響が生じる。また、蒸気発生器伝熱管に破断が生じると1次系から2次系へ冷却材が放出される。

G) 原子炉格納容器

原子炉格納容器は通常、1次系及び2次系から隔離された状態であるが、1次系に破断を生じた場合、1次冷却材や水素を含む非凝縮性ガスが放出される。1次冷却材は減圧により二相状態となり、冷却材及び非凝縮性ガスは原子炉格納容器内のヒートシンクへ熱伝達する。再循環により1次系もしくは原子炉格納容器内に注入された冷却材は、凝縮熱伝達により原子炉格納容器内の蒸気状態に影響する。

H) 原子炉容器（炉心損傷後）

炉心が露出し、放射性崩壊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、燃料被覆管及び燃料の溶融、燃料被覆管及び燃料のクラスト化に至る。冷却材は次第に原子炉格納容器へと放出されるが、溶融した溶融炉心が原子炉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。原子炉容器は、下部プレナムに堆積した溶融炉心との熱伝達による熱的負荷によって破損に至る。燃料被覆管破損や炉心溶融が発生すると、核分裂生成物（FP）が気相及び液相（液滴又は液体）として1次系内に放出され、冷却材の流れとともに拡がっていく。

I) 原子炉格納容器（炉心損傷後）

1次系圧力が高圧の状態では原子炉容器破損に至ると、溶融炉心及び水蒸気が高圧で放出する。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。

また、1次系圧力が低圧の場合、原子炉容器破損後に溶融炉心が原子炉下部キャビティに落下し、拡がりながら原子炉下部キャビティ内に堆積する。溶融炉心は原子炉格納容器雰囲気や原子炉下部キャビティ水、コンクリートとの間で熱伝達、化学的あるいは機械的な相互作用を生じる。原子炉下部キャビティに水がある場合には、溶融炉心は冷却材と相互作用し、一部の溶融炉心は細粒化あるいは固化する。原子炉下部キャビティに水がないか、溶融炉心の冷却が十分でない場合には、原子炉下部キャビティのコンクリートは侵食される。原子炉格納容器に放出されたFPは気体状態からエアロゾルとなって、原子炉格納容器内の構造材等に沈着する。

抽出された物理現象は、事故シーケンスグループ等毎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毎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毎に、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表 2-1 のように整理されている。表 2-1 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 2 次冷却系からの除熱機能喪失

(1) 事象の推移

2 次冷却系からの除熱機能喪失は、原子炉の出力運転中に過渡事象又は小破断 LOCA が発生し、かつ、2 次系からの除熱機能が喪失することから 1 次系が高い圧力で推移し、高圧注入系による注入が困難となり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、蒸気発生器による代替の除熱機能確保と加圧器逃がし弁と高圧注入系によるフィードアンドブリード運転があり、崩壊熱の除去により炉心冷却を確保することが可能である。

炉心損傷防止対策のうち蒸気発生器による代替除熱機能確保を行う場合に生ずる主な現象は、起因事象発生後の蒸気発生器水位が低下する過程におけるものであり、その後フィードアンドブリード運転を行う場合に生ずる現象に包絡されるため、ここでは、炉心損傷防止対策としてはフィードアンドブリード運転を想定する。

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。

異常な過渡変件事象あるいは2次系の冷却に依存するような小規模な LOCA が発生すると原子炉トリップにより炉心出力は直ちに崩壊熱レベルまで低下する。崩壊熱は蒸気発生器2次側へ伝熱され、2次側では給水及び蒸気放出により除熱がなされる。補助給水が失敗すると、蒸気発生器2次側では1次側からの伝熱による蒸気発生、放出により保有水量が減少し、ドライアウトに至る。

これにより2次冷却系からの除熱が喪失し、崩壊熱により1次冷却材の温度が上昇し、熱膨張により加圧器へのインサージが生じて気相部が圧縮され1次系圧力も上昇する。

1次系圧力が加圧器逃がし弁（あるいは安全弁）の設定値に到達すると断続的に弁からの蒸気放出がなされ、これにより1次系圧力の上昇は設定値近傍に維持される一方で1次系保有水が減少し続け、いずれは炉心露出、損傷に至る。

