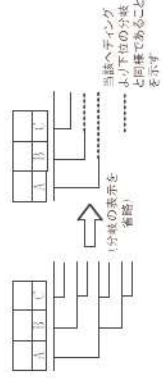
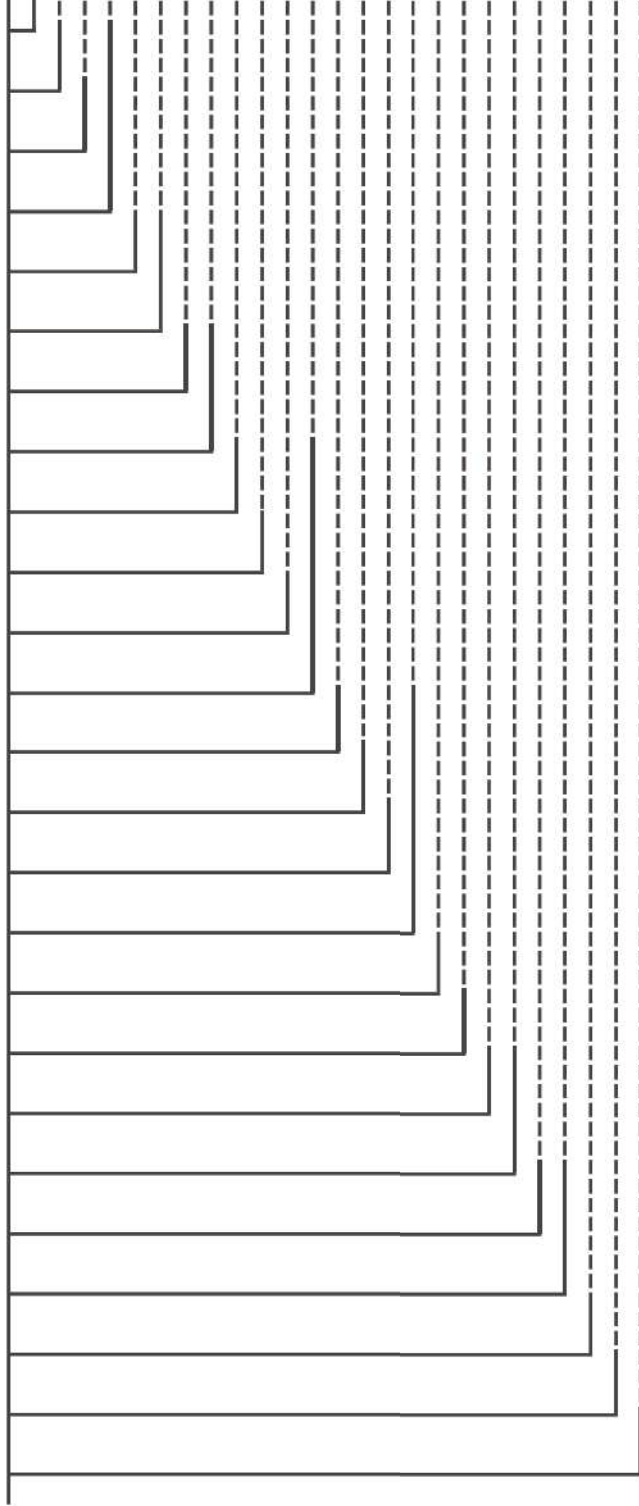


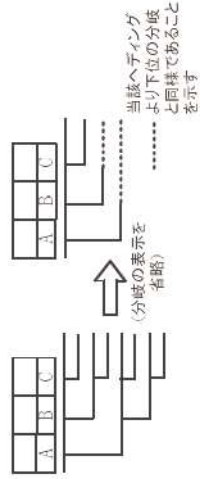
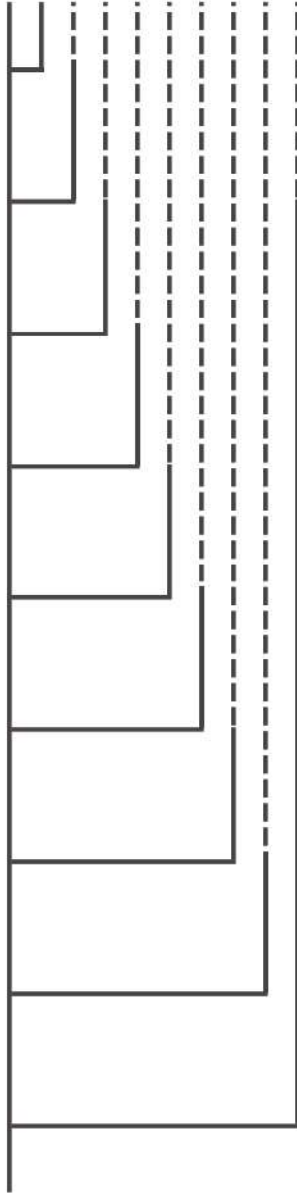
第 I-3 図 地震損傷機器イベントツリー

外部電源	125V 直流電源 Aトレン	6.6KV メタク Aトレン	6.6KV DG Aトレン	6.6KV DG Bトレン	440V 交流電源 Aトレン	440V 交流電源 Bトレン	100V 計装用 Aトレン	安全注入 Aトレン	CV スプレイ Aトレン	所内母線 Aトレン	100V 計装用 Bトレン	安全注入 Bトレン	CV スプレイ Bトレン	所内母線 Bトレン	海水系 再稼働時	補機 冷却系 再稼働時	海水系 注入時	補機 冷却系 注入時	空調用 冷水設備	安全設備 閉閉器室 空調系	安全設備 空調系	制御用 空調系	IA
OP	AD	BD	ABM	ARG	BAG	A4	B4	AI	AS	AP	AU	BI	BS	BP	SWR	CMR	SWI	CWI	CHS	HVSW	HVSC	IA	



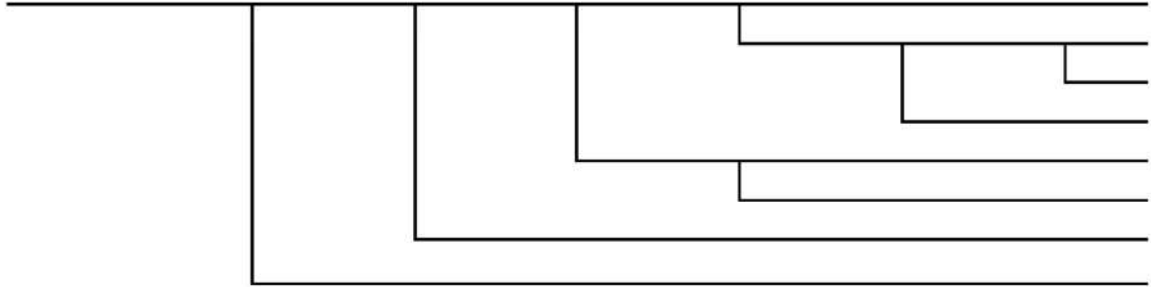
第 1-4 図 サポート系イベントツリー

燃料取替 用水ヒータ	再循環サブライン 共有部 AHレン	再循環サブライン 共有部 BHレン	再循環切替 信号失敗 AHレン	再循環切替 信号失敗 BHレン	RWSP 取水失敗 AHレン	RWSP 取水失敗 BHレン	RCS低温側 注入ライン逆止弁 開失敗及び 外部リーク(注入時)	RCS低温側 注入ライン逆止弁 外部リーク (再循環時)
RW	SUMA	SUMB	RCA	RCB	CA	CB	LI	LJR



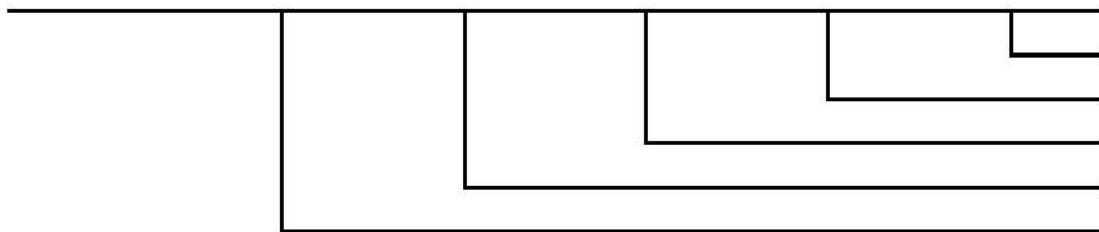
第 1-5 図 共用系イベントツリー

大破断LOCA	低圧注入系 (LLOCA)	蓄圧注入系 (LLOCA,MLOCA)	CVスプレイ注入系 (LLOCA,MLOCA, SLOCA)	低圧再循環系 (LLOCA)	高圧再循環系 (LLOCA)	CVスプレイ再循環系 (LLOCA,MLOCA, SLOCA)
LL	LIL	ACLM	CIA	LRL	HRL	CRA



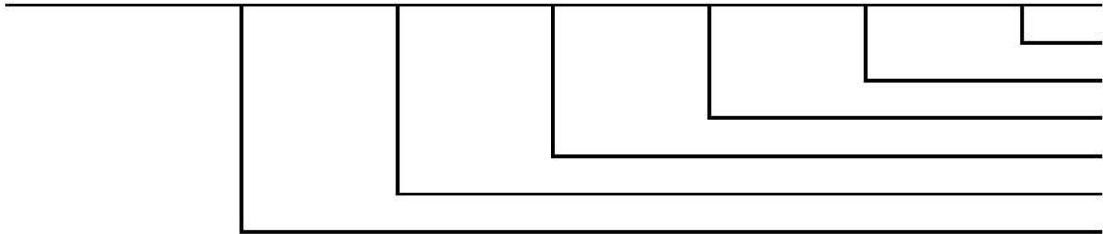
第 1-6 図 大破断 LOCA イベントツリー

中破断LOCA	高圧注入系 (MLOCA,SLOCA)	蓄圧注入系 (LLOCA,MLOCA)	CVスプレイ注入系 (LLOCA,MLOCA, SLOCA)	高圧再循環系 (MLOCA,SLOCA)	CVスプレイ再循環系 (LLOCA,MLOCA, SLOCA)
ML	HIMS	ACLM	CIA	HRMS	CRA



第 1-7 図 中破断 LOCA イベントツリー

小破断LOCA	原子炉トリップ (SLOCA,SLB, LMFW)	補助給水系 (SLOCA)	高圧注入系 (MLOCA,SLOCA)	CVスプレイ注入系 (LLOCA,MLOCA, SLOCA)	高圧再循環系 (MLOCA,SLOCA)	CVスプレイ再循環系 (LLOCA,MLOCA, SLOCA)
SL	TPA	AFS	HIMS	CIA	HRMS	CRA



第 1-8 図 小破断 LOCA イベントツリー

2次冷却系の破断	原子炉トリップ ^o (SLOCA,SLB, LMFW)	主蒸気隔離 (SLB)	補助給水系 (SLB)
MB	TPA	MSI	AFB



第 1-9 図 2次冷却系の破断イベントツリー

主給水流量喪失	原子炉トリップ (SLOCA,SLB, LMFW)	補助給水系 (LMFW)
LMFW	TPA	AFF



第 1-10 図 主給水流量喪失イベントツリー

地震PRAの結果を事故シーケンスに束ねるプロセスについて

1. イベントツリーリンクにおける情報の引継ぎについて

地震PRAでは内部事象PRAと同様、起因事象の発生に対して事故緩和機能の成功失敗を評価することにより炉心損傷に至るか否かを評価している。内部事象PRAと異なるところは、起因事象を発生させる要因や事故緩和機能を喪失させる要因が、ランダム故障や人的過誤に加えて地震による機器の損傷を考慮する必要がある点にあり、地震による機器損傷の影響は地震損傷機器イベントツリー及び起因事象階層イベントツリーで考慮している。

また、起因事象のうち外部電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失については、当該機能を構成する機器が地震により損傷する確率を地震損傷機器イベントツリーのヘディングとして考慮し、その他の起因事象は起因事象階層イベントツリーのヘディングとして考慮しているが、イベントツリーリンクで結合した情報は下流のイベントツリーに引き継がれるため、イベントツリー全体の評価結果を分析することで外部電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の起因事象に対する炉心損傷頻度を整理することが可能である。第2-1図に外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失（以下、「SBO」という。）に対する炉心損傷頻度を整理した例を示す。

地震損傷機器イベントツリーでは、ある地震加速度により外部電源及び非常用所内交流電源が損傷すると評価している。下流に結合されたサポート系イベントツリーではSBO情報が引き継がれるため、外部電源及び電源系の分岐は失敗となる。起因事象階層イベントツリーでは、主給水流量喪失より厳しい起因事象が発生していない場合、主給水流量喪失が発生するとして共用系イベントツリーに引き継がれる。共用系イベントツリーでは主給水流量喪失に対して考慮すべきヘディングが存在しないため、起因事象階層イベントツリーの情報がそのまま主給水流量喪失に対するフロントライン系イベントツリーに引き継がれる。主給水流量喪失のフロントライン系イベントツリーではSBO情報が引き継がれているため、SBOにより炉心損傷に至る事象として整理される。

以上のことから、SBO事象は主給水流量喪失事象と重畳して算出されるが、イベントツリー全体の評価結果を分析することでSBOによる炉心損傷を整理することが可能である。

2. 地震PRAの結果を事故シーケンスに束ねるプロセスについて

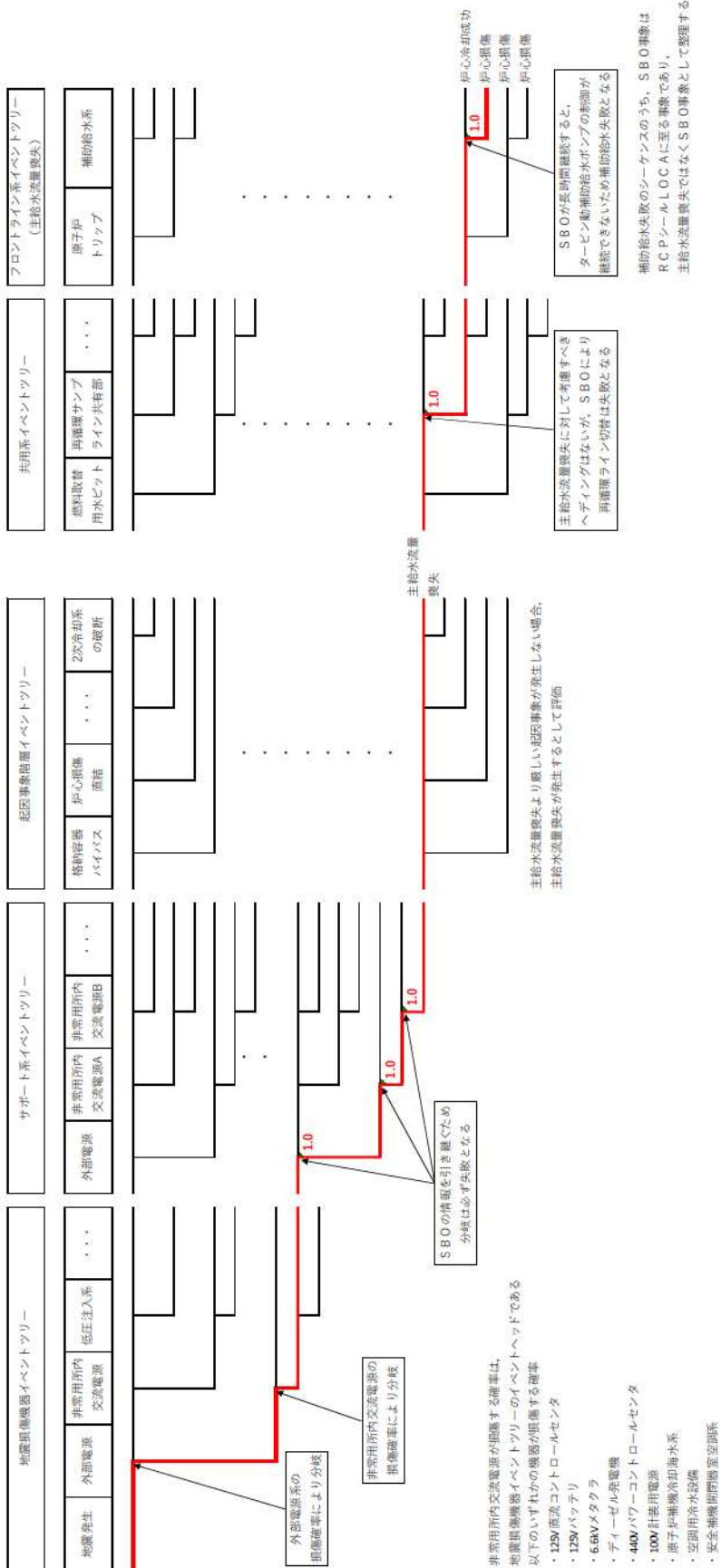
地震PRAの結果を事故シーケンスに束ねるプロセスについては、前述と同様にイベントツリー全体の評価結果を分析することで炉心損傷に至る要因を確認し、各事故シーケンスに分類している。具体的には以下のとおり。

格納容器バイパス及び直接炉心損傷に至る事象の起因事象により発生する事故シナリオについては、破損する建屋、機器により喪失する安全機能を考慮し、蒸気発生器伝熱管破

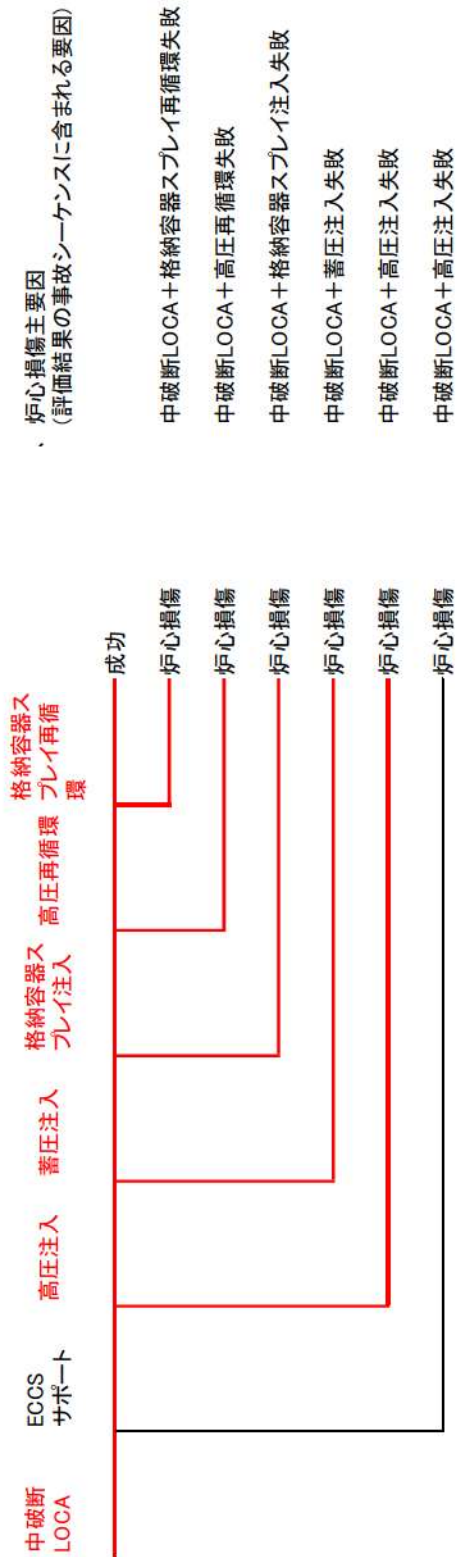
損（複数本破損）、大破断LOCAを上回る規模のLOCA（Excess LOCA）、原子炉建屋損傷、原子炉格納容器損傷、原子炉補助建屋損傷、電動弁損傷による原子炉補機冷却機能喪失、1次系流路閉塞による2次系除熱機能喪失、複数の信号系損傷、燃料集合体及び制御棒クラスタ損傷による原子炉停止機能喪失として整理した。

また、各LOCA事象、2次冷却系の破断及び主給水流量喪失の起因事象により発生する事故シナリオについては、各起因事象に対するフロントライン系イベントツリーを含むイベントツリー全体の評価結果を分析することで事故シーケンスを分類した。第2-2～2-6図に上流側イベントツリー情報からSBO及び原子炉補機冷却機能喪失を踏まえた各起因事象に対するフロントライン系イベントツリーの分岐に対する事故シーケンスの分類の考え方を示す。

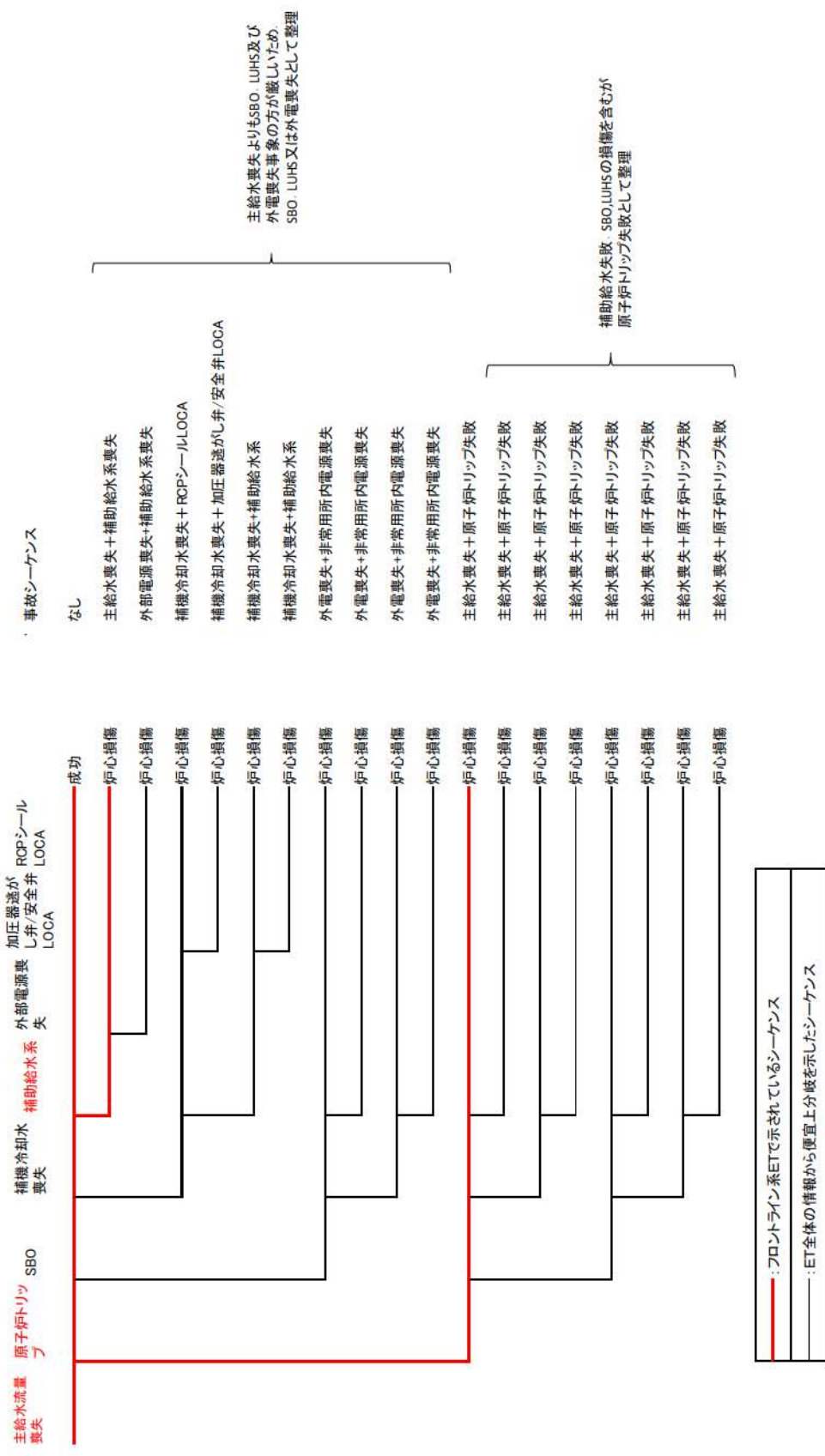
上記考え方に従い事故シーケンスの整理を行い、事故シーケンスグループ別炉心損傷頻度を算出している。



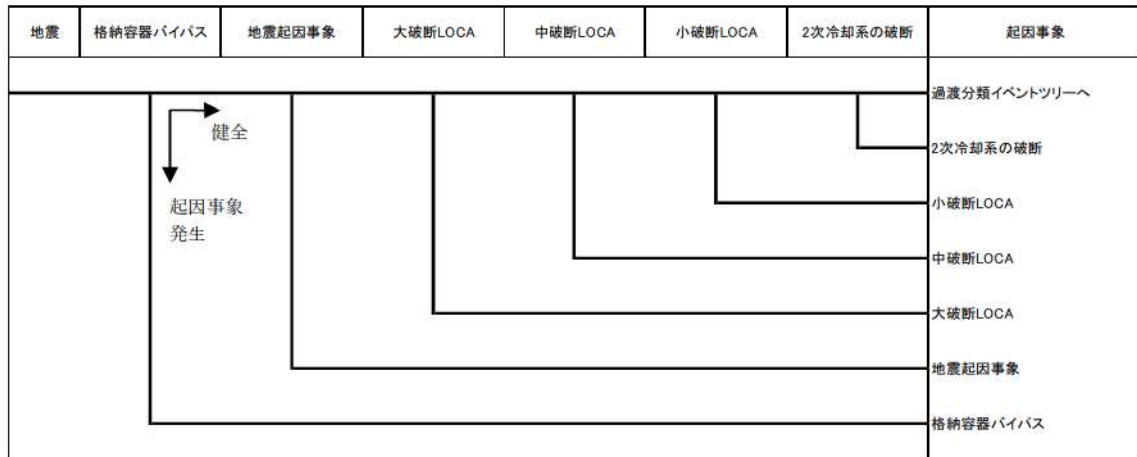
第2-1図 SBOに対する炉心損傷頻度を整理した例



第 2-3 図 中破断 LOCA イベントツリー結果の集約方法



第2-6図 主給水流量喪失イベントツリー結果の集約方法



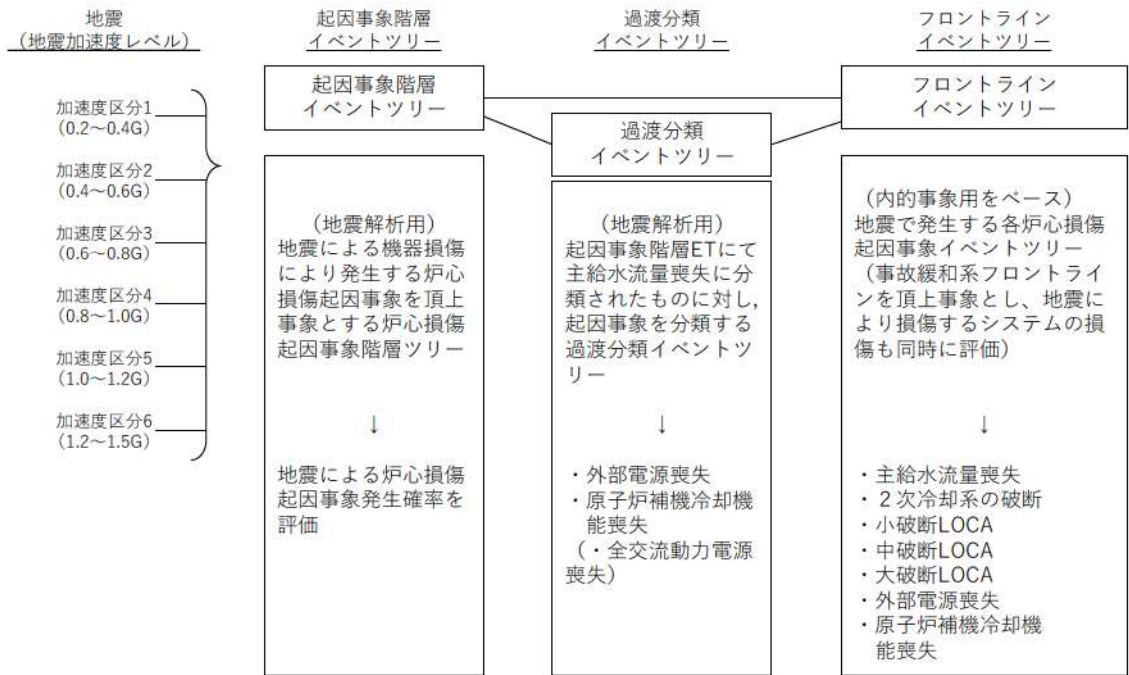
【地震起因事象】

- 大破断LOCAを上回る規模のLOCA (Excess LOCA)
- 原子炉建屋損傷
- 原子炉格納容器損傷
- 原子炉補助建屋損傷
- 電動弁損傷による原子炉補機冷却機能喪失
- 1次系流路閉塞による2次系除熱機能喪失
- 複数の信号系損傷
- 燃料集合体及び制御棒クラスタ損傷による原子炉停止機能喪失

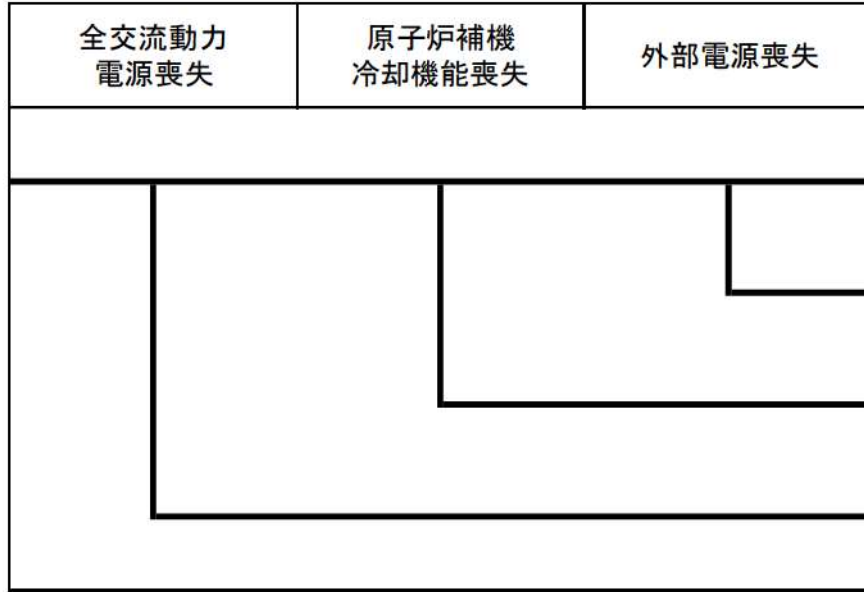
【格納容器バイパス】

- 格納容器バイパス (蒸気発生器伝熱管破損(複数本破損))

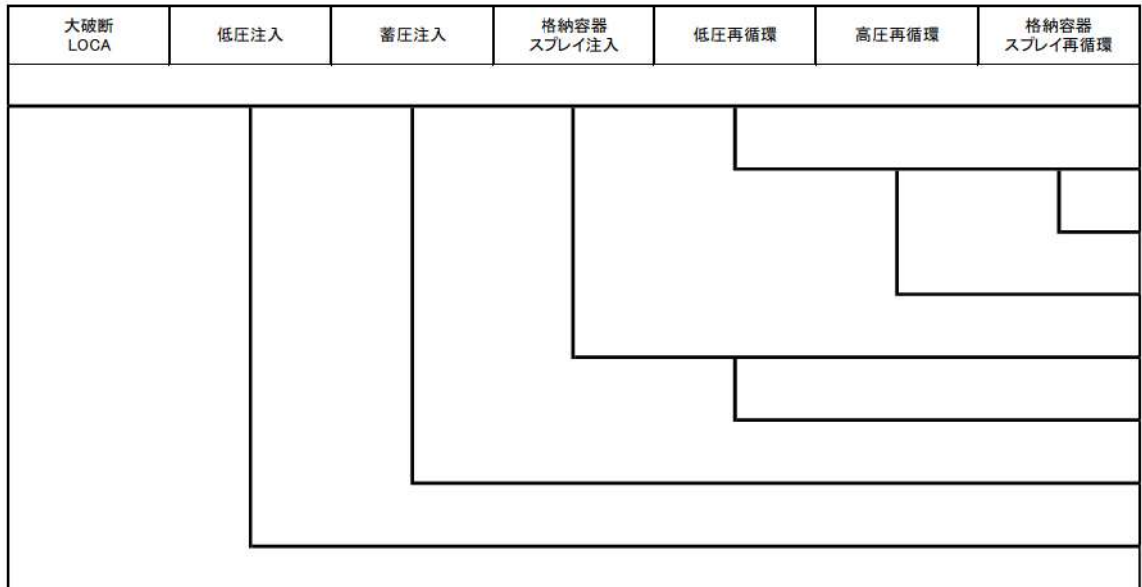
第3-1図 地震PRA階層イベントツリー



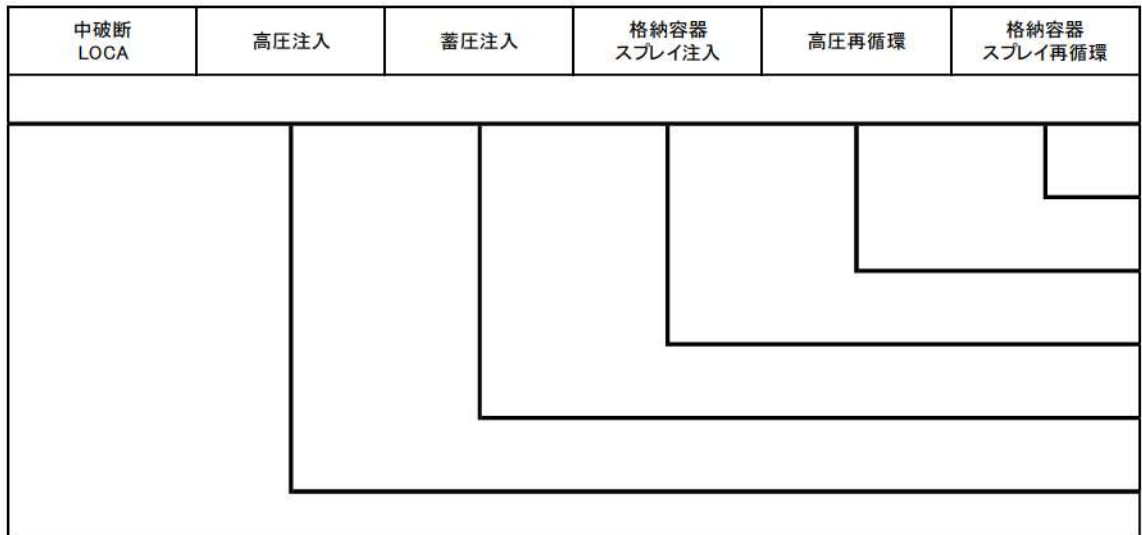
第3-2図 地震システム解析モデル (小イベントツリー)



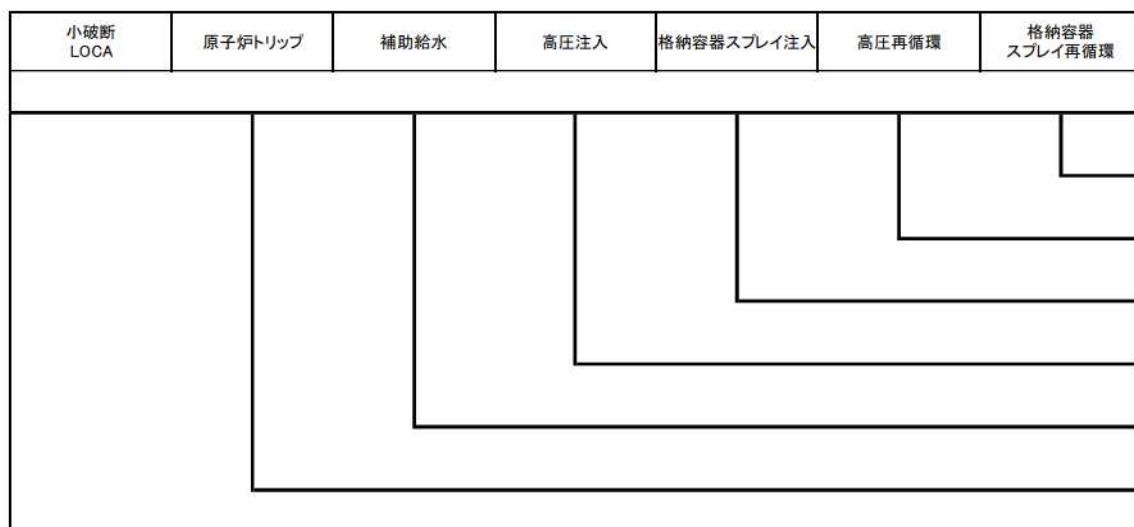
第 3-3 図 過渡分類イベントツリー



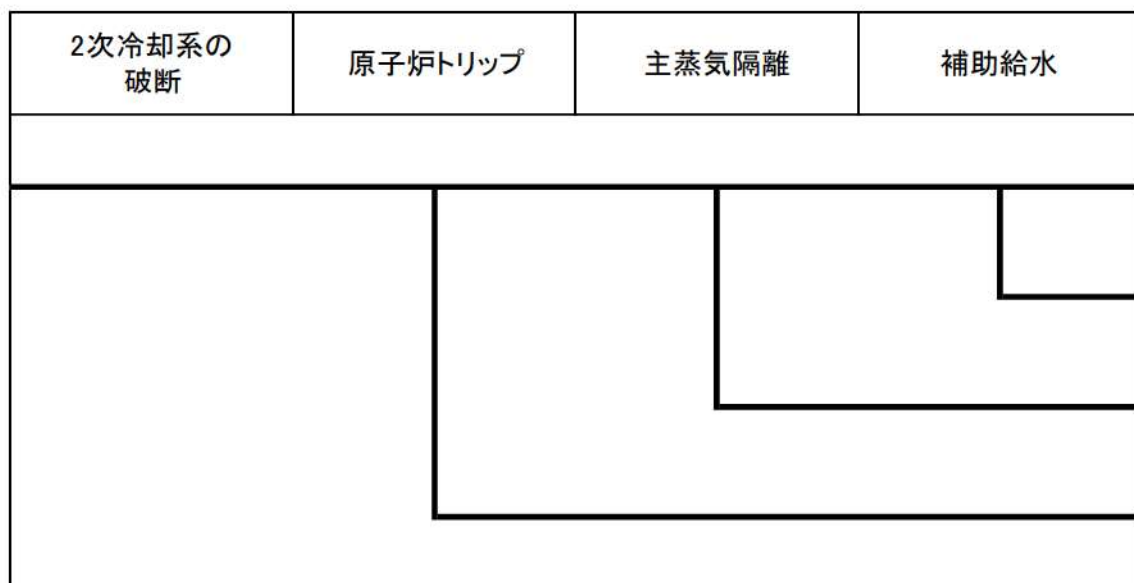
第3-4図 大破断LOCAイベントツリー



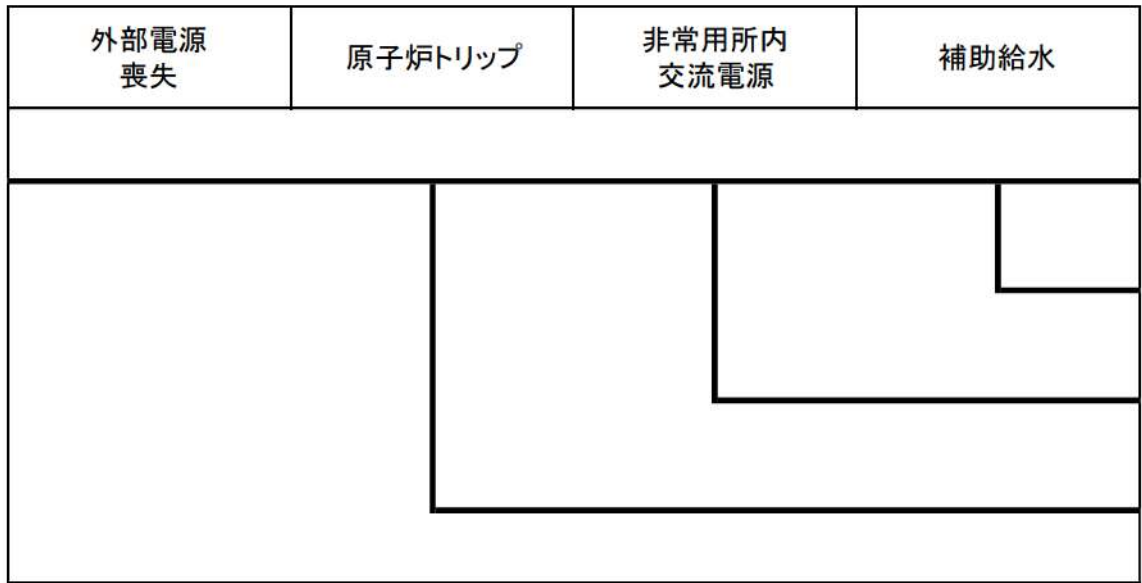
第3-5図 中破断LOCAイベントツリー



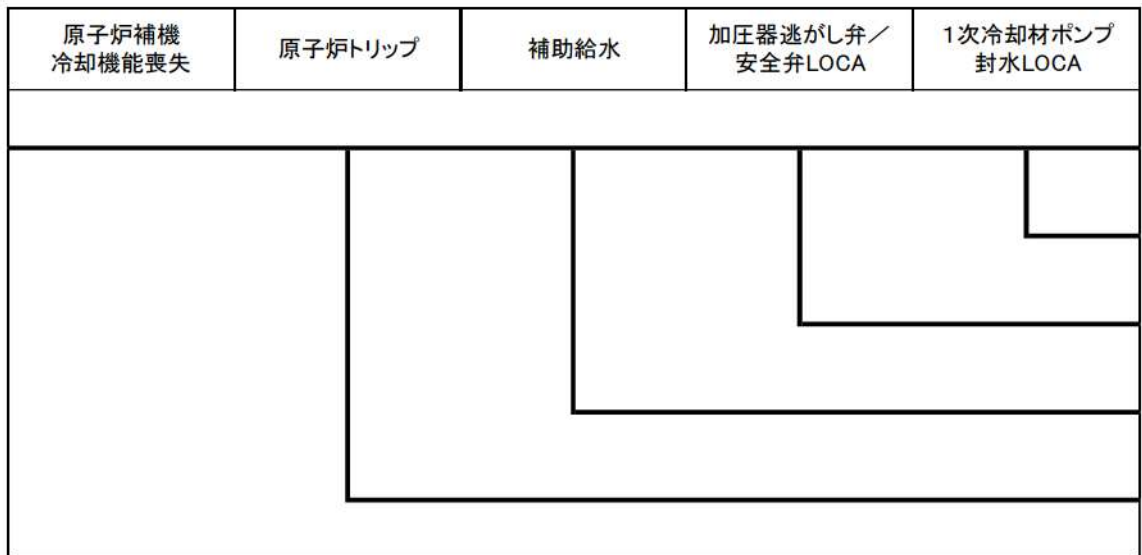
第3-6図 小破断LOCAイベントツリー



第3-7図 2次冷却系の破断イベントツリー



第3-8図 外部電源喪失イベントツリー



第3-9図 原子炉補機冷却機能喪失イベントツリー

主給水流量 喪失	原子炉トリップ	補助給水

第3-10図 主給水流量喪失イベントツリー

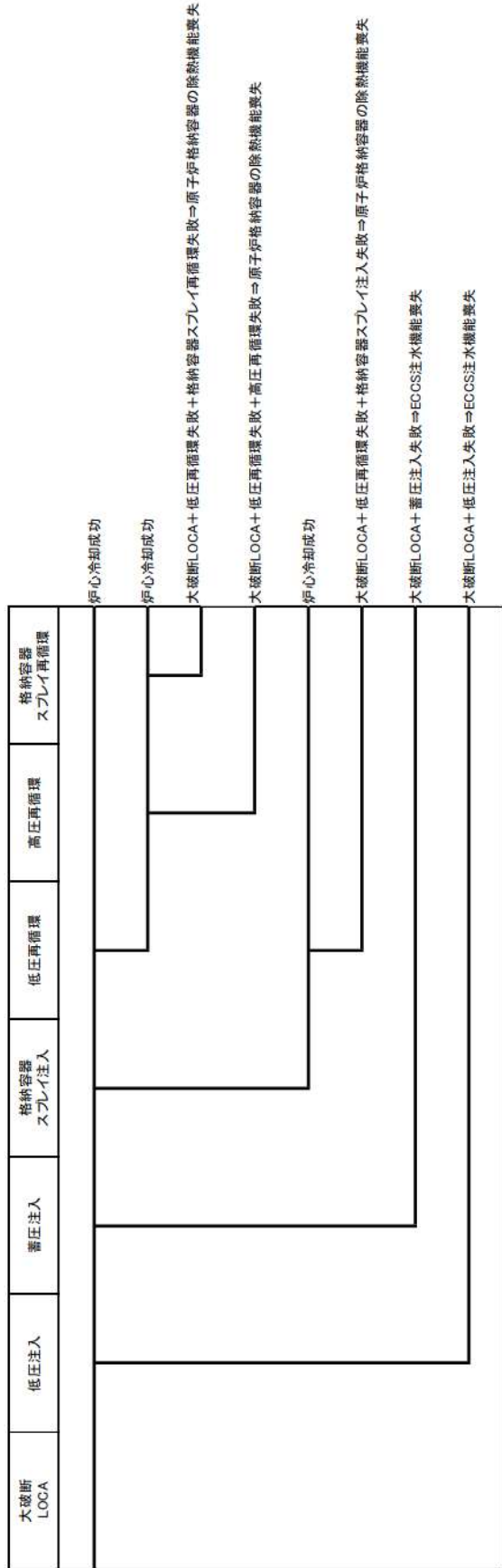
地震PRAの結果を事故シーケンスに整理するプロセスについて

地震PRAでは、起因事象階層イベントツリー、過渡分類イベントツリー及びフロントライン系イベントツリーの各ヘディングにおいて起因事象の発生と緩和設備の機能喪失の状態を評価しているため、各ヘディングの分岐情報を基に事故シーケンスの分類を行っている。具体的には以下のとおり。

格納容器バイパス及び直接炉心損傷に至る事象の起因事象により発生する事故シナリオについては、損傷する建屋、機器により喪失する安全機能を考慮し、蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損）、大破断LOCAを上回る規模のLOCA（Excess LOCA）、原子炉建屋損傷、原子炉格納容器損傷、原子炉補助建屋損傷、電動弁損傷による原子炉補機冷却機能喪失、1次系流路閉塞による2次系除熱機能喪失、複数の信号系損傷、燃料集合体及び制御棒クラスタ損傷による原子炉停止機能喪失として整理した。

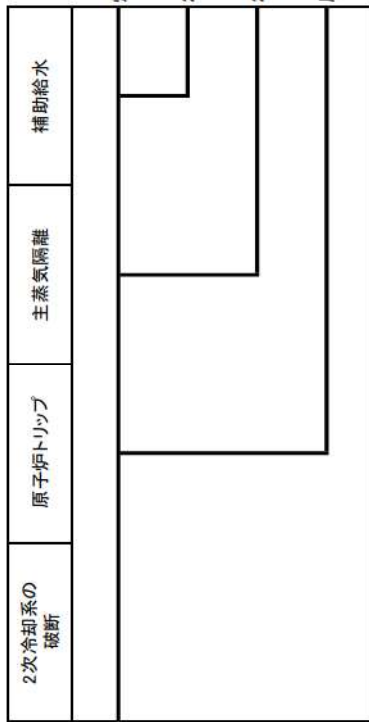
また、各LOCA事象、2次冷却系の破断、外部電源喪失、原子炉補機冷却機能喪失及び主給水流量喪失の起因事象により発生する事故シナリオについては、各起因事象に対するフロントライン系イベントツリーの分岐結果により事故シーケンスを分類した。第4-1～4-5図に各フロントライン系イベントツリーの分岐先の事故シーケンスを示す。

また、起因事象階層イベントツリーで主給水流量喪失に分類される事象が過渡分類イベントツリーを経由してフロントライン系イベントツリーに結合される例を、地震区分4において全交流動力電源喪失が発生している場合を例に第4-6図に示す。

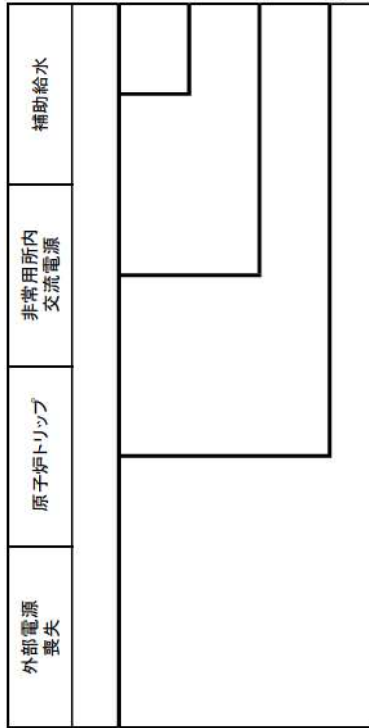


＜大破断LOCAに係るフロントライン系イベントツリーの分岐＞

第 4-1 図 各フロントライン系イベントツリーの分岐先の事故シナリオ (1/5)

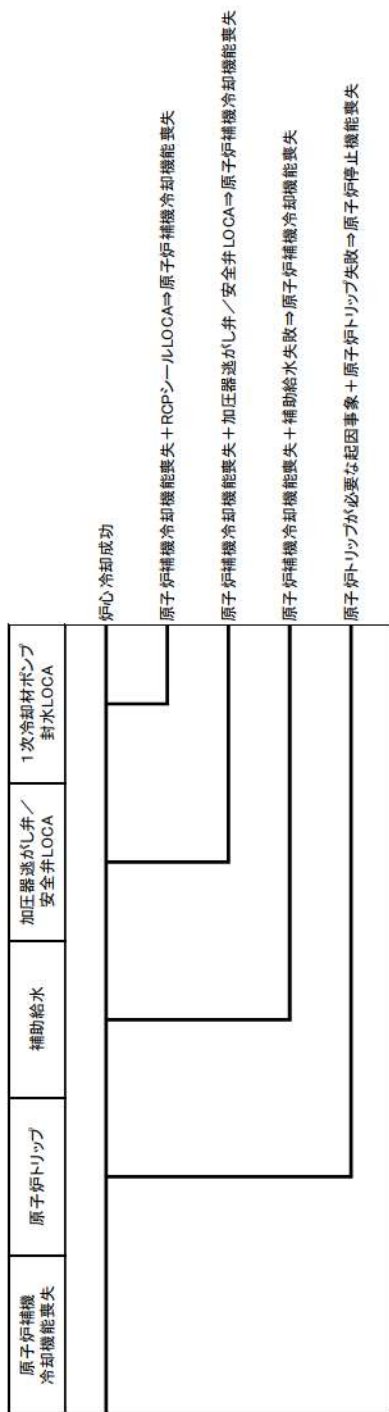


< 2次冷却系の破断に係るフロントラインイベントツリーの分岐 >

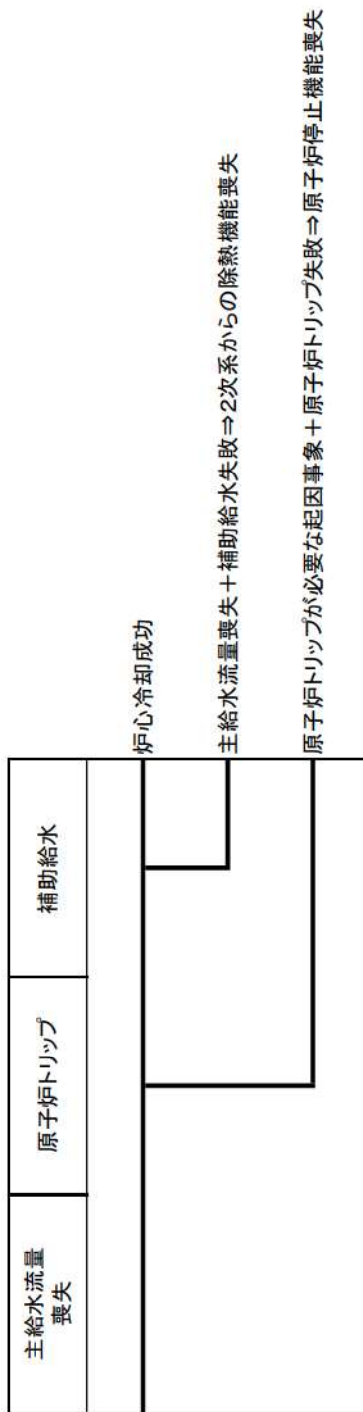


< 外部電源喪失に係るフロントラインイベントツリーの分岐 >

第 4-4 図 各フロントラインイベントツリーの分岐先の事故シーケンス (4/5)

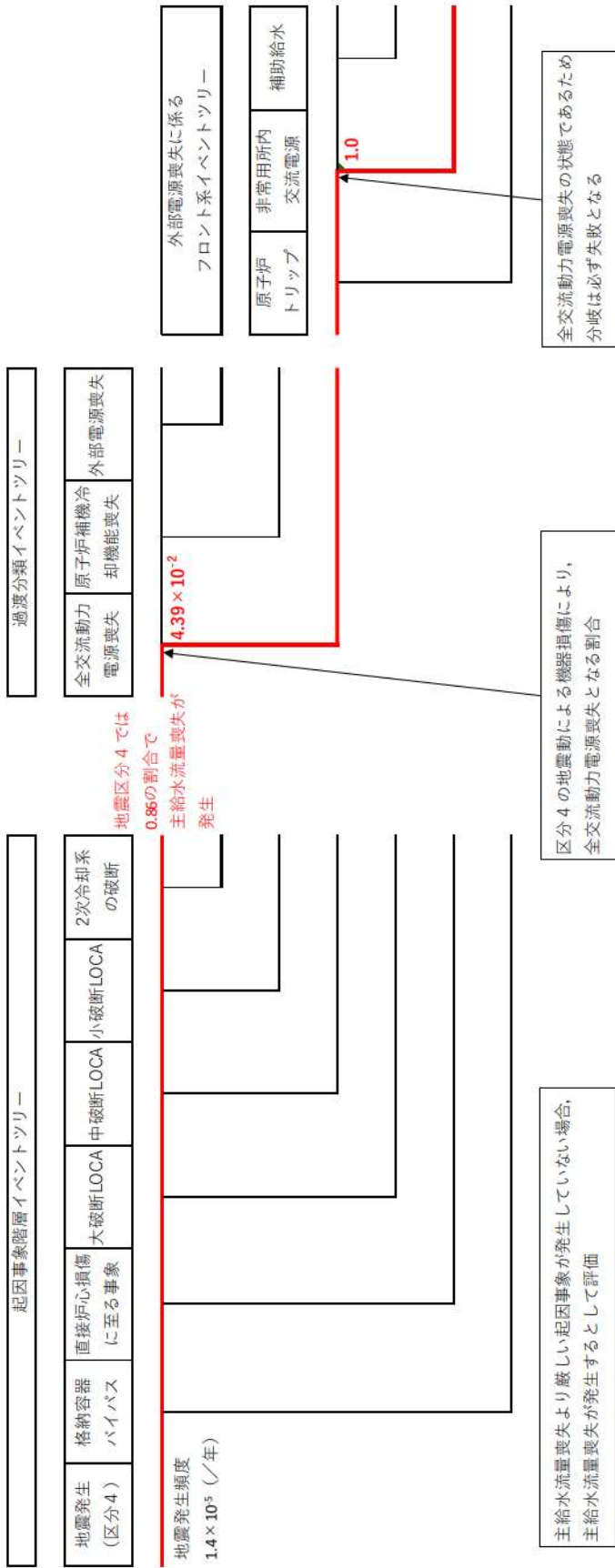


＜原子炉補機冷却機能喪失に係るフロントライン系イベントツリーの分岐＞



＜主給水流量喪失に係るフロントライン系イベントツリーの分岐＞

第 4-5 図 各フロントライン系イベントツリーの分岐先の事故シーケンス (5/5)



※RiskSpectrum®PSAにおいては、事故シーケンス毎の炉心損傷頻度は出力されるが、分岐確率は直接出力されないため、地震区分4における全交流動力電源喪失に関連する機器の損傷確率から分岐確率を算出した

第4-6図 全交流動力電源喪失が発生している場合の例

3.2.2 津波 PRA

外部事象津波レベル1 PRA は、一般社団法人日本原子力学会発行の「原子力発電所に対する津波を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準：2011」（以下「津波 PRA 学会標準」という。）を参考に評価を実施し、各実施項目については「PRA の説明における参照事項」（原子力規制庁 平成 25 年 9 月）の記載事項への適合性を確認した。評価フローを第 3.2.2-1 図に示す。（補足 3.2.1-1）

なお、本評価では津波単独の影響のみを評価しており、地震に伴う津波（重畳事象）等は対象としていない。

3.2.2.a. 対象プラントと事故シナリオ

① 対象とするプラントの説明

(1) 機器・システムの配置及び形状・設備容量

津波 PRA の実施に当たり収集した情報及び情報源を第 3.2.2.a-1 表に示す。内部事象出力運転時レベル1 PRA（以下「内部事象 PRA」という。）において収集した情報の他、配置関連設計図書等により情報を収集・整理した。

収集したサイト・プラント情報に基づき、津波 PRA の評価対象設備として、内部事象 PRA の評価対象とした設備の他、防潮堤、防水壁等の止水対策を選定した。プラントの設備配置の概略図を第 3.2.2.a-1 図に示す。また、津波防護施設の概要を以下に示す。

- ・ 基準津波による遡上波が設計基準対象施設に到達及び流入することを防止するために、防潮堤（T.P.16.5m）を設置。
- ・ 海と接続する取水路等からの建屋への流入を防止するために防水壁を設置。
- ・ 建屋への浸水の可能性がある経路、浸水口（扉、開口部及び貫通孔等）に対して、水密扉の設置、貫通部の止水処理等の浸水対策を実施。

(2) プラントウォークダウン

a. プラントウォークダウンの実施手順

本津波 PRA では第 3.2.2.a-1 表に示したプラント設計図書等の情報を基にシナリオを想定しているが、机上検討では確認が難しいプラント情報の取得及び検討したシナリオの妥当性確認をするために、以下の観点でプラントウォークダウン実施要領書及びチェックシートを作成し、プラントウォークダウンを行った。

- ・ 津波影響の確認
- ・ 間接的被害の可能性の確認
- ・ 津波伝播経路及び建屋開口部（貫通部）

b. プラントウォークダウン調査対象機器の選定

津波 PRA 対象機器及び開口部からプラントウォークダウン調査対象機器を選定するフローを第 3.2.2.a-2 図に示す。津波 PRA の対象設備として、建屋開口部とそれ以外に分類し、このフローを使用してスクリーニングを行い、調査

対象機器を選定した。

また、建屋内の重要設備を津波の影響から防護するために地上の建屋外壁部及び地下トレンチ取合部は建屋バウンダリとしての機能が要求されることから、重要設備が設置される原子炉建屋、原子炉補助建屋、ディーゼル発電機建屋及び循環水ポンプ建屋に存在する外壁開口部及び建屋間、地下部を調査対象とした。

さらに、間接的な被害として、津波来襲時に建屋外部にある設備の津波による離脱、移動等に起因して生じる干渉及び衝突等の可能性を確認するため、対象機器周辺に、間接的な影響を及ぼす対象物が無いかを調査した。第3.2.2.a-2 図のフローに基づき選定した結果、プラントウォークダウンの対象として以下の機器及び建屋開口部が選定された。

- ・津波 PRA の評価対象とする系統・機能を代表する機器
- ・原子炉建屋、原子炉補助建屋、ディーゼル発電機建屋及び循環水ポンプ建屋外壁開口部（建屋間及び地上部も含む）

c. プラントウォークダウン結果

プラントウォークダウン用チェックシートに基づき対象機器をチェックした。チェックシートの例を第3.2.2.a-3 図に示す。プラントウォークダウンの結果、第3.2.2.a-2 表に示すように津波 PRA 上問題となる箇所は特に見当たらなかった。

② 津波により炉心損傷に至る事故シナリオと分析

評価においては、以下を前提条件とした。

- ・地震発生前は出力運転状態とする。
- ・地震によって安全上重要な建屋、系統（システム）、機器の機能喪失につながる損傷はない、すなわち、地震によるプラントへの直接的影響は無いものとする。
- ・地震後に津波が襲来するものとする。
- ・各建屋地下開口部における止水対策は健全であり、当該部からの浸水は無いものとする。
- ・建屋外壁扉は誤開放しているものとし、建屋内の止水対策は考慮しない。したがって、津波が建屋の敷地レベルから建屋外壁扉の下端レベルの高さ（以下「カーブ高さ」という。）を越え、建屋内に流入した場合は、建屋の同一フロア及び下階全体が同時に浸水するものとする。
- ・アクシデントマネジメント策や緊急安全対策で実施した各対策については評価対象外とする。
- ・機器の設置高さまで浸水することにより、当該機器が機能喪失するものとする。

また、以下の方針で評価対象機器を抽出した。

- (a) 内部事象レベル 1 PRA において、当該系統及び機器が損傷することで炉心損

傷に至るおそれのある系統及び設備を抽出しているため、それらすべてを検討対象とする。

- (b) (a)では対象外だったもののうち、津波により損傷することで起因事象が発生するもの（主給水系、循環水系等）や津波による影響として特有な設備（電気盤、建屋、取水構造物等）を機器配置図やプロットプラン等の図面により抽出する。
- (c) (a)、(b)で抽出した設備について、津波により損傷及び機能喪失するか又はその可能性が無視できるほど小さいかを検討し、損傷及び機能喪失する可能性のある設備を脆弱性評価対象として選定する。
- (d) プラントウォークダウンにより、間接的被害を受ける可能性のある機器を追加し、機器リストを作成する。

(1) 事故シナリオの概括的な分析・設定

a. 機器の損傷・機能喪失要因となる津波の影響

津波 PRA 学会標準では、事故シナリオを広範に分析・抽出する際に考慮すべき影響として以下に示す直接的影響及び間接的影響が挙げられている。

(a) 直接的影響

- ・ 浸水による設備の没水、被水
- ・ 津波波力，流体力，浮力
- ・ 海底砂移動
- ・ 引き波による水位低下

(b) 間接的影響

- ・ 洗掘
- ・ 漂流物の衝突
- ・ 津波による高ストレス
- ・ 作業環境の悪化

本評価では、収集したサイト・プラント情報から上記の影響を受ける設備を具体化し、その設備が損傷した際のプラントへの影響を考慮して事故シナリオを抽出した。この結果を第 3.2.2. a-3 表に示す。

抽出した事故シナリオについて、炉心損傷につながる可能性を定性的に判断して以下 3 つの事故シナリオを除外した。

1) 海底砂移動の影響

津波による海底砂移動の影響の定量的な評価は、現時点では評価技術が十分ではないため、津波 PRA 学会標準の記載¹に従い対象外とした。

¹ 「炉心損傷に至るまでの事象進展が不明確、あるいは評価技術が十分でないと判断される事故シナリオについては、定性的なスクリーニングに比重を置いて判断せざるを得ないことに留意する。スクリーニングで除外されない事故シナリオを、事故シーケンスの評価対象とするか、又は留意事項として報告書等に記載する等、評価技術の成熟度を考慮した取扱いとする。」（津波 PRA 学会標準 6.2 項より抜粋）

追而

【砂移動・堆積の影響評価については、海底砂移動解析
(第5条)の結果を踏まえて記載する】

2) 引き波による水位低下の影響

「引き波による水位低下」では、海水の潮位が低下して、原子炉補機冷却海水ポンプの取水障害が発生して、キャビテーションでポンプが機能喪失することとなり、対象となる機器は原子炉補機冷却海水ポンプ及び循環水ポンプのみである。これは押し波が発生した場合に原子炉補機冷却海水ポンプ又は循環水ポンプが浸水により損傷するシナリオと同じであり、その後の炉心損傷に至るプロセスも同じとなる。したがって、炉心損傷頻度の定量化は変化するものの、新たな事故シーケンスを発生させるものではないため、対象外とする。

なお、本プラントにおいては、引き波により貯留堰が露出し、取水不能となっても、原子炉補機冷却海水ポンプの取水に必要な海水を取水口、取水路、取水ピットスクリーン室及び取水ピットポンプ室に確保可能な構造としている。また、ポンプがキャビテーションで機能喪失する前にポンプ停止、潮位回復後に再起動することが可能であるため、事象発生後のシナリオは押し波によりポンプが損傷した場合に比べ、炉心損傷に至る可能性は小さいと考えられる（補足 3.2.2.a-1, 補足 3.2.2.a-2, 補足 3.2.2.a-3）。

3) 作業環境の悪化

事象発生後の作業環境悪化を考慮しなければならない設備（可搬式設備等）には期待していないため、対象外とした。

b. 起回事象の選定

津波により誘発される起回事象を選定するため、抽出した事故シナリオを分析した（第 3.2.2.a-4 図）。この結果、スクリーニングで除外されずに残った事故シナリオに含まれる起回事象として、「外部電源喪失」、「原子炉補機冷却機能喪失」及び「敷地及び建屋内浸水」の3事象が選定された。さらに、これら起回事象と内部事象 PRA でグループ化した起回事象の関係を整理し、「敷地及び建屋内浸水」が津波特有の起回事象として分類されることを確認した（第 3.2.2.a-4 表）。各起回事象の説明を以下に示す。

(a) 外部電源喪失

津波の敷地内浸水により主変圧器等が没水し、外部電源喪失が発生する。

敷地内浸水又はタービン建屋内への浸水による他の過渡事象の発生も予想されるが、外部電源喪失は他の過渡事象と比較すると広範囲な緩和系の機能喪失となるため、他の過渡事象を代表する起因事象として選定した。

(b) 原子炉補機冷却機能喪失

敷地内に浸水した津波が循環水ポンプ建屋外壁開口部から流入することで、原子炉補機冷却海水ポンプが没水して原子炉補機冷却海水系が機能喪失する。

(c) 敷地及び建屋内浸水

敷地及び原子炉建屋又は原子炉補助建屋内への浸水が発生し、炉心損傷に係る何らかの外乱が発生する。

c. 建屋・機器リストの作成

津波 PRA の評価対象設備を明確にするため、起因事象を引き起こす設備、津波防護施設／浸水防止設備及び起因事象を緩和する設備を選定して建屋・機器リストを作成した（第 3.2.2. a-5 表）

3.2.2. b. 確率論的津波ハザード

① 確率論的津波ハザード評価方針

津波 PRA 学会標準，公益社団法人土木学会原子力土木委員会津波評価小委員会「原子力発電所の津波評価技術 2016」，社団法人土木学会原子力土木委員会津波評価部会「確率論的津波ハザード解析の方法（2011）」及び 2011 年東北地方太平洋沖地震から得られた知見等を踏まえて，確率論的津波ハザード解析を実施した。

追而【津波ハザード評価結果を反映】

3.2.2.c. 建屋・機器のフラジリティ

① 評価対象と損傷モードの決定

3.2.2.a.②(1)c. で作成した建屋・機器リストに記載の設備に対して津波損傷モードを検討し、建屋・機器のフラジリティを評価した(第3.2.2.c-1表)。ただし、スクリーニングで除外した海水砂移動及び引き波の影響はフラジリティ評価の対象外とした。(補足3.2.2.c-1)

② フラジリティの検討結果について

フラジリティ検討結果の概要を以下に示す。没水及び波力に対する機器のフラジリティ曲線は、第3.2.2.c-1図に示すようにステップ状となる。

- (1) 主変圧器は敷地内浸水深が主変圧器の基礎高さを越えた場合に機能喪失する。
- (2) 原子炉補機冷却海水ポンプは、循環水ポンプ建屋内浸水に伴う没水により機能喪失する。
- (3) 建屋内の起因事象を緩和する設備は、建屋内浸水に伴う没水により機能喪失する。

3.2.2.d. 事故シーケンス

① 起因事象

(1) 津波高さごとのシナリオ分類

津波高さに応じたプラントへの影響を識別するため、津波高さと敷地内浸水深の関係及び建屋・機器フラジリティを考慮し、プラントへの影響が同等となる津波高さを分類した。第3.2.2.d-1表に津波分類を示すとともに、以下に各分類の特徴を示す。

なお、津波高さ T.P. 16.5m 以下では泊3号炉主要建屋周辺への浸水が発生せず津波によるプラントへの影響がないため、津波を起因として炉心損傷に至る事故シーケンスはない。このため、津波高さ T.P. 16.5m 以下の事故シーケンス評価は内部事象 PRA に包絡されるものとした。(補足3.2.2.d-1)

(a) 津波分類 A (津波高さ T.P. 16.5m～)

津波高さ T.P. 16.5m を超えた場合、敷地内浸水が開始する。敷地及び原子炉建屋又は原子炉補助建屋内への浸水によって複数の緩和設備が機能喪失して炉心損傷に至る津波特有の起因事象「敷地及び建屋内浸水」が発生するものとする。「原子炉補機冷却機能喪失」及び「外部電源喪失」については、発生する津波高さが同じとなる「敷地及び建屋内浸水」で代表した。(補足3.2.2.d-2)

② 起因事象発生頻度

(1) 評価対象とした起因事象の発生頻度

津波分類 A (T.P. 16.5m～) では、原子炉建屋又は原子炉補助建屋のカーブ高さを越えて、建屋内への大量浸水が発生し、敷地及び建屋内浸水が発生する。

これらの発生頻度は各分類の津波発生頻度²に等しく、次表のとおりである。

津波分類	津波高さ	津波発生頻度 (/年)
A	T. P. 16. 5m～	2.9×10^{-7}

追而【津波ハザード評価結果を反映】

(2) 階層イベントツリーとその説明

津波分類 A (T. P. 16. 5m～) では、敷地及び原子炉建屋又は原子炉補助建屋内への大量浸水が発生する起因事象のみを想定している。この様な津波分類に対しては、津波 PRA 学会標準に基づき、階層イベントツリーを用いた起因事象の細分化は不要と判断している。

③ 成功基準

(1) 成功基準の一覧

本評価で考慮している設備の範囲（設計基準対象施設（操作も含む）は考慮するが、アクシデントマネジメント策には期待しない）では、津波によって発生する「敷地及び建屋内浸水」を緩和させる有効な緩和手段がなくイベントツリーを展開できないため、緩和設備の機能及び系統数に関する成功基準は設定していない。

④ 事故シーケンス

(1) イベントツリー

本評価で用いたイベントツリーを第 3.2.2. d-1 図に示す。津波高さ T. P. 16. 5m 以下では、起因事象を引き起こす設備、津波防護施設／浸水防止設備及び起因事象を緩和する設備に影響はないことから、本評価では、原子炉建屋及び原子炉補助建屋への浸水状態を考慮してイベントツリーを作成し、敷地及び原子炉建屋又は原子炉補助建屋内への浸水が発生した場合は複数の安全機能が喪失し、炉心損傷に至ると想定した。

⑤ システム信頼性

本評価では起因事象「敷地及び建屋内浸水」の緩和は期待しないため、注水や除熱に係る緩和設備のシステム信頼性評価は実施していない。

⑥ 人的過誤

津波発生後の高ストレスによる人的過誤が考えられるが、本評価では起因事象「敷地及び建屋内浸水」の緩和は期待しないため、人的過誤を考慮していない。

² 「津波発生頻度 (/年)」は、確率論的津波ハザード評価における「年超過確率（ある津波水位に着目したとき、1 年間にそれを超える津波が発生する確率）」から求められる。具体的には、津波分類 A (T. P. 16. 5m～) の津波発生頻度は、津波ハザード曲線（第 3.2.2. b-3 図）における津波水位 T. P. 16. 5m の年超過確率に等しくなる。

⑦ 炉心損傷頻度

(1) 炉心損傷頻度の算出に用いた方法

第 3.2.2. d-1 図のイベントツリーを用いて、炉心損傷頻度を評価した。

津波分類 **A** (T.P. 16.5m～) は緩和設備に期待できないため、必ず炉心損傷に至ることから、前述の「② (1) 評価対象とした起因事象の発生頻度」に示す津波発生頻度がそのまま炉心損傷頻度になる。

津波 PRA で想定したシーケンスグループ一覧を第 3.2.2. d-2 表に示す。起こり得るシーケンスについて、以下にその考え方を示す。

a. 複数の安全機能喪失

防潮堤を越える津波による浸水が、原子炉建屋又は原子炉補助建屋のカーブ高さを越えた場合、建屋内に浸水し炉心損傷に至る可能性があることから、事故シーケンスグループとして分類した。(複数の安全機能喪失)

(2) 炉心損傷頻度結果

a. 評価結果及び事故シナリオの説明

(a) 津波高さごとの評価結果

全炉心損傷頻度は 2.9×10^{-7} (／炉年) となった。津波高さごとの炉心損傷頻度及び全炉心損傷頻度への寄与割合を第 3.2.2. d-3 表及び第 3.2.2. d-2 図に示す。また、起因事象ごとの炉心損傷頻度を第 3.2.2. d-4 表に示す。津波高さごとの評価結果及びシナリオの概要を以下に示す。

追而【津波ハザード評価結果を反映】

1) 津波分類 **A** (津波高さ T.P. 16.5m～)

本分類の炉心損傷頻度は 2.9×10^{-7} (／炉年) であり、全炉心損傷頻度の 100% を占める。本分類では敷地及び原子炉建屋又は原子炉補助建屋内への大量浸水により、複数の安全機能が喪失し炉心損傷に至る。

追而【津波ハザード評価結果を反映】

(b) 事故シーケンスグループごとの評価結果

本津波 PRA では、津波特有のシーケンスグループとして「複数の安全機能喪失」を考慮した。事故シーケンスグループごとの炉心損傷頻度及び全炉心損傷頻度への寄与割合を第 3.2.2. d-5 表及び第 3.2.2. d-3 図に示す。複数の安全機能喪失が全炉心損傷頻度の 100% を占める結果となったが、これは津波分類 **A** の津波の場合には必ず複数の安全機能喪失が発生することを表している。

本事故シーケンスグループの概要を以下に示す。

1) 複数の安全機能喪失（津波分類A）

本シーケンスの炉心損傷頻度は 2.9×10^{-7} （/炉年）であり、全炉心損傷頻度の100%を占める。津波分類A（津波高さ T.P. 16.5m～）において、敷地及び原子炉建屋又は原子炉補助建屋内への大量浸水により、複数の安全機能喪失となり炉心損傷に至る事故シーケンスである。

追而【津波ハザード評価結果を反映】

(c) 評価結果の分析

本津波 PRA において、全炉心損傷頻度は 2.9×10^{-7} （/炉年）となった。本評価で対象としている津波高さ（T.P. 16.5m～）においては、津波が発生した場合には敷地及び原子炉建屋又は原子炉補助建屋内への浸水により最終的には炉心損傷に至るため、津波発生頻度と炉心損傷頻度は等しくなる。そのため、津波分類ごとの炉心損傷頻度では、津波分類Aの炉心損傷頻度が全炉心損傷頻度の100%を占める結果となった。

追而【津波ハザード評価結果を反映】

また、事故シーケンスグループごとの炉心損傷頻度では、複数の安全機能喪失（津波分類A）が全炉心損傷頻度の100%を占める結果となった。これは、津波分類Aでは敷地及び原子炉建屋又は原子炉補助建屋内への大量浸水により、複数の安全機能喪失となり炉心損傷に至る割合が占めていることを表している。

b. 重要度解析，不確実さ解析及び感度解析

(a) 重要度解析

本津波 PRA 評価では、敷地及び原子炉建屋又は原子炉補助建屋内への浸水発生する津波高さ以上（T.P. 16.5m～）では緩和手段が無くなり必ず炉心損傷に至るため、重要度解析を実施しても有益な結果が得られない。このため、内部事象 PRA や地震 PRA のように重要度評価は実施していない。

(b) 不確実さ解析

全炉心損傷頻度の不確実さ解析結果を第3.2.2.d-4図に示す。

本評価では、津波高さ T.P. 16.5m を越える津波では、敷地内浸水深が原子炉建屋又は原子炉補助建屋のカーブ高さを越えた場合に建屋内への大量浸水が発生して必ず炉心損傷に至る。したがって、全炉心損傷頻度の平均値及び不確実さ幅は T.P. 16.5m における確率論的津波ハザードの平均値及び不確実さ幅と等しくなる。

追而【津波ハザード評価結果を反映】

(c) 感度解析

追而

【感度解析については、女川と同様に引き波シナリオの評価を実施する予定だが、津波ハザード確定後に実施する感度解析結果を踏まえて記載する】

第 3.2.2.a-1 表 津波レベル 1 PRA を実施するために収集した情報及びその主な情報源

PRA の作業	収集すべき情報	主な情報源
1. プラント構成・特性及びサイト状況の調査	<ul style="list-style-type: none"> ・ PRA の実施に当たり必要とされる設計・運転管理に関する基本的な情報 	<ul style="list-style-type: none"> (1) 内部事象出力運転時レベル 1 PRA で使用した設計図書（原子炉設置許可申請書，工事計画認可申請書，保安規定等） (2) 全体配置図，機器配置図，プラントウォークダウン報告書 (3) 発電用原子炉設置変更許可申請書（平成 25 年 7 月）
2. 確率論的津波ハザード評価	<ul style="list-style-type: none"> ・ 敷地周辺に影響を与え得る津波を発生させる地震発生様式に関する情報 	<ul style="list-style-type: none"> (1) 海底地形パラメータ (2) 断層パラメータ
3. 建屋・機器フラジリティ評価	<ul style="list-style-type: none"> ・ プラント固有の建屋・機器の耐力評価及び応答評価に関する情報 ・ 浸水解析結果 	<ul style="list-style-type: none"> (1) 上記 1. の情報源 (2) 浸水解析結果
4. 事故シナリオ及び起因事象の同定 ケケン ス評価	a. 事故シナリオ及び起因事象の同定	(1) 上記 1. の情報源
	b. 事故シナリオの分析 ・ 成功基準の設定 ・ イベントツリーの作成	(1) 上記 1. の情報源 (2) 既往の PRA 情報
	c. システムのモデル化	(1) 上記 1. の情報源 (2) 既往の PRA 情報
	d. 事故シナリオの定量化	<ul style="list-style-type: none"> ・ 評価結果の妥当性を確認できる情報

第3.2.2.a-2表 プラントアウトワークダウン結果 (1/2)

No.	機器名称	①-1 影響を受ける可能性のある機器の確認 (屋内設置の機器)		①-2 影響を受ける可能性のある機器の確認 (屋外設置の機器)				②津波伝播経路の確認 (屋内設置の機器)	③建屋開口部の確認 (建屋開口部)	総合評価
		1.対象機器の図面 (配置図等)と相違点は無い か	2.対象機器の設置室に浸水口があるか (扉、連絡路、その他)	1.対象機器の図面 (配置図・構造図等)と相違点は無い か	2.基礎ボルト (又は設置面溶接部)、及び支持構造物に外見上の異常 (腐食・亀裂等)は無い か	3.対象機器周囲の配管に異常 (腐食・亀裂等)は無い か	4.対象機器周辺に、間接的な影響を及ぼす対象物が無い か			
1	主変圧器	N/A	N/A	Y	Y	Y	Y	N/A	N/A	問題なし
2	原子炉補機冷却水ポンプ	Y	N	N/A	N/A	N/A	N/A	N	N/A	問題なし
3	原子炉補機冷却海水ポンプ	Y	N	N/A	N/A	N/A	N/A	N	N/A	問題なし
4	ソレノイド分電盤	Y	N	N/A	N/A	N/A	N/A	N	N/A	問題なし
5	電動補助給水ポンプ	Y	N	N/A	N/A	N/A	N/A	N	N/A	問題なし
6	タービン動補給水ポンプ	Y	N	N/A	N/A	N/A	N/A	N	N/A	問題なし
7	蓄電池	Y	N	N/A	N/A	N/A	N/A	N	N/A	問題なし
8	メタラクラッド開閉装置	Y	N	N/A	N/A	N/A	N/A	N	N/A	問題なし
9	パワーコントローラセンタ	Y	N	N/A	N/A	N/A	N/A	N	N/A	問題なし
10	直流コントローラセンタ	Y	N	N/A	N/A	N/A	N/A	N	N/A	問題なし
11	計装用インバータ	Y	N	N/A	N/A	N/A	N/A	N	N/A	問題なし
12	空調用冷凍機	Y	N	N/A	N/A	N/A	N/A	N	N/A	問題なし
13	ディーゼル発電機計器盤	Y	N	N/A	N/A	N/A	N/A	N	N/A	問題なし

Y : YES, N : NO, N/A : 対象外

第3.2.2.a-2表 プラントアウトワークダウン結果 (2/2)

No.	機器名称	①-1 影響を受ける可能性のある機器の確認 (屋内設置の機器)		①-2 影響を受ける可能性のある機器の確認 (屋外設置の機器)				②津波伝播経路の確認 (屋内設置の機器)		③建屋開口部の確認 (建屋開口部)		総合評価
		1. 対象機器の図面 (配置図等) と相違点は無い か	2. 対象機器の設置に浸水口がある か (扉、連絡路、その他)	1. 対象機器の図面 (配置図・構造図等) と相違点は無い か	2. 基礎ボルト (又は設置面溶接部)、及び支持構造物に外見上の異常 (腐食・亀裂等) は無い か	3. 対象機器周囲の配管に異常 (腐食・亀裂等) は無い か	4. 対象機器周辺に、間接的な影響を及ぼす対象物が無い か	1. 対象機器の設置区画への津波伝播経路がある か (階段、床開口、その他)	1. 対象建屋開口部の図面 (配置図等) と相違点は無い か			
14	B-原子炉補機冷却海水管タクトPP扉	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	Y	問題なし	
15	通路(5)⇄タービン建屋PP扉	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	Y	問題なし	
16	トラックアクセスエリア⇄タービン建屋PP扉	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	Y	問題なし	
17	A-ディーゼル発電機室⇄屋外扉	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	Y	問題なし	
18	B-ディーゼル発電機室⇄屋外扉	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	Y	問題なし	
19	出入管理建屋⇄通路(1)扉	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	Y	問題なし	
20	出入管理建屋⇄通路(2)扉	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	Y	問題なし	
21	出入管理建屋⇄通路(8)扉	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	Y	問題なし	
22	通路⇄タービン建屋	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	Y	問題なし	
23	循環水ポンプ建屋⇄屋外シヤッター用開口部	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	Y	問題なし	

Y: YES, N: NO, N/A: 対象外

第 3.2.2.a-3 表 津波による事故シナリオの分析 (1/2)

津波 PRA 学会標準の記載※		影響の種類	建屋・構築物、機器・配管系への影響	影響を受ける可能性のある設備	考えられる事故シナリオ
津波の影響	影響の種類				
直接的	浸水による設備の没水、被水	設備の動的機能喪失 電気設備の発電/送電機能喪失	主変圧器の没水による機能喪失 屋内設備の没水による機能喪失	主変圧器の機能喪失により外部電源喪失が発生する。 建屋内への浸水に伴い、屋内設備が没水で機能喪失する可能性がある。	
	津波波力、流体力、浮力	建屋・構築物、機器・配管系の構造的損傷	防潮堤の波力による損傷 防水壁の波力による損傷 原子炉建屋（外壁扉）の波力による損傷 原子炉補助建屋（外壁扉）の波力による損傷 タービン建屋（外壁扉）の波力による損傷 循環水ポンプ建屋（外壁扉）の波力による損傷 建屋止水対策の波力による損傷	発電所敷地及び建屋内への浸水が発生し、設備の機能喪失による原子炉への外乱が発生する/発生した外乱に対する緩和設備が機能喪失する可能性がある。 同上 設備の機能喪失による原子炉への外乱が発生する/発生した外乱に対する緩和設備が機能喪失する可能性がある。 同上 同上 同上 同上 同上	
	海底砂移動	海水取水設備の機能喪失	海底砂移動による海水取水機能障害の発生	原子炉補機冷却海水系の機能喪失又は循環水ポンプ等の機能喪失による過渡事象が発生する可能性がある。	
	引き波による水位低下	海水取水設備の機能喪失	引き波による海水取水機能障害の発生	同上	

※ 津波 PRA 学会標準 6.1 「事故シナリオの広範な分析・選定」より引用

第3.2.2.a-3表 津波による事故シナリオの分析 (2/2)

津波の影響	津波 PRA 学会標準の記載※		影響を受ける可能性のある設備	考えられる事故シナリオ
	影響の種類	建屋・構築物、機器・配管系への影響		
間接的	洗掘	建屋・構築物、機器・配管系の構造的損傷	防潮堤の洗掘による損傷	発電所敷地及び建屋内への浸水が発生し、設備の機能喪失による原子炉への外乱が発生する／発生した外乱に対する緩和設備が機能喪失する可能性がある。
			防水壁の洗掘による損傷	発電所敷地及び建屋内への浸水が発生し、設備の機能喪失による過渡事象の発生及び緩和設備が機能喪失する可能性がある。
			原子炉建屋の洗掘による損傷	設備の機能喪失による過渡事象の発生及び炉心損傷緩和設備が機能喪失する可能性がある。
	漂流物の衝突	建屋・構築物、機器・配管系の構造的損傷	原子炉補助建屋の洗掘による損傷	同上
			タービン建屋の洗掘による損傷	同上
			循環水ポンプ建屋の洗掘による損傷	同上
			防潮堤の漂流物衝突による損傷	発電所敷地及び建屋内への浸水が発生し、設備の機能喪失による過渡事象の発生及び緩和設備が機能喪失する可能性がある。
			防水壁の漂流物衝突による損傷	同上
			原子炉建屋（外壁扉）の漂流物衝突による損傷	設備の機能喪失による原子炉への外乱が発生する／発生した外乱に対する緩和設備が機能喪失する可能性がある。
			原子炉補助建屋（外壁扉）の漂流物衝突による損傷	同上
津波による高スレスレ作業環境の悪化	運転員／作業員の操作失敗 運転員の回復操作の遅延	作業員退避時の建屋外壁扉閉め忘れ	本評価では、建屋外壁扉の誤開放を考慮しているため、本項目は該当しない。	
		—	本評価では、可搬式設備等の事象発生後の作業環境悪化を考慮しなければならぬ設備には期待していないため、本項目は該当しない。	

※ 津波 PRA 学会標準 6.1 「事故シナリオの広範な分析・選定」より引用

第 3.2.2.a-4 表 津波により発生する起因事象の検討結果 (1/2)

区分	起因事象	津波 PRA における検討結果	評価対象※1 ○：対象 ×：対象外
内部事象 PRA で 選定した起因事象	大破断 LOCA	LOCA 事象は、原子炉格納容器内の 1 次冷却系圧力バウンダリの破損により発生する。原子炉格納容器内への海水の流入は起こらないことと、プラント内部であるため津波波力の影響を受けにくいことより配管破断は起こりえない。したがって、津波特有の起因事象としては抽出しない。	×
	中破断 LOCA	同上	×
	小破断 LOCA	制御回路の誤動作により加圧器逃がし弁が誤開して、再閉止できない場合に発生が考えられるが、誤動作を誘発させる運転コンソール等が水没する高さの津波が発生した時には、同時に直接炉心損傷に至っている。したがって、津波による本事象単独の発生は考えにくいいため、津波特有の起因事象としては抽出しない。	×
	インターフェイシステム LOCA	制御回路の誤動作により余熱除去隔離弁が誤開した場合に発生が考えられるが、誤動作を誘発させる原子炉コントロールセンター等が水没する高さの津波が発生した時には、同時に直接炉心損傷に至っている。したがって、津波による本事象単独の発生は考えにくいいため、津波特有の起因事象としては抽出しない。	×
	主給水流量喪失	津波によりタービン建屋が浸水し、主給水ポンプ、復水ポンプあるいは常用系の電源設備等が損傷した場合に本事象の発生が考えられるが、同時に発生し、より広範囲に影響する外部電源喪失に包絡される。	(○)
	外部電源喪失	変圧器等の外部電源設備は屋外に設置されており、津波による浸水で当該設備が損傷した場合には外部電源喪失となる。	○
	2 次冷却系の破断	2 次冷却系の破断は、主給水管や主蒸気管がプラント内部にあるため津波波力の影響を直接受けにくいことから、配管破断は起こりえない。また、制御回路の誤動作により主蒸気逃がし弁が誤開して、再閉止できない場合に発生が考えられるが、誤動作を誘発させるソレノイド分電盤等が水没する高さの津波が発生した時には、同時に直接炉心損傷に至っている。したがって、津波による本事象単独の発生は考えにくいいため、津波特有の起因事象としては抽出しない。	×

※1 (○)：他の起因事象に包絡される事象

第 3.2.2. a-4 表 津波により発生する起因事象の検討結果 (2/2)

区分	起因事象	津波 PRA における検討結果	評価対象 ^{※1} ○：対象 ×：対象外
内部事象 PRA で 選定した起因事象	蒸気発生器伝熱管破 損 (SGTR)	浸水の影響で蒸気発生器の伝熱管が破損することは考えられないため、津波特有の起因事象としては抽出しない。	×
	原子炉補機冷却機能 喪失	津波による敷地内浸水に伴い原子炉補機冷却海水ポンプあるいは原子炉補機冷却水ポンプ等が損傷した場合、原子炉補機冷却機能喪失事象となる。	○
	過渡事象	津波による敷地内浸水に伴い循環水ポンプあるいは復水器真空ポンプ等が損傷した場合に本事象の発生が考えられるが、同時に発生し、より広範囲に影響する外部電源喪失に包絡される。	(○)
津波 PRA 特有の 起因事象	手動停止 ^{※2}	大津波警報等により運転員が手動停止することもあるが、津波によるプラントへの影響がない場合には内部事象 PRA の範疇となる。一方、津波によりプラントに影響を与える可能性がある場合は、原子炉は自動トリップする、又は津波到達までに原子炉を手動停止できる可能性も高く、手動停止後に津波によるプラントへの影響があった場合でも、その影響ごとに起因事象に分類可能なため、本評価の対象外とする。	×
	ATWS	原子炉の停止機能は要求される使用時間が短いので、実際の津波を想定した場合、「要因となった地震」又は「津波警報を受けての手動停止」として達成される機能と考えられるが、トリップの有無にかかわらず、これの機能喪失シナリオは内部事象、地震のイベントツリーで代表されることから、本評価の対象外とする。	×
敷地及び建屋内浸水	敷地及び原子炉建屋又は原子炉補助建屋内への多量の浸水が発生し、原子炉への外乱が発生する可能性がある。本評価では、これを津波特有の起因事象として抽出した。		○

※1 (○)：他の起因事象に包絡される事象

※2 津波 PRA 学会標準附属書 T に、

“津波到達時には、以下の理由によって、原子炉が停止している可能性が高いものと考えられる。

- ・近地津波の場合、津波発生起因となる地震動が感知し、自動停止する可能性がある。
- ・原子炉施設に対して影響が発生する高さ以上の津波警報が発せられた場合、津波到達までに原子炉を手動停止する可能性がある。”

との記載がある。本津波 PRA では、この記載に即り、検討した結果を上表にまとめた。

第 3.2.2. a-5 表 建屋・機器リスト

	系統・機能 ／起回事象	No.	設備名称	設置場所	設置高さ (T. P.)	浸水口 高さ (T. P.)
起回事象を 引き起こす 設備	外部電源喪失	1	主変圧器	屋外	10.0m	10.0m
	原子炉補機冷却 機能喪失	2	原子炉補機冷却海水ポンプ	CWP/B	2.5m	10.3m
津波防護施設 ／ 浸水防止設備	敷地内浸水の防止	3	防潮堤 (T. P. 16.5m)	屋外	—	—
		4	防水壁 (取水ピットスクリー ン室)	屋外	—	—
		5	建屋止水対策	屋外	—	—
起回事象を 緩和する設備	フロントライン系					
	原子炉保護設備	6	原子炉トリップ遮断器	R/B	17.8m	10.3m
	高圧注入系	7	高圧注入ポンプ	A/B	-1.7m	10.3m
	低圧注入系	8	余熱除去ポンプ	A/B	-1.7m	10.3m
	補助給水設備	9	電動補助給水ポンプ	R/B	10.3m	10.3m
	補助給水設備	10	タービン動補助給水ポンプ	R/B	10.3m	10.3m
	原子炉格納容器 スプレイ設備	11	格納容器スプレイポンプ	A/B	-1.7m	10.3m
	サポート系					
	非常用所内電源系	12	ディーゼル発電機	DG/B	10.3m	10.3m
	非常用所内電源系	13	メタルクラッド開閉装置	A/B	10.3m	10.3m
	非常用所内電源系	14	パワーコントロールセンタ	A/B	10.3m	10.3m
非常用所内電源系	15	蓄電池	A/B	10.3m	10.3m	
原子炉補機冷却水 設備	16	原子炉補機冷却水ポンプ	R/B	4.35m	10.3m	

R/B：原子炉建屋，A/B：原子炉補助建屋，DG/B：ディーゼル発電機建屋，CWP/B：循環水ポンプ建屋

第3.2.2.c-1表 建屋・機器フラジリティ評価結果 (1/2)

No.	設備名称	津波損傷モード				津波フラジリティ
		没水/被水	波力	洗掘	漂流物	
1	主変圧器	○	* 1	* 1	* 1	津波水位 T.P.16.5m 以下では、没水しないことを確認しており、津波水位 T.P.16.5m を超えた場合、没水により機能喪失すると想定した。
	原子炉補機冷却海水ポンプ	○	-	-	-	津波水位 T.P.16.5m を超えた場合、循環水ポンプ建屋内へ浸水し、没水により機能喪失すると想定した。
3	防潮堤 (T.P.16.5m)	-	* 2	* 2	* 2	津波水位 T.P.16.5m 以下では、波力等による機能喪失の可能性は小さいとして無視した。一方、津波水位 T.P.16.5m を超えた場合、敷地及び原子炉建屋又は原子炉補助建屋内への大量浸水により複数の安全機能喪失となり炉心損傷に至るため、フラジリティは考慮しない。
4	防水壁 (取水ピットスクリーン室)	-	* 2	* 2	* 2	同上
5	建屋止水対策	-	* 2	* 2	* 2	同上

・「○」：当該損傷モードが設備の機能喪失要因となることを想定した。

・「-」：当該損傷モードにより設備は機能喪失しない。

・「* 1」：当該損傷モードが設備の機能喪失要因となる可能性はあるが、この影響は没水/被水による機能喪失に包絡されたとした。

・「* 2」：当該損傷モードが設備の機能喪失要因となる可能性は小さいとし、この影響は考えないこととした。

第3.2.2.c-1表 建屋・機器フラジリティ評価結果 (2/2)

No.	設備名称	津波損傷モード				津波フラジリティ
		没水/被水	波力	洗掘	漂流物	
フロントライン系						
6	原子炉トリップ遮断器	○	-	-	-	津波水位 T.P.16.5m を超えた場合、原子炉建屋又は原子炉補助建屋内へ浸水し、没水により機能喪失すると想定した。
7	高圧注入ポンプ	○	-	-	-	同上
8	余熱除去ポンプ	○	-	-	-	同上
9	電動補助給水ポンプ	○	-	-	-	同上
10	タービン動補助給水ポンプ	○	-	-	-	同上
11	格納容器スプレイポンプ	○	-	-	-	同上
サポート系						
12	ディーゼル発電機	○	-	-	-	津波水位 T.P.16.5m を超えた場合、ディーゼル発電機建屋内へ浸水し、没水により機能喪失すると想定した。
13	メタルクラッド開閉装置	○	-	-	-	津波水位 T.P.16.5m を超えた場合、原子炉建屋又は原子炉補助建屋内へ浸水し、没水により機能喪失すると想定した。
14	パワーコントロールセンタ	○	-	-	-	同上
15	蓄電池	○	-	-	-	同上
16	原子炉補助機冷却水ポンプ	○	-	-	-	同上

起因事象を緩和する設備

- ・「○」：当該損傷モードが設備の機能喪失要因となることを想定した。
- ・「-」：当該損傷モードにより設備は機能喪失しない。

第3.2.2.d-1表 津波高さによるシナリオ分類

津波分類	津波高さ	津波シナリオの概要	起因事象
A	T. P. 16.5m～	<ul style="list-style-type: none"> 敷地及び原子炉建屋又は原子炉補助建屋内浸水により、メタルクラッド閉閉装置、パワーコントロールセンタ等の電気盤が水没することにより複数の安全機能が喪失し、直接炉心損傷に至る。 	敷地及び建屋内浸水

第 3.2.2.d-2 表 事故シーケンスグループ

事故シーケンスグループ		本評価の対象 ○：起こり得る ×：起こり得ない	備考
内部事象 出力運転時 レベル I PRA	2次冷却系からの除熱機能喪失	×	津波水位 T.P. 16.5m 以下では、緩和設備はすべて健全であり、ランダム故障の組合せによる炉心損傷シーケンスは内部事象 PRA に包含されるため×とした
	全交流動力電源喪失	×	
	原子炉補機冷却機能喪失	×	
	原子炉格納容器の除熱機能喪失	×	
	原子炉停止機能喪失	×	
	ECCS 注水機能喪失	×	
	ECCS 再循環機能喪失	×	
	格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA・蒸気発生器伝熱管破損)	×	津波による発生は考えにくいため×とした
津波 PRA	複数の安全機能喪失	○	—

第3.2.2.d-3表 津波高さごとの炉心損傷頻度

津波分類	津波高さ	津波発生頻度 (/年)	炉心損傷頻度 (/炉年)	寄与割合 (%)
A	T. P. 16.5m～	2.9×10^{-7}	2.9×10^{-7}	100
全炉心損傷頻度			2.9×10^{-7}	100

追而【津波ハザード評価結果を反映】

第3.2.2.d-4表 起因事象ごとの炉心損傷頻度

起因事象	事故シナシケンス	事故シナシケンス別 炉心損傷頻度 (/炉年)	起因事象別 炉心損傷頻度 (/炉年)	寄与割合 (%)
敷地内及び建屋内浸水	複数の安全機能喪失	2.9×10^{-7}	2.9×10^{-7}	100
全炉心損傷頻度			2.9×10^{-7}	100

追而【津波ハザード評価結果を反映】

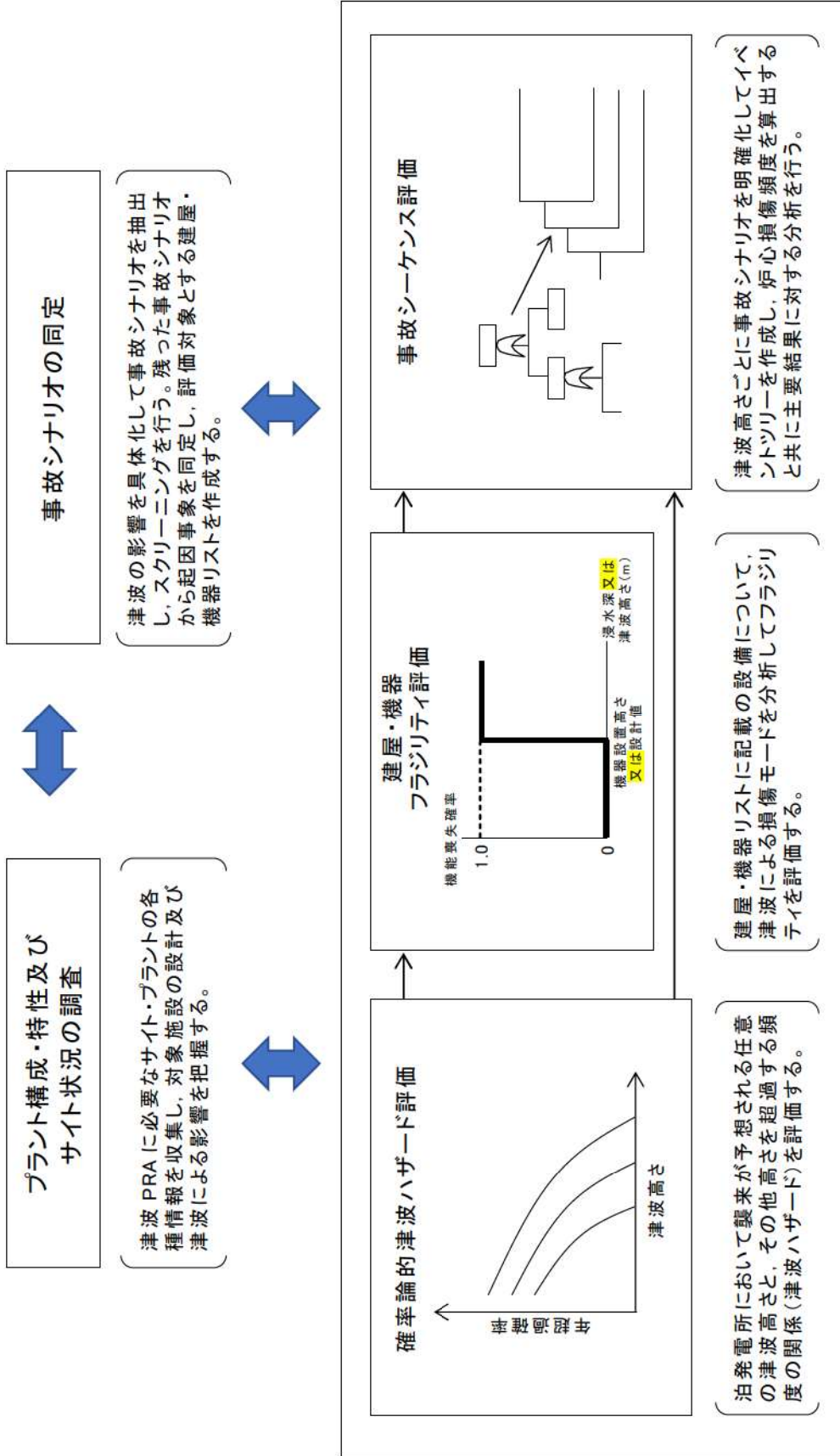
第3.2.2.d-5表 事故シナケンスグループごとの炉心損傷頻度

津波分類	シナケンスグループ	概要	炉心損傷頻度 (/炉年)	寄与割合 (%)
A	複数の安全機能喪失	T. P. 16.5mを超える津波により、敷地及び原子炉建屋又は又は原子炉補助建屋に浸水することで、緩和設備が機能喪失し、炉心損傷に至る。	2.9×10^{-7}	100
全炉心損傷頻度			2.9×10^{-7}	100