これを防止するために2次系がドライアウトして1次系の温度及び圧力が上昇する前に、加圧器逃がし弁を強制開して1次系の圧力上昇を防止し、かつ高圧注入ポンプ等により1次系への注水を行う（フィードアンドブリード運転）。

加圧器逃がし弁を強制開すると加圧器気相部からの蒸気放出により減圧し、1次系内では減圧沸騰が生じて加圧器へのインサージが生ずる。これにより加圧器水位が上昇し、蒸気放出から液相放出に転ずる。高圧注入系の投入により注水はなされるが、当初は1次系圧力が高かつ液相放出であるため、放出量が注入流量を上回り、1次系保有水は減少を続ける。高圧注入系の容量によっては、この期間に1次系の保有水量の減少による炉心露出と露出部のヒートアップが生ずる。

しかし、1次系保有水量の減少により高温側配管のボイド率が上昇し、加圧器へ主に蒸気が流入するようになると、加圧器逃がし弁からは蒸気放出となり、放出量が急激に減少し、高圧注入流量を下回るようになる。これにより、1次系保有水の減少が回復に向かい、事象収束に向かうことになる。

(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前項にて述べたように2次冷却系からの除熱機能の喪失に伴い1次系圧力の上昇が生ずるが、原子炉出力は既に崩壊熱レベルに低下していることから1次系圧力の上昇は比較的緩慢である。このため、2次冷却系からの除熱機能喪失による1次系圧力の上昇はフィードアンドブリード運転による抑制が可能である。一方、フィードアンドブリード運転に伴う1次系保有水量の減少により炉心上部で露出が生じると、燃料はヒートアップし、燃料被覆管の温度が顕著に上昇する可能性がある。また、本事故シーケンスグループでは、1次系から原子炉格納容器に冷却材が放出された場合、格納容器スプレイに期待でき、原子炉格納容器圧力及び温度が問題とならないと評価できることから、コードを用いた解析を行わない。

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を注目する評価指標とする。

事象中の燃料被覆管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）

炉心出力は事象中を通して燃料被覆管温度に直接影響し、また、1次系及び炉心の熱水力挙動を介しても影響する。原子炉トリップまでの期間には核分裂出力及びそれに係る反応度帰還効果、制御棒効果が炉心出力に主に影響する。さらに、本事故シーケンスグループでは原子炉トリップ後の中期及び長期冷却に注目するが、この期間には崩壊熱が炉心での熱発生源となる。

事象の進展を通して、また、特に着目する中期及び長期冷却での崩壊熱は、炉心内の出力分布は概ね初期状態（通常運転状態）に依存するため、過渡中の3次元的な出力分布変化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。

ギャップ熱伝達を含む燃料棒内の伝熱特性に基づく燃料棒内温度の変化は評価指標である燃料被覆管温度に直接影響する。燃料温度は炉心の保有エネルギーや核的反応度帰還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。冷却材の喪失により炉心が露出し、燃料棒表面熱伝達が悪化した場合には、燃料被覆管温度が大きく上昇するため、限界熱流束（CHF）及びCHF後（炉心露出後）の燃料棒表面熱伝達率が燃料被覆管温度に影響する主要な現象となる。

CHF 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、CHF を超えて燃料被覆管温度が非常に高くなった場合には、燃料被覆管の変形及び酸化反応による熱発生を考慮する必要がある。

C) 炉心（熱流動）

燃料棒から放出される熱は 1 次冷却材により除熱され、1 次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、1 次系保有水の減少により炉心上部で炉心露出が生じた場合に燃料被覆管の温度上昇が生じるため、炉心露出の軸方向の拡がり が 支配的であり、3 次元的な熱流動挙動の影響は小さい。一方、炉心の露出過程及び露出後の熱伝達には沸騰・ボイド率の変化が影響する。炉心の露出に際しては重力による気液の分離（水位変化）を考慮する必要があり、炉心の露出が大きい場合には、蒸気の過熱度が大きくなり、顕著な気液の熱非平衡が生ずる可能性がある。これらの二相流動効果を含めた炉心内の流動及び水頭に基づく圧力損失は 1 次系の流動挙動に影響を与える。

炉心内の熱流動に伴いボイド率や冷却材中のほう素濃度が変化する場合には、核的反応度帰還効果に影響を与える。

D) 1 次冷却系

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、1 次冷却材の流動挙動の結果として与えられる。

1 次冷却材ポンプ（RCP）コストダウンが生じると強制循環流量が減少し、その後自然循環に移行するが、その挙動には各部の圧力損失及び沸騰によるボイド率（水頭）の変化が影響する。フィードアンドブリード運転や小破断 LOCA による冷却材の喪失に伴い、気液が分離した二相流動様式や気液間の熱非平衡も生じる。

小破断 LOCA を仮定する場合の破断口では、臨界流あるいは差圧流として冷却材の放出が生じ、1 次冷却材の保有水量、流動挙動に影響する。

フィードアンドブリード運転において、破断口や加圧器から放出された冷却材は、ECCS からの注入により補われる。ECCS 強制注入、蓄圧タンク注入は、1 次冷却材の保有水量及びほう素濃度の変化率を与える主要な現象として捉えられる。

1 次系のエネルギーバランスは、主として前述の炉心出力と質量の出入りに伴う変化、後述の蒸気発生器での熱伝達により定まるが、1 次冷却材配管、原子炉容器、加圧器等の構造材との熱伝達も影響を与える。

E) 加圧器

加圧器は、フィードアンドブリード運転や小破断 LOCA に伴う 1 次系の圧力変化に重要な役割を持つ。

加圧器内では 1 次冷却材は気相部と液相部に分離しており、気液の界面積が相対的に小さいため、気液間の熱非平衡状態が維持されやすく、2 次冷却系からの除熱機能喪失後に、1 次冷却材温度の上昇に伴い 1 次冷却材体積が膨張し、加圧器水位の上昇が生じると、気液の熱非平衡を伴いながら気相部が圧縮されることにより 1 次系圧力が上昇する。

加圧器逃がし弁又は安全弁が 1 次系圧力上昇を抑制するために開放されると、臨界流又は差圧流として冷却材の放出が行われ、1 次系の保有水量及び圧力挙動に影響する。放出される冷却材の状態（液相又は気相放出）は、加圧器水位の変化に影響される。

F) 蒸気発生器

蒸気発生器では伝熱管を介した熱伝導及び熱伝達により 1 次側・2 次側間で熱が伝達され、1 次系の保有エネルギー変化に影響を与える。

2 次側で給水の喪失により水位が減少し ドライアウトが生じると、伝熱特性は大きく低下する。

主蒸気隔離に伴い 2 次側圧力が上昇して、主蒸気安全弁及び主蒸気逃がし弁が開放されると、冷却材が臨界流・差圧流として放出され、2 次側の保有水量、保有エネルギー量に影響する。2 次系の除熱機能の喪失により 1 次系からの除熱は失われるため、1 次側での蒸気凝縮のような現象は生じない。

G) 原子炉格納容器

本事故シーケンスグループでは、冷却材流出による原子炉格納容器圧力挙動が燃料被覆管温度へ与える影響が小さいことから、解析コードを用いた原子炉格納容器圧力評価は行わないため、主要な物理現象は抽出しない。

2.1.2 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、原子炉の出力運転中に、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、重要度が特に高い安全機能を有する構築物、系統及び機器の交流電源が喪失する事象を想定する（全交流動力電源喪失発生）。

その際、全交流動力電源喪失に伴い、従属的に発生する原子炉補機冷却水系の機能喪失の重畳を考慮することにより、1 次冷却材ポンプシール（以下、「RCP シ

ール」という。)部へのシール水注入機能及びサーマルバリアの冷却機能が喪失し、RCP シール部からの冷却材喪失に至った場合（RCP シール LOCA が発生した場合）には、ECCS 等による冷却材の補給が行われないと炉心損傷に至る。