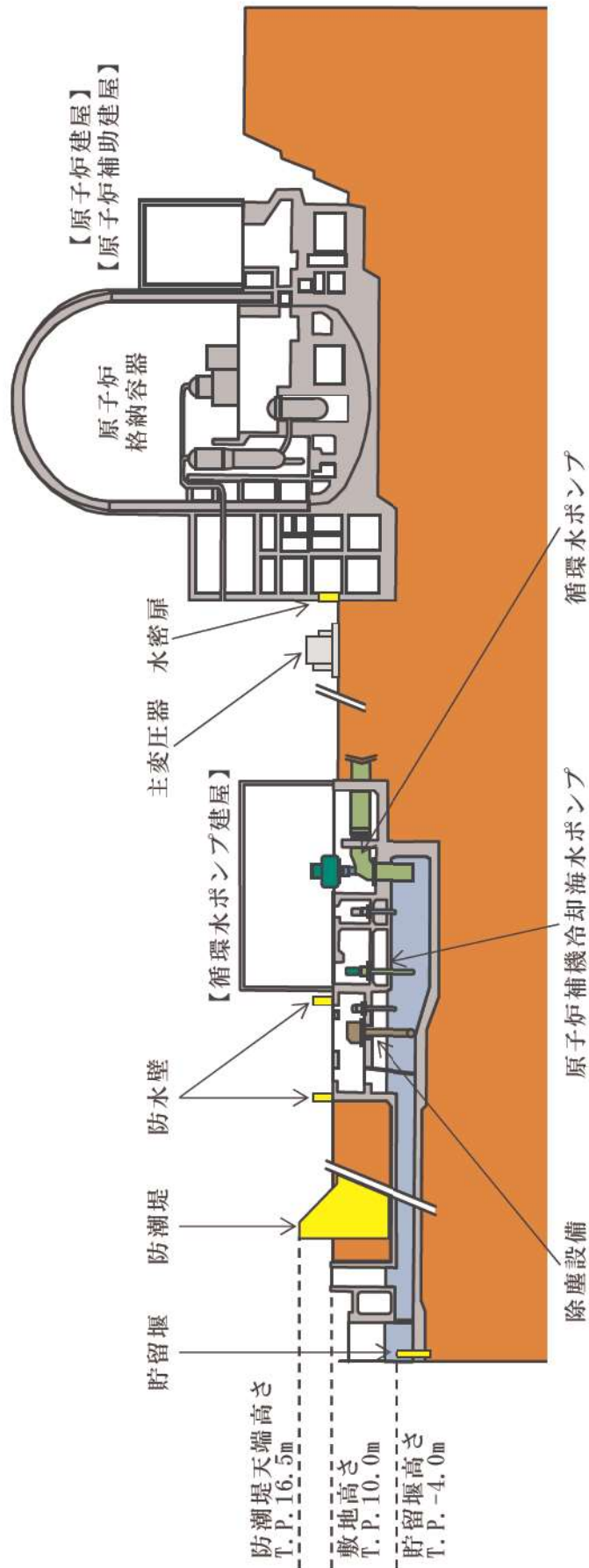
追而【津波ハザード評価結果を反映】

第3.2.2.d-6表 評価対象とする津波高さにおける年超過確率

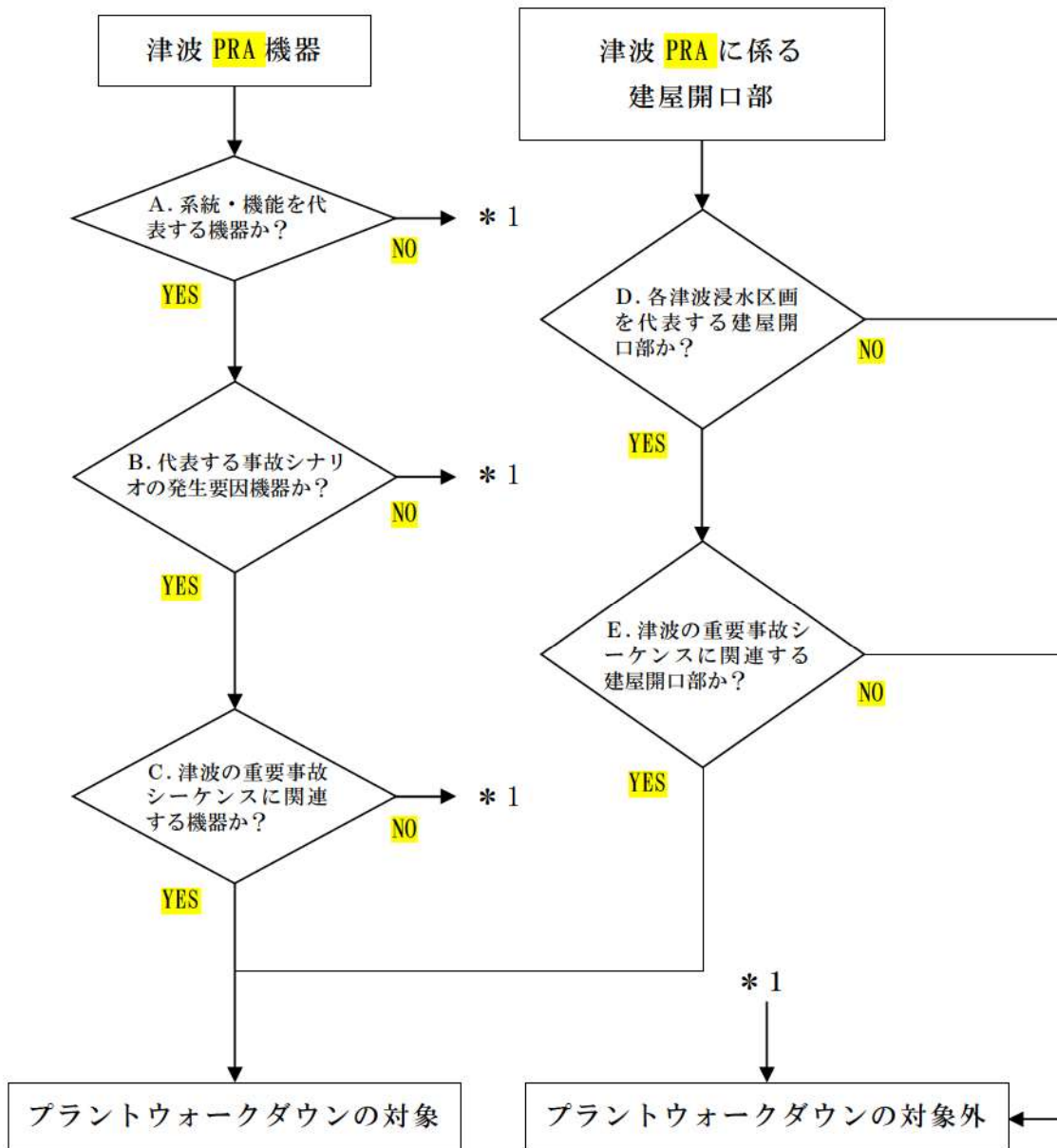
追而【津波ハザード評価結果を反映】



第 3.2.2-1 図 津波 PRA 評価フロー



第3.2.2.a-1図 プラント設備配置の概略図



第 3.2.2. a-2 図 プラントウォークダウン対象機器の選定フロー

泊発電所3号機 プラントワークダウンチェックシート

対象機器 : 屋内設置の機器、 屋外設置の機器、 建屋開口部
機器名称 : 原子炉補機冷却海水ポンプ
機器ID : 3SWP1A, B, C, D
建屋 : 循環水ポンプ建屋
床EL : 2.5m
津波伝播経路 : なし

[チェック対象項目]

- ① 影響を受ける可能性のある機器の確認
② 津波伝播経路の確認
③ 建屋開口部の確認

総合評価

実施日 : 2013年12月 4日

実施者 :

第 3.2.2.a-3 図 プラントワークダウン用チェックシート (例) (1/3)

機器ID: 3SWP1A, B, C, D

①-1 影響を受ける可能性のある機器の確認 (屋内設置の機器)

	Y	N	U	N/A
1. 対象機器の図面 (配置図等) と 相違点は無いか	<input checked="" type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
2. 対象機器の設置室に浸水口があるか (扉、連絡路、その他_____)	<input type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>

①-2 影響を受ける可能性のある機器の確認 (屋外設置の機器)

	Y	N	U	N/A
1. 対象機器の図面 (配置図・構造図等) と 相違点は無いか	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>
2. 基礎ボルト (又は設置面溶接部)、及び支持構造物 に外見上の異常 (腐食・亀裂等) は無いか (ボルトの場合は締め付けについても確認)	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>
3. 対象機器周辺の配管に外見上の 異常 (腐食・亀裂等) は無いか	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>
4. 対象機器周辺に、間接的な影響を及ぼす 対象物が無いか	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>

② 津波伝播経路の確認 (屋内設置の機器)

	Y	N	U	N/A
1. 対象機器の設置区画への津波伝播経路があるか (階段、床ドレン、床開口、その他_____)	<input type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>

③ 建屋開口部の確認 (建屋開口部)

	Y	N	U	N/A
1. 対象建屋開口部の図面 (配置図等) と相違点は無いか	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>

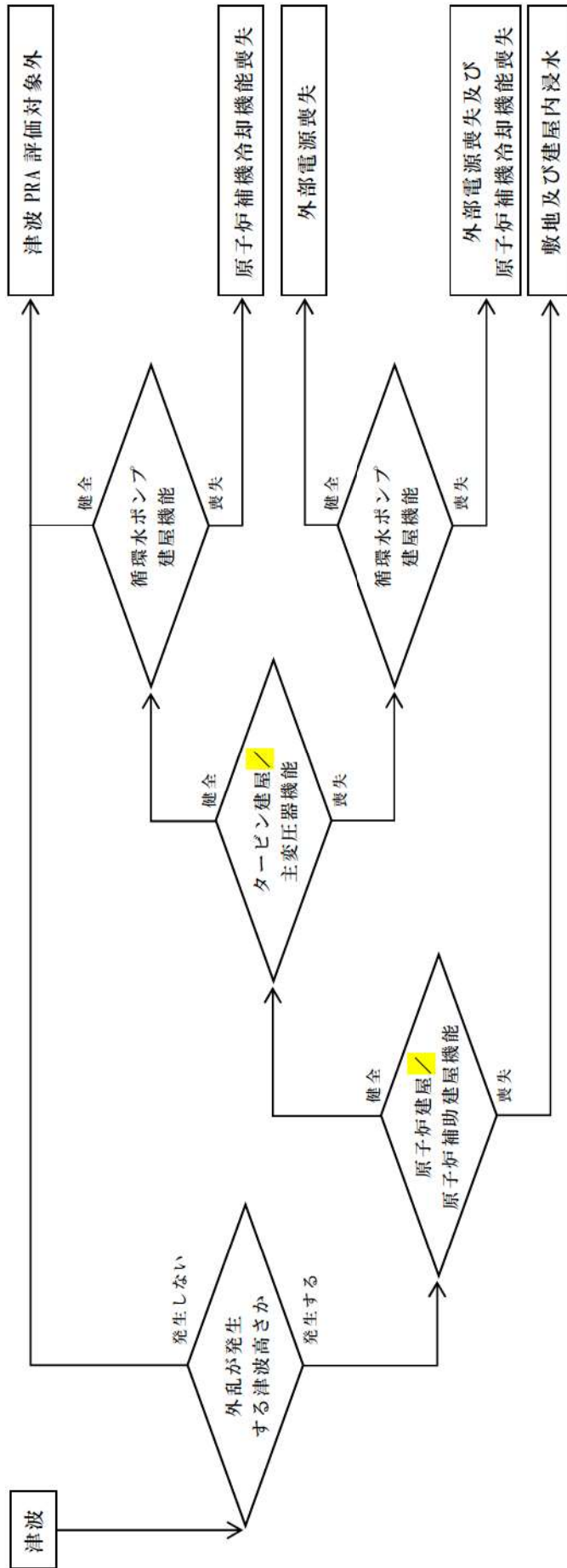
(記号の説明) Y: YES, N: NO, U: 調査不可, N/A: 対象外

第 3.2.2. a-3 図 プラントウォークダウン用チェックシート (例) (2/3)



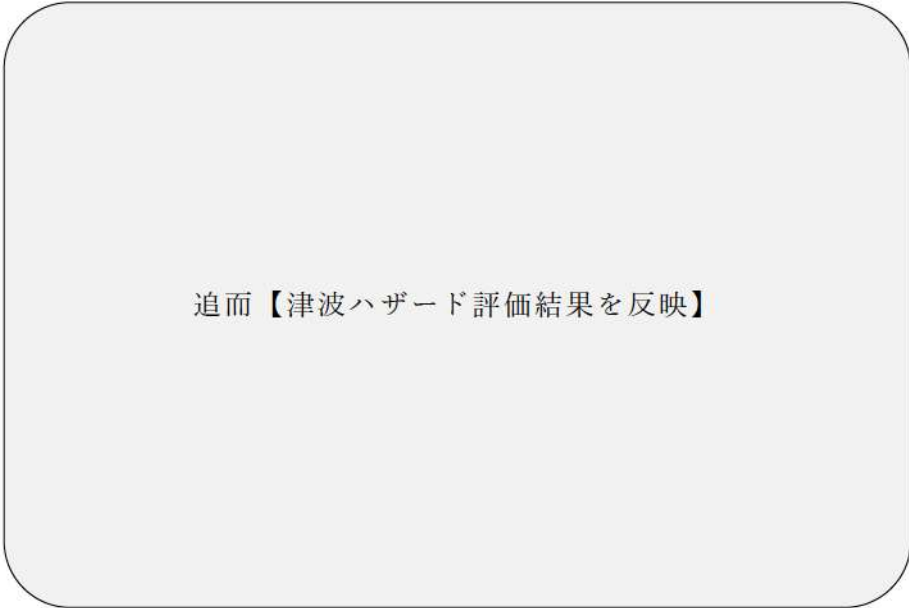
現場写真（原子炉補機冷却海水ポンプ）

第 3.2.2. a-3 図 プラントウォークダウン用チェックシート（例）（3/3）




注) 起因事象は、津波の影響範囲により、単独若しくはそれらの組合せで発生する。

第 3.2.2.a-4 図 起因事象の選定フロー



追而【津波ハザード評価結果を反映】

第 3.2.2. b-1 図 確率論的津波ハザード評価における検討対象領域

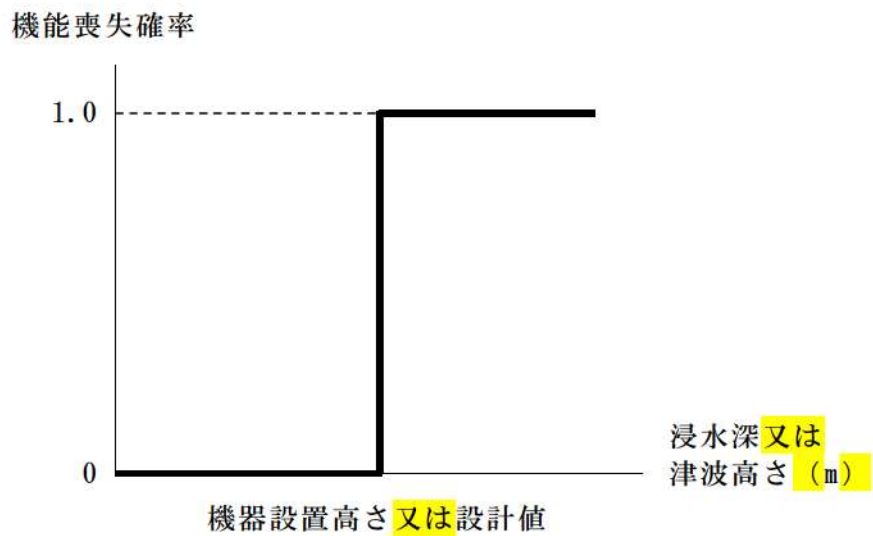


追而【津波ハザード評価結果を反映】

第 3.2.2. b-2 図 津波発生モデルに関するロジックツリー

追而【津波ハザード評価結果を反映】

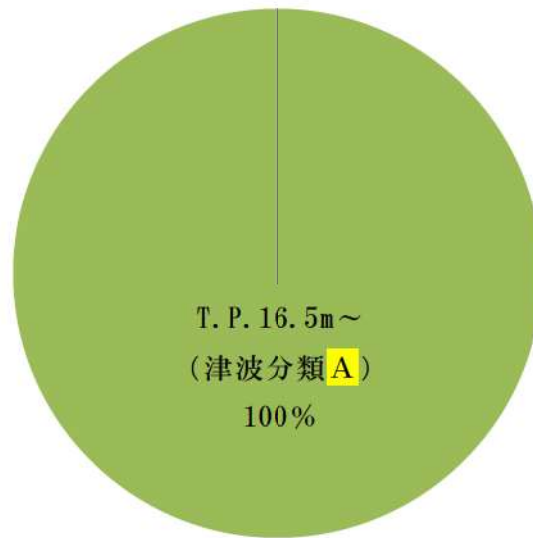
第 3.2.2. b-3 図 津波ハザード曲線（算術平均，信頼度別）



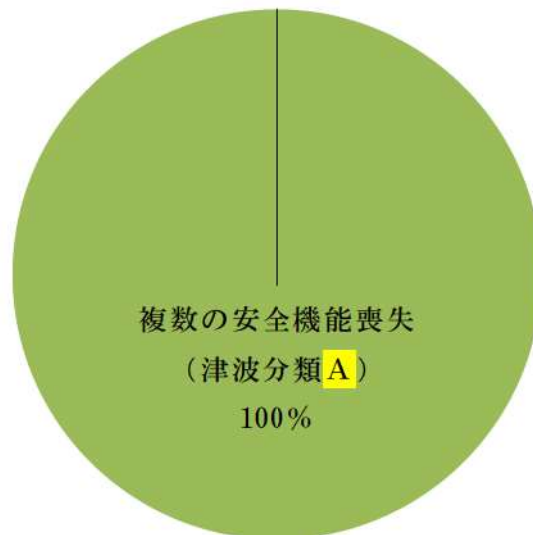
第 3.2.2. c-1 図 没水及び波力に対する機器のフラジリティ曲線

津波	原子炉建屋又は 原子炉補助建屋への浸水 (T.P. 16.5m～)	発生する起因事象	事故シナリオ グループ
なし	なし	—	内部事象 PRA の範疇
あり	あり	敷地及び建屋内浸水	—

第 3.2.2.d-1 図 津波 PRA イベントツリー



第 3.2.2. d-2 図 津波高さごとの全炉心損傷頻度への寄与割合



第 3.2.2. d-3 図 事故シーケンスグループごとの全炉心損傷頻度への寄与割合

追而【津波ハザード評価結果を反映】

追而【津波ハザード評価結果を反映】

第 3.2.2.d-4 図 不確実さ解析結果

追而

【津波ハザード確定後に実施する感度解析結果を踏まえて記載する】

第3.2.2.d-5 図 引き波時のイベントツリー

津波による敷地浸水解析について

1. 敷地への流入経路について

設計基準対象施設に対して、基準津波による遡上波が直接到達、流入することを防止できるように、敷地前面に T.P. 16.5m の防潮堤を設置する。また、海と接続する取水路、放水路、排水路等からの敷地への流入を防止するため、流入経路となる可能性のある開口部に対して、防水壁の設置、閉止板の設置等の浸水対策を実施する。

上記の浸水対策により、基準津波による流入経路はなくなるが、津波の高さに応じ防潮堤や防水壁を越流して敷地内に津波が遡上する可能性を想定して、浸水解析条件を設定する。また、茶津入構トンネル及びアクセスルートトンネルについても、津波流入の可能性のある経路として考慮する。

2. T.P. 16.5m 津波時の浸水解析について

敷地前面には津波防護施設として、天端高さ T.P. 16.5m の防潮堤を設置する。このため、T.P. 16.5m の津波による遡上波は敷地に到達することはないが、取水路、放水路等の開口部より、津波が敷地に流入することが考えられることから、T.P. 16.5m の津波による取水路、放水路等を流入経路とした浸水解析を実施した。

a. 浸水解析条件

浸水解析条件は以下のとおりとした。

(a) T.P. 16.5m 津波の作成

追而【津波ハザード評価結果を踏まえて記載する】

(b) 流入経路の設定

- ・重要建屋を設置する敷地 (T.P. 10m) に津波が流入する可能性のある取水路、放水路等の経路を第 3 図に示す。
- ・3号炉の取水ピットスクリーン室上端開口部周りに設置する防水壁 (天端高さ T.P. 13.8m) から津波が越流する場合は、敷地内に浸水するものとして評価する。
- ・1号及び2号炉放水路並びに屋外排水路は、逆流防止設備を設置することから、流入経路から除外する。

追而【茶津入構トンネル及びアクセスルートトンネルに関する評価方針は、津波ハザード評価結果を踏まえて記載する】

(c) 浸水の検討

- ・開口部からの浸水については、泊1号、2号及び3号炉の取水口及び放水口前面における T.P. 16.5m 津波の水位時刻歴波形を用いて、1号及び2号炉については、取水口～取水ピットスクリーン室に至る経路、3号炉については取水口～取水ピットスクリーン室に至る経路及び放水口～放水ピット～一次系放水ピットに至る経路からの溢水を考慮した数値シミュレーションを実施した*。取水・放水施設の一例として、泊3号炉の取水施設を第4図に示す。

* 高橋俊彦・福山貴子・新保裕美・秋山義信・田中昌宏・池谷毅：津波氾濫シミュレーションの水利模型実験による検証，土木学会論文集 B3（海洋開発），Vol. 69, No. 3. 2. 2-32, 2013

追而【茶津入構トンネル及びアクセスルートトンネルに関する評価方針は、津波ハザード評価結果を踏まえて記載する

- ・浸水量の算定に当たっては、取水路、放水路等の開口部から浸水した津波は全量敷地内に留まるものとし、排水施設からの排水は考慮していない。

b. 浸水解析結果

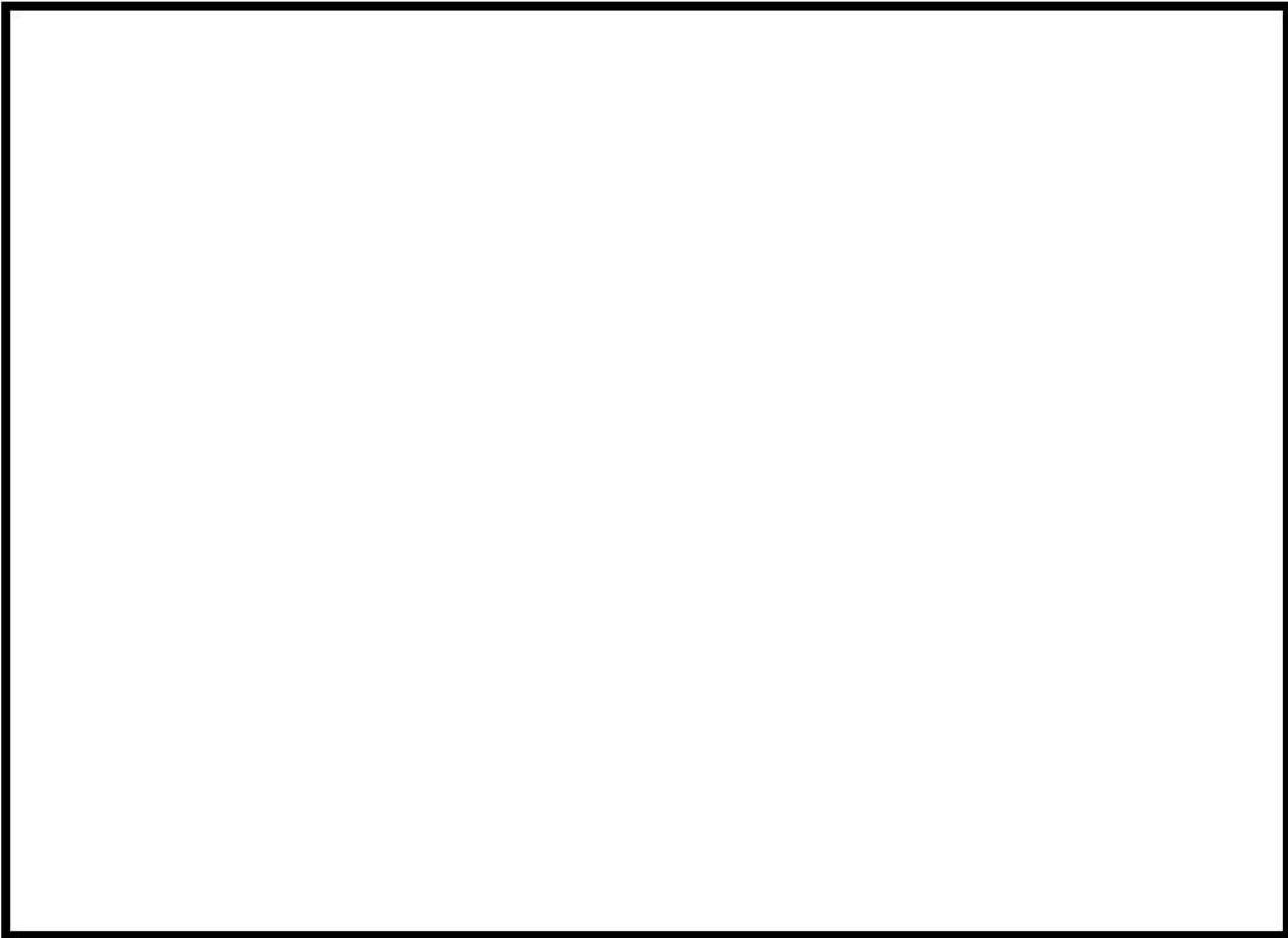
追而【T.P. 16.5m 津波による敷地浸水解析結果を反映】

追而【T. P. 16. 5m 津波による敷地浸水解析結果を反映】

第 1 図 敷地前面（防潮堤前面）最高水位地点（最大水位上昇量分布）

追而【T. P. 16. 5m 津波による敷地浸水解析結果を反映】

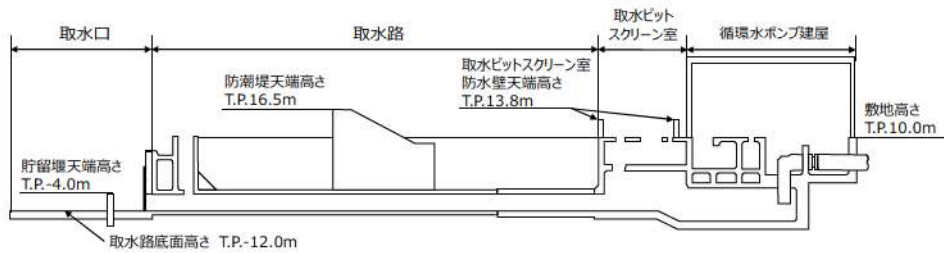
第 2 図 敷地前面（防潮堤前面）最高水位地点（水位時刻歴波形）



第3図 敷地全体平面図（取水路，放水路等の経路と津波防護の概要）



取水施設（平面図）



取水施設（断面図）

第4図 泊3号炉取水施設

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

追而【T. P. 16. 5m 津波による敷地浸水解析結果を反映】

第 5 図 T. P. 16. 5m 津波による敷地内最大浸水深分布

3. T. P. 16. 5m を超える津波による事故シナリオについて

追而【津波ハザード評価結果及び敷地浸水解析結果を踏まえて
記載する】

以 上

4. レベル 1.5PRA

4.1 内部事象 PRA

4.1.1 出力運転時 PRA

出力運転時レベル 1.5PRA は、一般社団法人 日本原子力学会が発行した「原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的安全評価に関する実施基準（レベル 2 PSA 編）：2008」を参考に評価を実施し、各実施項目については「PRAの説明における参照事項」（原子力規制庁 平成 25 年 9 月）の記載事項への適合性を確認した。評価フローを第 4.1.1-1 図に示す。

4.1.1.a. プラントの構成・特性

① 対象プラントに関する説明

(1) 機器・システムの配置及び形状・設備容量

主要な機器・システムの配置及び形状・設備容量は、「3. レベル 1 PRA」での記載と同様である。レベル 1.5PRA に関する格納容器の特性を第 4.1.1.a-1 表に示す。

(2) 事故の緩和操作

事故時の熱水力的事故進展解析では、運転員による事故時影響緩和操作も事故進展に大きく影響するが、本評価では格納容器破損防止対策の有効性評価の対象となる格納容器破損モード抽出という目的を勘案し、事故時の緩和操作については考慮していない。

(3) 燃料及び溶融炉心の移動経路

事故時の燃料及び溶融炉心等の熱源の移動は、水素発生、溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）及び原子炉格納容器内の熱水力挙動、FP 移行挙動に影響する。燃料及び溶融炉心の移動経路は第 4.1.1.a-1 図に示す通りであり、次表のように整理される。

	原子炉容器（RV） 破損時放出先	移動経路	移動先区画
重力による移動	原子炉下部 キャビティ	最下区画のため 移動なし	なし
1 次冷却材圧力に よる分散放出	原子炉下部 キャビティ	シールテーブル	下部一般部

4.1.1.b. プラント損傷状態の分類及び発生頻度

内部事象レベル 1 PRA（出力運転時）で得られた炉心損傷に至るすべての事故シナリオについて、事象進展及び事故の緩和操作の類似性からプラント損傷状態

(PDS) に分類し、プラント損傷状態の発生頻度を評価する。

① プラント損傷状態の一覧

(1) プラント損傷状態の考え方、定義

プラント損傷状態は、熱水力挙動の類似性として、事象進展の相違から、独立に考慮すべき事故のタイプ及び1次冷却材圧力、炉心損傷時期により分類する。さらに、事故の緩和操作の類似性として、溶融炉心の冷却手段及び除熱手段を踏まえた原子炉格納容器 (C/V) 内の事故進展により分類する。

a. 事故のタイプと1次冷却材圧力

事故進展の相違から独立に考慮すべき事故のタイプ (LOCA (RCP シール LOCA を含む)、トランジェント (LOCA の発生がない過渡事象等)、格納容器先行破損、格納容器バイパス事象) により分類する。

また、炉心損傷後、原子炉容器が破損に至るまでに、原子炉容器内が、高圧状態か低圧状態かで分類する。この1次冷却材圧力の違いによって、原子炉容器破損時の格納容器雰囲気圧力上昇の程度、溶融炉心の飛散の程度、溶融炉心と格納容器バウンダリとの直接接触の可能性等、原子炉容器破損後の事故進展が異なる。

b. 炉心損傷時期

事故後に、炉心損傷が事故発生後早期か後期かで分類する。この時期の違いによって、原子炉容器の破損時期、原子炉格納容器雰囲気圧力及び温度上昇の時期が大きく変化し、格納容器破損の時期が影響を受ける。このため、事故の緩和操作の時間余裕が大きく異なる。(補足 4.1.1.b-1)

c. 原子炉格納容器内事故進展 (原子炉格納容器の破損時期、溶融炉心の冷却手段)

炉心損傷後に格納容器破損が生じる場合と格納容器破損後に炉心損傷が生じる場合で分類する。この前後関係によって、事故の防止手段及び緩和手段の種類が大きく異なる。また、原子炉格納容器内に流出した溶融炉心を冷却する観点で ECCS や格納容器スプレイ系の使用可否により分類する。

PWR の PRA において用いる事故シーケンスの識別子を第 4.1.1.b-1 表に示す。

(2) レベル 1 PRA の事故シーケンスのプラント損傷状態への分類結果

レベル 1 PRA のイベントツリーでは炉心損傷に至るシーケンスに対し、それ以上の分岐をモデル化していないが、レベル 1.5PRA では原子炉格納容器内での事故進展を把握することが重要となることから、炉心損傷評価用のレベル 1 PRA のイベントツリーでは不要としていた分岐及びヘディングを考慮したレベル 1.5PRA 用のイベントツリーを構築する。

具体的には炉心損傷時の原子炉格納容器内の状態への影響の観点で、高圧注入/再循環、格納容器スプレイ注入/再循環の分岐及びヘディングを考慮して

おり、その結果を第 4.1.1.b-1 図に、また、構築したイベントツリーから抽出されるプラント損傷状態と事故シーケンスの対応を第 4.1.1.b-2 表に示す。

上記にて得られた炉心損傷に至る事故シーケンスの特徴を第 4.1.1.b-3 表に示す。レベル 1.5PRA で使用するプラント損傷状態は、上記にて得られた炉心損傷に至る事故シーケンスを第 4.1.1.b-2 図のとおり上述の考え方で分類し、格納容器イベントツリーの初期状態になるようにする。

このように、プラント損傷状態を分類した結果を第 4.1.1.b-4 表に示す。

② プラント損傷状態ごとの発生頻度

プラント損傷状態（PDS）ごとに発生頻度を整理した結果を第 4.1.1.b-5 表に示す。レベル 1 PRA にて全炉心損傷頻度への寄与が大きい以下の事故シーケンスグループに関連するプラント損傷状態の寄与が支配的となっている。原子炉補機冷却機能喪失が約 89% を占める理由は、レベル 1 PRA において原子炉補機冷却機能喪失に伴い必ず発生するとしている RCP シール LOCA（小破断 LOCA に分類）により、使用可能な緩和策がなくそのまま炉心損傷となるためである。レベル 1 PRA において、炉心損傷頻度への寄与が高かった事故シーケンスグループについてその寄与割合及び PDS の内訳を以下に示す。

- ・原子炉補機冷却機能喪失（寄与：約 89%，PDS：SED，TED）
- ・2次冷却系からの除熱機能喪失（寄与：約 9%，PDS：SED，SEW，SEI，TED，TEW，TEI，G）
- ・全交流動力電源喪失（寄与：約 2%，PDS：TED）

4.1.1.c. 格納容器破損モード

原子炉格納容器破損に至る事故シーケンスに対して、原子炉格納容器の破損形態を分類するため、原子炉格納容器破損に至る負荷の分析から格納容器破損モードを設定する。

第 4.1.1.c-1 図に PWR のシビアアクシデントで考えられる事故進展を示す。事故進展に伴い生じる原子炉格納容器の健全性に影響を与える負荷を抽出した結果を第 4.1.1.c-1 表に示す。また、これらの負荷を発生時期に着目して系統的に整理したものを第 4.1.1.c-2 表に整理する。さらに、選定した格納容器破損に至る負荷に対する原子炉格納容器の耐性及び判断基準を第 4.1.1.c-3 表に整理する。事故進展に伴い生じる原子炉格納容器の健全性に影響する負荷から整理される物理的破損事象に加えて、格納容器バイパス事象及び格納容器隔離失敗事象も考慮して選定した破損モードは以下のとおりである。

(1) 水蒸気爆発（ α モード， η モード）

溶融物が原子炉容器の下部プレナムの冷却水中若しくは原子炉下部キャビティの冷却水中に落下した場合、水蒸気爆発が発生する可能性がある。また、原子炉

格納容器内に放出された溶融炉心に対して、格納容器スプレイ冷却系等による注水を実施した場合に、水蒸気爆発又は圧カスパイクが発生する可能性がある。いずれも原子炉格納容器破損に至る破損モードであり、原子炉容器内での水蒸気爆発（ α モード）と原子炉格納容器内での水蒸気爆発又は圧カスパイク（ η モード）に分類する。

(2) 可燃性ガス（水素）の燃焼，爆轟（ γ モード， γ' モード， γ'' モード）

燃料被覆管と水蒸気の反応（ジルコニウム－水反応），溶融炉心・コンクリート相互作用により発生する水素等の可燃性ガスが，大量に原子炉格納容器内に蓄積され燃焼する事象や，さらにガス濃度が高い場合に爆燃又は爆轟が発生し機械的荷重により原子炉格納容器が破損する事象であり，発生時期により原子炉容器破損以前（ γ モード），直後（ γ' モード），長時間経過後（ γ'' モード）に分類する。

(3) 水蒸気・非凝縮性ガスによる過圧（ δ モード）

炉心損傷後に溶融炉心の冷却が達成される中で，損傷炉心冷却に伴う発生蒸気及び溶融炉心・コンクリート相互作用で発生する非凝縮性ガス（ CO_2 等）の蓄積によって原子炉格納容器圧力が上昇する破損モードである。

(4) 水蒸気（崩壊熱）による過圧（ θ モード）

原子炉格納容器の除熱機能喪失のシーケンスにおいて，炉心冷却が達成される中で，崩壊熱によって発生する水蒸気が継続的に原子炉格納容器に放出され，原子炉格納容器の圧力が徐々に上昇していく。このとき，原子炉格納容器から除熱ができなければ，水蒸気によって原子炉格納容器内は加圧され，原子炉格納容器破損に至る破損モードであり，プラント損傷状態 ALC，SLC に対応する。

(5) 格納容器雰囲気直接加熱（ σ モード）

1次冷却系が高圧状態で原子炉容器が破損した場合に，溶融炉心が原子炉格納容器雰囲気中を飛散する過程及びエントレインメント現象で微粒子化し，雰囲気ガスとの直接的な熱伝達及び金属成分の酸化・発熱反応が発生する場合がある。このときの急激な加熱・加圧で原子炉格納容器破損に至る破損モードである。

(6) 格納容器への直接接触（ μ モード）

1次冷却系が高圧状態で原子炉容器が破損した場合に，溶融炉心が原子炉格納容器内へ急激に分散し，原子炉格納容器壁に付着して熱的に原子炉格納容器の破損に至る破損モードである。

(7) ベースマット溶融貫通（ ε モード）

原子炉容器破損後に、原子炉格納容器内に放出された溶融炉心が冷却できないと、溶融炉心・コンクリート相互作用によって、コンクリート侵食が継続し、原子炉格納容器のベースマットが貫通することにより原子炉格納容器破損に至る破損モードである。

(8) 過温破損（ τ モード）

原子炉格納容器内に高温溶融炉心が存在する場合、原子炉格納容器雰囲気がつっくりと加熱され、原子炉格納容器貫通部あるいはフランジ部が熱的に損傷する場合がある。これら過温破損によって原子炉格納容器破損に至る破損モードである。

(9) 格納容器隔離機能喪失（ β モード）

炉心が損傷した時点で、原子炉格納容器の隔離に失敗している破損モードである。

(10) 格納容器バイパス（ g モード、 v モード）

蒸気発生器伝熱管破損事故（ g モード）又はインターフェイスシステム LOCA（ v モード）から炉心損傷に至った場合には、放射性物質が原子炉格納容器をバイパスして放出される破損モードであり、プラント損傷状態 **G**、**V** に対応する。炉心損傷後の限定的な条件下で発生する温度誘因蒸気発生器伝熱管破損（TI-SGTR）も g モードに含める。

さらに、原子炉格納容器の物理的破損事象を炉心損傷以前に破損する格納容器先行破損と炉心損傷後の格納容器破損に分類して、整理した格納容器破損モードを第 4.1.1.c-4 表に示す。

4.1.1.d. 事故シーケンス

① 格納容器イベントツリー構築の考え方及びプロセス

プラント損傷状態ごとに、原子炉停止系、炉心冷却系、崩壊熱除去系、工学的安全施設等の緩和設備の動作状態及び物理化学現象の発生状態を分析して、これらの組合せから事故の進展を樹形図で分類する格納容器イベントツリーを構築する。

② 格納容器イベントツリー

(1) 格納容器イベントツリー構築に当たって検討した重要な物理現象、対処設備の作動・不作動、運転員操作、ヘディング間の従属性

a. 重要な物理現象、対処設備の作動・不作動

格納容器イベントツリーの構築に際し、炉心損傷から原子炉格納容器破損に

至るまでの事故進展の途上で発生する重要な物理化学現象について各プラント損傷状態を考慮して抽出し、その発生条件及び発生後の事故進展を第4.1.1.d-1表に整理した。

b. 運転員操作

事故の影響緩和及び格納容器破損防止に係る運転員操作については考慮していない。

c. ヘディング間の従属性

a. における検討からプラント損傷状態ごとにシステムの動作状態及び物理化学現象の発生状態を分析することにより、格納容器イベントツリーのヘディングとその定義を第4.1.1.d-2表のとおり設定した。第4.1.1.d-2表で定義したヘディングの状態が発生する確率は、他の複数のヘディング間の従属性を考慮する必要があるため、ヘディングの順序及び分岐確率の設定に際してヘディング間の従属性を調査しており、結果を第4.1.1.d-3表に示す。

(2) 格納容器イベントツリー

選定したヘディングについてヘディング間の従属性及び順序を考慮して順序付けし、放射性物質の環境への放出を表す物理事象ヘディングをイベントツリーの終端として破損モードに対応付けすることで格納容器イベントツリーを作成した。

格納容器イベントツリーについては補足4.1.1.d-1に示す。

なお、イベントツリーは扱いを容易にするため以下の3つの期間で分割して作成している。

T1：事故発生から原子炉容器破損まで

T2：原子炉容器破損直後

T3：原子炉容器破損後長時間経過後

4.1.1.e. 事故進展解析

格納容器破損頻度を評価するに当たっての事故進展解析の目的は、以下の2点である。

- ・ 緩和系の復旧操作等のための時間余裕の評価
- ・ 物理化学現象の発生の有無と格納容器への負荷

このうち、前者の緩和系の復旧操作等のための時間余裕の評価については、本評価では格納容器破損防止対策の有効性評価の対象となる格納容器破損モード抽出という目的を勘案し、緩和系の復旧操作は考慮していないため、ここでは物理化学現象の発生の有無と格納容器への負荷を評価することを目的とする。

① 解析対象とした事故シーケンスと対象事故シーケンスの説明

格納容器イベントツリーのヘディングの分岐確率の計算に必要なデータを得る

ことを目的として、各 PDS を代表する事故シーケンスについて事故進展解析を実施する。事故進展解析では、プラントの熱水力挙動及び炉心損傷、原子炉容器破損等の事象の発生時期、シビアアクシデント現象による原子炉格納容器負荷を解析する。

(1) 解析対象事故シーケンスの選定

a. 解析対象 PDS の選定

事故進展解析の対象とする PDS として

- ・全 CDF に対する割合の大きい PDS
- ・物理化学現象に係るヘディングの推定に必要な代表的な PDS を選定した。具体的には全 CDF への寄与の観点から SED (約 89%), TEI (約 6%), TED (約 5%) を選定し、事故進展が早く他の PDS による解析からの推定が困難である AED, AEW, AEI についても解析対象として選定しており、PDS ごとに代表する事故シーケンスを選定している。

b. 解析対象事故シーケンスの選定

事故シーケンスの選定に際しては

- ・CDF が大きく確率的にその PDS を代表する
- ・事故進展が相対的に速い（安全設備及び事故時緩和操作の時間余裕が厳しくなるため）

の 2 点を考慮し選定した。上記の観点から選定した事故シーケンスを第 4.1.1.e-1 表に示す。

(2) 事故進展解析の解析条件

プラント構成・特性の調査より、すべての事故シーケンスに対し共通するプラント構成・特徴に依存した基本解析条件を第 4.1.1.e-2 表に示す。

また、解析対象の各事故シーケンスの事故進展解析条件の事故状態及び設備作動状況に関する解析条件を第 4.1.1.e-3 表に示す。

なお、事故進展解析には、事故シーケンスに含まれる物理化学現象、機器・システムの動作を模擬することができる MAAP4 コードを使用した。

② 事故シーケンスの解析結果

選定した各事故シーケンスについてプラントの熱水力挙動を解析した結果及び事故進展例を第 4.1.1.e-1～e-12 図に示す。1 次冷却系内及び原子炉格納容器内の熱水力挙動の事象進展を表す主要事象発生時刻を第 4.1.1.e-4 表に示す。

また、格納容器イベントツリーの定量化に必要なシビアアクシデント時の水素燃焼、格納容器雰囲気直接加熱 (DCH)、水蒸気爆発、ベースマット熔融貫通等の物理化学現象に伴う負荷の確率評価に必要な解析結果の情報を第 4.1.1.e-5 表に示す。

それぞれの事故シーケンスの解析結果から、後述する分岐確率の定量化において参考になる知見を以下に整理する。

(1) プラント損傷状態：AED

AED のシーケンスは、大中破断 LOCA が発生する一方、原子炉格納容器への燃料取替用水ピット（以下「RWSP」という。）水の移送がないため、原子炉格納容器内が過熱状態で過圧破損に至る。事故発生後約 9.5 時間で最高使用圧力の 2 倍に達し、このときの原子炉格納容器内温度は約 170℃、ベースマツト侵食深さは約 0.2m である。

(分岐確率の設定に参考となる知見)

- ・ 水素濃度は、事故早期から事故後期にかけて 4 vol% 未満であり水素燃焼の可能性は低い。

⇒ ヘディング HB1, HB2, HB3（水素燃焼）の分岐確率として、
に適用される を設定

- ・ 原子炉下部キャビティ室に水が流入せず、水蒸気爆発の可能性は低い。

⇒ ヘディング DC（キャビティ内水量）の分岐確率として、
に適用される を設定

- ・ ベースマツト溶融貫通より格納容器過圧破損が先行する可能性が高い。

⇒ ヘディング BM（ベースマツト溶融貫通）の分岐確率として、
に適用される を設定

- ・ 貫通部過温破損の可能性は低い。

⇒ ヘディング OT（格納容器過温破損）の分岐確率として、

に適用される を設定

(2) プラント損傷状態：AEW

AEW のシーケンスは、大中破断 LOCA が発生し、原子炉格納容器内への RWSP 水の移送はあるが、格納容器スプレイによる継続的な除熱に失敗し、原子炉格納容器内が飽和状態で過圧破損に至る。事故発生後約 4 秒で格納容器スプレイ作動設定値に達し、約 14 時間で最高使用圧力の 2 倍に達する。このときの原子炉格納容器内の温度は約 158℃、ベースマツト侵食はごくわずかである。

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

(分岐確率の設定に参考となる知見)

- 水素濃度は、事故早期から事故後期にかけて 4 vol% 未満であり水素燃焼の可能性は低い。

⇒ ヘディング HB1, HB2, HB3 (水素燃焼) の分岐確率として、
に適用される を設定

- 原子炉下部キャビティに水が流入し、水蒸気爆発の可能性はある。

⇒ ヘディング DC (キャビティ内水量) の分岐確率として、
に適用される を設定

- ベースマット溶融貫通の可能性は低い。

⇒ ヘディング BM (ベースマット溶融貫通) の分岐確率として、
に適用される を設定

- 貫通部過温破損の可能性は低い。

⇒ ヘディング OT (格納容器過温破損) の分岐確率として、
に適用される を設定

(3) プラント損傷状態：AEI

AEI のシーケンスは、大中破断 LOCA が発生し、原子炉格納容器への RWSP 水の移送があり、格納容器スプレイによる継続的な除熱が行われるため、溶融炉心は冷却され原子炉格納容器圧力は低く維持される。また、ベースマトの侵食はない。

(分岐確率の設定に参考となる知見)

- 水素濃度は事故早期から事故後期にかけて 4 vol% 以上であり、水素燃焼の可能性が考えられる。

⇒ ヘディング HB1, HB2, HB3 (水素燃焼) の分岐確率として、
に適用される を設定。なお、HB3 (水素燃焼：
RV 破損後長期) については、
と設定しており、
この場合には を考慮し HB3 の分岐確率は を設定

- 原子炉下部キャビティに水が流入し、水蒸気爆発の可能性はある。

⇒ ヘディング DC (キャビティ内水量) の分岐確率として、
に適用される を設定

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

- ・ベースマツト溶融貫通の可能性は低い。
⇒ ヘディング BM（ベースマツト溶融貫通）の分岐確率として、
に適用されるを設定（前段となる原子炉格納容器内除熱のヘディング NCC で溶融炉心冷却失敗の分岐確率として、
に適用されるを設定）
- ・格納容器スプレイで雰囲気の除熱に成功しており、原子炉格納容器破損の可能性は低い。
⇒ ヘディング NCC（格納容器内気相部冷却）の失敗確率を
に適用されるを設定

(4) プラント損傷状態：SED

SED のシーケンスは、小破断 LOCA が発生し、原子炉格納容器への RWSP 水の移送がないため、原子炉格納容器内が過熱状態で過圧破損に至る。事故発生後約 13 時間で最高使用圧力の 2 倍に達し、このときの原子炉格納容器内の温度は約 167℃、ベースマツト侵食深さは約 0.2m である。

(分岐確率の設定に参考となる知見)

- ・水素濃度は、事故早期から事故後期にかけて 4 vol% 未満であり水素燃焼の可能性は低い。
⇒ ヘディング HB1, HB2, HB3（水素燃焼）の分岐確率として、
に適用されるを設定
- ・原子炉下部キャビティに水が流入せず、水蒸気爆発の可能性は低い。
⇒ ヘディング DC（キャビティ内水量）の分岐確率として、
に適用されるを設定
- ・ベースマツト溶融貫通より格納容器過圧破損が先行する可能性が高い。
⇒ ヘディング BM（ベースマツト溶融貫通）の分岐確率として、
に適用されるを設定
- ・貫通部過温破損の可能性は低い。
⇒ ヘディング OT（格納容器過温破損）の分岐確率として、

に適用されるを設定

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

(5) プラント損傷状態：TED

TEDのシーケンスは、トランジェントが発生し、原子炉格納容器内へのRWSP水の移送がないため、原子炉格納容器内が過熱状態で過圧破損に至る。事故発生から約16時間で最高使用圧力の2倍に達し、このときの原子炉格納容器内温度は約175℃、ベースマツト侵食深さは約0.2mである。

(分岐確率の設定に参考となる知見)

- 水素濃度は、事故早期は約4 vol%以上であるが、水蒸気濃度が高く水素燃焼の可能性は低い。RV破損直後から事故後期にかけて水素濃度は4 vol%未満となり水素燃焼の可能性は低い。

⇒ ヘディング HB1, HB2, HB3 (水素燃焼) の分岐確率として [] に適用される [] を設定

- 原子炉下部キャビティに十分な水が流入せず水蒸気爆発の可能性は低い。

⇒ ヘディング DC (キャビティ内水量) の分岐確率として, [] に適用される [] を設定

- ベースマツト溶融貫通より格納容器過圧破損が先行する可能性が高い。

⇒ ヘディング BM (ベースマツト溶融貫通) の分岐確率として, [] に適用される [] を設定

- 貫通部過温破損の可能性は低い。

⇒ ヘディング OT (格納容器過温破損) の分岐確率として, [] に適用される [] を設定

(6) プラント損傷状態：TEI

TEIのシーケンスでは、トランジェントが発生し、原子炉格納容器内へのRWSP水の移送があり、格納容器スプレイによる継続的な除熱が行われるため、原子炉格納容器圧力は低く維持され、ベースマツトの侵食はない。

(分岐確率の設定に参考となる知見)