RCP シール部からの冷却材の漏えいは、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇をもたらすが、漏えい量が限られることより通常の LOCA と比較して圧力上昇は緩やかである。

この事象（RCP シール LOCA が発生する場合）に対する炉心損傷防止対策としては、タービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁を用いた 2 次系強制冷却があり、1 次系を冷却及び減圧し、蓄圧注入を促進させることで事故初期の炉心冷却を確保しつつ、1 次系圧力及び温度を一定状態に維持する。また、代替交流電源の確立後は蓄圧タンクの隔離を行い、2 次系強制冷却の再開により 1 次系を冷却及び減圧して、燃料取替用水タンクを水源とした代替炉心注入手段により、炉心損傷を防止することができる^(注)。

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。

外部電源の喪失と同時に非常用所内電源の喪失（全交流電源喪失）が発生すると原子炉トリップにより、炉心出力は直ちに崩壊熱レベルまで低下する。崩壊熱は蒸気発生器 2 次側へ伝熱され、2 次側では給水及び蒸気放出により除熱がなされる。1 次冷却材ポンプのコーストダウンとともに 1 次系は強制循環から自然循環に移行するが、RCP シール部からの冷却材の漏えいにより 1 次系保有水量が減少することから、自然循環も停止する。自然循環停止後の崩壊熱除去はリフラックス冷却によって行われるが、冷却材の漏えいは継続するため、いずれは炉心露出、損傷に至る。

これを防止するため、主蒸気逃がし弁を用いた 2 次系強制冷却により、1 次系を冷却及び減圧して漏えい量を抑制するとともに、蓄圧注入及び代替炉心注入による冷却材の補給を行う^(注)。

2 次系強制冷却により、1 次系圧力は急速に低下し、漏えい流量が減少するとともに、蓄圧注入が開始されるため一時的に 1 次系保有水量が回復する。蓄圧タンクの隔離後、更に冷却を継続し代替炉心注入を開始することにより、漏えい流量と注入流量が釣り合うことで 1 次系保有水量の安定状態が維持される。以降、炉心で発生した崩壊熱はリフラックス冷却と冷却材の漏えいにより除去され、炉心の冠水及び冷却状態は維持されることになる^(注)。

一方、原子炉格納容器においては、RCP シール部からの冷却材の漏えいにより原子炉格納容器圧力及び温度が緩やかに上昇する。原子炉格納容器内温度の上昇により、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伝熱が生じる。構造材は当初は除熱源として作用するが、長期的には構造材温度が原

子炉格納容器内温度と平衡状態となり、除熱がなされない限り原子炉格納容器圧力の上昇が継続する。

(注) 代替炉心注入が必要とならない RCP シール部からの冷却材漏えいの場合は、蓄圧注入による 1 次冷却材の補給により、炉心の冠水及び冷却状態は維持される。

(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き説明する。本事故シーケンスグループでは前項にて述べたように 1 次系圧力は減少する方向であり、炉心損傷防止の観点で原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力を評価する事象ではない。また、本事故シーケンスグループでは、格納容器スプレイの作動に期待できないため、RCP シール部からの漏えいがある場合は、1 次冷却材の減少に伴い燃料被覆管温度が上昇するとともに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及び原子炉格納容器圧力を注目する評価指標とする。

事象中の燃料被覆管温度及び原子炉格納容器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)

炉心出力は事象中を通して燃料被覆管温度に直接影響し、また、1 次系及び炉心の熱水力挙動を介して燃料被覆管温度及び原子炉格納容器圧力に影響する。事象発生後、直ちに原子炉トリップが生じるが、その際の炉心出力変化には核分裂出力及びそれに係る反応度帰還効果、制御棒の効果が主に影響する。原子炉トリップ後には放射性崩壊により発生する崩壊熱が炉心での熱発生源となる。

事象の進展を通して、特に着目する中期及び長期冷却での崩壊熱は、炉心内の出力分布は概ね初期状態（通常運転状態）に依存するため、過渡中の 3 次元的な出力分布変化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。