- 水素濃度は、事故早期から事故後期にかけて4 vol%以上であり、水素燃焼の可能性が高い。

⇒ ヘディング HB1, HB2, HB3 (水素燃焼) の分岐確率として, [] に適用される [] を設定。

[] 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

- ・原子炉容器破損時には原子炉下部キャビティに十分な水が流入せず，水蒸気爆発の可能性は低い。

⇒ ヘディング DC（キャビティ内水量）の分岐確率として， に適用される を設定

- ・格納容器スプレイによる雰囲気除熱に成功しており，原子炉格納容器破損の可能性は低い。

⇒ ヘディング NCC（格納容器内気相部冷却）の失敗確率を に適用される を設定

なお，事故進展解析の対象外としたプラント損傷状態の格納容器イベントツリー分岐確率については，類似の PDS の解析結果から第 4.1.1. e-6 表のとおり推定して設定している。

4.1.1.f. 格納容器破損頻度

① 格納容器破損頻度の評価方法

格納容器破損頻度の定量化は CVET を使用し，炉心損傷頻度，格納容器イベントツリーヘディングに対する分岐確率を入力条件として，プラント損傷状態ごとの条件付き格納容器破損確率 (CCFP)，格納容器破損頻度 (CFF) を算出する。

各ヘディングの分岐確率については，シビアアクシデント解析コードによる事故進展解析結果，シビアアクシデントの各物理現象に対する研究成果に関する知見等により設定する。

② 格納容器イベントツリーヘディングの分岐確率

ヘディングの分岐確率は，シビアアクシデント現象に関する知見や事故進展解析結果及び工学的判断により設定した。十分に解明されていない物理化学現象に対する分岐確率のあてはめ方法として，NUREG/CR-4700 手法に代表される専門家の判断等の定性的評価を定量的な数値に置きかえ，分岐確率を定量化する手法を採用した。

評価で使用する分岐確率のあてはめ方法を第 4.1.1.f-1 表に示す。また，格納容器イベントツリーの分岐確率の設定について第 4.1.1.f-2 表に示す。（補足 4.1.1.f-1, 2）

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

③ 格納容器破損頻度の評価結果

プラント損傷状態別の炉心損傷頻度及び格納容器破損頻度の評価結果を第 4.1.1.f-3 表及び第 4.1.1.f-1 図に、プラント損傷状態別の炉心損傷頻度の円グラフを第 4.1.1.f-2 図に、格納容器破損頻度の円グラフを第 4.1.1.f-3 図に示す。全格納容器破損頻度 (CFF) は 2.1×10^{-4} / 炉年、条件付き格納容器破損確率 (CCFP) は 0.94 であった。

本評価では AM 策を考慮しておらず、格納容器スプレイ系による格納容器内の除熱が継続される PDS (AEI, SEI, SLI 及び TEI) では大部分が原子炉格納容器の破損を回避できる (CCFP が 0.01~0.08) 一方、原子炉格納容器の除熱機能がないその他 PDS の CCFP は 1 となるため、全体の CCFP が高くなっている。

プラント損傷状態別炉心損傷頻度で全体の約 89% を占める SED は、原子炉補機冷却機能喪失により RCP シール LOCA が発生する一方、RWSP からの注入がなく炉心及び原子炉格納容器内が除熱されないことから、原子炉格納容器内の圧力及び温度が上昇する。事故進展解析の結果から貫通部過温破損より先行して「 δ モード (水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損)」に至る可能性が高く、「 δ モード (水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損)」の寄与が非常に高くなっている。また、全体の約 4.8% を占める TED も、事故進展解析の結果から「 δ モード (水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損)」に至る可能性が高い。

なお、PDS 別 CDF で全体の約 5.7% を占める TEI は、格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内の除熱が継続されることから原子炉格納容器の健全性が維持される可能性が高い (CCFP が 0.08)。(第 4.1.1.f-3 表、第 4.1.1.f-4 図~f-6 図)

格納容器破損モード別及び格納容器破損カテゴリ別の格納容器破損頻度を第 4.1.1.f-4 表及び第 4.1.1.f-6 図に示す。全格納容器破損頻度のうち、「 δ モード (水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損)」の寄与が約 96.4%、「 σ モード (格納容器雰囲気直接加熱)」の寄与が約 1.0% を占め、以下、「 τ モード (過温破損)」、「 ε モード (ベースマット溶融貫通)」、「 β モード (格納容器隔離失敗)」、「 g モード (蒸気発生器伝熱管破損)」の寄与が続き、これら以外の破損モードの寄与は 0.1% 未満であった。

(1) SED (CFF : 2.0×10^{-4} (/ 炉年), 全 CFF への寄与割合 : 約 94.1%)

- ・ 代表的なシーケンス : 原子炉補機冷却機能喪失 + RCP シール LOCA (PDS 別 CDF への寄与割合 : 約 99.5%)

RCP シール LOCA により小破断 LOCA 相当の 1 次冷却材が流出して、炉心損傷に至る。その後も ECCS による炉内への RWSP 水の持ち込みがなく、格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内の除熱にも期待できない PDS であり、原子炉格納容器内に崩壊熱のエネルギーが蓄積していくことで原子炉格納容器の破損に至るが、原子炉格納容器貫通部の過温破損やベースマットの

溶融貫通に至る前に格納容器圧力が 2 Pd に到達することで、原子炉格納容器は過圧破損に至る。

(2) TED (CFF : 1.1×10^{-5} (／炉年), 全 CFF への寄与割合 : 約 5.1%)

- ・ 代表的なシーケンス : 手動停止 + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗 (PDS 別 CDF への寄与割合 : 約 46.0%)

手動停止等のトランジェントが発生する一方、原子炉格納容器内への RWSP 水の持ち込みがなく、格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内の除熱にも期待できない PDS であり、原子炉格納容器内に崩壊熱のエネルギーが蓄積していくことで原子炉格納容器の破損に至るが、原子炉格納容器の過温破損やベースマットの溶融貫通に至る前に原子炉格納容器圧力が 2 Pd に到達することで、原子炉格納容器は過圧破損に至る。

(3) TEI (CFF : 1.0×10^{-6} (／炉年), 全 CFF への寄与割合 : 約 0.5%)

- ・ 代表的なシーケンス : 手動停止 + 補助給水失敗 (PDS 別 CDF への寄与割合 : 約 61.2%)

手動停止等のトランジェントが発生し補助給水に失敗することで炉心損傷に至る。

格納容器スプレイ系は健全であり、原子炉格納容器内への RWSP 水の持込があり、格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内の除熱に期待できる PDS である。原子炉格納容器内から崩壊熱のエネルギーを取り除くことができるため、原子炉格納容器が過圧破損や過温破損に至ることはなく、原子炉格納容器が健全に維持される可能性が高い。

また、CFF をレベル 1 PRA の起因事象別に整理したものを第 4.1.1.f-5 表に示す。この整理結果によると、CFF に支配的な起因事象は原子炉補機冷却機能喪失であり、手動停止がこれに続いている。原子炉補機冷却機能喪失を起因とする事故シーケンスで CDF に寄与が大きい事故シーケンスは、原子炉補機冷却機能の喪失により RCP シール LOCA が発生する事故シーケンスである。また、手動停止では手動停止時に補助給水に失敗する事故シーケンスが CDF に寄与が大きい事故シーケンスとなる。前者が主に該当する PDS は SED であり、CFF に寄与が大きい PDS に該当する。また、後者が主に該当する PDS は TED 及び TEI である。TEI については、格納容器スプレイ系による格納容器内除熱が継続され、条件付き格納容器破損確率が減少 (0.08) するため、CFF に寄与が大きい PDS に該当せず、TED が寄与が大きい PDS となっている。したがって、レベル 1 PRA で CDF に寄与が大きい事故シーケンスのうち、格納容器スプレイ系による緩和手段に期待できない事故シーケンスがレベル 1.5PRA における CFF に対しても大きな寄与率をもっていることが確認される。

④ 重要度評価について

レベル 1.5PRA として重要度評価は実施していないが、レベル 1 PRA で算出された炉心損傷頻度を PDS として整理して格納容器破損頻度評価の入力としており、特に AM 策を考慮しない（条件付き格納容器破損確率（CCFP）が大きい）条件下ではレベル 1 PRA の結果に強く依存する。

- ・「 δ モード（水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損）」では CFF の約 95% が SED の「原子炉補機冷却機能喪失+RCP シール LOCA」シーケンスであり、レベル 1 PRA の原子炉補機冷却機能喪失の場合と同様に RCP シール部（シール LOCA 発生）及び加圧器安全弁（閉失敗）、補助給水ポンプ起動信号失敗共通原因故障の寄与が大きくなるものと考えられるが、いずれの場合においても代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ及び格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器の破損を防止することができる。
- ・「 σ モード（格納容器雰囲気直接加熱）」では CFF の約 96% が SED の「原子炉補機冷却機能喪失+RCP シール LOCA」シーケンスであり、レベル 1 PRA の原子炉補機冷却機能喪失の場合と同様に RCP シール部（シール LOCA 発生）の寄与が大きくなるものと考えられるが、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ及び格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器の破損を防止することができる。

4.1.1.g .不確かさ解析及び感度解析

① 不確かさ解析

プラント損傷状態ごとの炉心損傷頻度及び格納容器イベントツリーの分岐確率の不確かさに着目した不確かさ解析を実施した評価結果を第 4.1.1.g-1 表に示す。全格納容器破損頻度の平均値は点推定値と同等で 2.1×10^{-4} / 炉年，エラーファクターは 8.0 と評価され，95% 上限値と 5% 下限値の間には約 63 倍の不確かさがあるという結果になった。

(1) プラント損傷状態別の格納容器破損頻度の不確かさ解析

プラント損傷状態別の格納容器破損頻度の不確かさ解析結果を第 4.1.1.g-2 表及び第 4.1.1.g-1 図に示す。不確かさ解析の結果，プラント損傷状態別格納容器破損頻度の点推定値は不確かさ分布内にあり，プラント損傷状態別格納容器破損頻度の点推定値と不確かさ解析結果の傾向に大きな差はなく，SED が支配的であることが確認できた。したがって，プラント損傷状態別の格納容器破損頻度の特徴について不確かさが有意に影響することは考えにくい。

(2) 格納容器破損モード別の格納容器破損頻度の不確かさ解析

格納容器破損モード別の格納容器破損頻度の不確実さ解析結果を第4.1.1.g-3表及び第4.1.1.g-2図に示す。

- ・不確実さ解析の結果、格納容器破損モード別の点推定値は概ね不確実さ分布内にあり、格納容器破損モード別の点推定値と不確実さ解析結果の傾向に大きな差はなく、過圧破損（ δ ）が支配的であることが確認できた。したがって、格納容器破損モード別の格納容器破損頻度の特徴について不確実さが有意に影響することは考えにくい。
- ・点推定値が不確実さ分布内でない σ （格納容器雰囲気直接加熱）、 μ （格納容器直接接触）、 τ （過温破損）については、PDS別の炉心損傷頻度において支配的なSEDの溶融物分散放出の分岐確率について、点推定評価では事故進展解析結果に基づいて分散放出すると判断しているが、事故進展解析結果が判断基準値に非常に近く（判断基準 2.0MPa[gage]に対して2.1MPa[gage]）、溶融物分散放出の不確実さを考慮すると分散放出しない可能性が高いと評価したことによる影響である。ただし、これらの格納容器破損モードの格納容器破損頻度は全体の格納容器破損頻度に対して小さく、全体の格納容器破損頻度への影響はない。
- ・今回のPRAを格納容器破損モードの選定に適用する際には、格納容器破損頻度の絶対値よりも相対値に注目している。格納容器破損モードの選定において格納容器破損頻度が小さいことを不採用の理由としている g （温度誘因蒸気発生器伝熱管破損（TI-SGTR））と α （原子炉容器内水蒸気爆発）は、 g （温度誘因蒸気発生器伝熱管破損（TI-SGTR））に g （蒸気発生器伝熱管破損）の格納容器破損頻度を加えても、それぞれの格納容器破損頻度は全体の格納容器破損頻度に対して3～5桁小さく、不確実さを考えても全体の格納容器破損頻度に対して十分に小さいことを確認した。

(3) 格納容器破損カテゴリ別の格納容器破損頻度の不確実さ解析

格納容器破損カテゴリ別の格納容器破損頻度の不確実さ解析結果を第4.1.1.g-4表及び第4.1.1.g-3図に示す。

- ・不確実さ解析の結果、格納容器破損カテゴリ別の点推定値は概ね不確実さ分布内にあり、格納容器破損カテゴリ別の点推定値と不確実さ解析結果の傾向に大きな差はなく、「水蒸気（崩壊熱）による過圧」が支配的であることが確認できた。したがって、格納容器破損カテゴリ別の格納容器破損頻度の特徴について不確実さが有意に影響することは考えにくい。
- ・点推定値が不確実さ分布内でない「格納容器への直接接触」、「格納容器雰囲気直接加熱」、「貫通部過温」については、PDS別の炉心損傷頻度において支配的なSEDの溶融物分散放出の分岐確率について、点推定評価では事故進展解析結果に基づいて分散放出すると判断しているが、事故進展解析結果が判断基準値に非常に近く（判断基準 2.0MPa[gage]に対して2.1MPa[gage]）、

溶融物分散放出の不確かさを考慮すると分散放出しない可能性が高いと評価したことによる影響である。ただし、これらの格納容器破損カテゴリの格納容器破損頻度は全体の格納容器破損頻度に対して小さく、全体の格納容器破損頻度への影響はない。

② 感度解析

プラント損傷状態別格納容器破損頻度で支配的なプラント損傷状態 SED の溶融物分散放出に対する事故進展解析結果は、判断基準に非常に近い値であった（判断基準 2.0MPa[gage]に対して 2.1MPa[gage]）。SED はプラント損傷状態別格納容器破損頻度で支配的であり、プラント損傷状態 SED の工学的判断に基づく溶融物分散放出の分岐確率の設定が格納容器破損頻度の内訳を変化させる可能性があることから、感度解析の対象とした。

- ベースケース（ケース1）：プラント損傷状態 S**に対して、溶融物分散放出が発生しない分岐確率として を設定
- 感度解析（ケース2）：プラント損傷状態 S**に対して、溶融物分散放出が発生しない分岐確率として を設定。

格納容器破損頻度の感度解析を実施した評価結果を第 4.1.1.g-5 表及び第 4.1.1.g-4 図に示す。評価の結果、全体の格納容器破損頻度はほとんど変化がなく、本現象の全体の格納容器破損頻度に与える影響は小さいことが確認できた。また、次のとおり格納容器破損モードごとに多少の増減はあるが、全体的な傾向は変わらず、 δ （水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損）が支配的であり格納容器破損頻度の内訳に与える影響は小さいことが確認できた。

- ・ プラント損傷状態別炉心損傷頻度で支配的なプラント損傷状態 SED において、溶融物分散放出が発生しない可能性が高くなったことから、 σ （格納容器雰囲気直接加熱）、 τ （過温破損）、 μ （格納容器直接接触）が減少した。また、逆に溶融物分散放出の発生により緩和されていた ε （ベースマット溶融貫通）が増加した。
- ・ SED と同じ小破断 LOCA のプラント損傷状態であり、溶融物分散放出に関して SED と同じ分岐確率を設定しているが、原子炉容器破損時に原子炉下部キャビティ内に水がある SEW, SEI, SLW, SLI において溶融物分散放出が発生しない可能性が高くなったことから、 η （原子炉容器外水蒸気爆発）が増加した。

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

第 4.1.1. a-1 表 原子炉格納容器の主要仕様

項目	仕様等
型式	鋼製上部半球形下部さら形円筒形
自由体積	約66000m ³
最高使用圧力	0.283MPa[gage]
最高使用温度	132℃
限界圧力	0.566MPa[gage] (最高使用圧力の2倍)
限界温度	200℃

第 4.1.1.b-1 表 事故シーケンスの識別子

(事故のタイプと 1 次冷却材圧力の分類)

識別子	内 容
A	1 次冷却系の破断口径が大きく、1 次冷却系の減圧が速いため低圧状態で炉心損傷に至る事故シーケンスである 起因事象としては、大中破断 LOCA で代表される（低圧）
S	1 次冷却系の破断口径が小さく、1 次冷却系の減圧が遅く、中圧状態で炉心損傷に至る事故シーケンスである 起因事象としては小破断 LOCA で代表されるが、事象の類似性及び 1 次冷却系から原子炉格納容器への流出の観点からトランジェントが起因事象であるが、従属的に小破断 LOCA（RCP シール LOCA 及び加圧器逃がし弁/安全弁 LOCA）に至るシーケンスも含む（中圧）
T	過渡事象が起因となり、高圧状態で炉心損傷に至る事故シーケンスである。 なお、従属的に LOCA に至ったシーケンスは S の「事故のタイプ」に分類する（高圧）
G	FP の移行経路が原子炉格納容器をバイパスし、2 次冷却系から大気中に FP が直接放出される SGTR シーケンスである（中圧）
V	FP の移行経路が原子炉格納容器をバイパスし、補助建屋から大気中に FP が直接放出されるインターフェイスシステム LOCA シーケンスである（低圧）

(炉心損傷時期の分類)

識別子	内 容
E	事故発生から短時間で炉心損傷に至るもの
L	事故発生から長時間で炉心損傷に至るもの

(原子炉格納容器内事故進展の分類)

識別子	内 容
D	ECCS や格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内注水がなく、熔融炉心の冷却が達成できない可能性があるもの。原子炉格納容器内熱除去が行われていない状態で、炉心損傷後に原子炉格納容器の破損に至る可能性があるもの
W	ECCS や格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内注水があり、熔融炉心の冷却が達成できる可能性があるもの。原子炉格納容器内熱除去が行われていない状態で、炉心損傷後に原子炉格納容器の破損に至る可能性があるもの
I	ECCS や格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内注水があり、熔融炉心の冷却が達成できる可能性があるもの。原子炉格納容器内熱除去が行われている状態で、炉心損傷後に原子炉格納容器の破損に至る可能性があるもの
C	ECCS や格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内注水があり、熔融炉心の冷却が達成される可能性があるもの。原子炉格納容器内熱除去が行われていない状態で、原子炉格納容器の破損後に炉心損傷に至る可能性があるもの

第 4.1.1.b-2 表 プラント損傷状態とイベントツリーから抽出される事故シーケンス
(1/2)

PDS	事故シーケンス
AED	大破断 LOCA + 低圧注入失敗 + 高圧注入失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗
	中破断 LOCA + 低圧注入失敗 + 高圧注入失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗
AEW	大破断 LOCA + 低圧再循環失敗 + 高圧再循環失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗
	大破断 LOCA + 低圧再循環失敗 + 高圧再循環失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗
	大破断 LOCA + 蓄圧注入失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗
	大破断 LOCA + 蓄圧注入失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗
	大破断 LOCA + 低圧注入失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗
	大破断 LOCA + 低圧注入失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗
	中破断 LOCA + 高圧再循環失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗
	中破断 LOCA + 高圧再循環失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗
	中破断 LOCA + 蓄圧注入失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗
	中破断 LOCA + 蓄圧注入失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗
AEI	中破断 LOCA + 高圧注入失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗
	大破断 LOCA + 低圧再循環失敗 + 高圧再循環失敗
	大破断 LOCA + 蓄圧注入失敗
	大破断 LOCA + 低圧注入失敗
	中破断 LOCA + 高圧再循環失敗
	中破断 LOCA + 蓄圧注入失敗
ALC	中破断 LOCA + 高圧注入失敗
	中破断 LOCA + 格納容器スプレイ再循環失敗
	中破断 LOCA + 格納容器スプレイ注入失敗
	大破断 LOCA + 低圧再循環失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗
SED	大破断 LOCA + 低圧再循環失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗
	原子炉補機冷却機能喪失 + RCP シール LOCA
	原子炉補機冷却機能喪失 + 加圧器逃がし弁 / 安全弁 LOCA
	小破断 LOCA + 高圧注入失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗
SEW	小破断 LOCA + 補助給水失敗 + 高圧注入失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗
	小破断 LOCA + 補助給水失敗 + 高圧注入失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗
	小破断 LOCA + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗
	小破断 LOCA + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗

第 4.1.1.b-2 表 プラント損傷状態とイベントツリーから抽出される事故シーケンス
(2/2)

PDS	事故シーケンス
SEI	小破断 LOCA+ 高圧注入失敗
	小破断 LOCA+ 補助給水失敗
	小破断 LOCA+ 補助給水失敗+ 高圧注入失敗
SLW	小破断 LOCA+ 高圧再循環失敗+ 格納容器スプレイ再循環失敗
	小破断 LOCA+ 高圧再循環失敗+ 格納容器スプレイ注入失敗
SLI	小破断 LOCA+ 高圧再循環失敗
SLC	小破断 LOCA+ 格納容器スプレイ再循環失敗
	小破断 LOCA+ 格納容器スプレイ注入失敗
TED	手動停止+ 補助給水失敗+ 格納容器スプレイ注入失敗
	過渡事象+ 補助給水失敗+ 格納容器スプレイ注入失敗
	外部電源喪失+ 非常用所内交流電源喪失
	主給水流量喪失+ 補助給水失敗+ 格納容器スプレイ注入失敗
	原子炉補機冷却機能喪失+ 補助給水失敗
	ATWS+ 格納容器スプレイ注入失敗
	2次冷却系の破断+ 補助給水失敗+ 格納容器スプレイ注入失敗
	外部電源喪失+ 補助給水失敗+ 格納容器スプレイ注入失敗
	2次冷却系の破断+ 主蒸気隔離失敗+ 格納容器スプレイ注入失敗
TEW	手動停止+ 補助給水失敗+ 格納容器スプレイ再循環失敗
	過渡事象+ 補助給水失敗+ 格納容器スプレイ再循環失敗
	ATWS+ 格納容器スプレイ再循環失敗
	2次冷却系の破断+ 補助給水失敗+ 格納容器スプレイ再循環失敗
	主給水流量喪失+ 補助給水失敗+ 格納容器スプレイ再循環失敗
	外部電源喪失+ 補助給水失敗+ 格納容器スプレイ再循環失敗
	2次冷却系の破断+ 主蒸気隔離失敗+ 格納容器スプレイ再循環失敗
TEI	手動停止+ 補助給水失敗
	過渡事象+ 補助給水失敗
	2次冷却系の破断+ 補助給水失敗
	主給水流量喪失+ 補助給水失敗
	外部電源喪失+ 補助給水失敗
	ATWS
	2次冷却系の破断+ 主蒸気隔離失敗
G	蒸気発生器伝熱管破損+ 破損側蒸気発生器の隔離失敗
	蒸気発生器伝熱管破損+ 補助給水失敗
V	インターフェイスシステム LOCA

第 4.1.1.b-3 表 炉心損傷に至る事故シーケンス

事故シーケンス	特徴
AED	大中破断 LOCA 後，原子炉格納容器内注水機能が喪失するシーケンスである。原子炉は低圧状態で，炉心損傷は早期である。
AEW	大中破断 LOCA 後，原子炉格納容器内注水はできるが原子炉格納容器内熱除去機能は喪失するシーケンスである。原子炉は低圧状態で，炉心損傷は早期である。
AEI	大中破断 LOCA 後，原子炉格納容器内注水があり原子炉格納容器内熱除去が行われているシーケンスである。原子炉は低圧状態で，炉心損傷は早期である。
ALC	大中破断 LOCA 後，原子炉格納容器内注水はできるが原子炉格納容器内熱除去機能は喪失するシーケンスである。原子炉は低圧状態で，炉心損傷は後期である。
SED	小破断 LOCA 後，原子炉格納容器内注水機能が喪失するシーケンスである。原子炉は中圧状態で，炉心損傷は早期である。
SEW	小破断 LOCA 後，原子炉格納容器内注水はできるが原子炉格納容器内熱除去機能は喪失するシーケンスである。原子炉は中圧状態で，炉心損傷は早期である。
SEI	小破断 LOCA 後，原子炉格納容器内注水があり原子炉格納容器内熱除去が行われているシーケンスである。原子炉は中圧状態で，炉心損傷は早期である。
SLW	小破断 LOCA 後，原子炉格納容器内注水はできるが原子炉格納容器内熱除去機能は喪失するシーケンスである。原子炉は中圧状態で，炉心損傷は後期である。
SLI	小破断 LOCA 後，原子炉格納容器内注水があり原子炉格納容器内熱除去が行われているシーケンスである。原子炉は中圧状態で，炉心損傷は後期である。
SLC	小破断 LOCA 後，原子炉格納容器内注水はできるが原子炉格納容器内熱除去機能は喪失するシーケンスである。原子炉は中圧状態で，炉心損傷は後期である。
TED	過渡事象後，原子炉格納容器内注水機能が喪失するシーケンスである。原子炉は高圧状態で，炉心損傷は早期である。
TEW	過渡事象後，原子炉格納容器内注水はできるが原子炉格納容器内熱除去機能は喪失するシーケンスである。原子炉は高圧状態で，炉心損傷は早期である。
TEI	過渡事象後，原子炉格納容器内注水があり原子炉格納容器内熱除去が行われているシーケンスである。原子炉は高圧状態で，炉心損傷は早期である。
V	FP の移行経路が原子炉格納容器をバイパスし，補助建屋から大気中に FP が直接放出されるインターフェイスシステム LOCA シーケンスである。
G	FP の移行経路が原子炉格納容器をバイパスし，2 次冷却系から大気中に FP が直接放出される SGTR シーケンスである。

第 4.1.1.b-4 表 プラント損傷状態の分類結果

No	PDS	事故のタイプ	RCS 圧力	炉心損傷 時期	原子炉格納容器内事故進展		
					RWSP 水の 原子炉格納 容器への移送	原子炉 格納容器 破損時期	原子炉 格納容器内 熱除去手段
1	AED	大中破断 LOCA	低圧	早期	×	炉心損傷後	×
2	AEW	大中破断 LOCA	低圧	早期	○	炉心損傷後	×
3	AEI	大中破断 LOCA	低圧	早期	○	炉心損傷後	○
4	ALC	大中破断 LOCA	低圧	後期	○	炉心損傷前	×
5	SED	小破断 LOCA	中圧	早期	×	炉心損傷後	×
6	SEW	小破断 LOCA	中圧	早期	○	炉心損傷後	×
7	SEI	小破断 LOCA	中圧	早期	○	炉心損傷後	○
8	SLW	小破断 LOCA	中圧	後期	○	炉心損傷後	×
9	SLI	小破断 LOCA	中圧	後期	○	炉心損傷後	○
10	SLC	小破断 LOCA	中圧	後期	○	炉心損傷前	×
11	TED	Transient	高圧	早期	×	炉心損傷後	×
12	TEW	Transient	高圧	早期	○	炉心損傷後	×
13	TEI	Transient	高圧	早期	○	炉心損傷後	○
14	V	インターフェイス システム LOCA	低圧		—		
15	G	SGTR	中圧		—		

注：網掛けは格納容器先行破損又は格納容器バイパスに至る事故シーケンスであることから、解釈 1-2 (b) に基づき、「炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認」する。このため、格納容器破損防止対策の有効性評価の対象外とする PDS を示す。

第 4.1.1.b-5 表 プラント損傷状態の発生頻度

プラント 損傷状態	炉心損傷頻度 (/炉年)	割合
AED	5.3E-09	<0.1%
AEW	6.8E-08	<0.1%
AEI	4.3E-08	<0.1%
ALC	2.0E-08	<0.1%
SED	2.0E-04	88.6%
SEW	3.4E-09	<0.1%
SEI	1.3E-06	0.6%
SLW	1.7E-07	0.1%
SLI	3.7E-09	<0.1%
SLC	6.2E-08	<0.1%
TED	1.1E-05	4.8%
TEW	1.3E-08	<0.1%
TEI	1.3E-05	5.7%
V	3.0E-11	<0.1%
G	3.9E-07	0.2%
合計	2.3E-04	100.0%

第 4.1.1. c-1 表 原子炉格納容器の健全性に影響を与える負荷の抽出

破損状態	破損形態	記号	破損形態の解説
格納容器 バイパス	蒸気発生器伝熱管破損	g	蒸気発生器伝熱管破損後の炉心損傷による格納容器バイパス
	誘因蒸気発生器 伝熱管破損		炉心損傷後の蒸気発生器伝熱管クリーブ破損による格納容器バイパス
	格納容器隔離失敗	β	原子炉格納容器の隔離に失敗
	インターフェイス システム LOCA	ν	インターフェイスシステム LOCA 後の炉心損傷による格納容器バイパス
格納容器 破損	水蒸気による過圧	δ	炉心損傷後の崩壊熱除去失敗に伴う格納容器過圧破損
	先行破損	θ	炉心損傷前の崩壊熱除去失敗に伴う格納容器過圧破損
	ベースマット溶融貫通	ε	溶融炉心・コンクリート相互作用によるベースマット溶融貫通
	格納容器貫通部過温	τ	崩壊熱による格納容器貫通部過温破損
	炉内水蒸気爆発	α	原子炉容器内での水蒸気爆発による格納容器破損
	炉外水蒸気爆発	η	原子炉格納容器内での水蒸気爆発又は水蒸気スパイクによる格納容器破損
	水素燃焼 (原子炉容器破損以前)	γ	水素燃焼又は水素爆轟 (原子炉容器破損以前) による格納容器過圧破損
	水素燃焼 (原子炉容器破損直後)	γ'	水素燃焼又は水素爆轟 (原子炉容器破損直後) による格納容器過圧破損
	水素燃焼 (原子炉容器破損後期)	γ''	水素燃焼又は水素爆轟 (原子炉容器破損後長時間経過後) による格納容器過圧破損
	格納容器雰囲気直接加熱	σ	格納容器雰囲気直接加熱による格納容器破損
格納容器直接接触	μ	溶融炉心の格納容器構造物への直接接触による格納容器破損	

第 4.1.1.c-2 表 プラント損傷状態と負荷の対応

プラント損傷状態	炉心損傷まで	原子炉容器破損まで	原子炉容器破損直後	原子炉容器破損以降
大中断 LOCA (A)	格納容器隔離失敗 (β)	水素燃焼 (γ)	水素燃焼 (γ')	水素燃焼 (γ'')
小中断 LOCA (S)	先行破損 (θ) (A/Sのみ可能性あり)	炉内水蒸気爆発 (α) 誘因蒸気発生器伝熱管破損 (g) (Tのみ可能性あり)	炉外水蒸気爆発 (η) 格納容器直接接触 (μ) (S/Tのみ可能性あり)	格納容器の水蒸気による過 圧 (δ) 格納容器貫通部過温 (ϵ)
トランジェント (T)			格納容器雰囲気直接加熱 (σ) (S/Tのみ可能性あり)	ベースマット溶融貫通 (ϵ)
蒸気発生器伝熱管破損 (G)	2次冷却系から環境へ の FP 放出 (g)			
インターフェイス システム LOCA (V)	補助建屋から環境への 大量 FP 放出 (v)			

第 4.1.1.c-3 表 格納容器破損に至る負荷に対する原子炉格納容器の耐性及び判断基準

破損カテゴリー	対応する 破損モード	判断基準
水蒸気（崩壊熱）による過圧	δ, θ	原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が原子炉格納容器の最高使用圧力の 2 倍を上回ること。
コンクリート侵食	ϵ	溶融炉心によるコンクリート侵食深さがベースマット厚さを上回ること。
貫通部過温	τ	原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が 200°C を上回ること。
漏えい箇所 の隔離機能喪失	ν, g	炉心損傷後に、漏えい箇所（破損蒸気発生器，余熱除去隔離弁）の隔離に失敗していること。
格納容器隔離機能喪失	β	炉心損傷後に，原子炉格納容器の隔離に失敗していること。
水蒸気爆発 （水蒸気スパイク）	α, η	炉内水蒸気爆発によってミサイルとなった原子炉容器上蓋のエネルギーが原子炉格納容器の破損エネルギーを上回ること。 炉外水蒸気爆発によって発生した機械的エネルギーが 1 次遮蔽壁スリーブ若しくは原子炉下部キヤビテイ壁の破損エネルギーを上回ること。 水蒸気スパイクによって上昇した原子炉格納容器圧力が原子炉格納容器の最高使用圧力の 2 倍を上回ること。
格納容器雰囲気直接加熱	σ	格納容器雰囲気直接加熱によって上昇した原子炉格納容器圧力が原子炉格納容器の最高使用圧力の 2 倍を上回ること。
可燃性ガスの高濃度での燃焼	$\gamma, \gamma', \gamma''$	可燃性ガスの高濃度での燃焼によって原子炉格納容器が破損すること。（注 1）
格納容器への直接接触	μ	格納容器直接接触によって原子炉格納容器が破損すること。（注 2）

（注 1）爆轟が発生すると衝撃波やそれによる飛来物が発生し，原子炉格納容器に動的な荷重がかかる。

（注 2）原子炉容器破損時に分散放出した溶融炉心が原子炉格納容器本体に付着し，ライナーを溶融侵食する。

第 4.1.1. c-4 表 格納容器破損モードの選定

格納容器の状態		破損モード	記号	概要
格納容器健全		格納容器健全	ϕ	格納容器が健全に維持されて事故が収束
格納容器バイパス		蒸気発生器伝熱管破損	g	蒸気発生器伝熱管破損後の炉心損傷を伴う格納容器バイパス
		誘因蒸気発生器伝熱管破損		炉心損傷後の蒸気発生器伝熱管クリープ破損による格納容器バイパス
		インターフェイスシステム LOCA	v	インターフェイスシステム LOCA 後の炉心損傷を伴う格納容器バイパス
格納容器隔離失敗		格納容器隔離失敗	β	事故後に格納容器の隔離に失敗
格納容器物理的破損	格納容器先行破損	水蒸気蓄積による格納容器先行破損	θ	水蒸気蓄積によって準静的加圧で格納容器が炉心損傷前に破損
	炉心損傷後の格納容器破損	原子炉容器内水蒸気爆発	α	原子炉容器内の水蒸気爆発によって格納容器が破損
		水素燃焼（原子炉容器破損以前）	γ	水素燃焼又は水素爆轟（原子炉容器破損以前）によって格納容器が破損
		水素燃焼（原子炉容器破損直後）	γ'	水素燃焼又は水素爆轟（原子炉容器破損直後）によって格納容器が破損
		原子炉容器外水蒸気爆発	η	格納容器内での水蒸気爆発又は水蒸気スパイクによって格納容器が破損
		格納容器雰囲気直接加熱	σ	格納容器雰囲気直接加熱によって格納容器が破損
		溶融物直接接触	μ	格納容器構造物へ溶融炉心が直接接触して格納容器が破損
		水素燃焼（原子炉容器破損後長時間経過後）	γ''	水素燃焼又は水素爆轟（原子炉容器破損後長時間経過後）によって格納容器が破損
		ベースマット溶融貫通	ε	溶融炉心・コンクリート相互作用でベースマットが溶融貫通
		過温破損	τ	格納容器貫通部が過温で破損
水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損	δ	水蒸気・非凝縮性ガス蓄積によって準静的加圧で格納容器が破損		

(注) 格納容器破損モードには格納容器が破損に至る場合に加え、分類上、格納容器の健全性が維持される場合、バイパスする場合及び格納容器隔離失敗する場合を含めた。

第 4.1.1. d-1 表 シビアアクシデント時の物理化学現象の整理

物理化学現象	発生条件	発生後の事故進展
炉心冷却失敗	・安全注入系の喪失	
配管クリープ破損	・1次冷却系高圧 (ホットレグ, サージライン破損)	1次冷却系減圧
バイパス	・プラント損傷状態で定義されるバイパス事象 ・1次冷却系高圧 (温度誘因蒸気発生器伝熱管破損)	v, g モードによる格納容器破損の可能性
炉内水蒸気爆発	・溶融炉心が RV 下部ヘッドへ落下 ・1次冷却系低圧	α モードによる格納容器破損の可能性
水素燃焼	・水素濃度 4 vol% 上方, 6 vol% 側方, 8 vol% 下方伝播 ・水蒸気濃度 55 vol% 以下	$\gamma, \gamma', \gamma''$ モードによる格納容器破損の可能性
RV 破損	・炉心溶融進展が炉心への注水により停止しない	溶融炉心の原子炉容器外への放出
溶融物分散放出	・RV 破損時に1次冷却系高圧	溶融炉心のキャビティ外への放出
キャビティ内水量	・RWSP 水が原子炉格納容器内に持ち込まれるプラント損傷状態	溶融炉心とキャビティ水の接触
炉外水蒸気爆発	・RV 破損時に溶融炉心が重力落下 ・溶融炉心落下質量大	η モードによる格納容器破損の可能性
格納容器雰囲気直接加熱	・溶融物分散放出あり	σ モードによる格納容器破損の可能性
格納容器への直接接触	・溶融物分散放出あり	μ モードによる格納容器破損の可能性
格納容器内気相部冷却	・プラント損傷状態で定義される格納容器内除熱事象	原子炉格納容器圧力上昇抑制
ベースマツト溶融貫通	・RV 破損 ・原子炉格納容器内に水なし (不確かさが大きい場合、水ありの場合でも現象が進む可能性あり)	ϵ モードによる格納容器破損
格納容器過温破損	・RV 破損 ・原子炉格納容器内に水なし	τ モードによる格納容器破損
格納容器過圧破損	・崩壊熱による水蒸気生成 ・非凝縮性ガス生成	δ, θ モードによる格納容器破損

第 4.1.1.d-2 表 ヘディングの選定及び定義

No	ヘディング	記号	ヘディングの定義	
原子炉容器破損前 (T1)	1	C/V 隔離	CI	事故後の格納容器隔離が正常に実施されなかった場合、失敗とする。
	2	1次冷却系の圧力状態	FD	TI-SGTR や1次冷却系クリーブ破損による1次冷却材圧力低下が生じなかった場合、失敗とする。
	3	バイパス	BP	格納容器バイパス事象が発生した場合、失敗とする。起因事象がバイパスシーケンスである場合、及び TI-SGTR によりバイパス事象となる場合が該当する。
	4	炉心への注水	LR	過熱炉心に注水した時の水素生成量増大の観点から、ECCS再循環が行えなかった場合、失敗とする。
	5	炉内水蒸気爆発	ISX	炉内水蒸気爆発によって原子炉格納容器の破損が生じた場合、失敗とする。
	6	水素燃焼	HB1	原子炉容器破損前に、原子炉格納容器内において水素燃焼が発生した場合、失敗とする。
	7	C/V 破損	OP1	原子炉容器破損前に、水素燃焼による原子炉格納容器破損が生じた場合、失敗とする。
	8	RV 破損	RV	ECCS再循環が行えず、炉心水位が回復しなかった場合失敗とする。
原子炉容器破損直後 (T2)	9	溶融物分散放出	RPV	RV 破損の時点で1次冷却材圧力が2.0MPa[gage]以下であった場合、溶融炉心が重力落下する(分岐に失敗する)ものとする。(注1)
	10	キャビティ内水量	DC	RV破損の時点で、キャビティに十分に水がたまっておらず溶融物が冠水しない場合、失敗とする。
	11	炉外水蒸気爆発	ESX	炉外水蒸気爆発によって原子炉格納容器が破損する場合、失敗とする。
	12	C/V 直接加熱	DCH	格納容器雰囲気直接加熱によって原子炉格納容器が破損する場合、失敗とする。
	13	水素燃焼	HB2	原子炉容器破損直後に、原子炉格納容器内において水素燃焼が発生した場合、失敗とする。
	14	C/V 破損	OP2	原子炉容器破損直後に、水素燃焼あるいは格納容器直接接触による原子炉格納容器破損が生じた場合、失敗とする。
事故後期 (T3)	15	C/V 内気相部冷却	NCC	原子炉格納容器内気相部冷却が行えない場合、失敗とする。(注2)
	16	水素燃焼	HB3	事故後期に、原子炉格納容器内において水素燃焼が発生した場合、失敗とする。
	17	C/V 破損	OP3	事故後期に、水素燃焼による原子炉格納容器破損が生じた場合、失敗とする。
	18	ベースマット溶融貫通	BM	キャビティ床面において溶融炉心・コンクリート相互作用が継続し、ベースマットが溶融貫通する場合、失敗とする。
	19	C/V 過温破損	OT	原子炉格納容器内温度が上昇し、原子炉格納容器が過温破損する場合、失敗とする。

(注1) 2.0MPa[gage]は海外での実験、指標値を参考とした溶融炉心が分散放出しない目安値である。

(注2) NCC に失敗し、ヘディング 17, 18, 19 で C/V 破損に至らない場合は過圧破損となる。

第 4.1.1.d-3 表 ヘディングの従属性

ヘディング (影響を 与える側)	C/V 隔離	1次冷却系 の圧力状態	バイパス	炉心への注水	炉内水蒸気爆発	水素燃焼	C/V破損	RV破損	溶融物分散放出	キャピティ内水量	炉外水蒸気爆発	C/V直接加熱	水素燃焼	C/V破損	C/V内気相部冷却	水素燃焼	C/V破損	ベースマット 溶融貫通	C/V過温破損	備考
ヘディング (影響を受ける側)	(CI)	(FD)	(BP)	(LR)	(ISX)	(HB1)	(OP1)	(RV)	(RPV)	(DC)	(ESX)	(DCH)	(HB2)	(OP2)	(NCC)	(HB3)	(OP3)	(BM)	(OT)	
C/V隔離 (CI)																				なし
1次冷却系の圧力状態 (FD)	○																			(C/V隔離 (CI) 成功の場合に適用 (従属), 他のヘディングも同様)
バイパス (BP)	○	○																		1次冷却系圧力状態 (すなわちFD) にTI-SGTRが従属
炉心への注水 (LR)	○																			なし
炉内水蒸気爆発 (ISX)	○	○																		水蒸気爆発確率は, 1次冷却系圧力状態 (すなわちFD) に従属
水素燃焼 (HB1)	○			○																ジルコニウム-水反応による水素発生量は炉心への注水 (LR) に従属
C/V破損 (OP1)	○			○																水素燃焼 (HB1) の有無及びDDTの発生確率 (水素発生量の増加すなわちLR) に従属
RV破損 (RV)	○			○																炉心溶融進展の停止可能性 (すなわちLR) に従属
溶融物分散放出 (RPV)	○	○						○												RV破損の有無 (RV), 1次冷却系圧力状態 (すなわちFD) に従属
キャピティ内水量 (DC)	○			○																RV破損の有無 (RV), 炉心への注水 (すなわちLR) に従属
炉外水蒸気爆発 (ESX)	○								○	○										RV破損の有無 (RV), 溶融物分散放出 (RPV) の有無とキャピティ水量 (DC) に従属
C/V直接加熱 (DCH)	○								○	○										RV破損の有無 (RV), 溶融物分散放出 (RPV) の有無とキャピティ水量 (DC) に従属
水素燃焼 (HB2)	○			○		○														RV破損の有無 (RV), ジルコニウム-水反応の促進の有無 (すなわちLR), 過去の水素燃焼による水素の消費 (HB1) に従属
C/V破損 (OP2)	○			○					○	○										RV破損の有無 (RV), 溶融物分散放出 (RPV) の有無, 水素燃焼 (HB2) の有無 (水素発生量の増加すなわちLR) に従属
C/V内気相部冷却 (NCC)	○								○	○										気相部冷却あるいは炉心溶融炉心冷却性を表すため, 溶融炉心の有無 (すなわちRV破損の有無 (RV)), 溶融炉心分散量 (すなわちRPV), 溶融炉心冠水の有無 (すなわちDC) に従属
水素燃焼 (HB3)	○			○		○						○								RV破損の有無 (RV), ジルコニウム-水反応の促進の有無 (すなわちLR), 過去の水素燃焼による水素の消費 (HB1, HB2), 水蒸気凝縮による水素濃度の増加の有無 (NCC) に従属
C/V破損 (OP3)	○			○										○						RV破損の有無 (RV), 水素燃焼 (HB3) の有無及びDDTの発生確率 (水素発生量の増加すなわちLR), 水蒸気凝縮による水素濃度の増加の有無 (NCC) に従属
ベースマット溶融貫通 (BM)	○								○	○										床上の溶融炉心の有無 (すなわちRV破損の有無 (RV)), 溶融炉心量 (すなわち溶融炉心分散の有無 (RPV)), 溶融炉心冠水の有無 (すなわちDC) に従属
C/V過温破損 (OT)	○								○	○										原子炉格納容器内の水の有無 (すなわちDC) 及び, 溶融炉心の場所 (すなわちRV破損の有無 (RV), 溶融炉心飛散の有無 (RPV)) に従属

第 4.1.1. e-1 表 事故進展解析の対象とした事故シーケンス

No.	PDS	PDS ごとに選定した事故シーケンス	解析実施
1	AED	大破断 LOCA+ECCS 注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗	○
2	AEW	大破断 LOCA+ECCS 再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗	○
3	AEI	大破断 LOCA+ECCS 注入失敗	○
4	ALC	大破断 LOCA+格納容器スプレイ注入失敗	—
5	SED	小破断 LOCA+ECCS 注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗	○
6	SEW	小破断 LOCA+ECCS 注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗	—
7	SEI	小破断 LOCA+ECCS 注入失敗	—
8	SLW	小破断 LOCA+ECCS 再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗	—
9	SLI	小破断 LOCA+ECCS 再循環失敗	—
10	SLC	小破断 LOCA+格納容器スプレイ注入失敗	—
11	TED	全交流動力電源喪失+補助給水系作動失敗	○
12	TEW	全給水喪失+格納容器スプレイ再循環失敗	—
13	TEI	全給水喪失	○

第 4.1.1.e-2 表 基本解析条件

項 目	条件	備考
炉心燃料条件 燃料 (UO ₂) 重量 被覆管 (ジルコニウム) 重量 炉心崩壊熱	MOX 装荷炉心燃料 8.32×10 ⁴ kg 2.00×10 ⁴ kg 平均炉心評価用	日本原子力学会推奨 の崩壊熱曲線*1
炉心熱出力 1 次冷却材圧力 1 次冷却材平均温度 ループ全流量	2,652×1.02MWt 15.41+0.21MPa [gage] 302.3+2.2℃ 45.7×10 ⁶ kg/h	102%出力運転 設計値+計測誤差 設計値+計測誤差 100% T. D. F. ベース
蒸気発生器伝熱管施栓率	10%	
原子炉格納容器区画室分割 原子炉格納容器区画全自由体積 原子炉格納容器初期圧力 原子炉格納容器初期温度 原子炉格納容器ヒートシンク温度	5 分割 67,400m ³ 9.8kPa [gage] 49℃ 49℃	最小評価値 最大値 (保安規定値考慮) 通常運転時 C/V 内 最高温度 通常運転時 C/V 内 最高温度
蓄圧タンク作動基数 蓄圧タンク保持圧力 蓄圧タンク保有水量	3 基 4.04MPa [gage] 29.0m ³ /基	最小値 最小値

*1:「PWR の安全解析用崩壊熱について」MHI-NES-1010 改 4 (平成 25 年 7 月)

第 4.1.1.e-3 表 各事故シナリオの事故進展解析条件

PDS	起因事象	高圧注入	低圧注入	蓄圧注入	格納容器 スプレイ注入	高圧再循環	低圧再循環	格納容器 スプレイ再循環	補助給水
AED	ホットレグ 完全両端破断	不動作	不動作	3 基	不動作	不動作	不動作	不動作	作動
AEW	ホットレグ 完全両端破断	2 系統	2 系統	3 基	2 系統	不動作	不動作	不動作	作動
AEI	ホットレグ 完全両端破断	不動作	不動作	3 基	2 系統	不動作	不動作	2 系統	作動
SED	ホットレグ 2 インチ破断	不動作	不動作	3 基	不動作	不動作	不動作	不動作	作動
TED	全交流動力 電源喪失	不動作	不動作	3 基	不動作	不動作	不動作	不動作	不動作
TEI	全給水喪失	不動作	不動作	3 基	2 系統	不動作	不動作	2 系統	不動作

第 4.1.1.e-4 表 事故進展解析結果（主要事象発生時刻）

主要事象	AED	AEW	AEI	SED	TED	TEI
原子炉トリップ	0.0 秒	0.4 秒	0.4 秒	0.0 秒	0.0 秒	46 秒
補助給水系作動	1.0 分	1.0 分	1.0 分	1.0 分	—	—
充てん系作動	—	—	—	—	—	—
高圧注入系作動	—	0.4 秒	—	—	—	—
低圧注入系作動	—	11 秒	—	—	—	—
蓄圧注入作動	9.4 秒	9.4 秒	9.5 秒	1.2 時間	4.7 時間	3.3 時間
蓄圧注入終了	1.4 分	1.1 分	1.4 分	3.6 時間	4.7 時間	3.3 時間
ラプチャージェイスク破損	—	—	—	—	1.7 時間	35 分
格納容器スプレイ作動	—	3.8 秒	3.8 秒	—	—	3.0 時間
再循環切替	—	—	34 分	—	—	3.6 時間
炉心露出	5.6 分	27 分	5.5 分	42 分	2.2 時間	1.1 時間
被覆管破損	11 分	36 分	11 分	54 分	2.5 時間	1.3 時間
炉心溶融開始	19 分	45 分	19 分	1.1 時間	3.0 時間	1.6 時間
下部ヘッドへの溶融物移動開始	55 分	1.5 時間	55 分	2.0 時間	4.6 時間	3.0 時間
原子炉容器破損	1.6 時間	2.8 時間	1.6 時間	3.6 時間	4.7 時間	3.3 時間
格納容器最高使用圧力到達	2.2 時間	5.9 時間	—	4.1 時間	6.3 時間	—
2 Pd（格納容器最高使用圧力の 2 倍）到達*1	9.5 時間	14 時間	—	13 時間	16 時間	—
格納容器雰囲気温度 200℃到達*2	—	—	—	—	—	—

*1：格納容器圧力 2 Pd 到達時間を格納容器過圧破損時間とする。

*2：格納容器雰囲気温度 200℃到達時間を格納容器過温破損時間とする。

第 4.1.1.e-5 表 事故進展解析結果（シビアアクシデント負荷）

PDS	原子炉容器破損前		原子炉格納容器破損前		原子炉容器破損前			原子炉容器破損後（30分）			原子炉容器破損後後期※1		
	1次冷却材圧力 (MPa [Gage])	原子炉下部 キャビティ 内水量 (t)	格納容器 雰囲気温度 (°C)	原子炉下部 キャビティ 侵食深さ (m)	水素濃度 (vol%)	水蒸気濃度 (vol%)	全炉心 Zr75%補正 水素濃度 (vol%)※2	水素濃度 (vol%)	水蒸気濃度 (vol%)	全炉心 Zr75%補正 水素濃度 (vol%)※2	水素濃度 (vol%)	水蒸気濃度 (vol%)	全炉心 Zr75%補正 水素濃度 (vol%)※2
AED	0.2	57.6	170.2	0.2	2.5	47.7	5.7	2.2	57.6	4.6	75.3	2.9	
AEW	0.1	179.9	157.7	0.0	3.4	35.4	6.9	3.1	43.8	6.1	74.8	2.8	
AEI	0.1	169.4	—	—	4.2	18.6	8.7	4.1	23.3	8.2	16.1	9.0	
SED	2.1	28.2	166.9	0.2	3.1	51.4	5.2	3.0	56.7	4.7	75.6	2.8	
TED	17.1	8.3	174.7	0.2	4.4	68.3	6.4	3.9	48.5	5.5	74.5	3.1	
TEI	15.6	41.8	—	—	5.7	13.0	8.1	6.9	15.8	8.9	15.9	8.9	

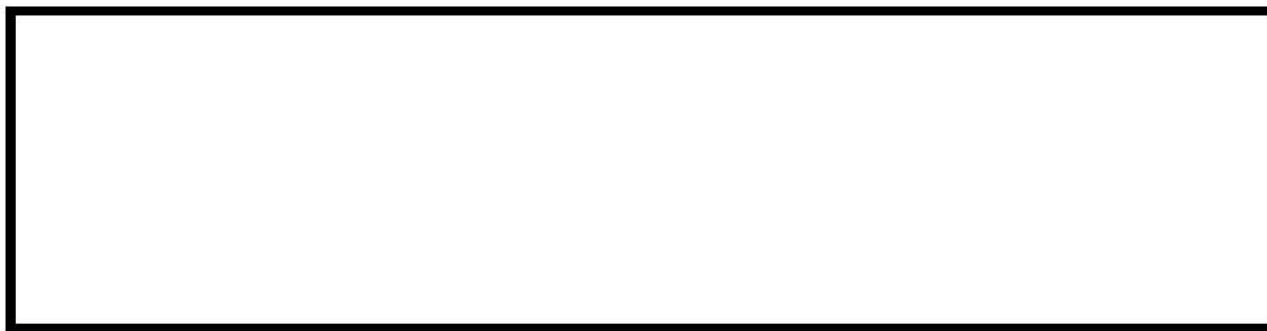
※1 AED, AEW, SED 及び TED は原子炉格納容器破損時点（10 時間程度）の値。AEI 及び TEI は原子炉格納容器が破損しないため事故後 72 時間の値。


※2 発生する水素量を補正するに当たっては、炉外での水素生成にあたる MCC1 による水素量を含む。ただし、TED においては、原子炉容器破損後後期の発生水素量の合計が全炉心 Zr 量の 75%を上回る事になることから、補正を行っていない。

第 4.1.1.e-6 表 事故進展解析を実施していない PDS の分岐確率の考え方

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

第 4.1.1. f-1 表 分岐確率のあてはめ方法



 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

第 4.1.1.f-2 表 格納容器イベントツリー分岐確率の設定 (1/5)

現象等	発生条件	分岐確率	分岐確率の考え方
格納容器 隔離 (CI)			NUREGレポート等の文献に記載の国内PWRプラントと同じ大型ドライ型PWRプラントにおける知見から分岐確率を設定する。
1次冷却系の 圧力状態 (FD)			NUREGレポート等の文献から、1次冷却系の圧力状態により分岐確率を設定する。
格納容器 バイパス (BP)			NUREGレポート等の文献に基づき定量化して設定する。設定に当たっては、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性、格納容器バイパス、先行破損の有無を考慮する。
炉心への 注水 (LR)	低圧シーケンス (A**)	ECCS再循環に 失敗する確率	低圧シーケンス (A**) では高圧/低圧再循環に失敗する確率を設定する。一方、中高圧シーケンス (S**, T**) では、以下の理由により注水失敗確率を1とする。 中圧シーケンス (S**) の炉心損傷シーケンスでは高圧注入に失敗しており、1次冷却系が比較的高いため低圧注入も入らない。高圧シーケンス (T**) では、補助給水の失敗等により2次冷却系による冷却に失敗することから低圧注入及び高圧注入は入らずに炉心損傷に至る。 (注水が無い場合に1を設定)
	中高圧シーケンス (S**, T**)	1	
炉内 水蒸気爆発 (ISX)			国内外の専門家による評価を基に、水蒸気爆発により原子炉格納容器の破損に至る確率を設定する。1次冷却材の圧力状態等を考慮して設定する。

□ 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

第 4.1.1.f-2 表 格納容器イベントツリー分岐確率の設定 (2/5)

現象等	発生条件	分岐確率	分岐確率の考え方
原子炉容器破損前の水素燃焼 (HB1)			事故進展解析の結果を参照し、水素燃焼が発生する確率を設定する。
格納容器破損 (OP1)			水素濃度10vol%以下では火炎の伝播が遅いため、水素燃焼による原子炉格納容器破損の可能性は低い。また、水素濃度13vol%以上では水素爆轟が発生し、原子炉格納容器が破損する可能性が考えられる。 このため、事故進展解析結果による発生水素濃度により原子炉格納容器破損の確率を設定する。また、炉心損傷後に炉心への注水がある場合にはジルコニウム-水反応割合を考慮して設定する。
原子炉容器破損 (RV)			IMI事故報告書等を参考に、原子炉容器が破損する確率を設定する。
溶融物分散放出 (RPV)			国内外の実験等から原子炉容器破損時、溶融炉心の原子炉格納容器ドーム部への噴出が防止できる1次冷却材圧力がおよそ2.0MPa [gage]以下であることを判断基準として採用し、分岐確率は事故進展解析による圧力算出により設定する。大中破断LOCAでは1次冷却系が低圧なため分散放出は起こらないとする。 (溶融物分散放出が起こらない場合を1と設定)
キャビティ内水量 (DC)			事故進展解析の知見により、原子炉下部キャビティへの水の持ち込みの有無の観点から設定する。また、プラント損傷状態によっては、従前のヘディングの成否や不確かさを考慮して、分岐確率を設定する。

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

第 4.1.1.f-2 表 格納容器イベントツリー分岐確率の設定 (3/5)

現象等	発生条件	分岐確率	分岐確率の考え方
炉外水蒸気爆発 (ESX)			実験の結果から炉外水蒸気爆発の発生確率は低いと考えられるが、原子炉格納容器破損の分岐確率を原子炉容器破損前の圧力状態を考慮して設定する。
格納容器直接加熱 (DCH)			原子炉下部キャビティへの水の持ち込み状態及びNUREG等の文献を基に不確かさを考慮し、格納容器雰囲気直接加熱による原子炉格納容器破損の分岐確率を設定する。
原子炉容器破損直後の水素燃焼 (HB2)			原子炉容器破損直後に水素燃焼が発生する分岐確率を設定する。原子炉容器破損前の水素燃焼の有無に着目して分岐確率を設定する。
格納容器破損 (OP2)			原子炉格納容器への負荷により原子炉格納容器の破損が起きる場合の確率を設定する。また、格納容器直接接触による原子炉格納容器の破損については、BWR Mark I 特有の問題と捉えられていること等を考慮して設定する。

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

第 4.1.1. f-2 表 格納容器イベントツリー分岐確率の設定 (4/5)

現象等	発生条件	分岐確率	分岐確率の考え方
格納容器内気相部冷却 (NCC)			<p>格納容器除熱（格納容器スプレイ）に失敗する場合、あるいは原子炉格納容器除熱に成功しても溶融炉心冷却に失敗した場合に格納容器内気相部冷却が失敗したと判断する。溶融炉心の冷却性としては、溶融炉心の分散の有無、溶融炉心の落下時の冠水状態、溶融炉心が長期間冷却されることの不確かさを考慮する。格納容器除熱機能はプラント損傷状態（原子炉格納容器への水の持ち込みの有無等）を考慮して設定する。</p> <p>格納容器除熱（格納容器スプレイ）に失敗する場合、あるいは格納容器除熱に成功しても溶融炉心冷却に失敗した場合に格納容器内気相部冷却が失敗したと判断する。</p>
原子炉容器破損後長期の水素燃焼 (HB3)			<p>事故進展解析の結果等を踏まえて、事故後期（格納容器破損後長期）に水素燃焼が発生する場合の確率を設定する。</p>
格納容器破損 (OP3)			<p>事故進展解析の結果等を踏まえて、原子炉格納容器の負荷によって原子炉格納容器が破損する確率を設定する。</p>

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

第 4.1.1.f-2 表 格納容器イベントツリー分岐確率の設定 (5/5)

現象等	発生条件	分岐確率	分岐確率の考え方
ベースマツト溶融貫通 (BM)			<p>ベースマツト溶融貫通が格納容器過圧破損より先行して発生する確率を設定する。RV破損がない場合は本ヘディングの分岐は存在しないため、RV破損がある場合について考慮している。溶融炉心の原子炉格納容器内分散や溶融炉心の冠水により溶融貫通する可能性は小さくなることから、プラント損傷状態（原子炉格納容器への水の持ち込みの有無等）を考慮して設定する。</p>
格納容器過温破損 (OT)			<p>格納容器過温破損が格納容器過圧破損より先行して発生する確率を設定する。RV破損がない場合は本ヘディングの分岐は存在しないため、RV破損がある場合について考慮している。溶融炉心分散量とキャビティ内水量の観点からプラント損傷状態（原子炉格納容器への水の持ち込み等）を考慮して設定する。</p>

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

第 4.1.1.f-3 表 プラント損傷状態別の炉心損傷頻度及び格納容器破損頻度

プラント 損傷状態	炉心損傷 頻度 (/炉年)	割合※ (%)	条件付き 格納容器 破損確率	格納容器 破損頻度 (/炉年)	割合 (%)
AED	5.3E-09	<0.1	1.00	5.3E-09	<0.1
AEW	6.8E-08	<0.1	1.00	6.8E-08	<0.1
AEI	4.3E-08	<0.1	0.02	8.7E-10	<0.1
ALC	2.0E-08	<0.1	1.00	2.0E-08	<0.1
SED	2.0E-04	88.6	1.00	2.0E-04	94.1
SEW	3.4E-09	<0.1	1.00	3.4E-09	<0.1
SEI	1.3E-06	0.6	0.01	7.3E-09	<0.1
SLW	1.7E-07	0.1	1.00	1.7E-07	0.1
SLI	3.7E-09	<0.1	0.01	2.1E-11	<0.1
SLC	6.2E-08	<0.1	1.00	6.2E-08	<0.1
TED	1.1E-05	4.8	1.00	1.1E-05	5.1
TEW	1.3E-08	<0.1	1.00	1.3E-08	<0.1
TEI	1.3E-05	5.7	0.08	1.0E-06	0.5
V	3.0E-11	<0.1	1.00	3.0E-11	<0.1
G	3.9E-07	0.2	1.00	3.9E-07	0.2
合計	2.3E-04	100.0	0.94	2.1E-04	100.0

※ 炉心損傷頻度，格納容器破損頻度への寄与が大きい PDS における
代表的な事故シーケンスは以下のとおり

SED：原子炉補機冷却機能喪失+RCP シール LOCA

TED：手動停止+補助給水失敗+格納容器スプレイ注入失敗

TEI：手動停止+補助給水失敗

第 4.1.1. f-4 表 格納容器破損モード別，破損カテゴリ別の格納容器破損頻度

破損モード別	格納容器 破損頻度 (/炉年)	割合 (%)
α (原子炉容器内水蒸気爆発)	1.7E-09	<0.1
β (格納容器隔離失敗)	1.1E-06	0.5
γ (水素燃焼 (原子炉容器破損以前))	3.5E-10	<0.1
γ' (水素燃焼 (原子炉容器破損直後))	3.3E-10	<0.1
γ'' (水素燃焼 (原子炉容器破損後長時間経過後))	6.7E-08	<0.1
δ (水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損)	2.0E-04	96.4
ϵ (ベースマツト溶融貫通)	1.8E-06	0.9
θ (水蒸気蓄積による格納容器先行破損)	8.2E-08	<0.1
η (原子炉容器外水蒸気爆発)	1.3E-09	<0.1
σ (格納容器雰囲気直接加熱)	2.0E-06	1.0
ν (インターフェイスシステム LOCA)	3.0E-11	<0.1
g (蒸気発生器伝熱管破損)	4.5E-07	0.2
τ (過温破損)	2.0E-06	0.9
μ (溶融物直接接触)	2.0E-08	<0.1
カテゴリ別		
水蒸気 (崩壊熱) による過圧	2.1E-04	96.5
コンクリート侵食	1.8E-06	0.9
漏えい箇所の隔離機能喪失	4.5E-07	0.2
可燃性ガスの高濃度での燃焼	6.8E-08	<0.1
格納容器隔離機能喪失	1.1E-06	0.5
水蒸気爆発	3.0E-09	<0.1
貫通部過温	2.0E-06	0.9
格納容器への直接接触	2.0E-08	<0.1
格納容器雰囲気直接加熱	2.0E-06	1.0
合計	2.1E-04	100.0

第 4.1.1. f-5 表 起因事象別格納容器破損頻度

起因事象別	格納容器破損頻度 (／炉年)	割合 (%)
原子炉補機冷却機能喪失	2.0E-04	94.1
手動停止	5.6E-06	2.7
外部電源喪失	3.5E-06	1.6
過渡事象	2.4E-06	1.1
SGTR	3.8E-07	0.2
主給水流量喪失	2.7E-07	0.1
小破断LOCA	2.5E-07	0.1
2次冷却系の破断	1.1E-07	<0.1
中破断LOCA	7.6E-08	<0.1
大破断LOCA	1.8E-08	<0.1
ATWS	7.5E-09	<0.1
インターフェイスシステムLOCA	3.0E-11	<0.1
合計	2.1E-04	100.0

第 4.1.1. g-1 表 格納容器破損頻度不確かさ解析

		全格納容器破損頻度 (CFF) (/炉年)
点推定解析		2.1E-04
不確かさ 解析	平均値	2.1E-04
	5%確率値	1.2E-05
	中央値	7.4E-05
	95%確率値	7.6E-04
	EF	8.0

第 4.1.1. g-2 表 プラント損傷状態別格納容器破損頻度不確かさ解析

プラント 損傷状態	格納容器破損頻度 (／炉年)				
	5%値	50%値	95%値	平均値	点推定値
AED	1.3E-10	1.6E-09	1.9E-08	4.9E-09	5.3E-09
AEW	1.2E-09	1.7E-08	2.4E-07	6.2E-08	6.8E-08
AEI	2.3E-11	3.1E-10	1.0E-08	3.2E-09	8.7E-10
ALC	1.7E-10	3.5E-09	7.2E-08	1.8E-08	2.0E-08
SED	4.6E-06	5.9E-05	7.5E-04	1.9E-04	2.0E-04
SEW	1.8E-11	4.6E-10	1.2E-08	3.3E-09	3.4E-09
SEI	2.2E-10	7.0E-09	2.8E-07	8.8E-08	7.3E-09
SLW	1.3E-09	2.8E-08	5.9E-07	1.5E-07	1.7E-07
SLI	7.5E-13	1.8E-11	1.2E-09	2.5E-10	2.1E-11
SLC	4.9E-10	9.9E-09	2.0E-07	5.2E-08	6.2E-08
TED	1.2E-06	6.1E-06	3.2E-05	1.0E-05	1.1E-05
TEW	8.7E-10	6.0E-09	4.2E-08	1.2E-08	1.3E-08
TEI	5.0E-08	5.2E-07	3.4E-06	9.8E-07	1.0E-06
V	1.1E-13	3.5E-12	1.0E-10	3.1E-11	3.0E-11
G	6.5E-09	9.4E-08	1.3E-06	3.4E-07	3.9E-07
合計	1.2E-05	7.4E-05	7.6E-04	2.1E-04	2.1E-04

第 4.1.1. g-3 表 格納容器破損モード別格納容器破損頻度不確かさ解析

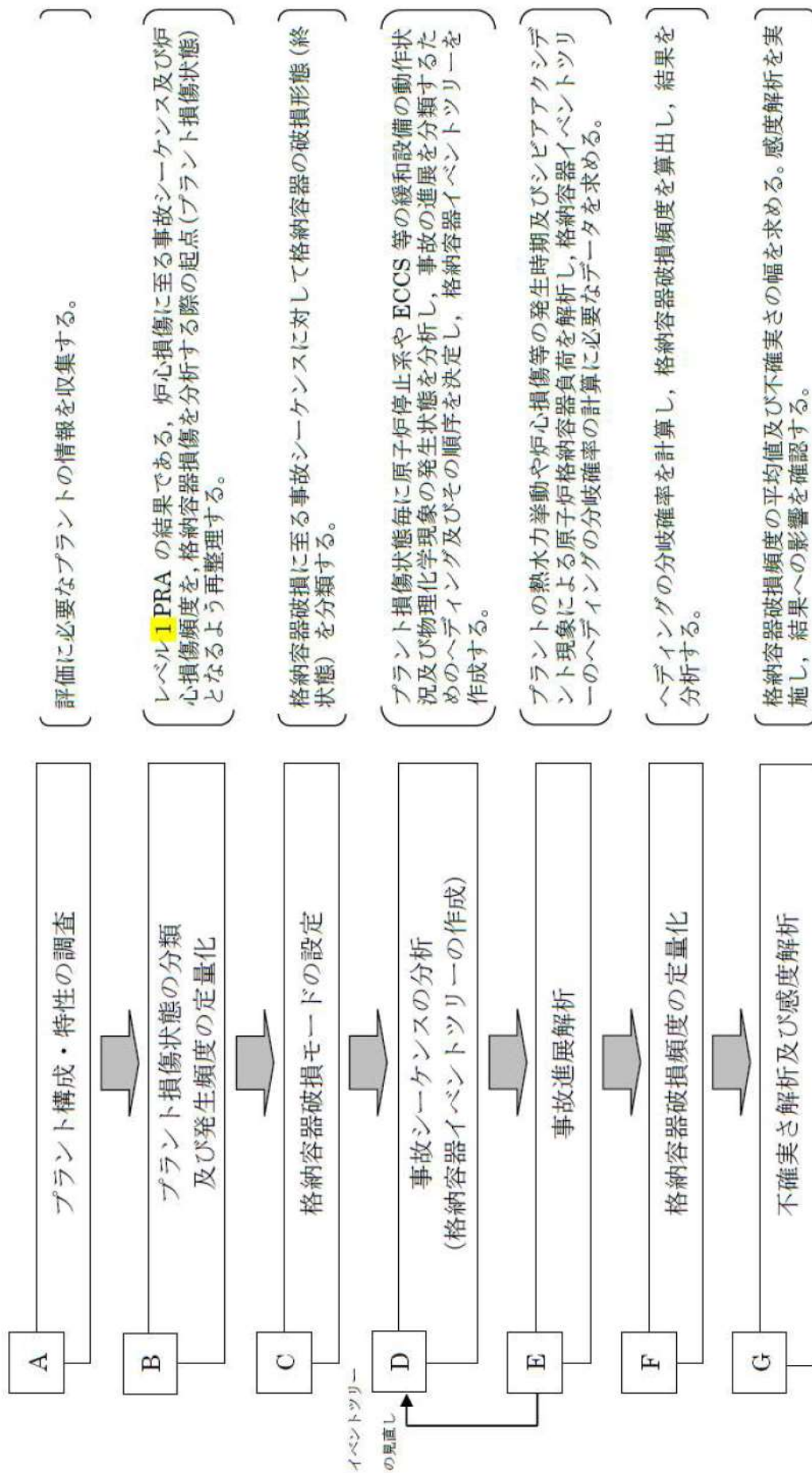
格納容器 破損モード	格納容器破損頻度 (／炉年)				
	5%値	50%値	95%値	平均値	点推定値
α	1.2E-10	1.0E-09	5.6E-09	1.7E-09	1.7E-09
β	9.4E-08	4.1E-07	3.9E-06	1.1E-06	1.1E-06
γ	4.6E-11	3.0E-10	4.6E-09	2.0E-09	3.5E-10
γ'	4.5E-11	3.0E-10	8.3E-09	7.3E-09	3.3E-10
γ''	6.0E-10	1.4E-08	1.7E-07	4.5E-08	6.7E-08
δ	9.7E-06	6.6E-05	6.7E-04	1.8E-04	2.0E-04
ϵ	8.6E-07	6.5E-06	7.0E-05	1.9E-05	1.8E-06
θ	2.2E-09	2.1E-08	2.6E-07	7.0E-08	8.2E-08
η	4.5E-11	4.0E-10	7.5E-09	2.8E-09	1.3E-09
σ	2.8E-09	4.6E-08	1.2E-06	4.5E-07	2.0E-06
ν	1.1E-13	3.5E-12	1.0E-10	3.1E-11	3.0E-11
g	1.6E-08	2.1E-07	2.2E-06	6.5E-07	4.5E-07
τ	2.8E-09	2.8E-08	6.7E-07	2.1E-07	2.0E-06
μ	3.1E-11	3.3E-10	6.4E-09	2.1E-09	2.0E-08
合計	1.2E-05	7.4E-05	7.6E-04	2.1E-04	2.1E-04

第 4.1.1. g-4 表 格納容器破損カテゴリ別格納容器破損頻度不確かさ解析

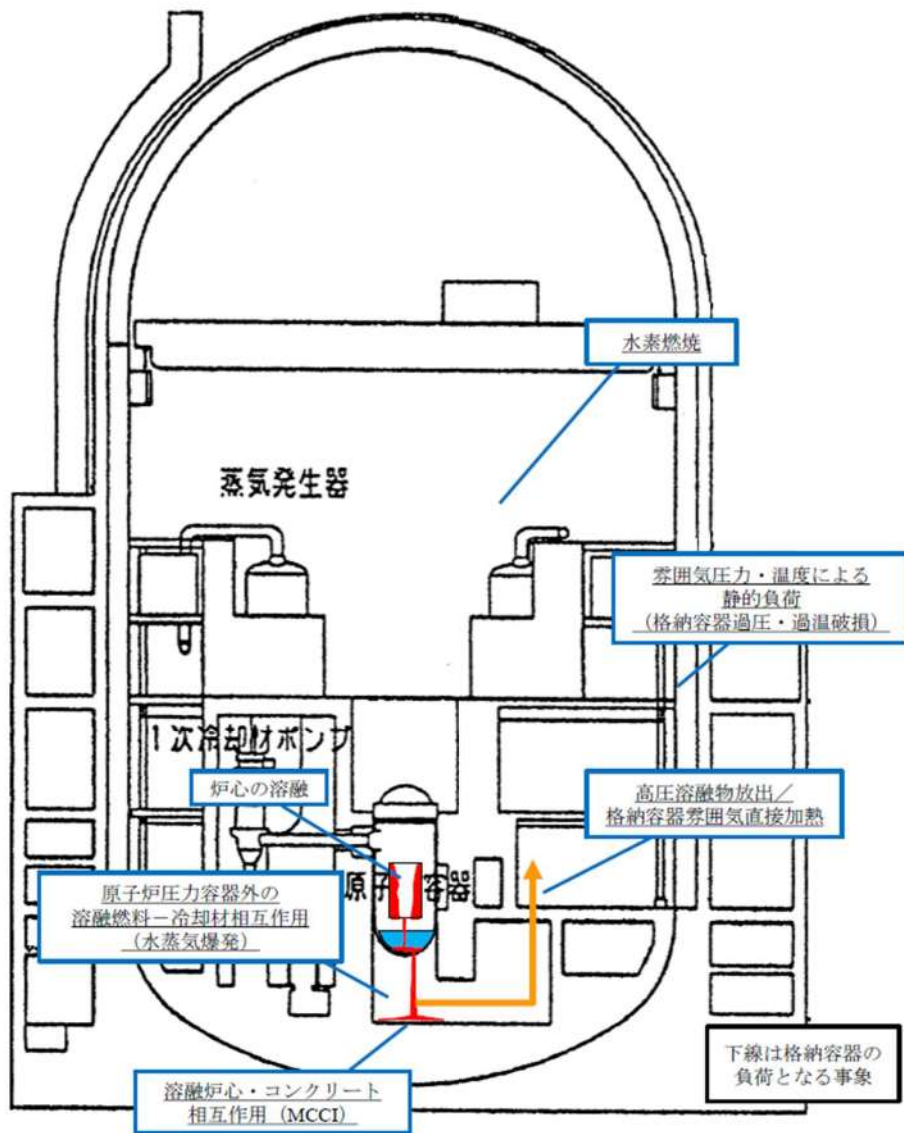
格納容器 破損カテゴリ	格納容器破損頻度（／炉年）				
	5%値	50%値	95%値	平均値	点推定値
水蒸気（崩壊熱）による過圧	9.8E-06	6.6E-05	6.7E-04	1.8E-04	2.1E-04
コンクリート侵食	8.6E-07	6.5E-06	7.0E-05	1.9E-05	1.8E-06
漏えい箇所の隔離機能喪失	1.6E-08	2.1E-07	2.2E-06	6.5E-07	4.5E-07
可燃性ガスの高濃度での燃焼	1.4E-09	1.8E-08	2.1E-07	5.4E-08	6.8E-08
格納容器隔離機能喪失	9.4E-08	4.1E-07	3.9E-06	1.1E-06	1.1E-06
水蒸気爆発	4.3E-10	1.9E-09	1.2E-08	4.5E-09	3.0E-09
貫通部過温	2.8E-09	2.8E-08	6.7E-07	2.1E-07	2.0E-06
格納容器への直接接触	3.1E-11	3.3E-10	6.4E-09	2.1E-09	2.0E-08
格納容器雰囲気直接加熱	2.8E-09	4.6E-08	1.2E-06	4.5E-07	2.0E-06
合計	1.2E-05	7.4E-05	7.6E-04	2.1E-04	2.1E-04

第 4.1.1. g-5 表 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頻度の比較

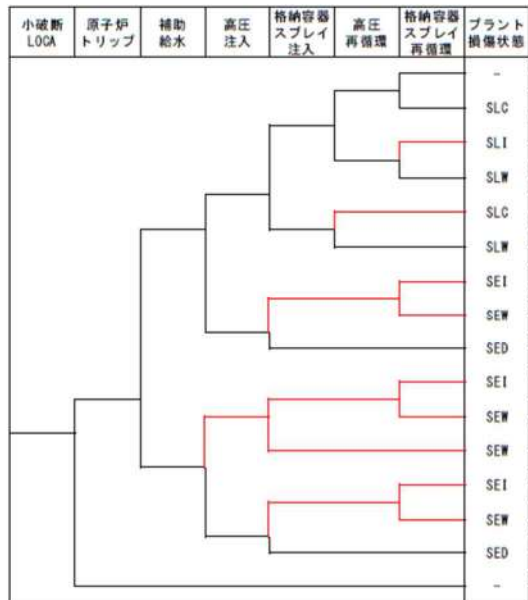
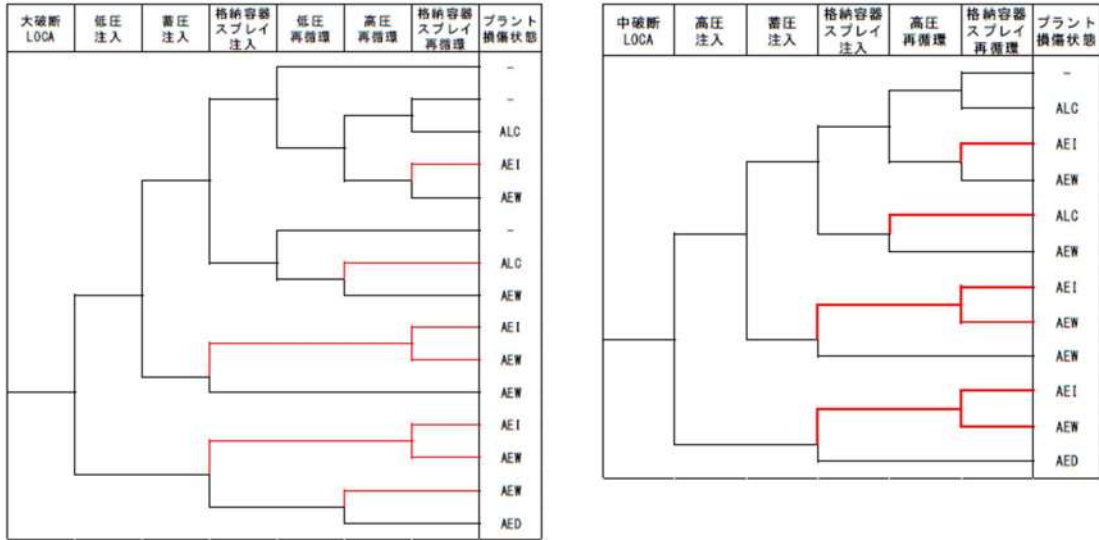
破損モード別	ケース 1 (ベースケース)		ケース 2		ケース 2 / ケース 1 (—)
	格納容器 破損頻度 (/炉年)	割合 (%)	格納容器 破損頻度 (/炉年)	割合 (%)	
α (原子炉容器内水蒸気爆発)	1.7E-09	<0.1	1.7E-09	<0.1	1.00
β (格納容器隔離失敗)	1.1E-06	0.5	1.1E-06	0.5	1.00
γ (水素燃焼 (原子炉容器破損以前))	3.5E-10	<0.1	3.5E-10	<0.1	1.00
γ' (水素燃焼 (原子炉容器破損直後))	3.3E-10	<0.1	3.3E-10	<0.1	1.00
γ'' (水素燃焼 (原子炉容器破損後長時間経過後))	6.7E-08	<0.1	6.8E-08	<0.1	1.01
δ (水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損)	2.0E-04	96.4	2.0E-04	92.7	0.96
ϵ (ベースマット溶融貫通)	1.8E-06	0.9	1.2E-05	5.5	6.29
θ (水蒸気蓄積による格納容器先行破損)	8.2E-08	<0.1	8.2E-08	<0.1	1.00
η (原子炉容器外水蒸気爆発)	1.3E-09	<0.1	8.5E-09	<0.1	6.52
σ (格納容器雰囲気直接加熱)	2.0E-06	1.0	1.1E-06	0.5	0.52
ν (インターフェイスシステム LOCA)	3.0E-11	<0.1	3.0E-11	<0.1	1.00
g (蒸気発生器伝熱管破損)	4.5E-07	0.2	4.5E-07	0.2	1.00
τ (過温破損)	2.0E-06	0.9	1.0E-06	0.5	0.52
μ (溶融物直接接触)	2.0E-08	<0.1	1.0E-08	<0.1	0.52
カテゴリ別					
水蒸気 (崩壊熱) による過圧	2.1E-04	96.5	2.0E-04	92.8	0.96
コンクリート侵食	1.8E-06	0.9	1.2E-05	5.5	6.29
漏えい箇所の隔離機能喪失	4.5E-07	0.2	4.5E-07	0.2	1.00
可燃性ガスの高濃度での燃焼	6.8E-08	<0.1	6.8E-08	<0.1	1.01
格納容器隔離機能喪失	1.1E-06	0.5	1.1E-06	0.5	1.00
水蒸気爆発	3.0E-09	<0.1	1.0E-08	<0.1	3.38
貫通部過温	2.0E-06	0.9	1.0E-06	0.5	0.52
格納容器への直接接触	2.0E-08	<0.1	1.0E-08	<0.1	0.52
格納容器雰囲気直接加熱	2.0E-06	1.0	1.1E-06	0.5	0.52
合計	2.1E-04	100.0	2.1E-04	100.0	1.00



第 4.1.1-1 図 内部事象レベル 1.5PRA 評価フロー図



第 4.1.1. a-1 図 原子炉格納容器の形状及び溶融炉心の移動経路



第 4.1.1. b-1 図 レベル 1.5PRA 用のレベル 1 PRA イベントツリー (1/2)

原子炉補機 冷却機能喪失	原子炉 トリップ	補助給水	加圧器逃がし弁 /安全弁 LOCA	RCP シール LOCA	プラント 損傷状態
					-
					SED
					SED
					TED
					-

蒸気発生器 伝熱管破損	原子炉 トリップ	補助給水	破損SG 隔離	プラント 損傷状態
				-
				G
				G
				-

外部電源 喪失	原子炉 トリップ	非常用所 内電源	補助給水	格納容器 スプレイ 注入	格納容器 スプレイ 再循環	プラント 損傷状態
						-
						TEI
						TEW
						TED
						TED
						-

主給水喪失 過渡事象	原子炉 トリップ	補助給水	格納容器 スプレイ 注入	格納容器 スプレイ 再循環	プラント 損傷状態
					-
					TEI
					TEW
					TED
					-

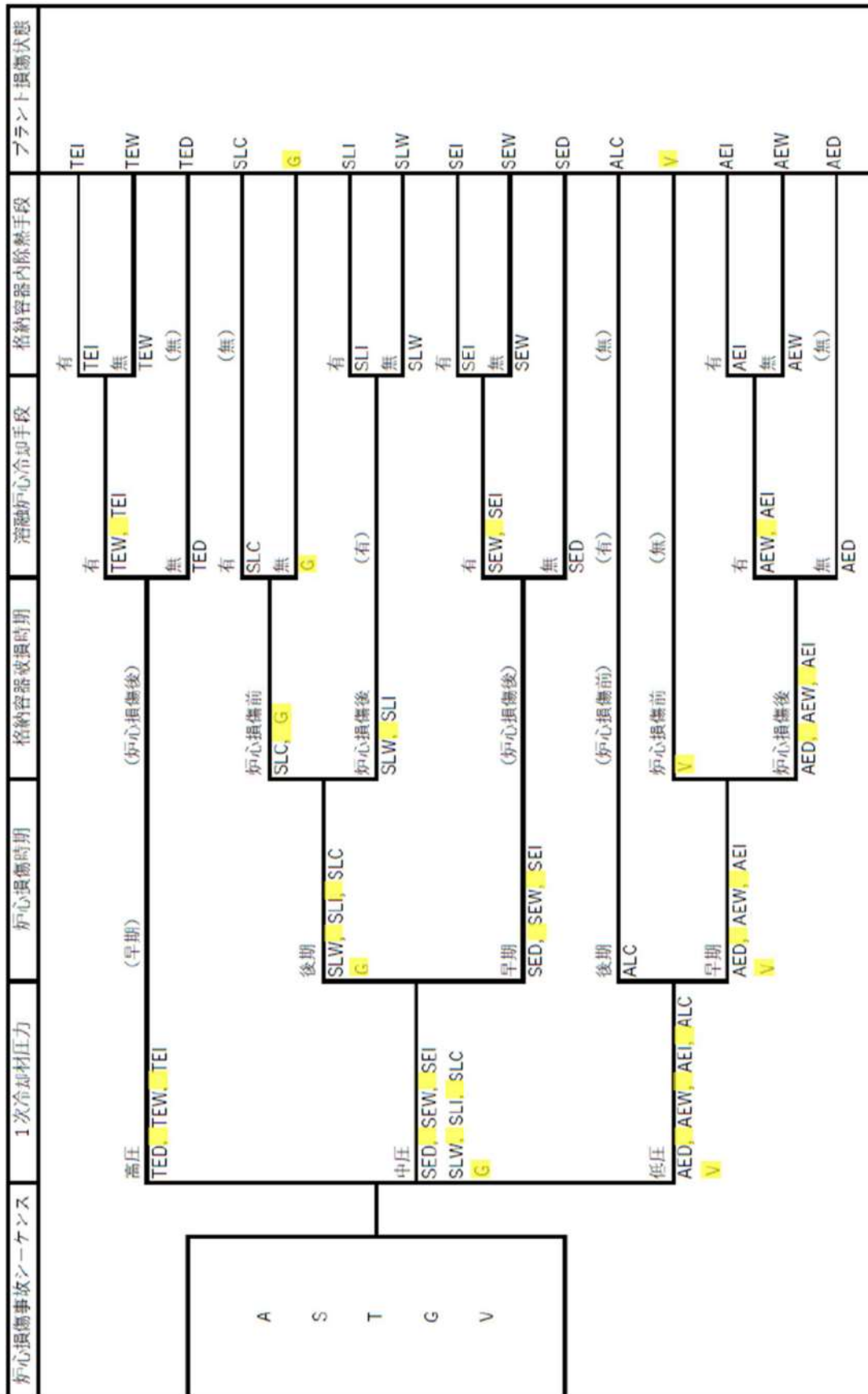
2次冷却系 の破断	原子炉 トリップ	主蒸気隔離	補助給水	格納容器 スプレイ 注入	格納容器 スプレイ 再循環	プラント 損傷状態
						-
						TEI
						TEW
						TED
						TEI
						TEW
						TED
						-

インターフェイスシステム LOCA	原子炉 トリップ	プラント 損傷状態
		V
		-

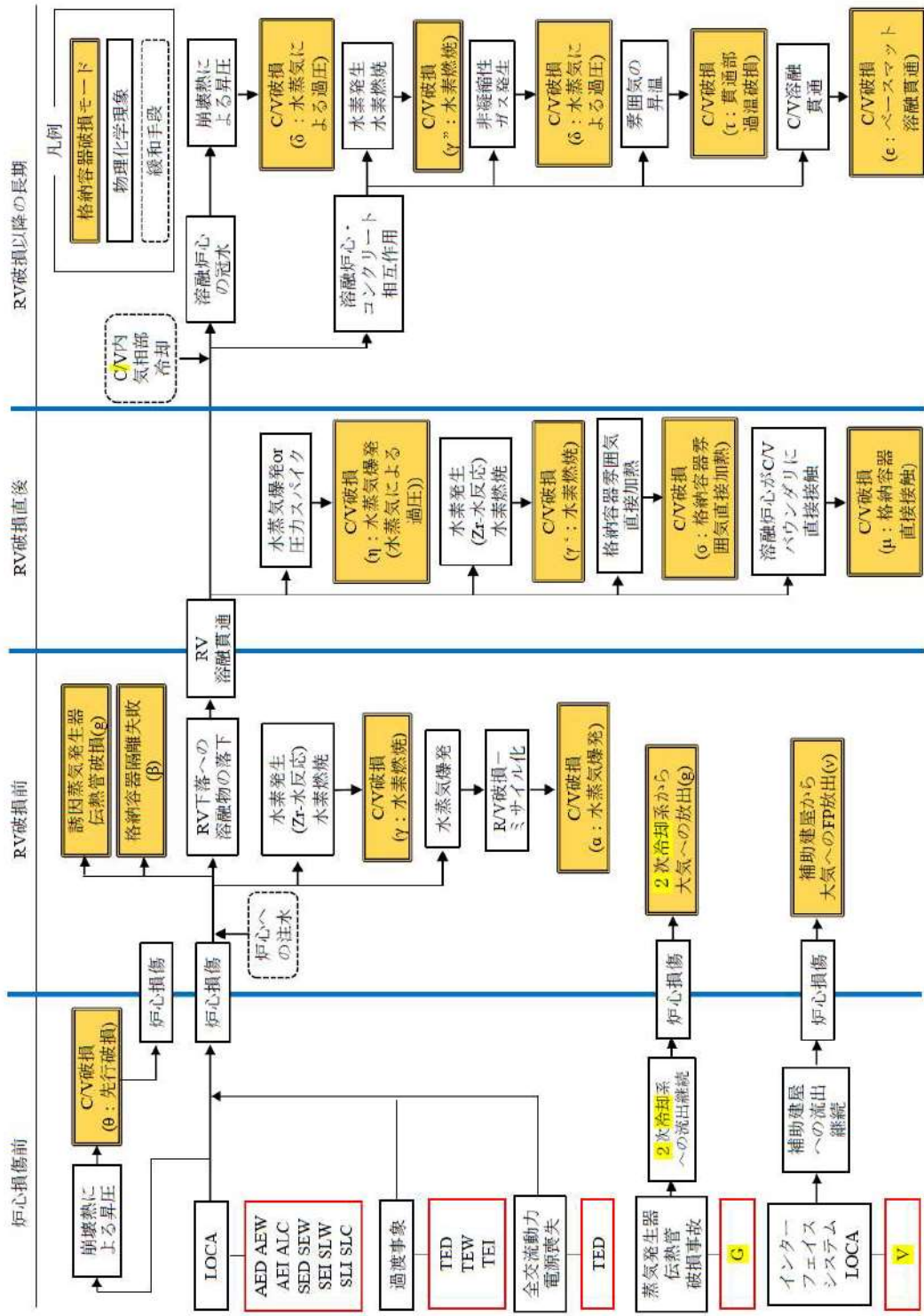
ATWS	格納容器 スプレイ 注入	格納容器 スプレイ 再循環	プラント 損傷状態
			TEI
			TEW
			TED

手動停止	補助給水	格納容器 スプレイ 注入	格納容器 スプレイ 再循環	プラント 損傷状態
				-
				TEI
				TEW
				TED

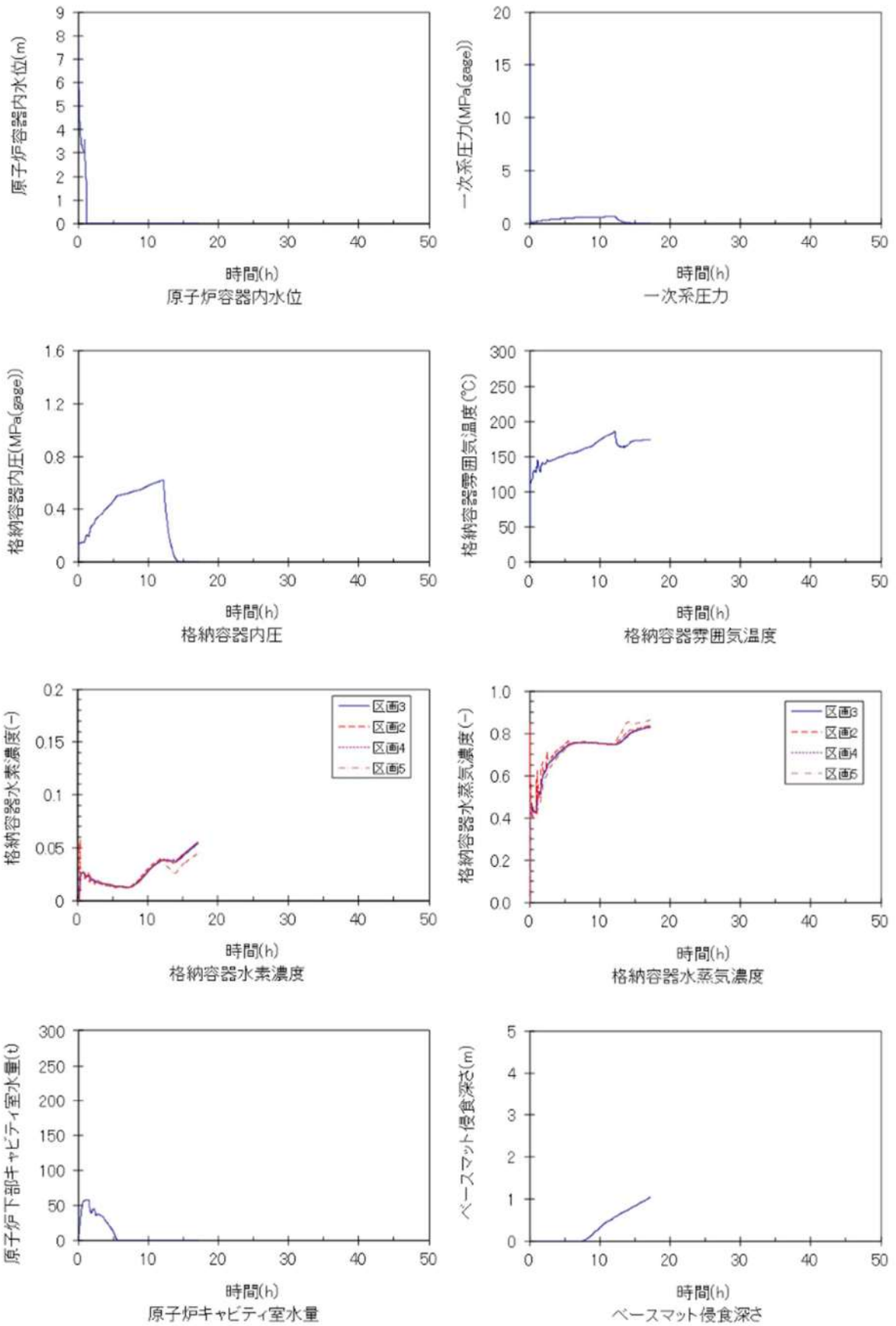
第 4.1.1. b-1 図 レベル 1.5PRA 用のレベル 1 PRA イベントツリー (2/2)



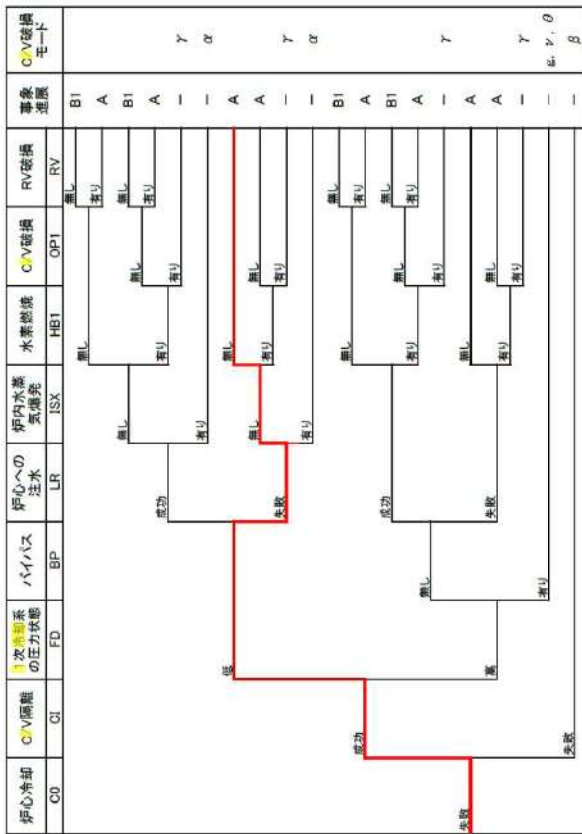
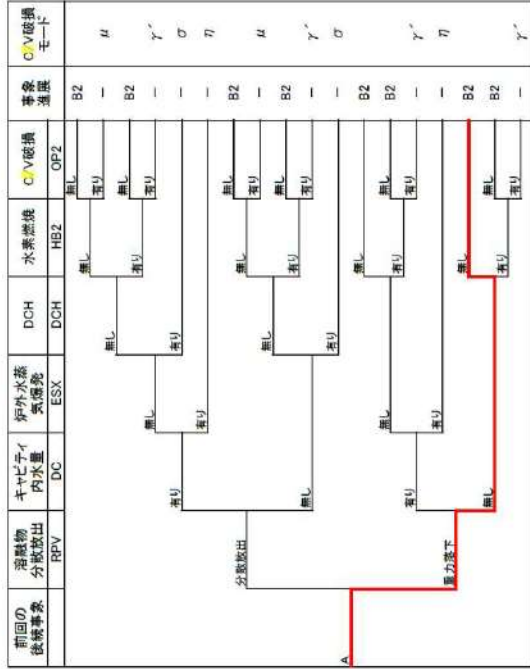
第 4.1.1.b-2 図 プラント損傷状態の分類



第 4.1.1.c-1 図 PWR のシビアアクシデントで考えられる事故進展



第 4.1.1.e-1 図 代表的な物理量の時間変化 (AED)



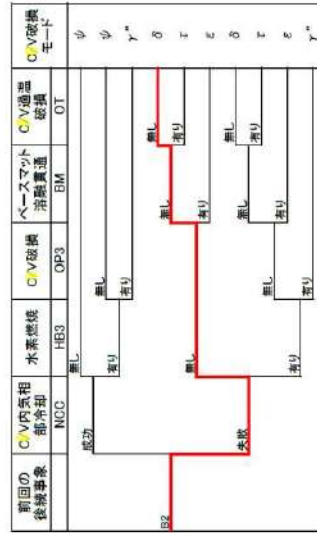
(注1) 事故連鎖の1は、その時点での格納容器破損を意味する。

(注2) 格納容器破損モード:

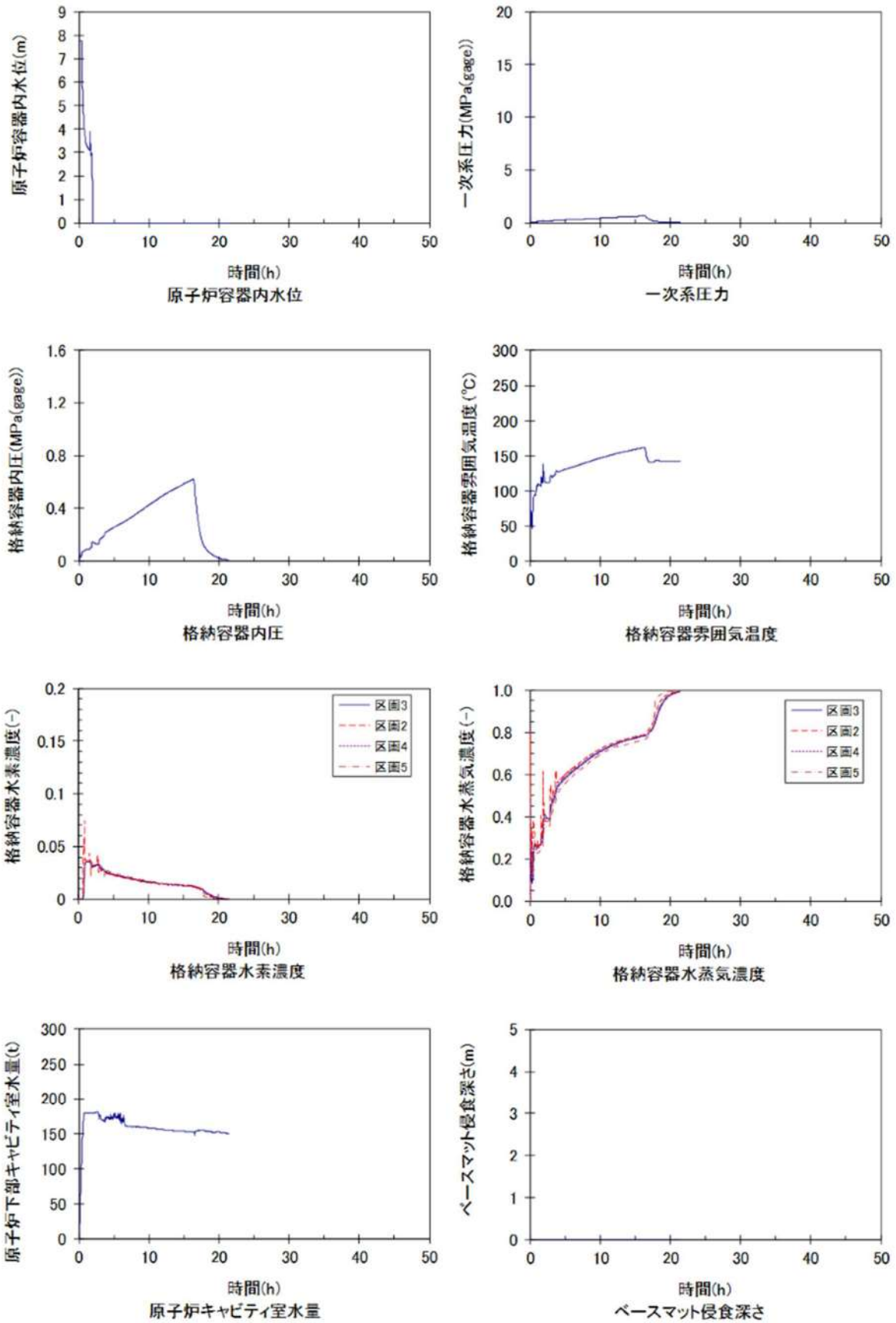
- α = 原子炉容器内での水蒸気爆発による破損
- β = 格納容器破損失敗
- γ, γ' = 水素燃焼
- δ = 水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による準静的な過圧による破損
- ε = デブリ・コンクリート相互作用によるベースマツト溶融貫通
- θ = 水蒸気蓄積による準静的な加圧による格納容器先行破損
- η = 格納容器内での水蒸気過熱による水蒸気スライクによる破損
- ζ = 格納容器雰囲気気直接加熱による破損
- g = 蒸気発生器伝熱管破損後の炉心損傷による格納容器パイパス
- h = 蒸気発生器伝熱管破損後の炉心損傷による格納容器パイパス
- μ = デブリの格納容器構造物への直接接触による格納容器パイパス
- τ = 格納容器貫通部過温破損
- ψ = 格納容器が健全に維持され、事故が収束