ギャップ熱伝達を含む燃料棒内の伝熱特性に基づく燃料棒内温度の変化は評価指標である燃料被覆管温度に直接影響する。燃料温度は炉心の保有エネルギーや核的反応度帰還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。

冷却材の喪失により炉心が露出し、燃料棒表面熱伝達が悪化した場合には、燃料被覆管温度が大きく上昇するため、限界熱流束 (CHF) 及び CHF 後 (炉心露出後) の 燃料棒表面熱伝達率 が燃料被覆管温度に影響する主要な現象となる。

CHF 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、CHF を超えて燃料被覆管温度が非常に高くなった場合には、燃料被覆管の変形及び酸化反応 による熱発生を考慮する必要がある。

C) 炉心 (熱流動)

燃料棒から放出される熱は 1 次冷却材により除熱され、1 次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、1 次系保有水の減少により炉心上部で炉心露出が生じた場合に燃料被覆管の温度上昇が生じるため、炉心露出の軸方向の拡がり支配的であり、3 次元的な熱流動挙動 の影響は小さい。一方、炉心の露出過程及び露出後の熱伝達には 沸騰・ボイド率の変化 が影響する。炉心の露出に際しては重力による 気液の分離 (水位変化) を考慮する必要があり、炉心の露出が大きい場合には、蒸気の過熱度が大きくなり、顕著な 気液の熱非平衡 が生ずる可能性がある。これらの二相流動効果を含めた炉心内の流動及び水頭に基づく 圧力損失 は 1 次系の流動挙動に影響を与える。

炉心内の熱流動に伴いボイド率や冷却材中の ほう素濃度が変化 する場合には、核的反応度帰還効果に影響を与える。

D) 1 次冷却系

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、1 次冷却材の流動挙動の結果として与えられる。

RCP コーストダウンが生じると 強制循環流量 が減少し、その後 自然循環 に移行するが、その挙動には各部の 圧力損失 及び 沸騰・凝縮 による ボイド率 (水頭) の変化が影響する。RCP シール部からの冷却材の漏えいによる冷却材の喪失に伴い、気液が分離 した二相流動様式や 気液間の熱非平衡 も生じる。自然循環が停止すると、1 次側から 2 次側への伝熱による蒸気発生器 1 次側での凝縮水の炉心への落下 (蒸気発生器入口部での気液分離・対向流) 等のリフラックス冷却に関係する現象が生じ、事象中の燃料被覆管温度変化に影響する物理現象として挙げられる^(注)。

RCP シール部からの冷却材漏えいは、臨界流又は差圧流としての 冷却材の放出 であり、1 次冷却材の保有水量、流動挙動に影響する。

RCP シール部から放出された冷却材は、ECCS からの注入により補われる。
ECCS 強制注入（代替注入）、蓄圧タンク注入は、1 次冷却材の保有水量及びほう素濃度の変化率を与える主要な現象として捉えられる。

1 次系のエネルギーバランスは、主として前述の炉心出力と質量の出入りに伴う変化、後述の蒸気発生器での熱伝達により定まるが、1 次冷却材配管、原子炉容器、加圧器等の構造材との熱伝達も影響を与える。

（注） 代替炉心注入が必要とならない RCP シール部からの冷却材漏えいの場合は、蓄圧注入による 1 次冷却材の補給により、炉心の冠水及び冷却状態は維持されることになるものの、代替炉心注入が必要な場合の物理現象に包含される。

E) 加圧器

本事故シーケンスグループでは、1 次系からの冷却材流出に伴い、加圧器水位は低下し、1 次冷却材の冷却が継続されるため、加圧器へのインサージは生じず、それに伴う気液熱非平衡現象は燃料被覆管温度に対し影響を与えない。