(注3)

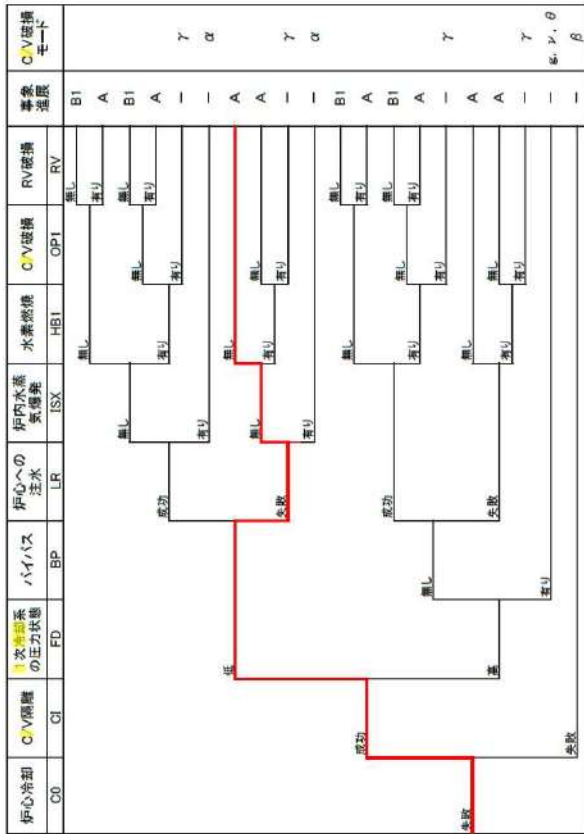
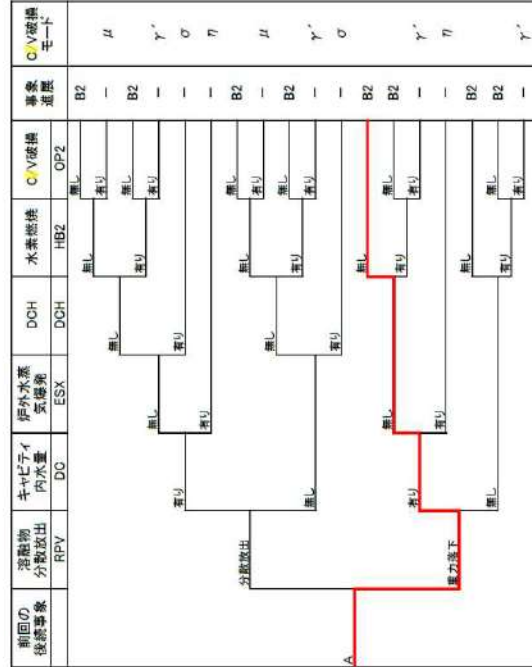
- A : 原子炉容器破損有り
- B1 : 原子炉容器破損無し
- B2 : 原子炉容器破損有り



第 4.1.1.e-2 図 代表シーケンスにおける事故進展例 (AED)



第 4.1.1.e-3 図 代表的な物理量の時間変化 (AEW)



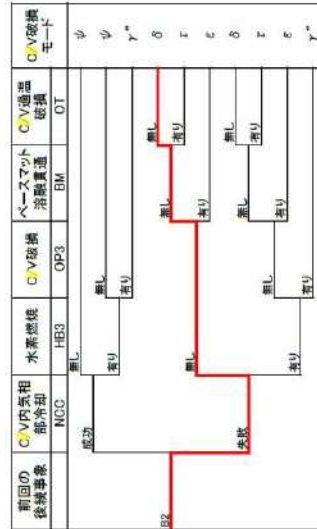
(注1) 事故進展の1は、その時点での格納容器破損を意味する。

(注2) 格納容器破損モード:

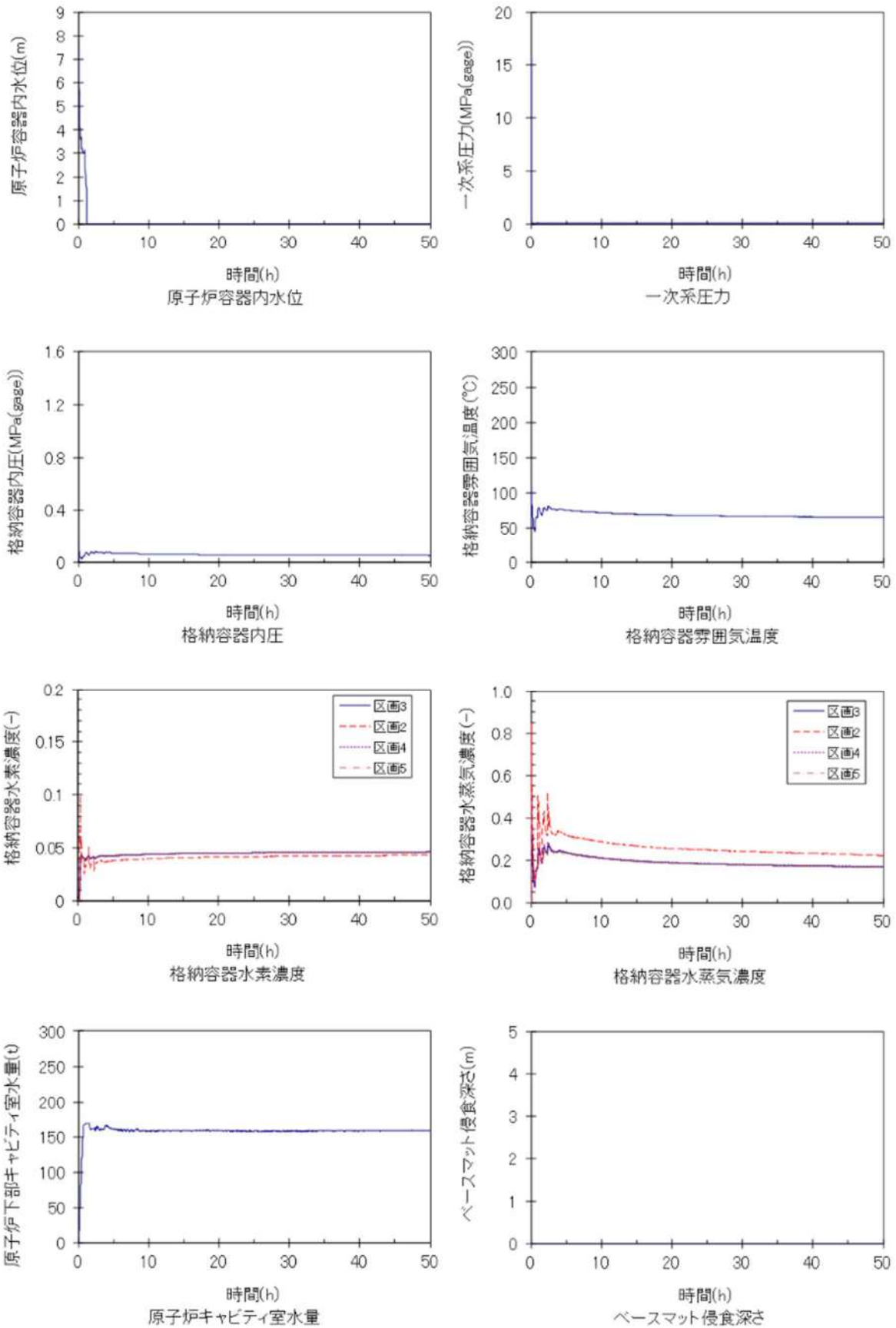
- α = 原子炉容器内での水素気体発生による破損
- β = 格納容器隔離失敗
- γ γ' γ'' = 水素燃焼による格納容器過圧破損
- δ = 水素気体、非凝縮性ガス蓄積による準静的な過圧による破損
- ϵ = デブリ/コンクリート相互作用によるベースマツト溶融貫通
- θ = 水素気体蓄積による準静的な加圧による格納容器先行破損
- η = 格納容器内での水素気体発生による水素ガス/ハイパによる破損
- σ = 格納容器雰囲気気直加熱による破損
- ψ = 蒸気発生器伝熱管破損後の炉心損傷による格納容器パイパス
- λ = 蒸気発生器伝熱管破損後の炉心損傷による格納容器パイパス
- μ = デブリの格納容器構造物への直接接触による格納容器パイパス
- τ = 格納容器貫通部過温破損
- ψ = 格納容器が健全に維持され、事故が収束

(注3)

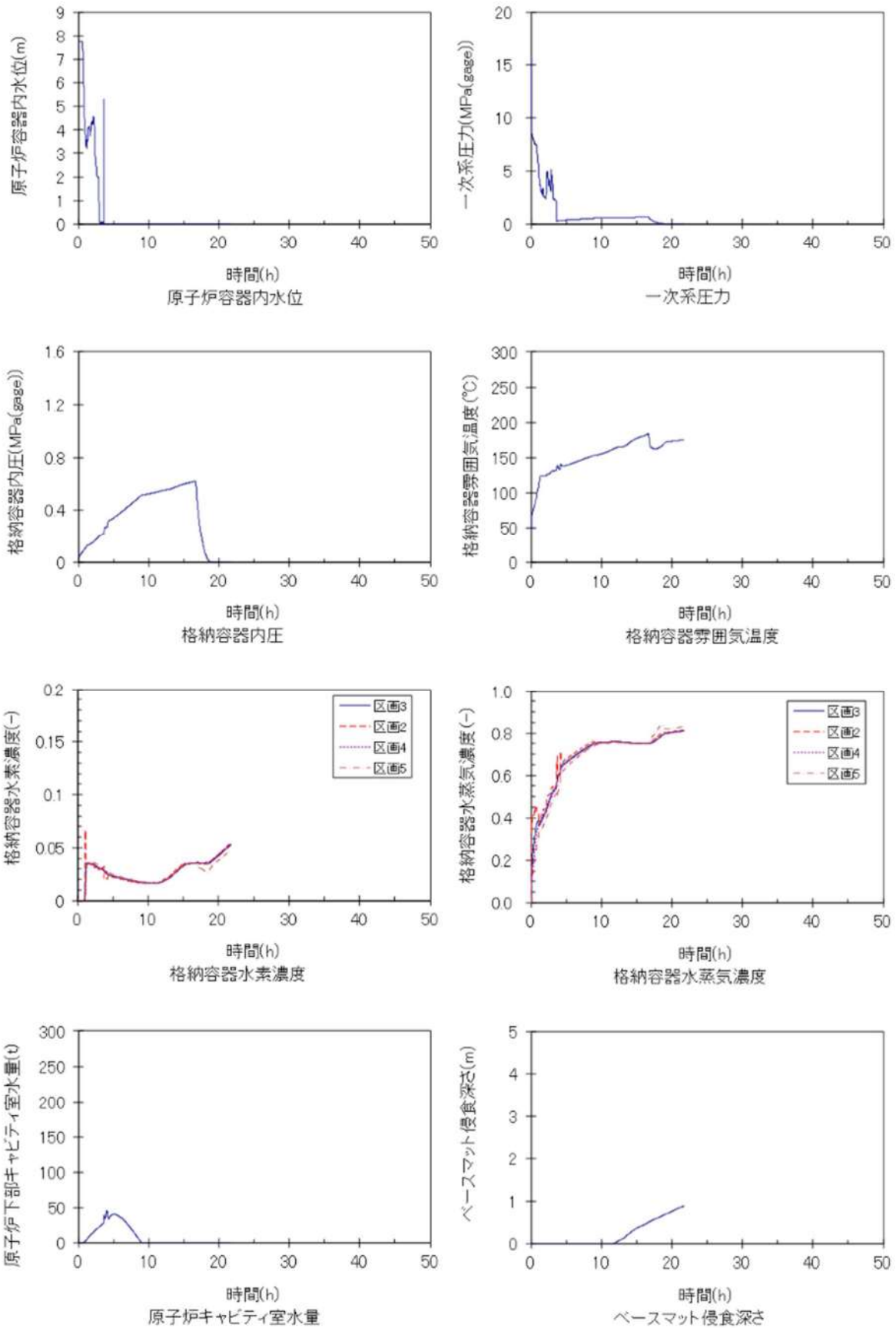
- A : 原子炉容器破損有り
- B1 : 原子炉容器破損無し
- B2 : 原子炉容器破損有り



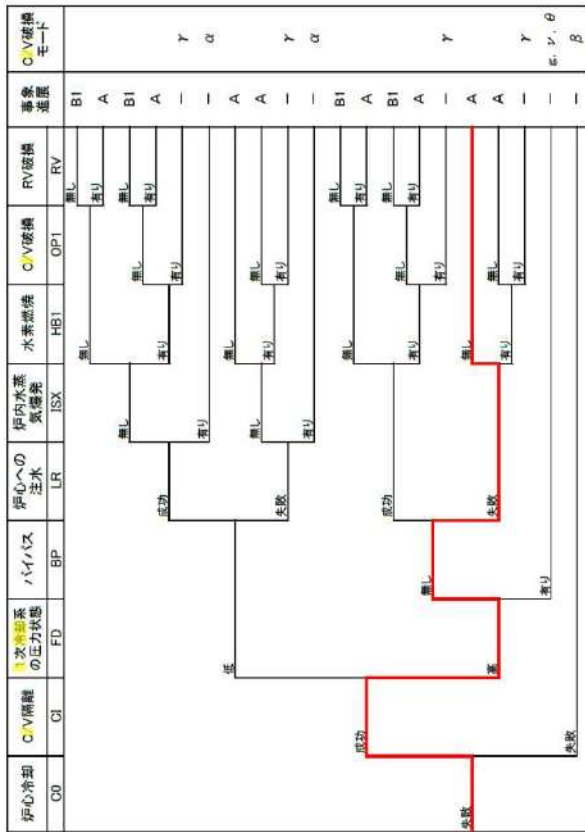
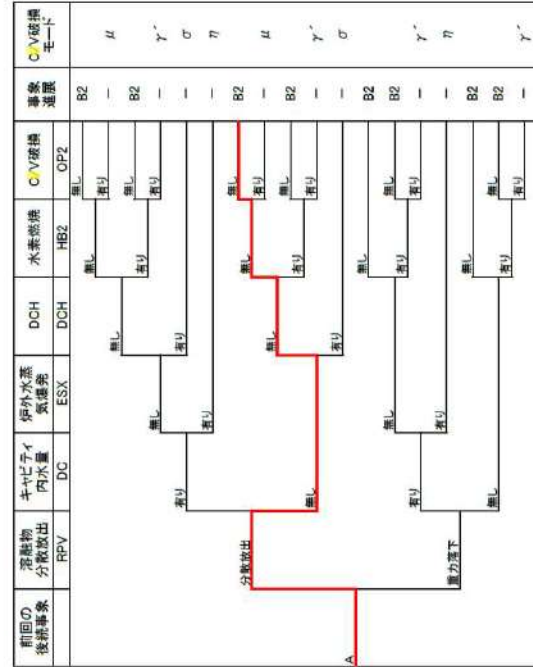
第 4.1.1.e-4 図 代表シーケンスにおける事故進展例 (AEW)



第 4.1.1.e-5 図 代表的な物理量の時間変化 (AEI)



第 4.1.1. e-7 図 代表的な物理量の時間変化 (SED)



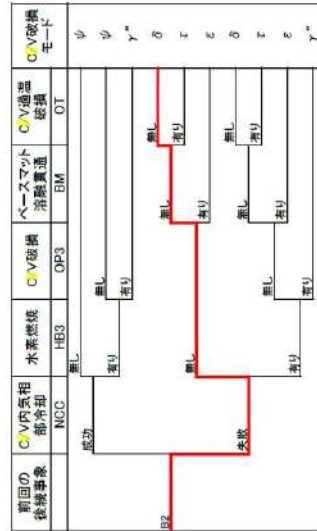
(注1) 事故進展の1は、その時点での格納容器破損を意味する。

(注2) 格納容器破損モード:

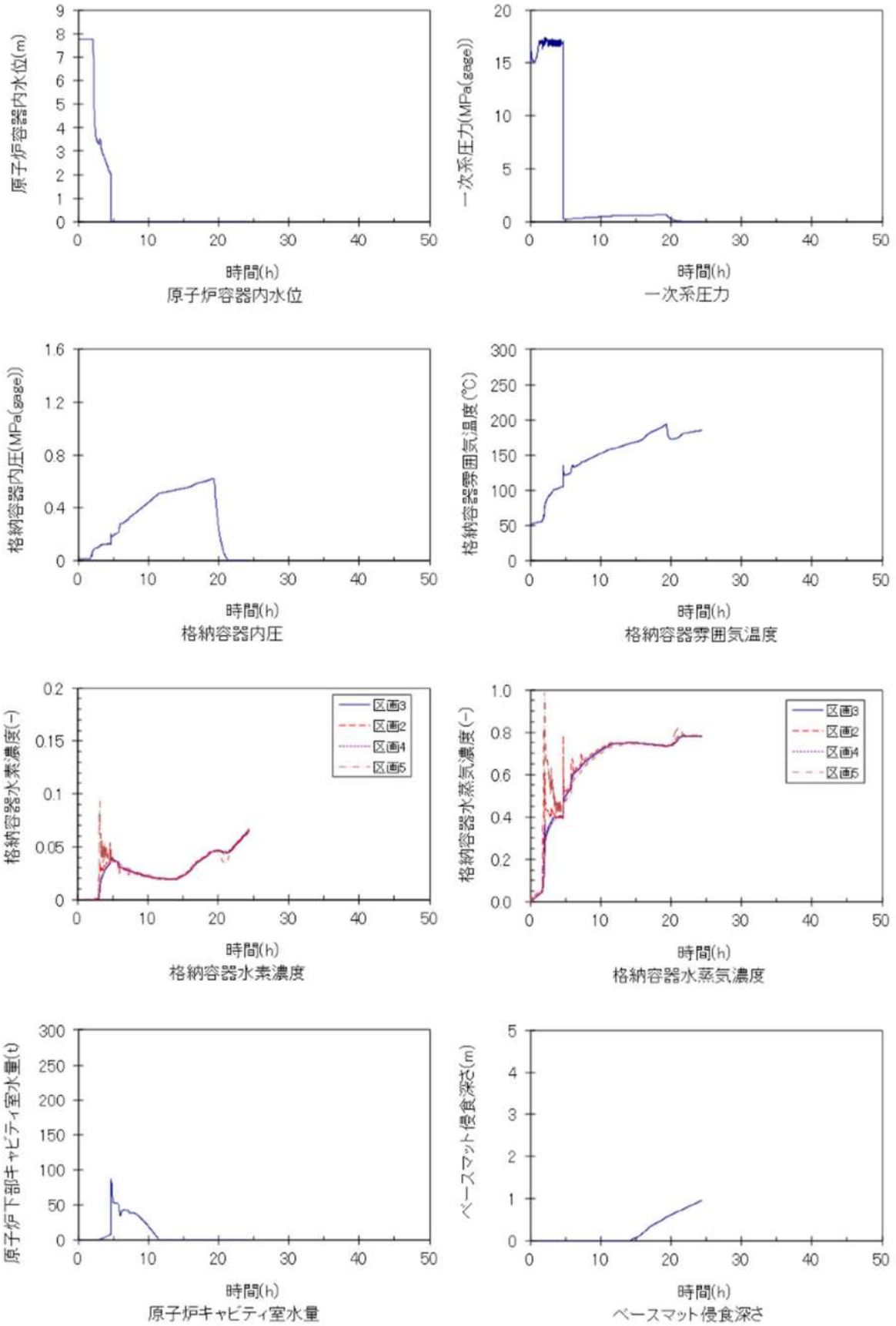
- α = 原子炉容器内での水蒸気爆発による破損
- β = 格納容器隔離失敗
- γ = 水蒸気温度
- γ' = 水蒸気温度
- δ = 水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による準静的な過圧による破損
- ε = 原子炉容器内での水蒸気温度
- θ = 水蒸気蓄積による準静的な加圧による格納容器先行破損
- η = 格納容器内での水蒸気温度
- σ = 格納容器内での水蒸気温度
- τ = 格納容器内での水蒸気温度
- ψ = 格納容器が健全に維持され、事故が収束

(注3)

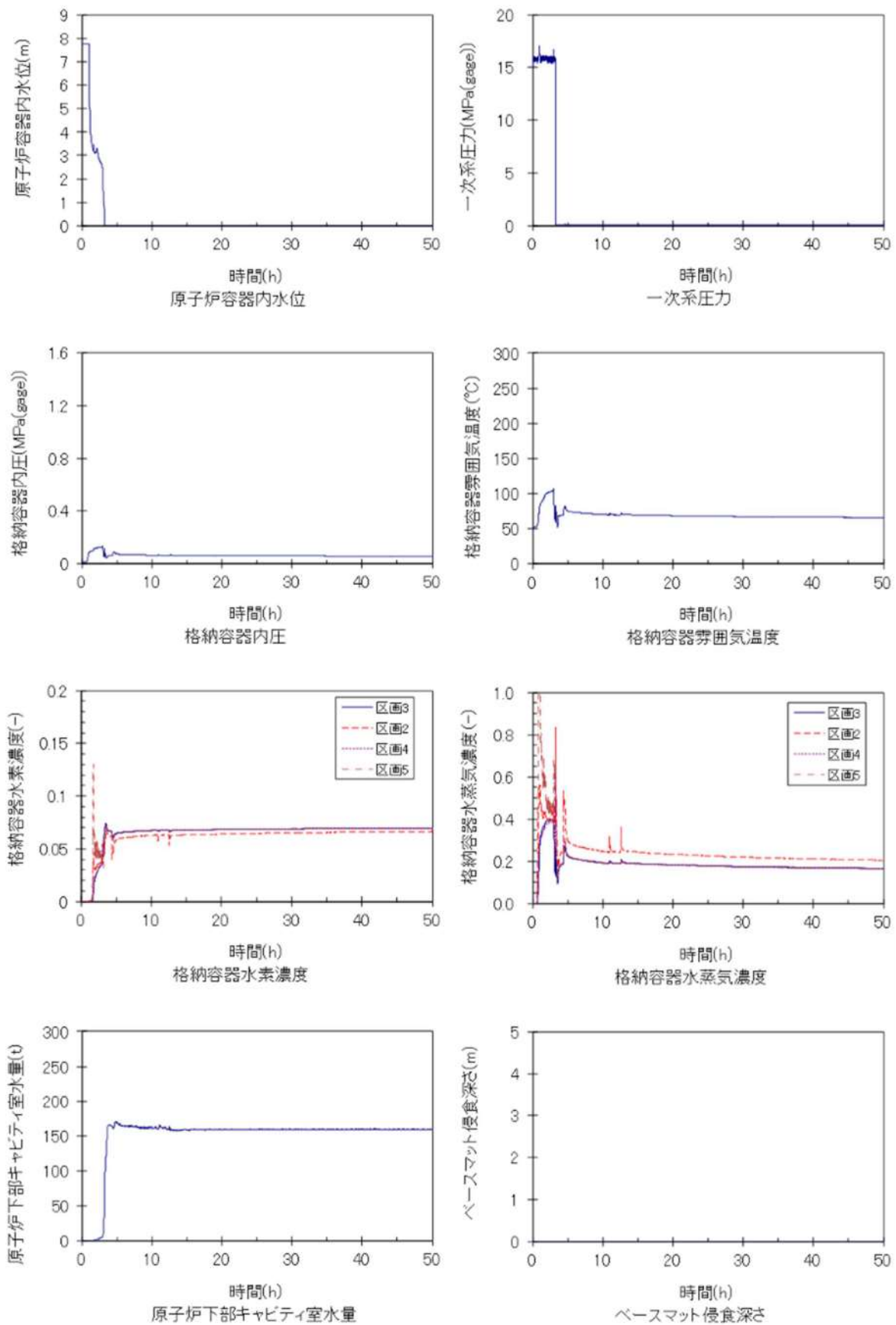
- A: 原子炉容器破損有り
- B1: 原子炉容器破損無し
- B2: 原子炉容器破損有り



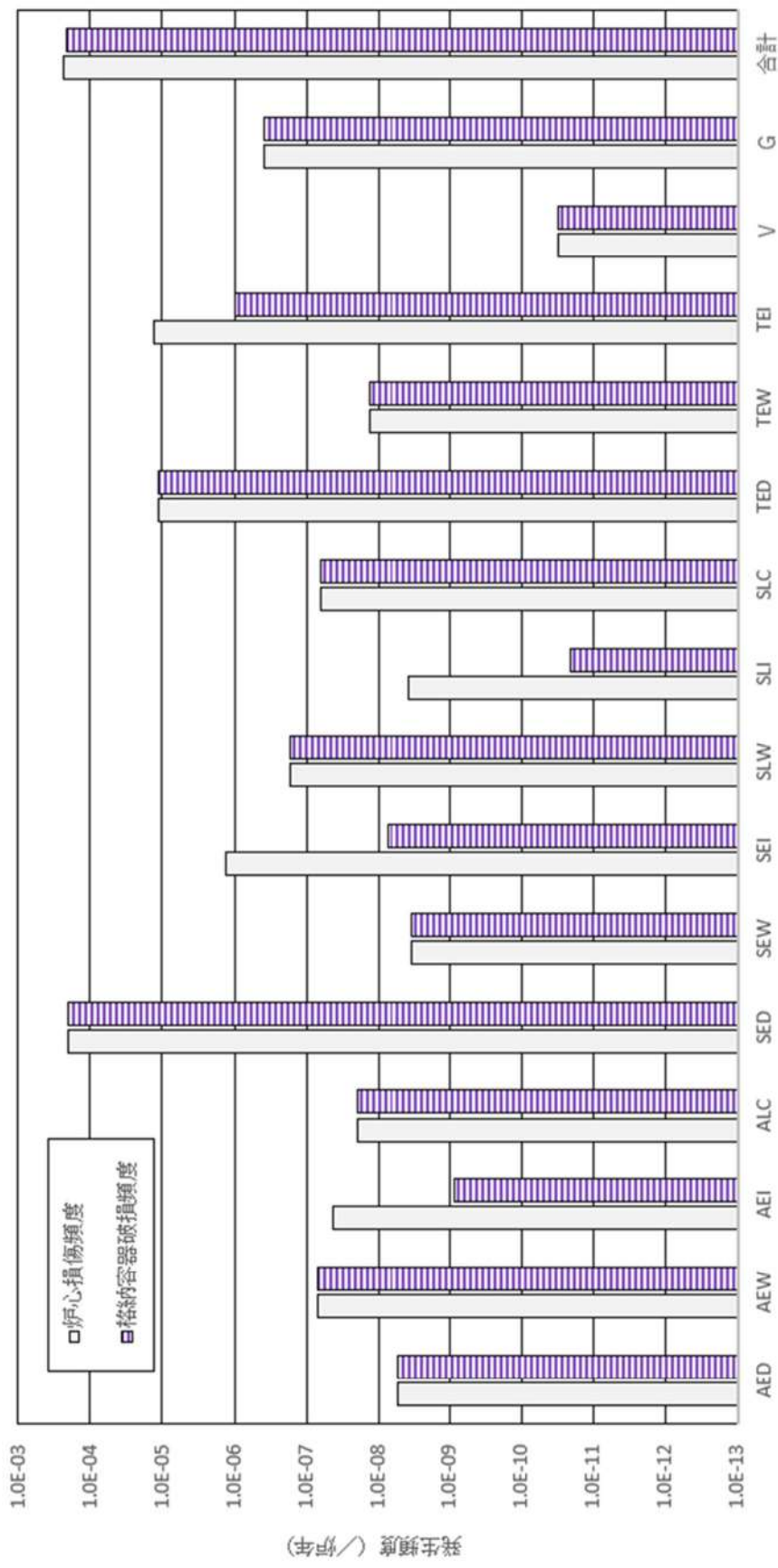
第 4.1.1.e-8 図 代表シーケンスにおける事故進展例 (SED)



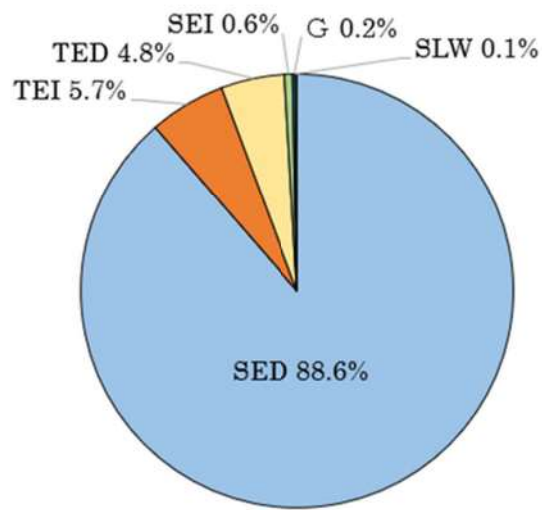
第 4.1.1. e-9 図 代表的な物理量の時間変化 (TED)



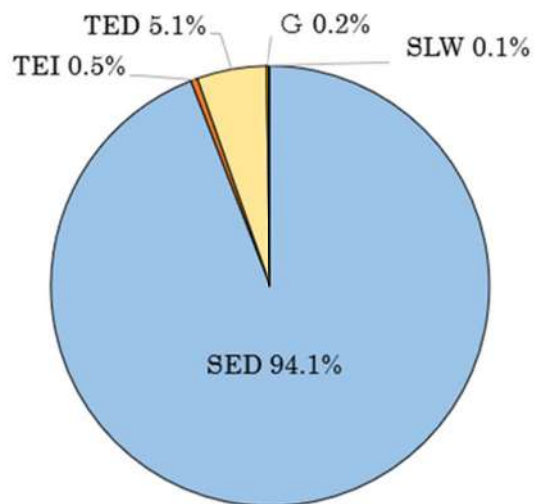
第 4.1.1.e-11 図 代表的な物理量の時間変化 (TEI)



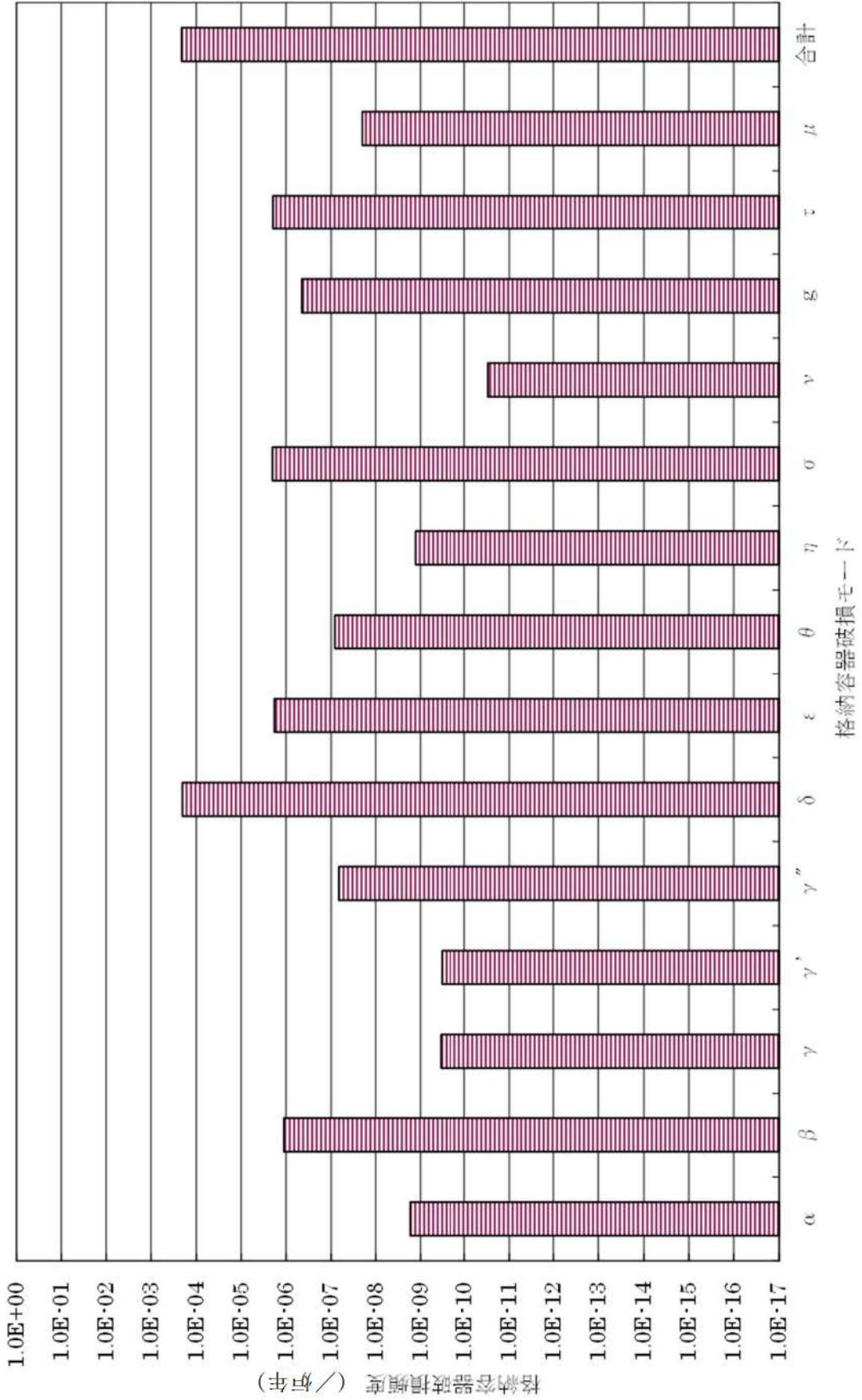
第 4.1.1.f-1 図 プラント損傷状態別の炉心損傷頻度及び格納容器破損頻度の比較



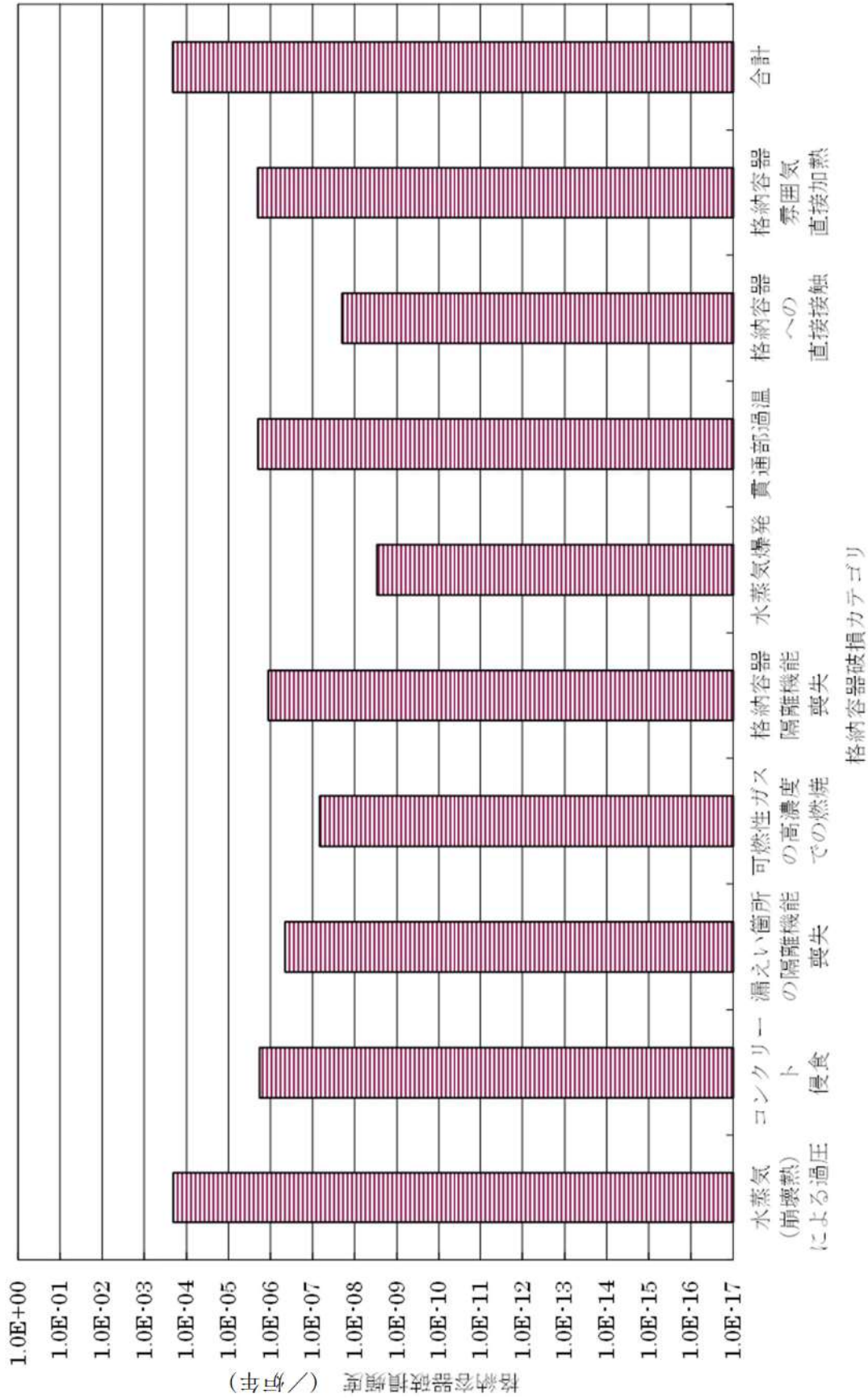
第 4.1.1.f-2 図 プラント損傷状態別炉心損傷頻度



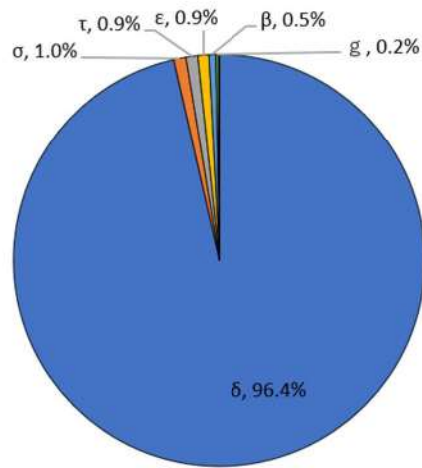
第 4.1.1.f-3 図 プラント損傷状態別格納容器破損頻度



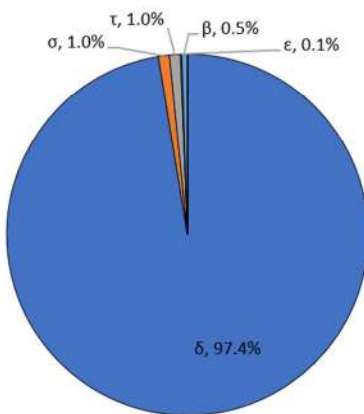
第 4.1.1.f-4 図 格納容器破損モード別格納容器破損頻度



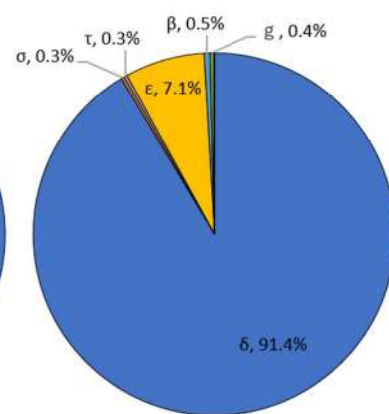
第 4.1.1.f-5 図 格納容器破損カテゴリ別格納容器破損頻度



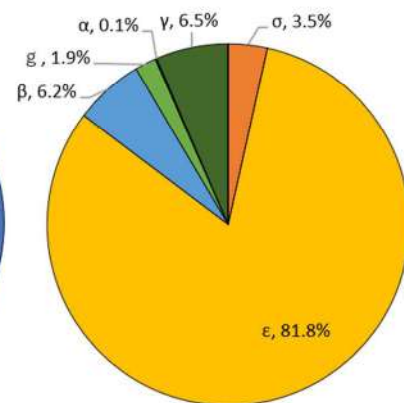
格納容器破損モード別 CFF



格納容器破損モード別 CFF
(PDS が SED の場合)

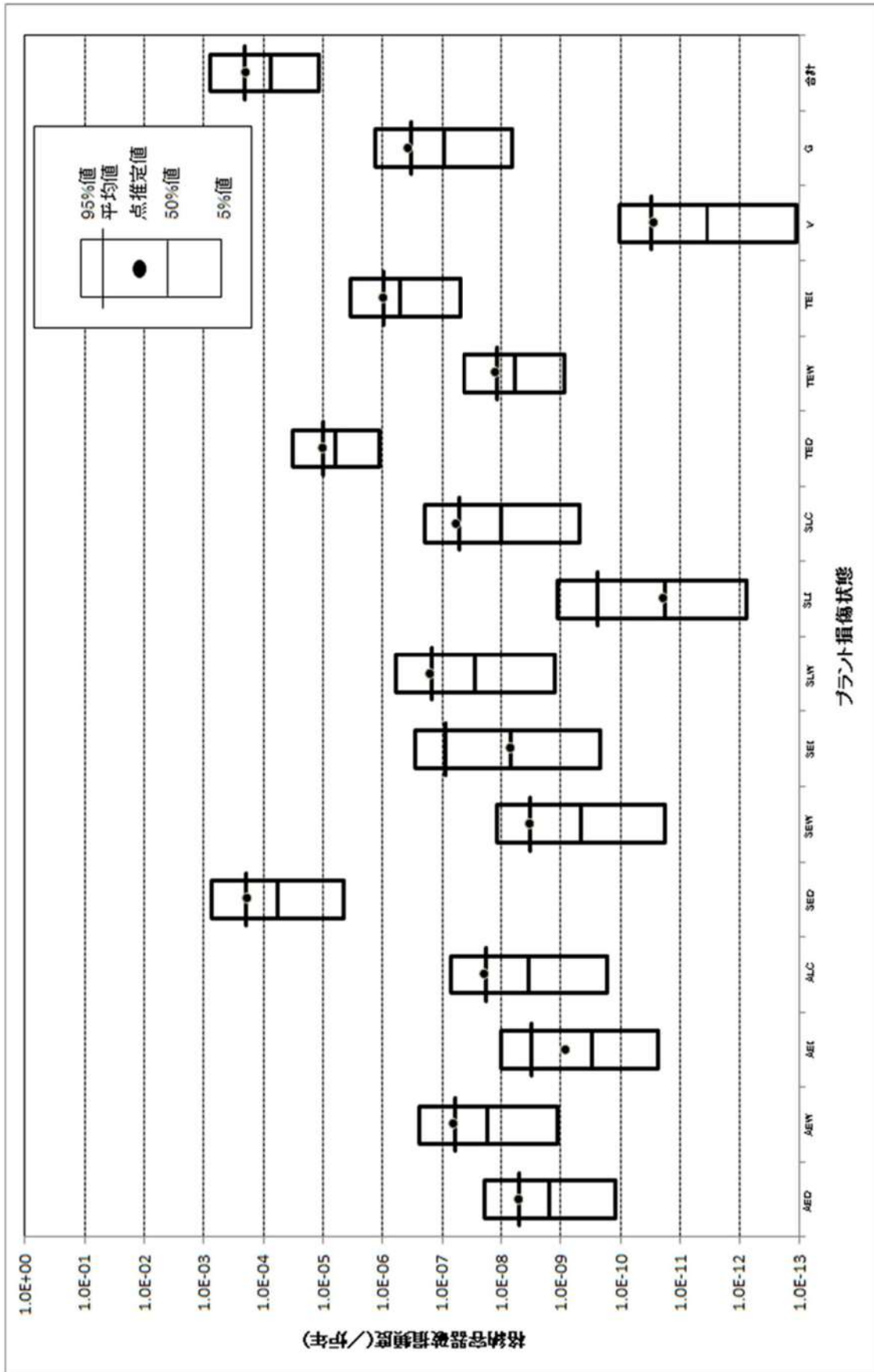


格納容器破損モード別 CFF
(PDS が TED の場合)

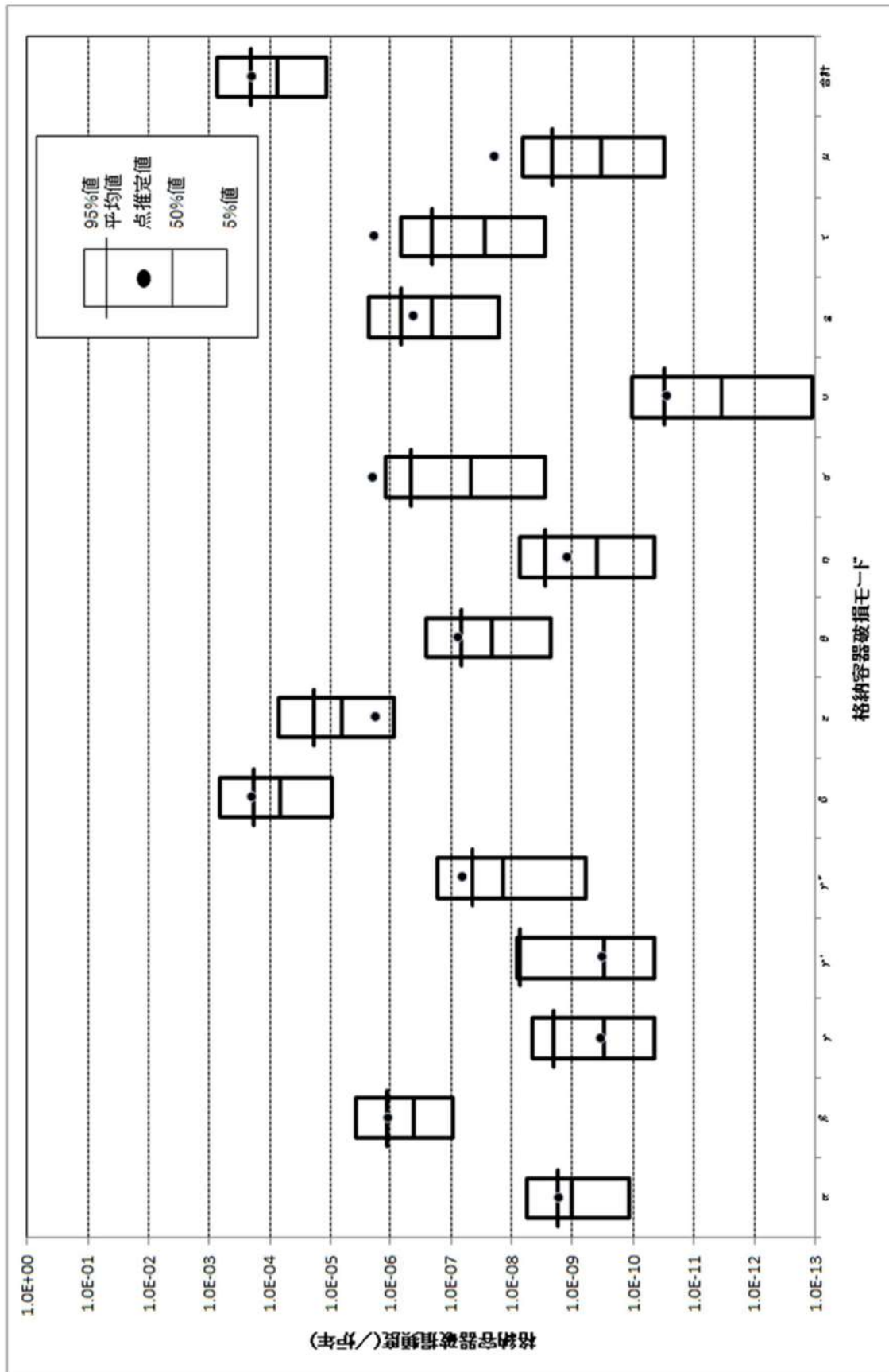


格納容器破損モード別 CFF
(PDS が TEI の場合)

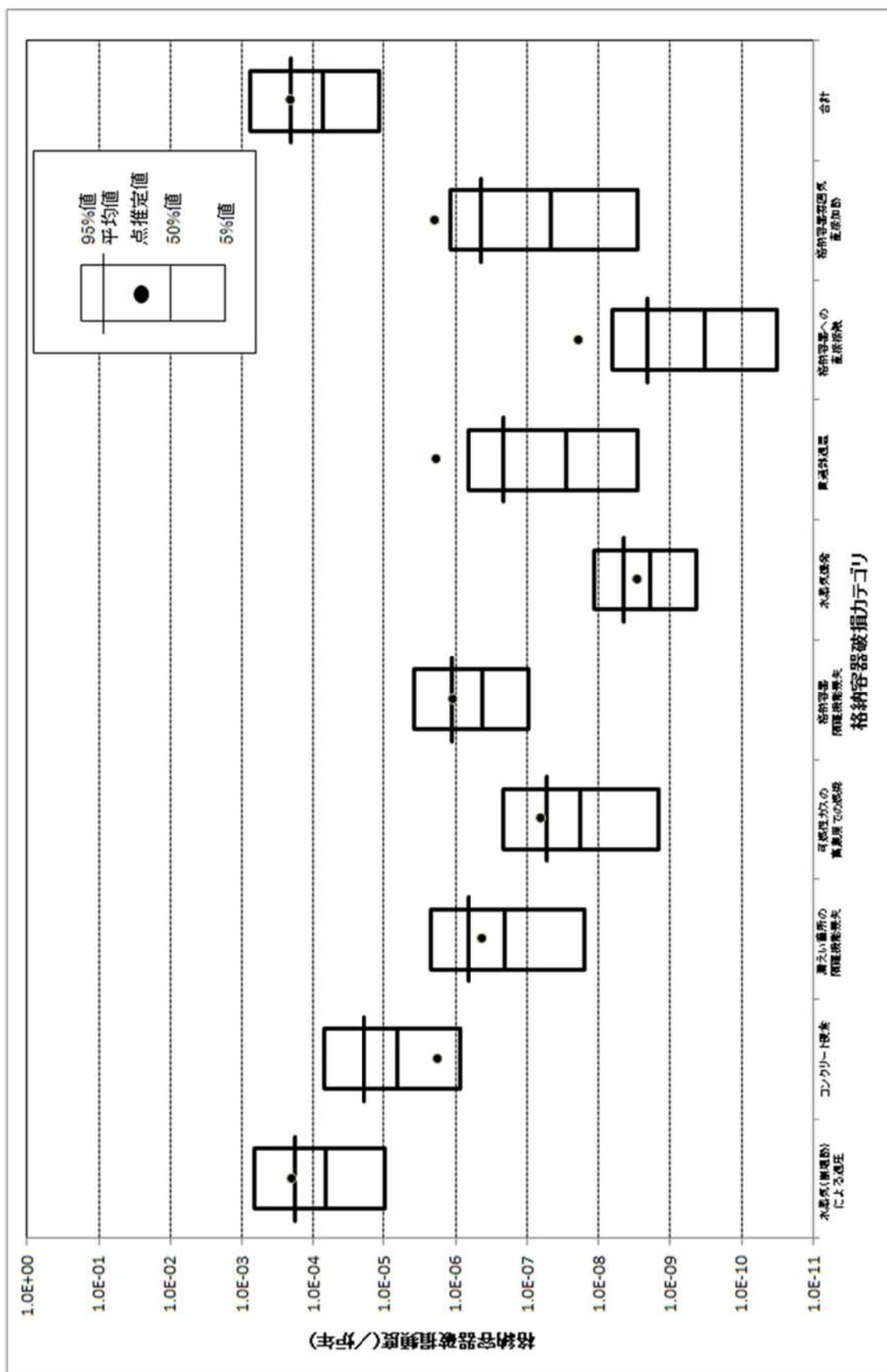
第 4.1.1. f-6 図 主要な PDS における格納容器破損モード別格納容器破損頻度割合



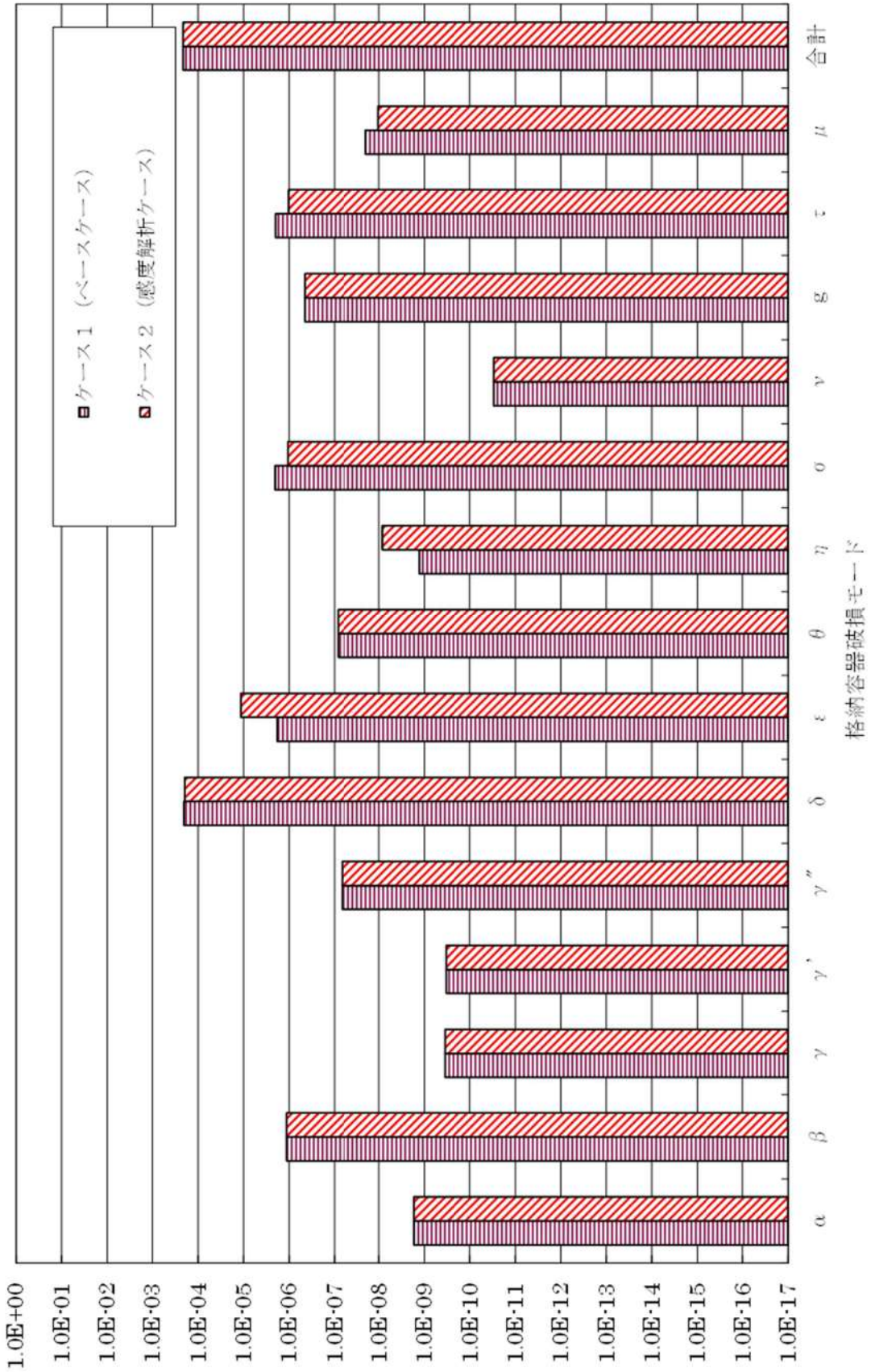
第 4.1.1.g-1 図 プラント損傷状態別格納容器破損頻度不確かさ解析



第 4.1.1.g-2 図 格納容器破損モード別格納容器破損頻度不確かさ解析



第 4.1.1.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 4.1.1.g-4 図 格納容器破損モード別格納容器破損頻度

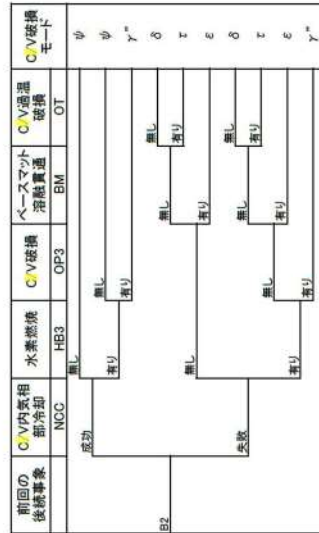
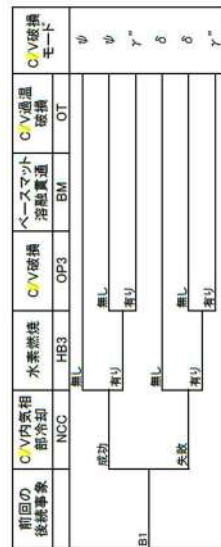
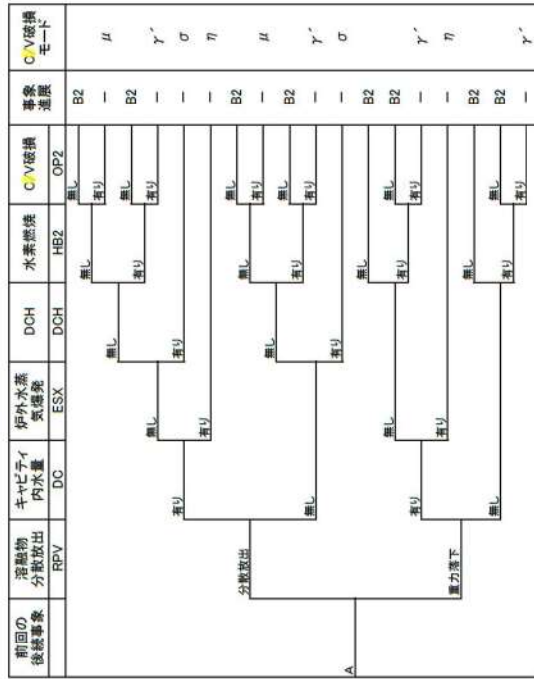
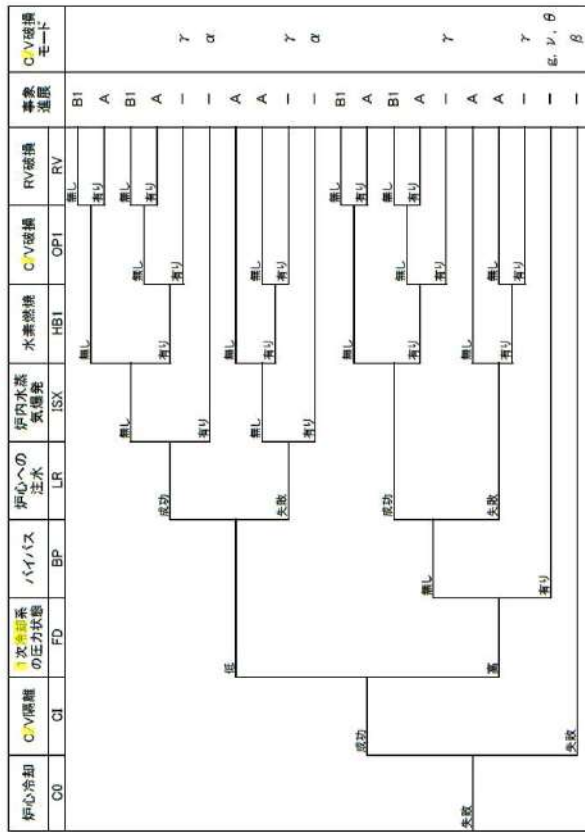
炉心損傷時期を分類する基準について

レベル 1.5PRA では、トランジェント（LOCA の発生がない過渡事象等）又は大中破断 LOCA 時に ECCS 注入若しくは ECCS 再循環に失敗している事象の炉心損傷時期を早期に分類し、大中破断 LOCA 時に ECCS 注入及び ECCS 再循環に成功している事象の炉心損傷時期を後期に分類している。小破断 LOCA については、補助給水による除熱に失敗している場合は、ECCS 注入に成功していても破断流のみでは 1 次冷却系の発熱を系外に除去することができないため、ECCS の成否にかかわらず炉心損傷時期を早期に分類し、補助給水による除熱に成功している場合は、ECCS 注入に成功していれば炉心冷却ができており、燃料取替用水ピットの枯渇までの時間が長いいため、ECCS 再循環の成否にかかわらず炉心損傷時期を後期に分類している。

以上を踏まえて、下図に示すとおりプラント損傷状態を早期、後期に分類している。

炉心損傷事故シーケンス	1次冷却材圧力	炉心損傷時期	格納容器破損時期	溶融炉心冷却手段	格納容器内除熱手段	プラント損傷状態	
A S T G V	高圧 TED, TEW, TEI	早期 (炉心損傷後)	(炉心損傷後)	有 TEW, TEI	有 TEI	TEI	
				無 TEW	無 (無)	TEW	
				無 TED	無 (無)	TED	
		後期 SLC, G	(炉心損傷前)	有 SLC	有 SLC	有 SLC	有 G
				無 SLW, SLI	有 (右)	有 SLI	有 SLI
				無 SLW, SLI	有 (右)	有 SLW	有 SLW
	中圧 SED, SEW, SEI SLW, SLI, SLC	早期 (炉心損傷後)	(炉心損傷後)	有 SEW, SEI	有 SEI	有 SEI	
				無 SEW	無 (無)	有 SEW	
				無 SED	無 (無)	有 SED	
		後期 ALC	(炉心損傷前)	有 (有)	有 (有)	有 ALC	有 V
				無 AEI, AEW	有 AEI	有 AEI	
				無 AED, AEW, AEI	有 AEW, AEI	有 AEW, AEI	
低圧 AED, AEW, AEI, ALC	早期 (炉心損傷後)	(炉心損傷後)	有 AEW, AEI	有 AEI	有 AEI		
			無 AEW	無 (無)	有 AEW		
			無 AED	無 (無)	有 AED		
	後期 V	(炉心損傷前)	有 AEI, AEW	有 AEI	有 AEI		
			無 AEW, AEI	有 AEW, AEI	有 AEW, AEI		
			無 AED, AEW, AEI	有 AEW, AEI	有 AEW, AEI		

泊発電所3号炉
内部事象運転時レベル1.5PRA イベントツリー



(注1) 事故進展の一は、その時点での格納容器破損を意味する。

- (注2) 格納容器破損モード:
α = 原子炉容器内の水蒸気爆発による破損
β = 格納容器壁面での水蒸気爆発による破損
γ = 水素燃焼による破損
γ' = 水素燃焼による破損
δ = 水蒸気、非凝縮性ガス蓄積による準静的な過圧による破損
ε = デブリ/コンクリート相互作用によるベースマウント溶融貫通
η = 水蒸気蓄積による準静的な加圧による格納容器失行破損
μ = 格納容器内の水蒸気爆発による破損
σ = 格納容器壁面気直管加熱による破損
ψ = 蒸気発生器伝熱管破損後の炉心損傷による格納容器パイパス
γ = 蒸気発生器伝熱管破損後の炉心損傷による格納容器パイパス
γ' = 蒸気発生器伝熱管破損後の炉心損傷による格納容器パイパス
δ = 蒸気発生器伝熱管破損後の炉心損傷による格納容器パイパス
ε = 蒸気発生器伝熱管破損後の炉心損傷による格納容器パイパス
ε = 蒸気発生器伝熱管破損後の炉心損傷による格納容器パイパス
- (注3) A: 原子炉容器破損有り
B1: 原子炉容器破損無し
B2: 原子炉容器破損有り

図 格納容器イベントツリー

原子炉格納容器隔離の分岐確率の妥当性と格納容器隔離失敗事象への対応

1. 格納容器隔離失敗確率の参考文献

米国の格納容器隔離機能の信頼性を検討した文献（NUREG/CR-4220¹）では、隔離失敗による大規模漏えい事象の発生確率として 5×10^{-3} を算出している。この値は、米国NRCのLER（Licensee Event Report）データベース（1965年～1983年）から大規模漏えいに至る事象を4件抽出、事象継続時間を1年として、運転炉年（740炉年）に対する割合として求められたものである。抽出された4件は、手順の問題や運転員の操作ミスの結果生じる格納容器の破損を含む事象であり、第1表の通りである。

なお、この4件以外にもエアロック開放に関する事象が75件抽出されているが、これらの事象の継続時間は数時間程度までである。事象継続時間を保守的に4時間と設定して、これらの事象による隔離失敗確率を算出すると 5×10^{-5} 程度となると報告されており、 5×10^{-3} に比較して十分小さい値である。

第1表 大規模漏えいとして抽出された事象（NUREG/CR-4220）

Reactor	Year	Event
Oconee 1	1973	Isolation Valves Open
San Onofre 1	1977	Holes in Containment
Palisades	1979	By-pass Valves Open
Surry 1	1980	Holes in Containment

実プラントで想定される格納容器からの漏えい経路は2.に示す通りであり、NUREG/CR-4220で報告されている漏えい経路と同様と考え、格納容器隔離失敗の発生確率としてLERデータベースに基づく値を使用することとした。

2. 実プラントで想定される格納容器隔離失敗の経路

実プラント（泊3号炉）で想定される格納容器隔離失敗は、機械的破損及び人的過誤による隔離機能喪失であり、以下に示す通りである。

(1) 機械的破損による隔離機能喪失

a) 格納容器貫通部からの漏えい

原子炉格納容器の電気配線貫通部や配管貫通部が破損している場合には、格納容器内雰囲気漏えいする可能性がある。

¹ U.S.NRC, Reliability Analysis of Containment Isolation Systems, NUREG/CR-4220

b) 格納容器アクセス部からの漏えい

機器搬入口，通常用エアロック，非常用エアロック等のアクセス部のシール部又は溶接部が破損している場合には，格納容器内雰囲気漏えいする可能性がある。

c) 格納容器隔離弁からの漏えい

格納容器給気系統等の隔離弁に異常な漏えいがある場合には，アニュラス部，補助建屋等に格納容器内雰囲気が漏えいする可能性がある。

d) 格納容器外バウンダリからの漏えい

格納容器再循環配管等の格納容器内雰囲気と連通している部分のバウンダリが破損する場合には，格納容器内雰囲気が漏えいする可能性がある。

(2) 人的過誤による隔離機能喪失

a) 漏えい試験配管からの漏えい

定期点検時の格納容器漏えい試験の後に，試験配管フランジの復旧忘れ等がある場合には，格納容器内雰囲気が漏えいする可能性がある。

b) 燃料移送管からの漏えい

燃料取替の後に，燃料移送管のフランジカバー，隔離弁の復旧忘れ等がある場合には，格納容器内雰囲気が漏えいする可能性がある。

3. 最近の米国の格納容器隔離失敗実績に関する参考文献

レベル 1.5PRA で適用した格納容器隔離失敗確率の文献 (NUREG/CR-4220) では，1983 年までのデータを基にしている。ここでは，最近の実績調査例として，米国の漏えい率試験間隔延長に関するリスク影響評価の報告書² (EPRI 報告書と称す) の調査例を示す。

EPRI 報告書では，総合漏えい率試験 (ILRT : Integrated Leak Rate Test) 間隔を 15 年に延長することのリスク影響を評価しており，2007 年時点までの ILRT データを調査している。この報告書では大規模漏えいに至る漏えいとして，設計漏えい率の 35 倍を基準としているが，大規模漏えいに至る隔離機能喪失事象の実績は 0 件となっている。

なお，設計漏えい率の 10 倍より大きい漏えい事象として第 2 表に示す 3 件が抽出されている。

² EPRI, Risk Impact Assessment of Extended Integrated Leak Rate Testing Intervals, Revision 2-A of 1009325, Final Report, October 2008

第2表 EPRI 報告書で抽出された比較的大きな漏えい事象²

Date	Plant	Cause
Aug-84	不明	記載なし
Jun-85	不明	記載なし
Dec-90	Dresden 2 BWR mark I	ILRT 中に発見された 真空破壊装置の漏えい

EPRI 報告書では、大規模漏えいに至る事象実績を ILRT 試験数で除することで隔離機能喪失の確率を概算している。すなわち、大規模漏えいに至る事象実績 0 件（計算上 0.5 件としている）を ILRT 試験数 217 件で除すると隔離機能喪失の確率は 0.0023 ($0.5 / 217 = 0.0023$) となる。この値は、NUREG/CR-4220 で評価された格納容器隔離失敗確率の 5×10^{-3} よりも小さい値となっており、EPRI 報告書の結果を考慮しても NUREG/CR-4220 の評価結果を適用することは妥当であると考えられる。

4. 格納容器隔離失敗事象への対応

格納容器隔離失敗事象には、炉心損傷の時点で原子炉格納容器の隔離に失敗している場合と、1次冷却系につながる余熱除去系の格納容器隔離弁故障により余熱除去系配管が原子炉格納容器外で破断した後に炉心損傷に至る場合が含まれている。

PRA では、炉心損傷の時点で原子炉格納容器の隔離に失敗している場合を考慮している。PRA 上、具体的な隔離失敗（漏えい）箇所を設定しているものではないが、万一、炉心損傷の時点で原子炉格納容器の隔離に失敗していた場合には、中央制御室からの隔離失敗（漏えい）箇所の隔離を試みることとなる。

このため、本事象への対応としては、炉心損傷頻度の低減を図ると共に、万一の重大事故発生時に原子炉格納容器の隔離に失敗していることの無いよう、原子炉格納容器の漏えいに対する検知性を向上させることが有効であり、これらについては重大事故等対処設備や日常の原子炉格納容器の圧力監視等で対応している。

格納容器直接接触の分岐確率の設定について

格納容器直接接触についてはヘディング格納容器破損（OP2）の分岐確率の1つとして、米国PWRドライ型プラントでの溶融炉心分散量が少なくC/Vへの負荷が小さいという評価を踏まえて、格納容器直接接触により格納容器破損に至る可能性は極めて小さいと想定し という確率を採用している。

米国の各プラントの格納容器直接接触に関する文献を調査した結果からは、Zion, Surryといったドライ型プラントについては直接接触の可能性は極めて低いとされている一方、アイスコンデンサ型プラントであるSequoyahでの直接接触のCCFPとして0.240と比較的大きい分岐確率が設定されている。

具体的にはZion, Surryの両プラントを対象に評価結果を記載したNUREG/CR-6075, NUREG/CR-6109では、DCH評価に関する記載はあるものの、直接接触の影響は言及されていない。一方、Sequoyahを対象に評価結果をまとめたNUREG/CR-6427では、ドライ型プラントでは考慮不要とした直接接触の発生可能性が記載されており、アイスコンデンサ型プラントにおいては、溶融炉心分散放出先の区画がC/Vライナー部に近接しており、直接接触する可能性が比較的高いものと想定されている。

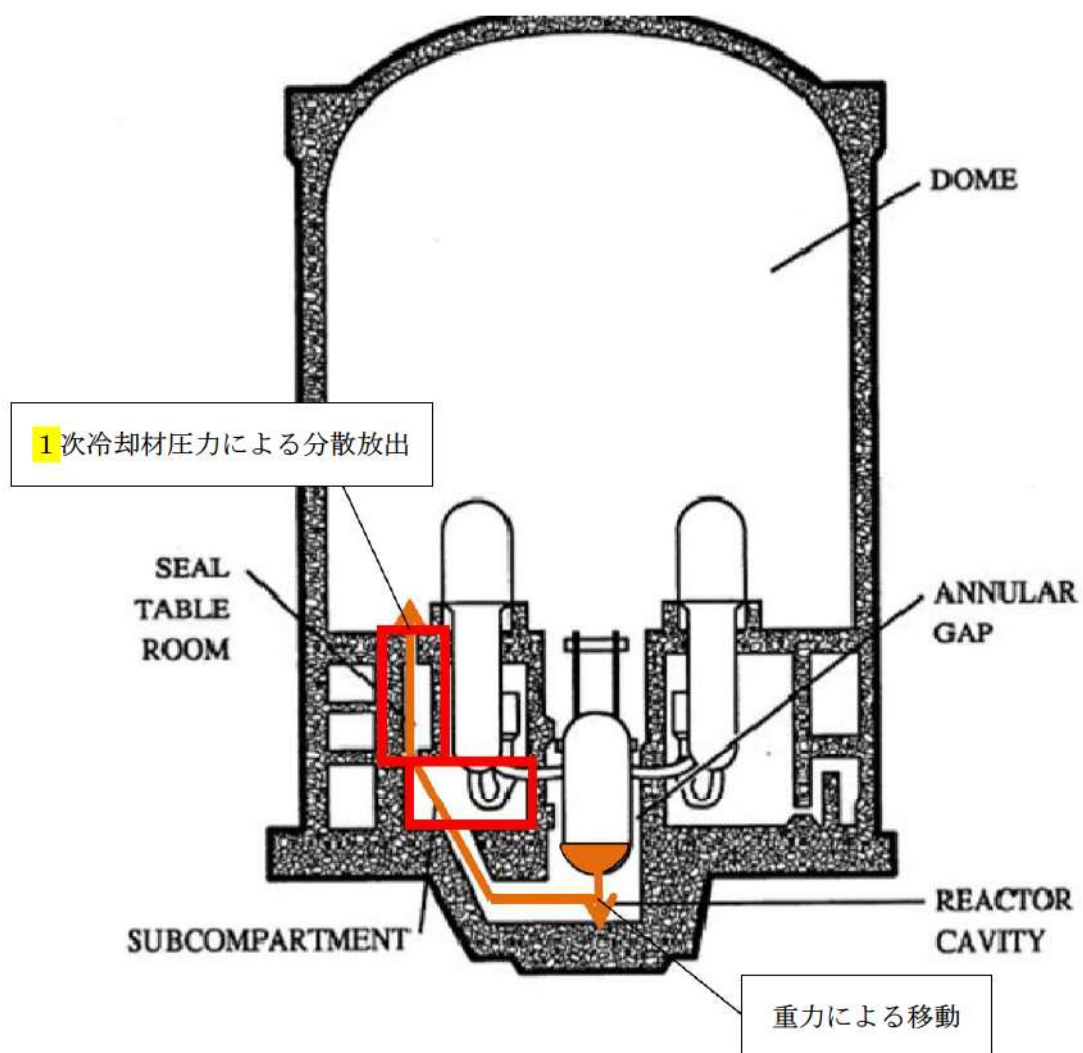
泊3号炉とZion, Surry, Sequoyahの各プラントの格納容器内の溶融炉心分散経路を比較した場合、泊3号炉はSurryに最も近い構造となっており、分散経路の観点からも格納容器ライナー部に溶融炉心が接触する可能性は極めて小さいものと判断できる。

*溶融炉心放出先の区画において、溶融炉心放出口からC/V内壁までの距離が、泊3号炉で約10m、Zionで約7m、Surryで約9m、Sequoyahで約3mとなっており、泊3号炉はSurryに最も近い構造となっている。

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

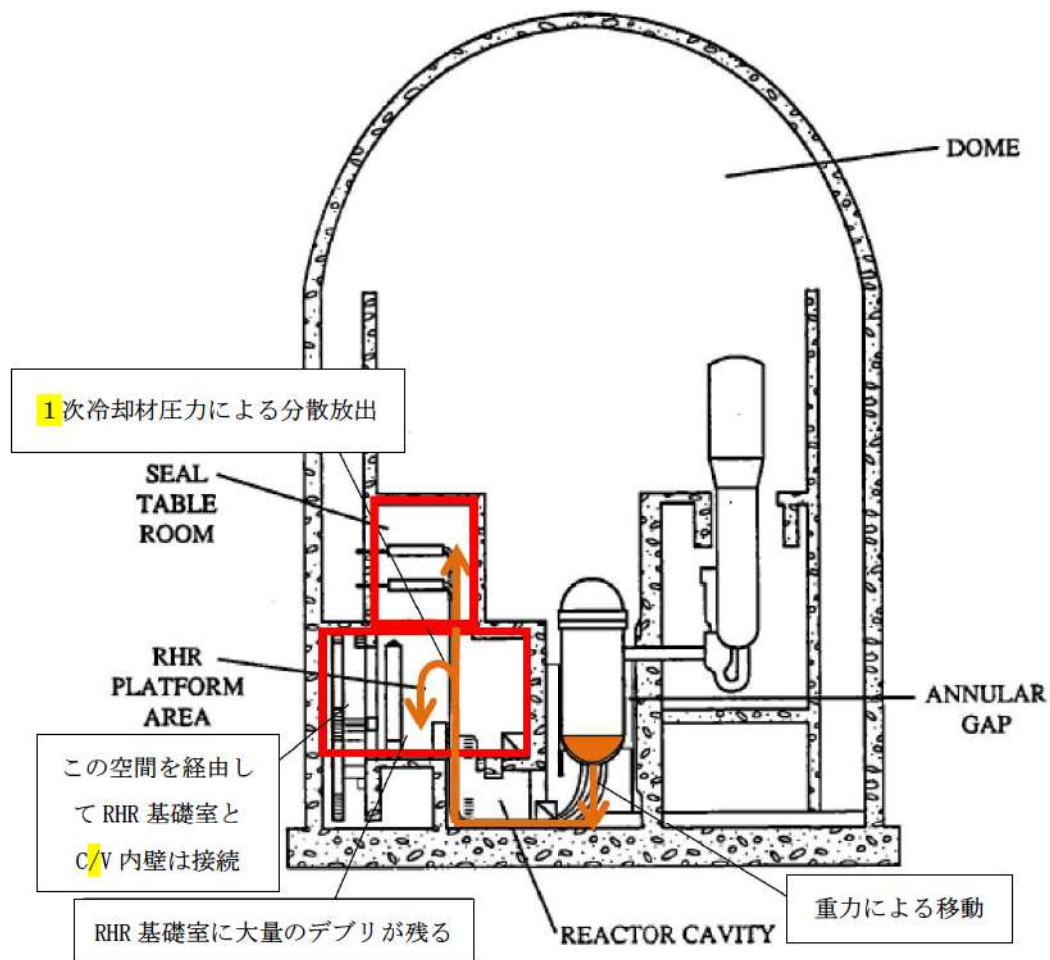
表 各プラントの格納容器直接接合に関する文献及びその概要

プラント	文献	概要	溶融炉心放出経路	直接接合のCCFP
Zion	NUREG/CR-6075	<ul style="list-style-type: none"> 格納容器直接接合に係る記載なし。(ROAAM (Risk Oriented Accident Analysis Methodology) 手法を用いて、Zionプラント (大型ドライ型C/V/PWR) でのDCH評価を実施している。評価の結果、DCHによるC/Vへの負荷はC/V耐力を下回り、全シナリオのCCFPは10^{-3}以下となった。) 	<p>経路は第1図に示す。 RV下部キャビティへ落下し、RV下からICISトネルを通過し、キャビティ出口上部に位置するシールテール室に入り、さらに上部にあるドーム部へ分散される。</p> <p>経路は第2図に示す。 RV下部キャビティへ落下し、RV下からICISトネルを通過し、RHR基礎室に入り、大量の溶融炉心が残る。一部の溶融炉心はRHR基礎室上部のシールテール室を通過し、外側部分を経由し、さらに上部にあるドーム部へ分散される。</p>	<p>— (NUREG/CR-6427に、これらドライ型プラントでは大量の溶融炉心がC/Vライナーに蓄積するよう溶融炉心放出経路はないと記載あり)</p>
Surry	NUREG/CR-6109	<ul style="list-style-type: none"> 格納容器直接接合に係る記載なし。(NUREG/CR-6075と同一手法、シナリオにて、Surryプラント (負圧維持型C/V) を対象としたDCHを評価している。評価の結果、DCHによるC/Vへの負荷はC/V耐力を下回った。) 	<p>経路は第3図に示す。RV下部キャビティへ落下し、RV下からICISトネルを通過し、キャビティ出口上部にあるシールテール室を経由し、シールテール室の設置されている区画へ分散される。</p>	<p>0.240 (1次系高圧及び原子炉下部キャビティに水なしの場合、NUREG-1150)</p>
Sequoyah	NUREG/CR-6427	<ul style="list-style-type: none"> DCH現象に係る評価結果の一部に格納容器直接接合に係る記載有 (Westinghouse社製アイスコンデンサ型プラント (代表: Sequoyahプラント) では、大型ドライ型C/V又は負圧維持型C/Vプラント等其他プラントとDCH現象が異なるため、NUREG-1150のETを簡素化した確率論的フレームワークよりアプローチする手法を使用している。) 	<p>経路は第4図に示す。 RV下部キャビティへ落下し、RV下からICISトネルを通過し、キャビティ出口上部にあるシールテール室を経由し、キャビティ出口上部にあるシールテール室を経由し、上部にあるドーム部へ分散される。</p>	<p>—</p>
泊3号炉	原子炉設置許可申請書	—	—	—



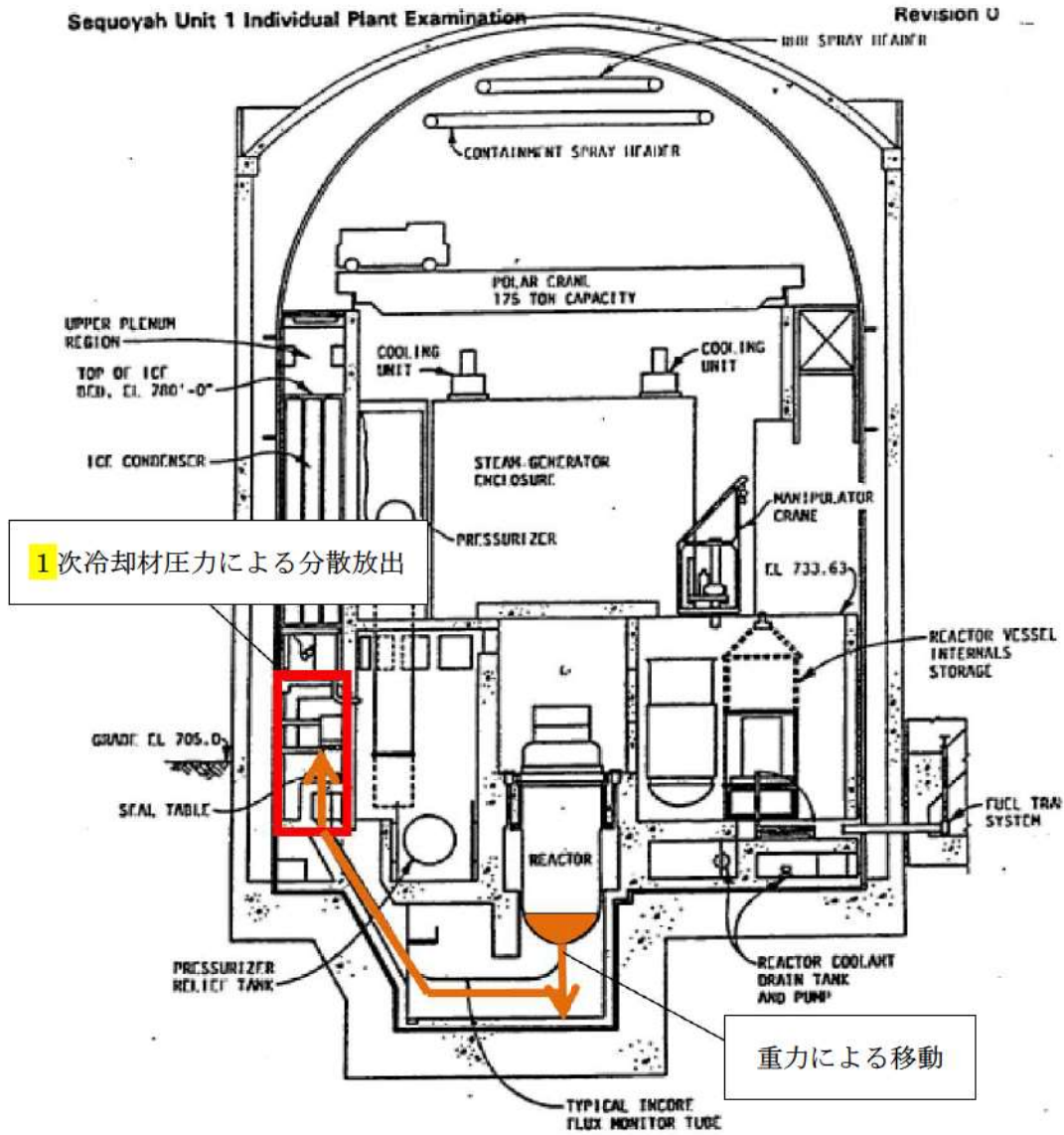
第1図 Zionプラント

出典：NUREG/CR-6075, “The Probability of Containment Failure by Direct Containment Heating in Zion”



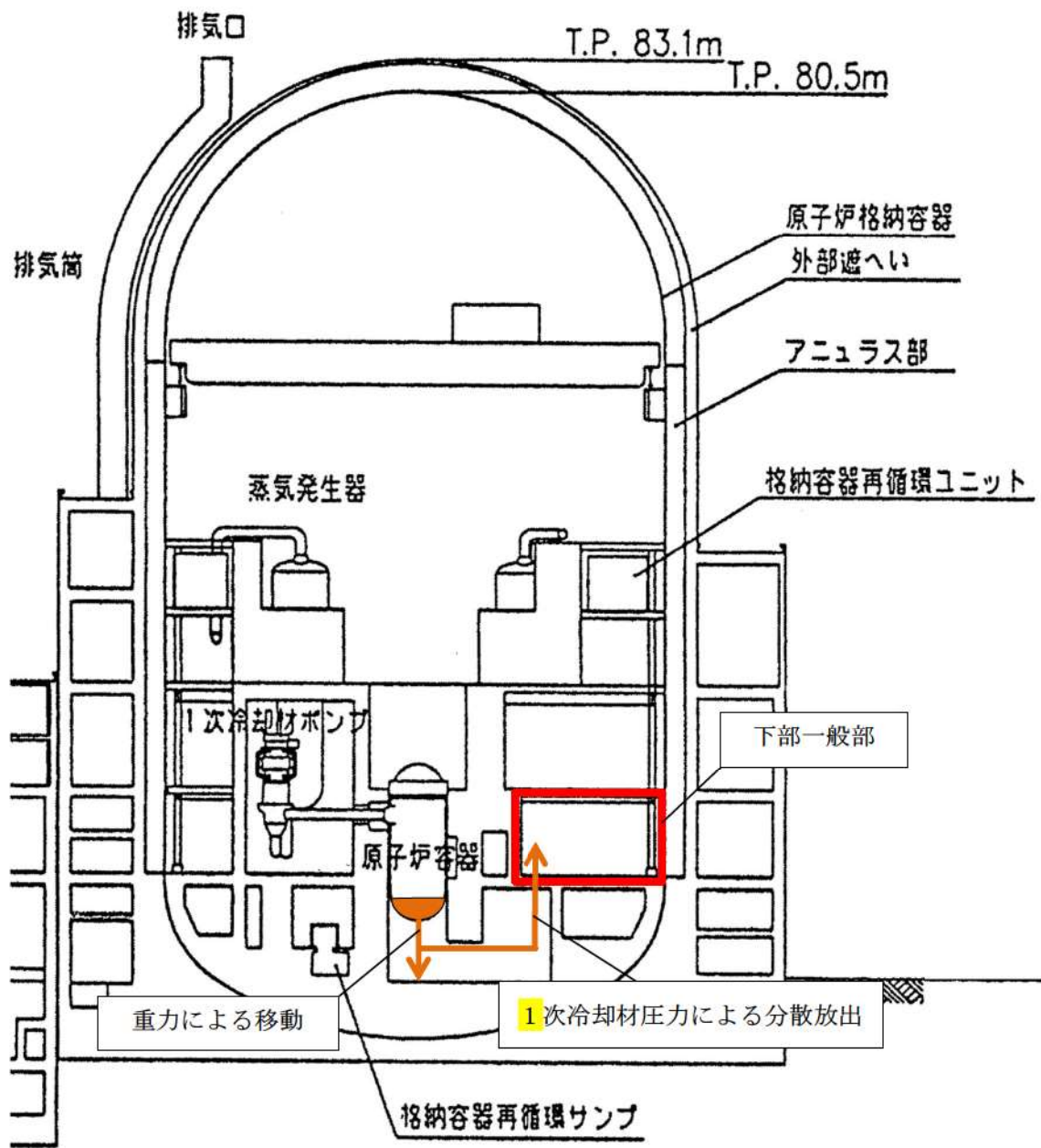
第2図 Surryプラント

出典：NUREG/CR-6109, “The Probability of Containment Failure by Direct Containment Heating in Surry”



第3図 Sequoyahプラント

出典：NUREG/CR-6427, “Assessment of the DCH Issue for Plants with Ice Condenser Containments”



第4図 泊3号炉

出典：泊発電所3号炉 原子炉設置許可申請書

泊発電所3号炉審査資料	
資料番号	SAE9 r. 8. 0
提出年月日	令和5年5月31日

泊発電所3号炉
重大事故等対策の有効性評価

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価

令和5年5月
北海道電力株式会社

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価

目 次

	頁
1. 評価の概要	1
(1) はじめに	1
(2) 限界温度・圧力の評価	1
(3) 健全性確認	2
a. 評価対象	2
b. 機能喪失要因	4
c. 評価方法	5
d. 評価結果の概要	8
(4) 結論	28

1. 評価の概要

(1) はじめに

泊発電所3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℃，2 Pd（0.566MPa[gage]，Pd：最高使用圧力（0.283MPa[gage]））として評価している。以下にその根拠と妥当性を示す。

第1表 原子炉格納容器の設計条件と限界温度・圧力の比較

	設計仕様 (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	132℃	200℃
圧力	0.283MPa[gage] (1 Pd)	0.566MPa[gage] (2 Pd)

(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、機器搬入口、エアロック、貫通部、隔離弁等が、重大事故等時において著しい損傷が生じることなく、気密性を確保することが必要である。

重大事故等時の原子炉格納容器閉じ込め機能については、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を考慮し、原子炉格納容器バウンダリを構成する機器の機能が健全に維持できることが確認できる条

件を設定する。

これらを踏まえ、有効性評価における重大事故等時の原子炉格納容器の限界温度・圧力をそれぞれ 200℃，2 Pd 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℃，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。

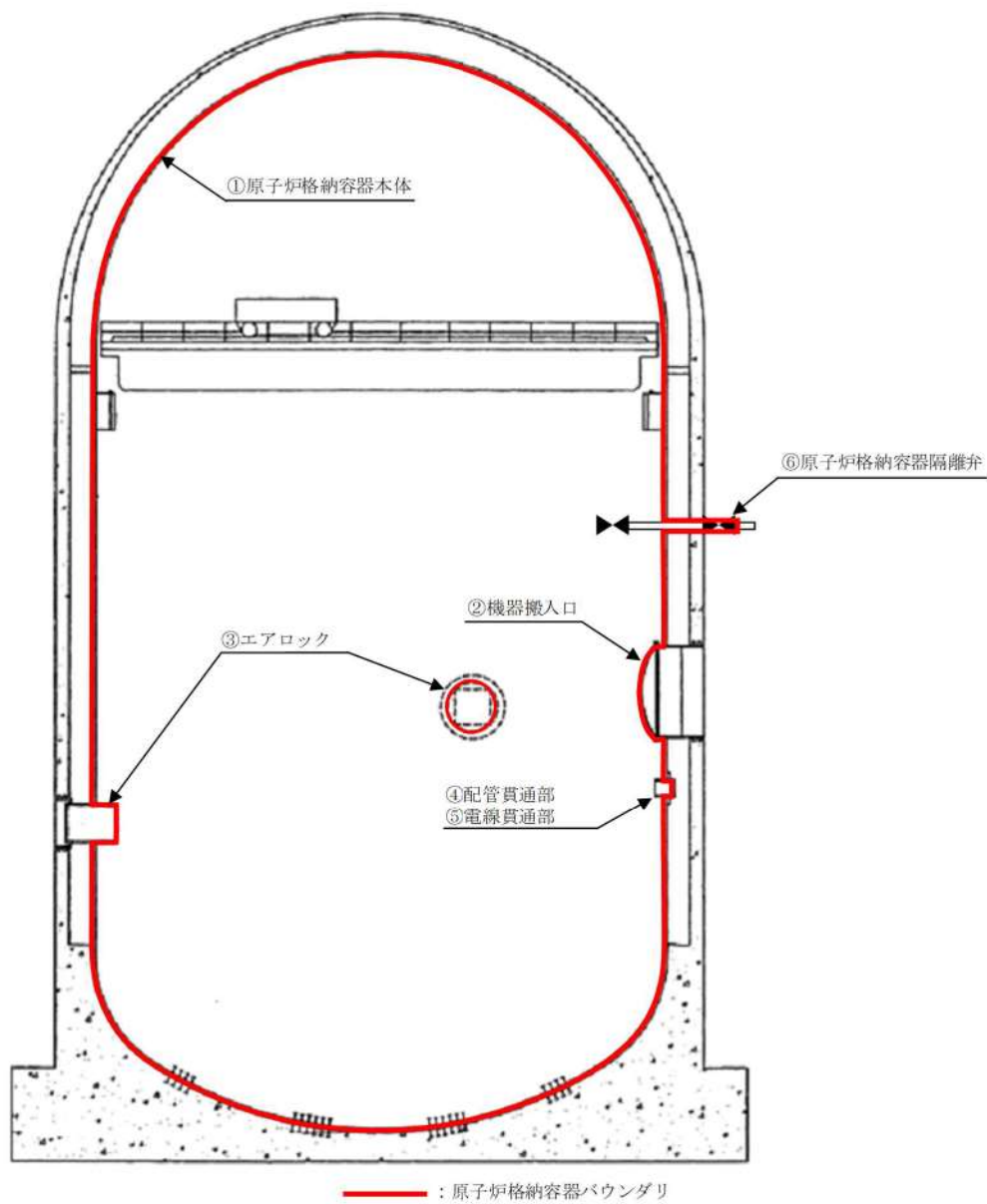
さらに，福島第一原子力発電所事故において，原子炉格納容器からの漏えい要因の一つとして推定されている原子炉格納容器に設置されるフランジ部等のシール部についても，200℃，2 Pd の環境下での機能維持を確認する必要がある。

このことから，原子炉格納容器本体のほかに，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，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。

原子炉格納容器バウンダリ構成部の概要を第 1 図に示す。

原子炉格納容器貫通部（配管貫通部，電線貫通部）については，貫通部の構成部品ごとに評価を行う。

- ① 原子炉格納容器本体
- ② 機器搬入口
- ③ エアロック
- ④ 配管貫通部
- ⑤ 電線貫通部
- ⑥ 原子炉格納容器隔離弁



第 1 図 原子炉格納容器バウンダリ構成部の概要図

b. 機能喪失要因

原子炉格納容器バウンダリを構成する各設備の重大事故等時における放射性物質の閉じ込め機能を喪失させる要因（以下「機能喪失要因」という。）として，原子炉格納容器内の温度，圧力条件や原子炉格納容器本体の変形に伴い，第2表に示す要因が想定される。

第2表 評価対象における機能喪失要因

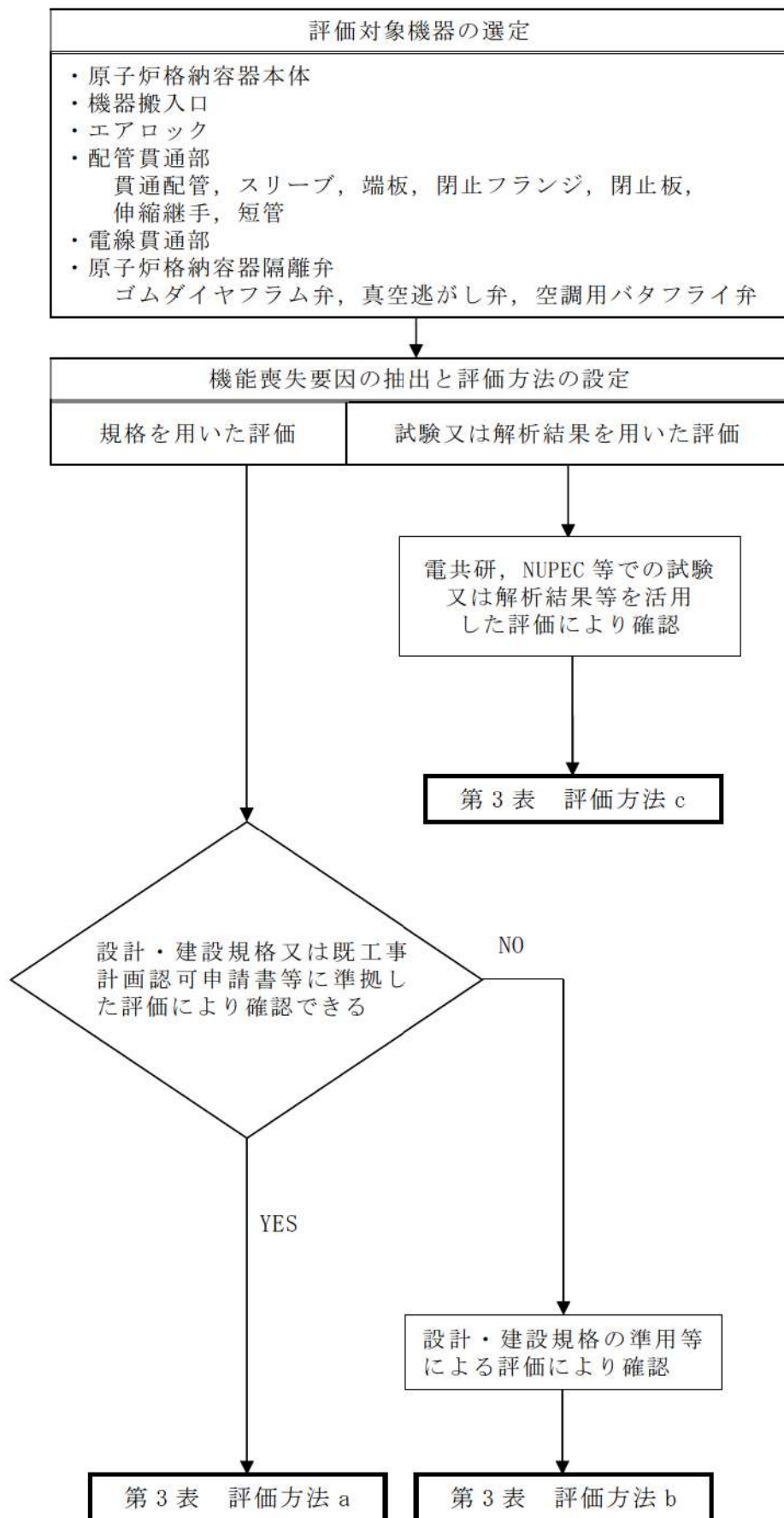
評価対象		機能喪失要因	
		構造部	シール部
①原子炉格納容器本体	一般部及び局部	延性破壊	—
②機器搬入口	蓋	座屈	—
	フランジ	延性破壊	—
	ボルト	延性破壊	—
	シール部	—	変形，高温劣化
③エアロック	隔壁	延性破壊	—
	シール部	—	変形，高温劣化
④配管貫通部	貫通配管	延性破壊	—
	スリーブ	延性破壊	—
	端板	延性破壊	—
	閉止フランジ	延性破壊	シール能力不足による漏えい
	閉止板	延性破壊	—
	伸縮継手	疲労破壊	—
	短管	圧壊	—
⑤電線貫通部	本体及び端板	延性破壊	—
	モジュール	—	エポキシ樹脂付着力低下，Oリング変形
⑥原子炉格納容器隔離弁	耐圧部材	延性破壊	—
	シール部	—	変形

c. 評価方法

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

- (a) 発電用原子力設備規格 設計・建設規格（2005 年版（2007 年追補版含む）JSME S NC1-2005/2007）（以下「設計・建設規格」という。）又は既工事計画認可申請書等に準拠した評価
- (b) 設計・建設規格の準用等による評価
- (c) 電共研，NUPEC 等での試験又は解析結果等を活用した評価

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



第 2 図 評価方法による評価対象機器の分類

第3表 評価対象機器の分類及び評価内容

評価対象機器	想定される機能喪失要因	評価方法※1	評価方法の概要	判定基準
①原子炉格納容器本体	延性破壊 (一般部及び局部)	b	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器の一般部について、設計・建設規格の評価式を適用し、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)。 原子炉格納容器の局部について、代表フラットの有限要素法による応力評価結果及びび泡発電所3号炉への適用性を確認する。 	<ul style="list-style-type: none"> 許容圧力は2Pdを上回る。 代表フラットにおける評価結果より許容圧力は2Pdを上回る。
	<ul style="list-style-type: none"> 座屈 (蓋) 延性破壊 (フランジ、ボルト) 	b	<ul style="list-style-type: none"> 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の評価式に基づき許容座屈圧力を算定。 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フラットの結果を使用し、フラッ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。 	<ul style="list-style-type: none"> 蓋板において許容座屈圧力が2Pdを上回る。 フランジ及びボルトに発生する応力がSu以下。
②機器搬入口	変形、高温劣化 (シールド部)	c	シールド部の隙間評価結果及びびガスクラックについて試験結果に基づき評価を実施。	漏えいなし。
	延性破壊 (隔壁)	b	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)相当の応力が発生する時の圧力が2Pdを上回る。
③エアロゾク	変形、高温劣化 (シールド部)	c	シールド部の隙間評価結果及びびガスクラックについて試験結果に基づき評価を実施。	漏えいなし。
	延性破壊 (貫通配管)	a	代表配管について、原子炉格納容器変位に伴う曲げ荷重の作用による強度評価を、設計・建設規格 PPC-3530、PPB-3531又はPPB-3536に準拠し、既工事計画認可申請書で実績のある手法で評価を実施。	PPC-3530又はPPB-3531の許容値を満足する。又は、PPB-3536に基づく繰返しピーク応力強さの許容値を満足する。
④配管貫通部	延性破壊 (スリーブ)	b	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・建設規格を準拠し、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。
	延性破壊 (端板)	a	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。
⑤電線貫通部	延性破壊 (閉止フランジ)	b	<ul style="list-style-type: none"> レライノク設計の耐圧能力を確認。 シールド力不足による漏えい。 	<ul style="list-style-type: none"> レライノク設計の耐圧能力が2Pdを上回る。 管理圧縮量が必要圧縮量を上回る材質の耐放射線性能、耐熱性能が重大事故時の原子炉格納容器内の条件を満足している。
	延性破壊 (閉止板)	a	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。
⑥原子炉格納容器隔離弁	疲労破壊 (伸縮継手)	a	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。
	圧壊 (短管)	a	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。
⑦原子炉格納容器隔離弁	延性破壊 (本体、端板)	a	<ul style="list-style-type: none"> 本体、端板について、設計・建設規格PVE-3230、3410に準拠し、必要板厚を算定。 端板のリガメント部に発生する応力について、既工事計画認可申請書評価結果を用いて200℃、2Pdに対する発生応力・許容応力の換算評価を実施。 	<ul style="list-style-type: none"> 設計上の厚さが必要板厚を上回る。 発生応力が許容値(3S)を満足する。
	<ul style="list-style-type: none"> 球状樹脂付着力低下 オリク変形 (シールド部) 	c	実機を模擬した検証試験により評価。	漏えいなし。
⑧原子炉格納容器隔離弁	延性破壊 (耐圧部材)	a	ゴダグ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実施。	2Pdが200℃における許容圧力以下。
	変形 (シールド部)	c	EPコムの材料加速試験結果に基づいて健全性を確認。また、空調用ハゲワラム弁の蒸気漏えい試験により確認。	漏えいなし。
⑨原子炉格納容器隔離弁	延性破壊 (耐圧部材)	a	<ul style="list-style-type: none"> 耐圧機能は設計・建設規格に規定されている許容圧力により評価。 隔離機能については、既工事計画認可申請書で評価実績のある設計・建設規格に準拠した手法で評価実施。 	<ul style="list-style-type: none"> 耐圧機能：2Pdが200℃における許容圧力以下。 隔離機能：弁体の発生応力が、許容値(1.5S)以下。
	変形 (シールド部)	c	EPコムの材料加速試験結果に基づいて健全性を確認。また、空調用ハゲワラム弁の蒸気漏えい試験により確認。	漏えいなし。
⑩空調用ハゲワラム弁	変形	c	蒸気漏えい試験により評価。	漏えいなし。