F) 蒸気発生器

蒸気発生器では伝熱管を介した熱伝導及び熱伝達により 1 次側・2 次側間で熱が伝達され、1 次系の保有エネルギー変化に影響を与える。

2 次側では、2 次側給水（補助給水）の継続により水位が維持されるため、ドライアウトやそれに伴う伝熱特性の低下は生じない。

主蒸気逃がし弁による 1 次系強制冷却では、冷却材が臨界流・差圧流として放出され減圧し、これにより 1 次系を冷却及び減圧して漏えい量を抑制する。

蒸気発生器 2 次側はドライアウトすることなく除熱源として作用するため、1 次側において蒸気の凝縮現象が生じ、炉心のリフラックス冷却に寄与する。

G) 原子炉格納容器

RCP シール部からの冷却材漏えいにより高温の 1 次冷却材が原子炉格納容器内に放出され、区画間・区画内を流れて原子炉格納容器内全体に広がってゆき、原子炉格納容器圧力及び温度が緩やかに上昇する。区画間での空気と蒸気の割合に差が生じて、温度分布が生ずるが、流れに対して区画間の流路が大きいために各部の全圧力としては等しく、圧力評価上は区画間・区画内の流動の評価は必ずしも必要ない。

原子炉格納容器内温度の上昇により、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が生じる。

構造材との伝熱はその熱容量により原子炉格納容器内温度の変化を抑制する方向に作用し、短期的には影響が大きい。また、材料により伝熱特性が異なり、熱伝導率の高い金属では表面熱伝達の影響が大きいのに対し、熱伝導率の低いコンクリートでは、コンクリート内部の熱伝導の影響が大きくなる。

構造材への熱伝達による原子炉格納容器内の蒸気の凝縮による凝縮水は、1次系からの放出水と共に格納容器再循環サンプに移動してプールを形成し、その一部は流路を経て原子炉下部キャビティに移動しプールを形成する。代替設備による格納容器スプレイの注入水もプール形成に寄与する。格納容器再循環サンプ及び原子炉下部キャビティの液相部の温度が原子炉格納容器内温度より低い場合は、気液界面熱伝達によりプール水がヒートシンクとして作用する。

原子炉格納容器圧力及び温度を低減させる設備としては、スプレイ及び格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却が挙げられるが、評価上事故後24時間以降の操作としており、それまでの作動の効果は、評価上は考慮しないため、スプレイ及び格納容器内自然対流冷却に係る主要な物理現象は抽出しない。

原子炉格納容器圧力に関わる現象としては、以上に述べた1次系からの高温冷却材の放出に係る現象以外に、水素の1次系から原子炉格納容器への放出が挙げられる。水素は前述の燃料被覆管の酸化反応及び冷却材の放射線分解により発生し原子炉格納容器に放出されるが、炉心の健全性が維持されている範囲では原子炉格納容器圧力への寄与は無視しうる程度である。

2.1.3 原子炉補機冷却機能喪失

(1) 事象の推移

原子炉補機冷却機能喪失は、前項の全交流動力電源喪失において、その重畳を想定しており、事象の推移は、2.1.2(1)と同様である。

(2) 物理現象の抽出

上述のとおり、事象の推移が、前項の全交流動力電源喪失と同様であるため、抽出される物理現象は、2.1.2(2)と同様である。

2.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失

(1) 事象の推移

原子炉格納容器の除熱機能喪失は、原子炉の出力運転中にLOCAが発生し、ECCS再循環により炉心への注入が継続しているが、格納容器スプレイ機能が喪失することで、原子炉格納容器圧力及び温度が上昇し、原子炉格納容器が破損し

て、格納容器再循環サンプル水が減圧沸騰を起こすことによって炉心損傷に至る、いわゆる格納容器先行破損事象を想定する。

この事象に対する炉心損傷防止対策としては、格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却があり、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制することで、格納容器先行破損を防止することにより、炉心冷却を継続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。

LOCA が発生すると炉心でのボイド発生あるいは原子炉トリップによる負の反応度添加により炉心出力は直ちに崩壊熱レベルまで低下する。崩壊熱は ECCS を用いた炉心注入によって除去され、蒸散によって原子炉格納容器内に蓄積される。原子炉格納容器内に蓄積した水蒸気の一部は、原子炉格納容器内のヒートシンクによって凝縮するが、格納容器スプレイ機能が喪失していることから、原子炉格納容器圧力及び温度が上昇する。

原子炉格納容器圧力及び温度が上昇を続け、原子炉格納容器が破損に至った場合には、格納容器再循環サンプル水が減圧沸騰を起こすことによって、ECCS の再循環不能となり、炉心損傷に至る。

これを防止するために、格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却を実施し、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制することで、格納容器再循環サンプル水は沸騰せず、炉心の冷却は維持される。

格納容器再循環ユニットの格納容器内自然対流冷却の能力は崩壊熱オーダーであり、これが崩壊熱相当の 1 次系からの放出エネルギーを下回る場合、原子炉格納容器圧力は冷却開始後も緩やかに上昇する。しかし、原子炉格納容器内温度の上昇により除熱量が増加し、一方で時間の経過とともに崩壊熱レベルが減少するため、いずれ原子炉格納容器圧力の上昇は停止し、崩壊熱の減少とともに緩やかに低下してゆく。

これにより、原子炉格納容器の損傷及びそれに伴う格納容器再循環サンプル水の沸騰が防止され、炉心の冷却が維持される。

(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き説明する。本事故シーケンスグループでは LOCA の発生を想定しており、1 次系圧力が減少する方向であり、炉心損傷防止の観点で原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力を評価する事象ではない。

また、本事故シーケンスグループでは、ECCS 再循環が継続しており、原子炉格納容器が過圧破損に至るまでは、炉心の健全性は維持できるため、原子炉格納

容器圧力を注目する評価指標とする。なお、事象初期の短期間における炉心露出に伴う燃料被覆管温度変化については、本事象は、主に ECCS 再循環運転状態での事象推移に着目しており、LOCA 発生直後を含む ECCS 注入運転状態を主な対象としないこと及び設計基準事故解析においても確認されていることから、対象としない。

事象中の原子炉格納容器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）

LOCA 時には、事故後直ちに減速材密度による反応度帰還効果、あるいは原子炉トリップにより核分裂反応が急激に低下することより、核分裂出力による発生熱の積算値は小さい。このため短期的には原子炉格納容器圧力に多少影響を与えるが、長期的には影響を与えない。出力低下後には放射性崩壊により発生する崩壊熱が炉心での熱発生源となる。

また、原子炉格納容器圧力の評価において、出力分布変化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、燃料棒表面熱伝達により冷却材へと放出される。

燃料棒内温度変化は炉心の保有エネルギーに影響を与えるため、この観点からも考慮が必要である。冷却材の喪失により炉心が露出し、燃料棒表面熱伝達が悪化して燃料被覆管温度が非常に高くなった場合には、燃料被覆管の酸化反応による熱発生を考慮する必要がある。

なお、事象初期の短期間における炉心露出に伴う燃料被覆管温度変化については、設計基準事故解析においても確認されているため、限界熱流束（CHF）は、主要な物理現象として抽出しない。

C) 炉心（熱流動）

燃料棒から放出される熱は 1 次冷却材を介して原子炉格納容器に放出されるため、炉心での熱流動が間接的に原子炉格納容器圧力に影響を与えることになる。

LOCA 時には、冷却材の減少に伴い炉心において沸騰・ボイド率変化が生じ、更に気液の分離（水位変化）による炉心の露出、露出部での蒸気の過熱に伴う気液の熱非平衡といった現象が生じ、一時的に、炉心が過熱して原子炉格納容器への放出エネルギーに影響を与えるが、中長期的には ECCS 注入水により炉心

は長期に冠水状態となり崩壊熱は冷却材を介して安定して原子炉格納容器に放出される。

炉心の熱伝達には、圧力損失等の流動も影響を与えるが、長期的には静水頭が支配的となる。

なお、ECCS 注入水によるほう素添加により、炉心の未臨界が維持されるため、炉心におけるほう素濃度変化は重要であるが、注入水のほう素濃度は事故時にも未臨界が維持されるよう設定されており、必ずしもほう素濃度変化を評価する必要はない。

D) 1 次冷却系

炉心領域での発生熱量が炉心及び 1 次冷却材の流動、原子炉格納容器への冷却材放出挙動を通じて原子炉格納容器圧力に影響する。

本事故シーケンスグループでは、RCP コーストダウンや RCP 部でのボイド発生により、強制循環流量が減少し、破断規模が小さい場合はその後自然循環に移行するが、その挙動には各部の圧力損失及び沸騰・凝縮によるボイド率（水頭）の変化、各部での気液分離による水位挙動が影響する。

ECCS 強制注入、蓄圧タンク注入がなされると、低温側配管からダウンカムにかけてサブクールの注入水と 1 次系内発生蒸気との気液熱非平衡状態が生じ、気液界面での熱伝達は原子炉格納容器気相部への放出エネルギーに影響を与え、原子炉格納容器圧力変化に影響を及ぼす。

その他、1 次系の構成要素のなかで 1 次冷却材配管、原子炉容器、加圧器等の構造材の保有熱も 1 次冷却材との熱伝達（構造材との熱伝達）を通じて原子炉格納容器圧力に影響を与える。

E) 加圧器

本事故シーケンスグループでは、1 次系からの冷却材流出に伴い、加圧器水位は低下し、1 次冷却材の冷却が継続されるため、加圧器へのインサージは生じず、それに伴う気液熱非平衡現象は原子炉格納容器圧力評価に対し影響を与えない。

F) 蒸気発生器

蒸気発生器では伝熱管を介した熱伝導及び熱伝達により 1 次側・2 次側間で熱が伝達され、1 次系の保有エネルギー変化に影響を与えるため、間接的に原子炉格納容器圧力に影響を与える。

破断規模が小さい LOCA の場合、破断口からの放出エネルギーが小さいため、崩壊熱の一部は、蒸気発生器に伝達され、蒸気発生器において主蒸気安全弁等

を通じて大気に放出される。2次側では、2次側給水（補助給水）の継続により水位が維持されるため、ドライアウトやそれに伴う伝熱特性の低下は生じない。

また、このような状態では1次側では上記の大気放出量と同等の蒸気の凝縮が生じており、その分、原子炉格納容器への蒸気の放出量が小さくなっている。

G) 原子炉格納容器

LOCA 発生により高温の1次冷却材が原子炉格納容器内に放出され、区画間・区画内を流れて原子炉格納容器内全体に広がってゆき、原子炉格納容器圧力及び温度が上昇する。区画間での空気と蒸気の割合に差が生じて、温度分布が生ずるが、流れに対して区画間の流路が大きいために各部の全圧力としては等しく、圧力評価上は区画間・区画内の流動の評価は必ずしも必要ない。

原子炉格納容器内温度の上昇により、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が生じる。

構造材との伝熱はその熱容量により原子炉格納容器内温度の変化を抑制する方向に作用し、短期的には影響が大きい。また、材料により伝熱特性が異なり、熱伝導率の高い金属では表面熱伝達の影響が大きいのに対し、熱伝導率の低いコンクリートでは、コンクリート内部の熱伝導の影響が大きくなる。

構造材への熱伝達による原子炉格納容器内の蒸気の凝縮による凝縮水は、1次系からの放出水と共に格納容器再循環サンプに移動してプールを形成し、その一部は流路を経て原子炉下部キャビティに移動しプールを形成する。代替設備による格納容器スプレイの注入水もプール形成に寄与する。格納容器再循環サンプ及び原子炉下部キャビティの液相部の温度が原子炉格納容器内温度より低い場合は、気液界面熱伝達によりプール水がヒートシンクとして作用する。

代替スプレイは、重要設備の水没防止のために停止する必要があり、その後は原子炉格納容器圧力及び温度を低減させるために、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却が実施される。

原子炉格納容器圧力に関わる現象としては、以上に述べた1次系からの高温冷却材の放出及び緩和設備に係る現象以外に、水素の1次系から原子炉格納容器への放出が挙げられる。水素は前述の燃料被覆管の酸化反応及び冷却材の放射線分解により発生し原子炉格納容器に放出されるが、炉心の健全性が維持されている範囲では原子炉格納容器圧力への寄与は無視しうる程度である。