※1 a：設計・建設規格又は既工事計画認可申請書に準拠した評価
b：設計・建設規格の準拠による評価
c：電共研、NUPEC等での試験又は解析結果等を活用した評価

d. 評価結果の概要

① 原子炉格納容器本体

原子炉格納容器本体の設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である 200℃、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及び圧縮力が原子炉格納容器本体に生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び座屈は評価対象外と考えることができる。

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

ここで、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。

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）を実施した結果を基に国内 Su 値検討会で設定された設計引張強さ（Su）に割下げ率を考慮して設定されたものである（設計・建設規格 解説 GNR-2200）。

今回の評価は、設計基準である最高使用温度及び最高使用圧力を超過する原子炉格納容器本体の構造健全性を確認するものであるため、上記割下げ率を P_m （一次一般膜応力強さ）には 1.5、 $P_L + P_b$ （一次局部膜応力強さ＋一次曲げ応力強さ）には 1.0 とした評価を行う。すなわち、原子炉格納容器本体に発生する応力が、 P_m が $2/3Su$ 、 $P_L + P_b$ が Su 以下であれば、延性破壊には至らず、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（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、泊発電所 3 号炉の原子炉格納容器本体の一般部の許容圧力は $2 P_d$ 以上（半球部及び円筒部ともに約 $2.2 P_d$ ）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、これに基づき泊発電所3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、泊発電所3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。

② 機器搬入口

機器搬入口は、フランジ付き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、それぞれのシール溝にガスケットを取り付ける二重シール構造になっている。

機器搬入口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℃、2 Pd を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと及び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。

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ひずみによる強制変位が顕著に作用する。この変位及び原子炉格納容器内圧による過度な塑性変形に伴う延性破壊、また、フランジ部の変形及びシール材の高温劣化によるシール機能の低下が考えられる。

また、球殻形状である蓋は、蓋板厚に対し、蓋板内半径が大きく、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。

- ・ 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。機器搬入口の内径は代表プラントと比較し 7 % 程度大きくなるが、機器搬入口の胴及び取付部は、代表プラントと同様に十分に補強されているとともに原子炉格納容器半球部と比較し評価圧力に対して十分裕度があるも

のであり、その評価結果に包絡される。

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 $2 Pd$ を上回ることを確認した。

・シール機能

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ひずみ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部の応力について、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部の解析評価結果（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）を実施した結果を基に、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 、 $2 Pd$ の環境下での機器搬入口の構造健全

性を確認するものであるため、上記割下げ率を 1.0 とした評価を行う。すなわち、機器搬入口に発生する応力が、設計引張強さ (Su) 以下であれば、延性破壊には至らず、構造は健全で機能要求（放射性物質の閉じ込め機能）を確保できると考える。この許容値の考え方は、設計・建設規格 解説図 PVB-3111-5 に示すように、供用状態 D の $P_L + P_b$ （一次局部膜応力強さ＋一次曲げ応力強さ）の許容値と同等である。なお、耐圧機能維持の観点から、安全評価上の仮定（一次冷却材喪失事故を想定）に保証を与える目的で応力評価を行う設計・建設規格の供用状態 D の許容応力は、鋼材の究極的な強さを基に、弾性計算により塑性不安定現象の評価を行うことへの理論的安全余裕を考慮して定めたものであるのに対し（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（ただし、200℃における設計引張強さ）を適用することは妥当である。

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

また、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）については、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。

③ 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。この開口部に枠板（隔壁）を溶接し、枠板の前面を開閉扉で塞ぐ構造である。枠板の前面と扉間のシールにはシリコンゴムのガスケットを使用している。なお、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、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、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℃、2 Pd の条件を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないこと及び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℃、2 Pd の環境下での健全性を確認した。

・ 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、判定基準を 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、原子炉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の添付資料「エアロックの応力解析書」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℃の許容応力値が発生する時の圧力を算出し、 $2Pd$ を上回ることを確認した。なお、原子炉格納容器との取り合い部から隔壁までは距離があり、原子炉格納容器胴のひずみ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）を実施した結果を基に国内 Su 値検討会で設定された設計引張強さ（Su）に割下げ率を考慮して設定されたものである（設計・建設規格 解説 GNR-2200）。

今回の評価は、設計基準である最高使用温度及び最高使用圧力を超過する 200℃、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 (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るのに対し（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（ただし、200℃における設計引張強さ）を適用することは妥当である。

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 ($\alpha \times 2/3S_u$) を設定する。

・シール機能

エアロック扉閉止時は、扉は原子炉格納容器内圧により押し付けられているため開くことはなく、隔壁側の 2 重のガスケットに扉側の突起部を押し付けてシールしている状態である。し

かしながら，原子炉格納容器内圧による扉の変形によりシール部に隙間が発生する。このためシール部に発生する最大隙間がエアロックと材質及び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。

・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隔壁貫通部に使用しているシール材は以下のとおりである。

ハンドル軸貫通部Oリング・・・シリコンゴム

圧力計元弁Oリング・・・・・・・・EPゴム

均圧弁・同配管ガスケット・・・PEEK，シリコンゴム

電線貫通部パッキン・・・・・・・・EPゴム

これらのシール材については，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，エアロックと材質及びシール方式が同一の機器搬入口のガスケットの試験結果から，200℃，2Pdでの健全性を確認した。

④ 配管貫通部

・貫通配管

貫通配管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 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及び有意な圧縮力が貫通配管に生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び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＋二次応力が許容値を満足することを確認する。

このため、配管に発生する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＋二次応力の許容値を満足することを確認する。

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

なお、前述の一次＋二次応力の許容値は既工事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℃、2 Pd の条件を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないこと及び有意な圧縮力がスリーブに生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び座屈は評価対象外と考えることができる。

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

ここで、設計・建設規格の解説表 PVB-3110-1 において、延性破壊評価は一次応力の評価を実施することとなっている。

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）を実施した結果を基に国内 Su 値検討会で設定された設計引張強さ（Su）に割下げ率を考慮して設定されたものである（設計・建設規格 解説 GNR-2200）。

今回の評価は、設計基準である最高使用温度及び最高使用圧力を超過する 200℃、2 Pd の環境下でのスリーブの構造健全性を確認するものであるため、上記割下げ率を P_m （一次一般膜応力強さ）には 1.5、 $P_L + P_b$ （一次局部膜応力強さ＋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 $2/3S_u$ 、 $P_L + P_b$ 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。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 $\alpha (=1.3)$ 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°C 、 $2 P_d$ 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°C 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°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

端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、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、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及び有意な圧縮力が端板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、 200°C 、 2Pd の環境下では原子炉格納容器が大きく変形することにより貫通配管に原子炉格納容器の変位による曲げ荷重が作用する。端板は配管と固定されていることから配管荷重が作用し曲げ変形を生じさせる。また端板には原子炉格納容器内圧が作用し、それらにより、端板の機能喪失要因は延性破壊が想定される。このため、端板に生じる応力が大きい貫通部を代表として選定した。考慮する応力強さとしては原子炉格納容器が変形することにより生じる曲げ荷重は二次応力に分類されることから、一次+二次応力が設計・建設規格 PVB-3112 に規定される一次+二次応力強さの許容値（ $3S$ ）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

閉止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℃，2 Pd の条件を考慮した場合，閉止フランジに対しては脆性破壊が生じる温度ではないこと，繰り返し荷重が作用しないこと及び圧縮力が作用し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。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，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℃，2 Pd の条件を考慮した場合，脆性破壊が生じる温度域でないこと，繰り返し荷重が作用しないこと及び圧縮力が生じないことから，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，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℃、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確保されることを確認した。

- ・伸縮継手

伸縮継手は、原子炉格納容器本体に配管等を接続するために設けた部材であり、短管に溶接構造で取り付けられている。

伸縮継手の設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊及び疲労破壊が考えられる。今回の評価条件である 200℃、2 Pd の条件を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないことから、脆性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伸縮継手にも変形が生じる。また、伸縮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

短管は、原子炉格納容器本体に配管等を接続するために設けた部材であり、スリーブと伸縮継手間、伸縮継手と端板間に溶接構造で取り付けられている。短管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、座屈及び圧壊が考えられる。今回の評価条件である 200℃、2 Pd の条件を考慮した場合、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及び圧縮力が生じないことから、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、200℃、2 Pd の環境下では、原子炉格納容器内圧が短管に対しては外圧として作用する。このとき、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想定される。200℃、2 Pd の環境下で外圧作用による一次応力が生じた際、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。

⑤ 電線貫通部

電線貫通部では、電線貫通部のうち本体、端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、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、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及び過度の圧縮力が本体、端板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、本体、端板の機能喪失要因は、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。

本体，端板の板厚が 200℃，2 Pd の環境下で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。さらに端板については，既工事計画認可申請書評価結果を基に換算評価を行い，既工事計画認可申請書評価と同様に PVE-3270 で規定している端板リガメント部に発生する一次＋二次応力を評価する。結果，発生応力は許容値に対して十分小さいことから，健全性に問題ないことを確認した。

電線貫通部モジュールのうち，エポキシ樹脂の接着力低下及び Oリングの変形に起因するリークの発生において，最もリーク量が多くなると考えられる，動力用でケーブル収納本数の多いモジュールについて試験を実施した。モジュールが温度 []℃，圧力 []MPa[gage]到達時に破損し（エポキシ樹脂の抜け）し，漏えいが発生した。このことより，200℃，2 Pd においてシール性は維持されると考える。

以上のことより，200℃，2 Pd（0.566MPa[gage]）において電線貫通部の気密性維持は可能と考えられる。

⑥ 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脆性破壊，疲労破壊，座屈及び延性破壊が考えられるが，200℃，2 Pd 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及び圧縮力が弁本体に生じないこ

[] 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

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）による延性破壊が想定されるため、以下のとおり健全性を確認する。

- ・ 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 ゴムの単体劣化試験結果より評価し、形状・寸法等の著しい変化はないことを確認した。

- ・ 真空逃がし弁

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）に影響する部位である弁体及び弁体シート材（EP 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、設計・建設規格に基づく評価に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。弁体シート材は、200℃、2 Pd の環境下での影響を EP ゴムの材料加

速試験結果より形状及び寸法等の著しい変化はないことを確認した。

- ・ 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、高温及び高圧条件下での漏えいがないことを確認した。

なお、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。
- ・ 弁のグランド部及びボンネット部のシールには、黒鉛製のパッキン又は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。
- ・ 弁シート部はすべて金属製である。

(4) 結論

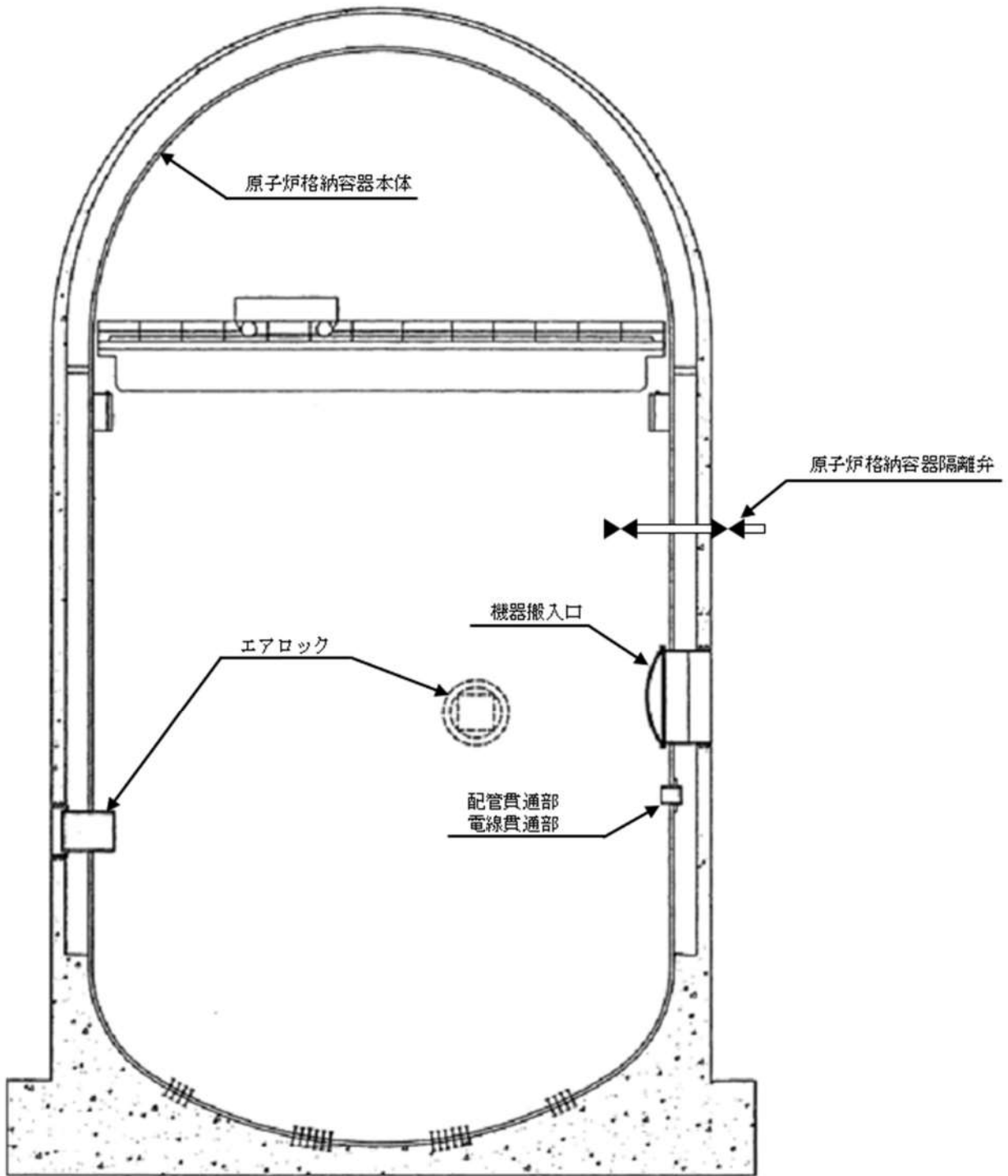
泊発電所 3 号炉の原子炉格納容器本体並びに原子炉格納容器の開口部（機器搬入口，エアロック），原子炉格納容器貫通部（配管貫通部，電線貫通部）及び原子炉格納容器隔離弁の構造健全性について，有効性評価における限界温度・圧力として設定する 200℃，2 Pd に対する妥当性を評価した。また，開口部，原子炉格納容器貫通部及び原子炉格納容器隔離弁に使用されているシール部についても，同様に限界温度・圧力に対する妥当性を評価した。

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，判定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シリコンゴム，EP ゴム及び PEEK 製シール材を用いることにより，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。

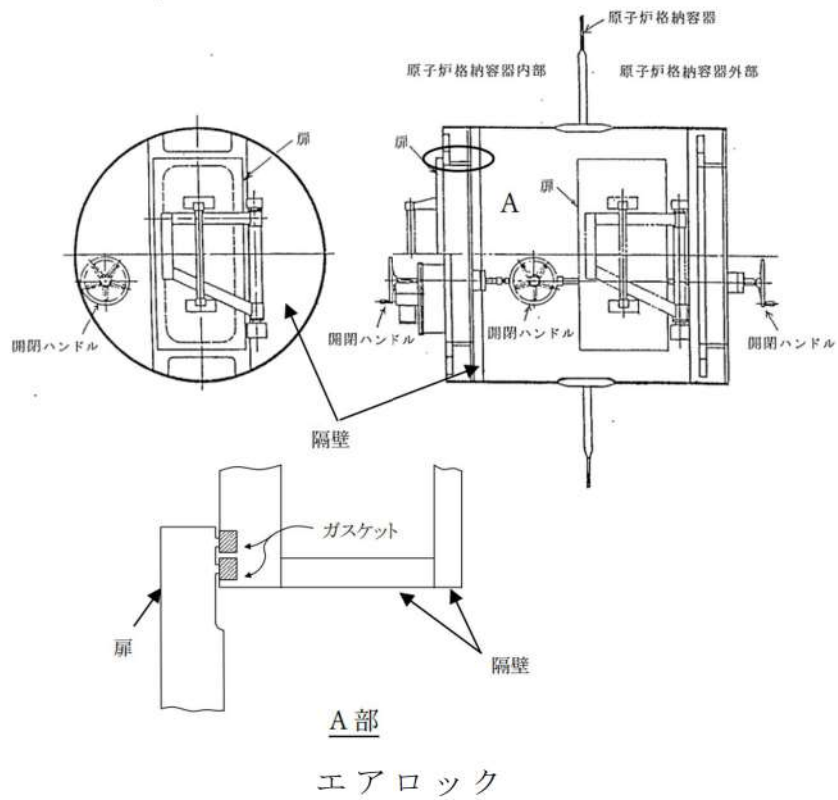
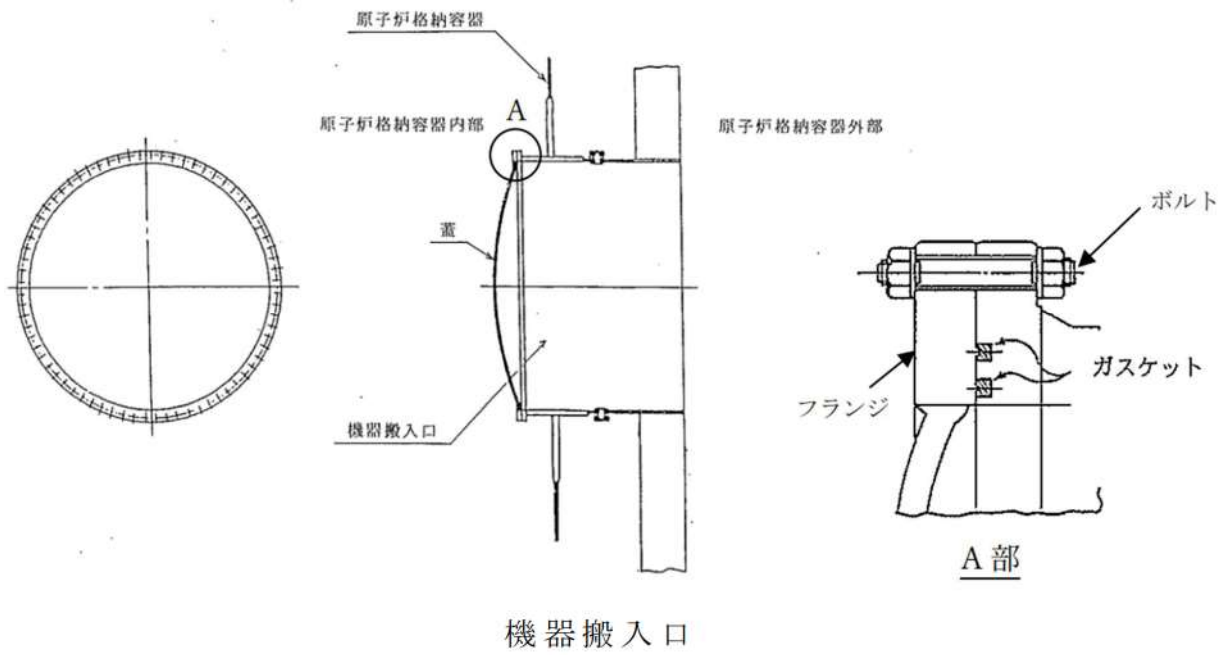
評価対象機器の限界温度・圧力に対する評価結果を第 4 表に示す。

以上のことから，泊発電所 3 号炉で設定した原子炉格納容器の限界温度・圧力の 200℃，2 Pd は，機器や材料が有する耐力に対して余裕を確保した設定であり，妥当である。

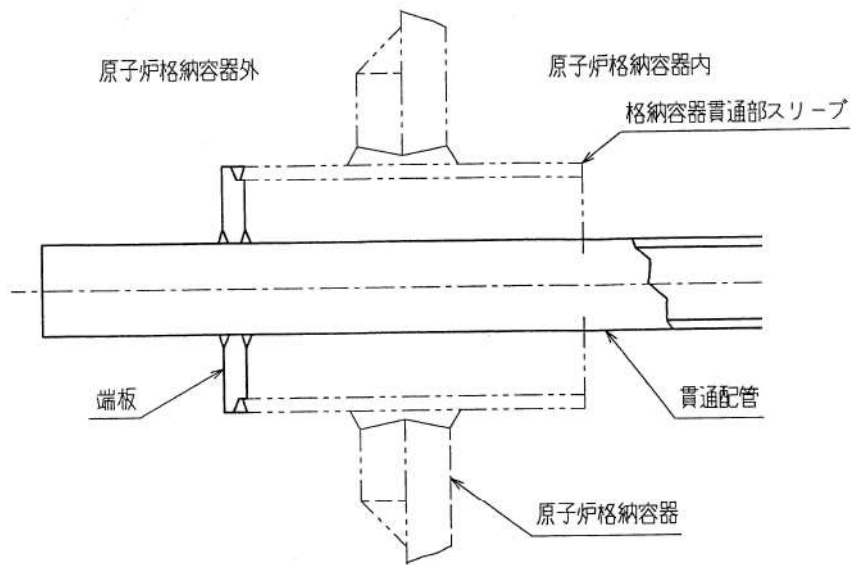


原子炉格納容器本体

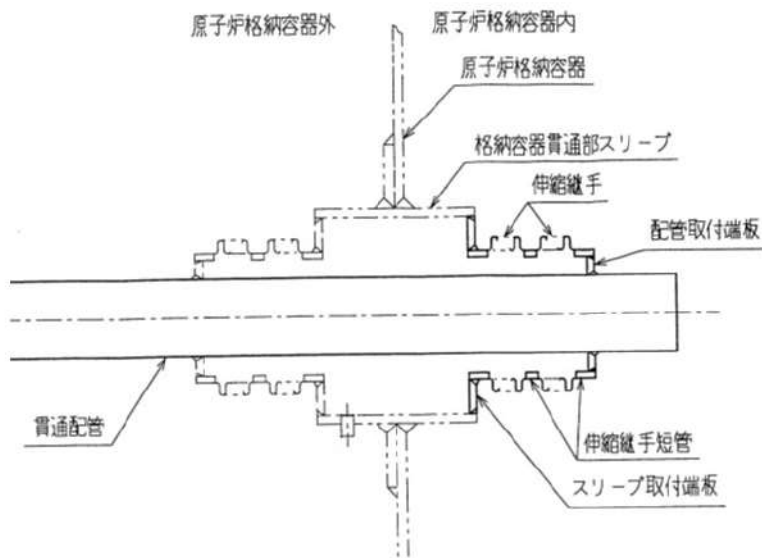
第3図 原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図 (1 / 5)



第3図 原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図 (2 / 5)

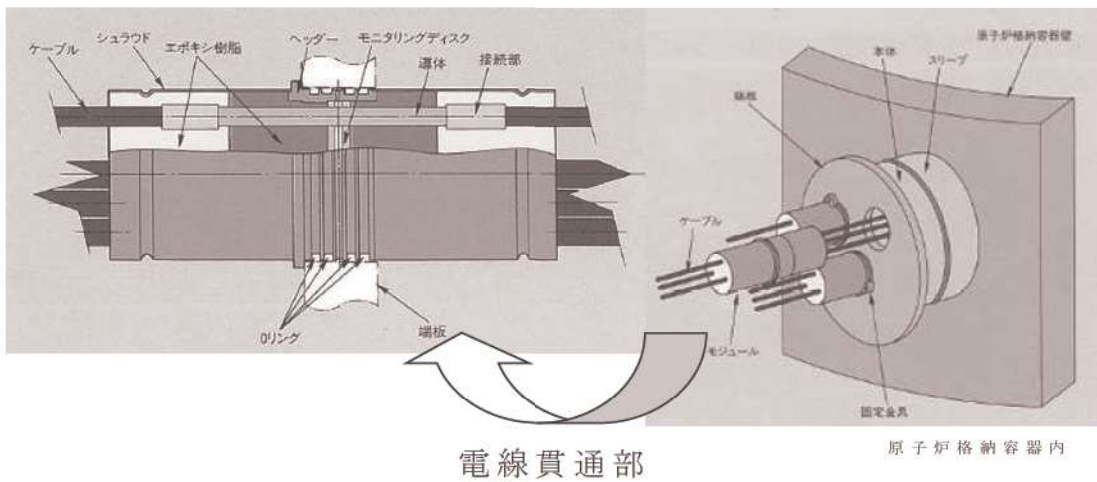
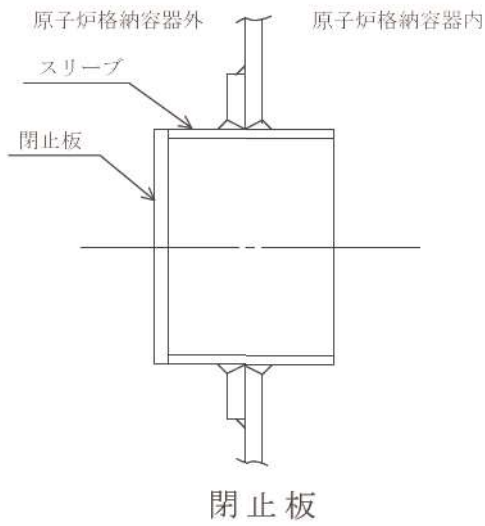
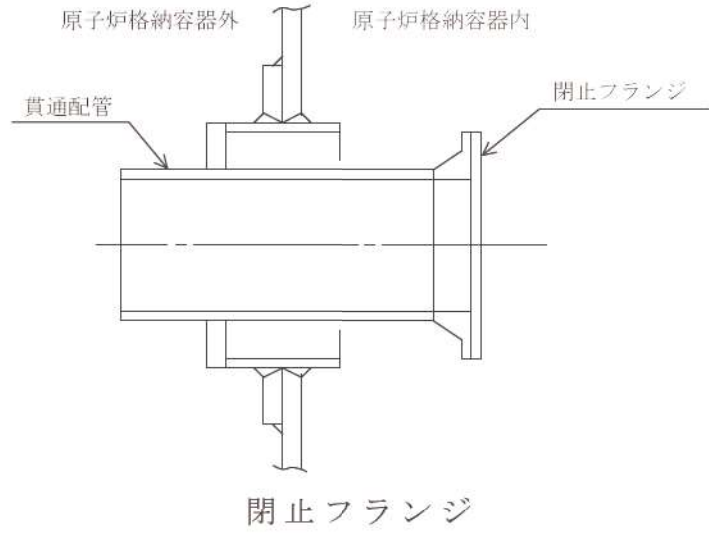


固定式配管貫通部

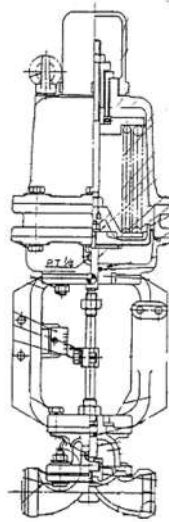


伸縮式配管貫通部

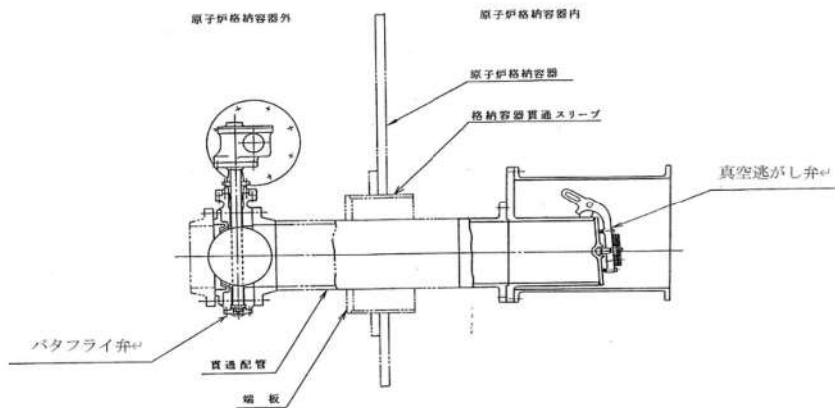
第3図 原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図 (3 / 5)



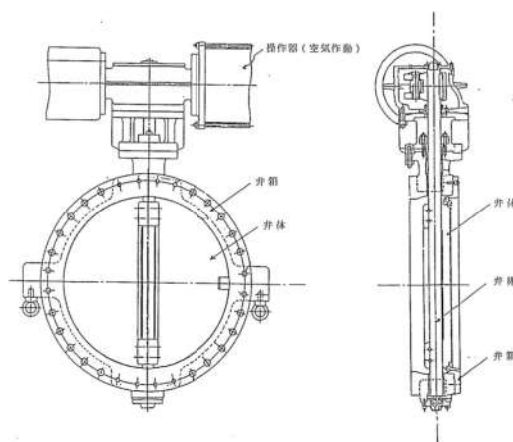
第3図 原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図 (4 / 5)



原子炉格納容器隔離弁（ゴムダイヤフラム弁）



原子炉格納容器隔離弁（真空逃がし弁）



原子炉格納容器隔離弁（空調用パタフライ弁）

第3図 原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図（5 / 5）

第4表 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
① 原子炉 格納容器本体	円筒部， 半球部 (SGV480)	円筒部：PVE-3230 半球部：PVE-3323 局 部：代表フランク	200℃	一般部：2.2Pd(2/3Su) 局 部：3.1Pd(FEM)	0.566MPa[gage]以上 (2 Pd)	破断せず
	蓋板 (SGV480)	機械工学便覧	200℃	1.22MPa[gage] (許容圧力)	0.566MPa[gage]以上 (2 Pd)	座屈，破断せず ／シール機能維持※2, 3
② 機器搬入口	フランジ部 (SGV480)	代表フランク値換算	300℃ 2 Pd	211MPa[gage] (一次＋二次応力)	420MPa 以下 (Su)	
③ エアロック	隔壁部 (SGV480)	工認手法	200℃	0.77MPa[gage] (許容圧力)	0.566MPa[gage]以上 (2 Pd)	破断せず シール機能維持※3
	同左 (STS370)	PPB-3536	200℃ 2 Pd	316MPa (繰返しヒート応力強さ)	3999MPa 以下 (10回に対する許容応力)	破断せず
④ 配管 貫通部	取付部 (SGV480)	工認手法	200℃ 2 Pd	256MPa (一次応力)	281MPa 以下 (2/3Su)	破断せず
	配管取付部 (SGV480)	工認手法	200℃ 2 Pd	267MPa (一次＋二次応力)	393MPa 以下 (3 S)	破断せず
	同左 (SFVC2B)	レーティング設計	200℃	1.03MPa[gage]※4	0.566MPa[gage]以上 (2 Pd)	破断せず シール機能維持※5
閉止板	同左 (SGV480)	PVE-3410	200℃ 2 Pd	mm (実物厚さ)	19.3mm 以上 (設計基準上必要板厚)	破断せず
	同左 (SUS304)	工認手法 及び PVE-3800	200℃ 2 Pd	0.08856 (疲労累積係数)	1 以下	破断せず
伸縮継手	同左 (SUS304)	PVE-3230	200℃ 2 Pd	mm (実物厚さ)	6.1mm 以上 (設計基準上必要板厚)	破断せず
	端板 (SUS304L)	PVE-3410	200℃ 2 Pd	mm (実物厚さ)	15.6mm 以上 (設計基準上必要板厚)	破断せず
⑤ 電線貫通部	弁箱	レーティング設計	200℃	1.46MPa[gage]※6	0.566MPa[gage]以上 (2 Pd)	破断せず シール機能維持
⑥ 原子炉 格納容器隔離弁						

※1: 複数評価している項目は最も厳しい値を記載

※2: 代表フランク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圧力

※5: カスケード設計による圧縮量以上を確認

※6: レーティング設計による 200℃での許容圧力

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価
(補足説明資料)

目 次

	頁
1. 原子炉格納容器本体	
1.1 評価方針	1-1
1.2 簡易手法による評価	1-2
1.3 有限要素法による評価	1-2
1.4 評価結果	1-4
2. 機器搬入口	
2.1 評価方針	2-1
2.2 評価	2-6
2.3 評価結果	2-10
3. エアロック	
3.1 評価方針	3-1
3.2 評価	3-5
3.3 評価結果	3-7
4. 配管貫通部 貫通配管	
4.1 評価方針	4-1
4.2 評価	4-1
4.2.1 解析条件	4-2
4.2.2 評価方法	4-3
4.3 評価結果	4-8
5. 配管貫通部 スリーブ	
5.1 評価方針	5-1
5.2 評価	5-3
5.2.1 スリーブの仕様	5-3
5.2.2 スリーブ本体	5-4
5.2.3 スリーブ取付部	5-16
5.3 評価結果	5-25

6. 配管貫通部 端板	
6.1 評価方針	6-1
6.2 評価	6-1
6.2.1 仕様	6-1
6.2.2 強度計算に使用する記号の定義	6-4
6.2.3 評価方法	6-5
6.2.4 計算方法	6-5
6.2.5 応力評価	6-6
6.3 評価結果	6-7
7. 配管貫通部 閉止フランジ	
7.1 評価方針	7-1
7.2 評価	7-1
7.2.1 評価条件	7-1
7.2.2 評価に使用する記号の定義	7-2
7.2.3 評価方法	7-2
7.2.4 計算方法	7-2
7.3 評価結果	7-2
7.3.1 圧縮量評価	7-2
7.3.2 耐放射性及び耐熱性評価	7-3
8. 配管貫通部 閉止板	
8.1 評価方針	8-1
8.2 評価	8-1
8.2.1 記号の定義	8-1
8.2.2 計算方法	8-1
8.3 評価結果	8-2
9. 配管貫通部 伸縮継手	
9.1 評価方針	9-1
9.2 評価	9-1
9.2.1 評価条件	9-1
9.2.2 評価部位	9-2
9.2.3 強度計算に使用する記号の定義	9-3
9.2.4 評価方法	9-4
9.2.5 計算方法	9-4
9.2.6 疲労評価	9-5
9.3 評価結果	9-5

10. 配管貫通部 短管	
10.1 評価方針	10-1
10.2 評価	10-1
10.2.1 評価条件	10-1
10.2.2 評価部位	10-2
10.2.3 強度計算に使用する記号の定義	10-3
10.2.4 評価方法	10-3
10.3 評価結果	10-3
11. 電線貫通部	
11.1 評価方針	11-1
11.2 評価	11-1
11.2.1 モジュールの評価	11-1
11.2.2 モジュールの長期高温健全性評価	11-3
11.2.3 本体・端板の評価	11-5
11.3 評価結果	11-10
12. 原子炉格納容器隔離弁	
12.1 はじめに	12-1
12.2 ゴムダイヤフラム弁	12-2
12.2.1 評価方針	12-2
12.2.2 評価結果	12-3
12.3 真空逃がし弁	12-4
12.3.1 評価方針	12-4
12.3.2 評価結果	12-6
12.4 空調用バタフライ弁	12-8
12.4.1 評価方針	12-8
12.4.2 評価結果	12-9

参考資料

1. 原子炉格納容器 限界温度・圧力に対する経年劣化の影響
2. 原子炉格納容器 限界温度・圧力負荷後の耐震性
3. 有効性評価における原子炉格納容器雰囲気温度及び原子炉格納容器圧力の環境条件下における原子炉格納容器漏えい率について
4. 原子炉格納容器貫通部の FP 沈着による影響について

1. 原子炉格納容器本体

1.1 評価方針

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

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

ここで、「発電用原子力設備規格 設計・建設規格（2005年版（2007年追補版を含む））〈第I編 軽水炉規格〉JSME S NC1-2005/2007」（以下「設計・建設規格」という。）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）を実施した結果を基に国内 Su 値検討会で設定された設計引張強さ（Su）に割下げ率を考慮して設定されたものである（設計・建設規格 解説 GNR-2200）。

今回の評価は、設計基準である最高使用温度及び最高使用圧力を超過する 200℃、2 Pd の環境下での原子炉格納容器本体の構造健全性を確認するものであるため、上記割下げ率を P_m （一次一般膜応力強さ）には 1.5、 $P_L + P_b$ （一次局部膜応力強さ＋一次曲げ応力強さ）には 1.0 とした評価を行う。すなわち、原子炉格納容器本体に発生する応力が、 P_m が $2/3Su$ 、 $P_L + P_b$ が Su 以下であれば、延性破壊には至らず、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（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 $2/3Su$ 、 $P_L + P_b$ 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。

さらに、構造不連続部には二次応力が発生することから、一次応力と合わせて一次＋二次応力の評価を保守的に実施し、許容値を設計引張強さ（Su）とする。なお、二次応力は、応力増加に伴い局所的な塑性流れが生じ応力分布が均等化され破損を起こすことは考えられないが、今回の評価では、一次＋二次応力の許容値を設計引張強さ（Su）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℃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（添付 1-1）。

また、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（ S_u ）として代表プラントの原子炉格納容器をモデル化し、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、これに基づき泊発電所 3 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（添付 1-2）。

1.2 簡易手法による評価

泊発電所 3 号炉の原子炉格納容器本体の一般部の許容圧力は $2 Pd$ 以上（半球部及び円筒部ともに約 $2.2Pd$ ）であった。

1.3 有限要素法による評価

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応力を評価できるよう、原子炉格納容器本体、リングガード及びエアロックをシェル要素でモデル化し、最も大きな開口部である機器搬入口及びその周辺は、内圧負荷時の原子炉格納容器挙動による影響をより詳細に評価するためソリッド要素でモデル化している。また、境界条件として、原子炉格納容器円筒部下部に設置している弾性材下端点で完全固定としている。モデル化部位を図 1-1 に示す。なお、代表プラントと泊発電所 3 号炉の原子炉格納容器仕様はほぼ同じことから、泊発電所 3 号炉に対し本結果が適用可能である（添付 1-3）。また、これらのモデル化により、泊発電所 3 号炉の既工事計画認可申請書における評価点の評価が可能である。

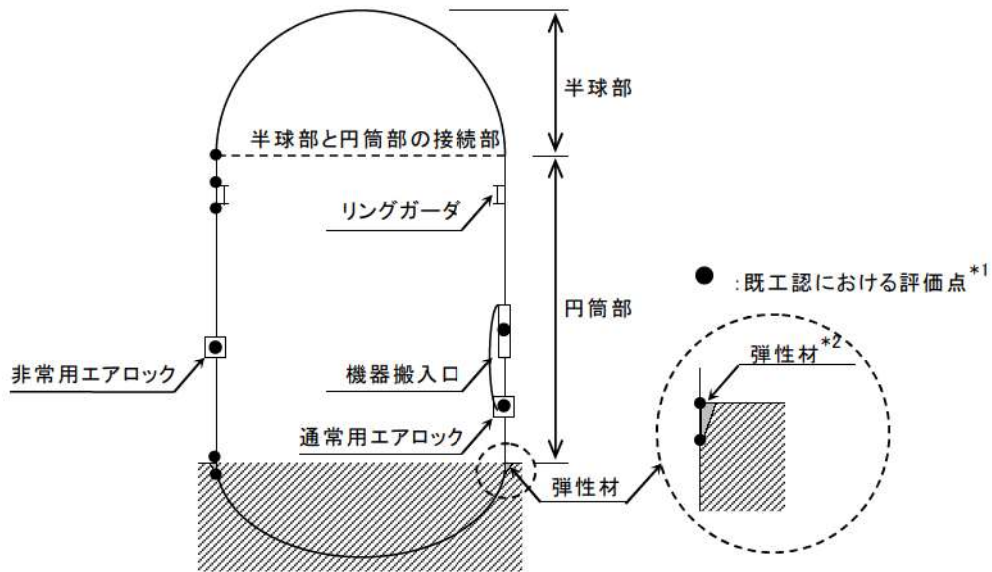


図 1-1 有限要素法によるモデル化部位と泊発電所 3 号炉の既工事計画認可申請書評価点

- *1 既工事計画認可申請書における原子炉格納容器本体の局部評価点は、構造不連続部で一次（膜，曲げ）応力および二次応力が発生する以下の部位である。
- ・ 半球部と円筒部の接続部
 - ・ リングガーダ上端部及びリングガーダ下端部
 - ・ 弾性材上端部及び弾性材下端部
- また、機器搬入口及びエアロックについても構造不連続部で局部応力が発生する原子炉格納容器本体との取付部について既工事計画認可申請書で評価している。
- *2 内圧及び熱荷重が作用した際にコンクリートに埋め込まれている円筒部の変位を拘束しないよう、発泡ポリプロピレンを設置している。なお、本解析では下端点で完全固定としている。

代表プラントの解析結果の $2.95Pd$ における塑性ひずみコンタ図を図 1-2 に示す。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、リングガーダ部、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）が考えられ、本コンタ図によると、弾性材下端点、リングガーダ部及び半球部と円筒部の接続部よりも大開口廻りの塑性ひずみが大きいことから、局部評価点として大開口廻りが選定されていることは妥当と考える。

また、半球部等については、おおむね代表プラントと泊発電所 3 号炉で応力に影響を与えるような寸法等の違いはないことから、同様の評価となると考えられる。

本解析結果では、大開口廻りに関して、設計引張強さ (S_u) 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。これは、代表プラントの解析結果が泊

発電所3号炉にも適用可能であることから、泊発電所3号炉の原子炉格納容器本体の局部評価でも同様であると考ええる。

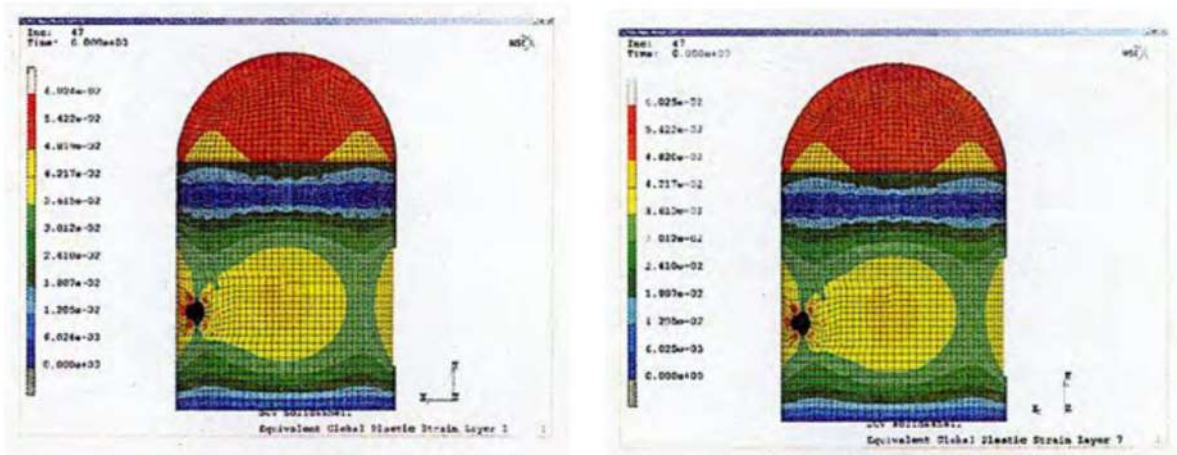


図 1-2 代表プラントの塑性ひずみコンタ図 (2.95Pd)
(左：内面 右：外面)

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）に関する報告書
(平成 15 年 3 月 財団法人原子力発電技術機構)

1.4 評価結果

簡易手法を用いた泊発電所3号炉原子炉格納容器本体の一般部での許容圧力は約 2.2Pd であった。また、有限要素法による応力評価において局部での許容圧力は 2Pd 以上（局部評価点のうち最も塑性ひずみが進展する機器搬入口周辺で約 3.1Pd）であった。

以上より、原子炉格納容器本体は 200℃、2Pd 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。

なお、原子炉格納容器本体の一般部の評価として、有限要素法による評価では許容圧力は半球部で約 3Pd であるのに対し、簡易手法による許容圧力は半球部及び円筒部で約 2.2Pd であった。簡易手法による算出結果は有限要素法による評価結果に比べて保守的であり、簡易手法によって許容圧力を評価可能と考える。また、原子炉格納容器本体の局部については、構造不連続部に生じる局部的な応力を評価することができる有限要素法により評価している。

代表プラント（最高使用圧力 Pd=0.283MPa）の有限要素法による応力評価に関し、200℃での 2Pd に至るまでの原子炉格納容器の応力挙動について、圧力が低い段階では、構造不連続部に局部応力が発生しており、機器搬入口内面の応力が高く、同部は約 1.3Pd (0.368MPa) から局部的に降伏する。これは、構造不連続部に二次応力が主として生じているためであり、応力増加に伴い局部的な塑性流れが生じ応力分布が均等化されること

により同部の応力増加はなくなる。また、一般部である半球部、円筒部については、圧力増加に伴い一次応力が増加しほぼ一様に変形し、半球部の応力が最も厳しくなる。

また、全断面が降伏となる時点は、半球部及び開口部（エアロック）周辺において約 $1.8Pd$ （ 0.509MPa ）で、他部位においても約 $2.2Pd$ （ 0.623MPa ）までに到達しており、それまでは局部的に降伏（ひずみ）が発生している。 200°C 、 $2Pd$ の状態で、一次応力のみで降伏する部位もあるが、発生応力は設計降伏点を僅かに超える程度（残留ひずみ 1% 未満）である。また、二次応力を加えた一次＋二次応力で降伏する部位もあるが、発生応力は $2Sy$ （ 452MPa ）以下である。そのため、荷重を減じていくと残留ひずみが生じるが、以後は弾性的な挙動を示すことになる（参考資料-2）。

したがって、温度及び圧力低下後は 200°C 、 $2Pd$ 負荷前と同様の挙動を示すこと、また、発生した応力による破損もないことから、リークパスは生じない。

原子炉格納容器一般部の一次一般膜応力評価

泊発電所 3 号炉原子炉格納容器円筒部及び半球部の必要板厚は、設計・建設規格の PVE-3230 (2) a 項及び PVE-3323 (1) 項を用いて求めることができる。そこで、泊発電所 3 号炉の許容圧力は、上記式の許容引張応力に 200℃での 2/3Su を与えることで算出する。

表添付 1-1-1 円筒部許容圧力算定式： PVE-3230 (2) a 項を準用

$$P a = 2 S \eta t / (D i + 1.2 t)$$

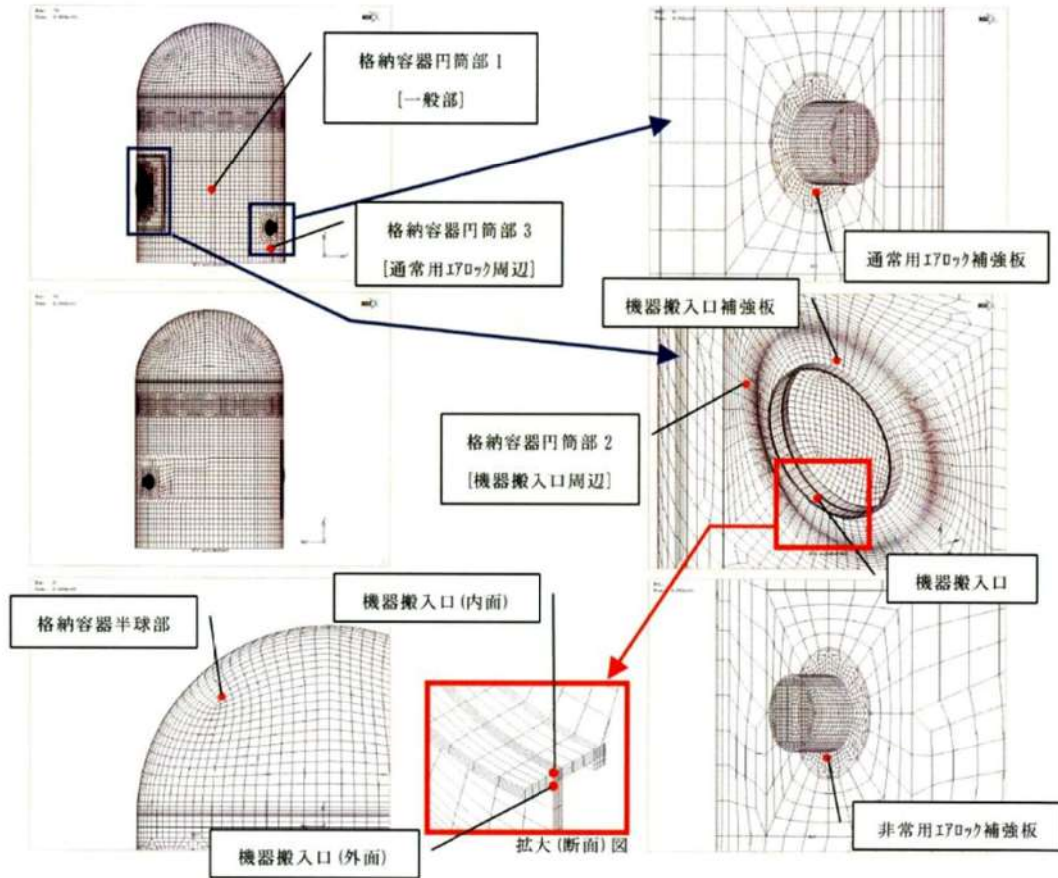
S	200℃における設計引張強さ (MPa)	281
η	継手効率 (-)	1.0
t	円筒部板厚 (mm)	44.5
D i	円筒部の内径 (mm)	40,000
P a	200℃における許容圧力 (MPa)	0.624
P d	最高使用圧力 (MPa)	0.283
P a / P d	最高使用圧力に対する許容圧力の比	2.20

表添付 1-1-2 半球部許容圧力算定式： PVE-3323 (1) 項を準用

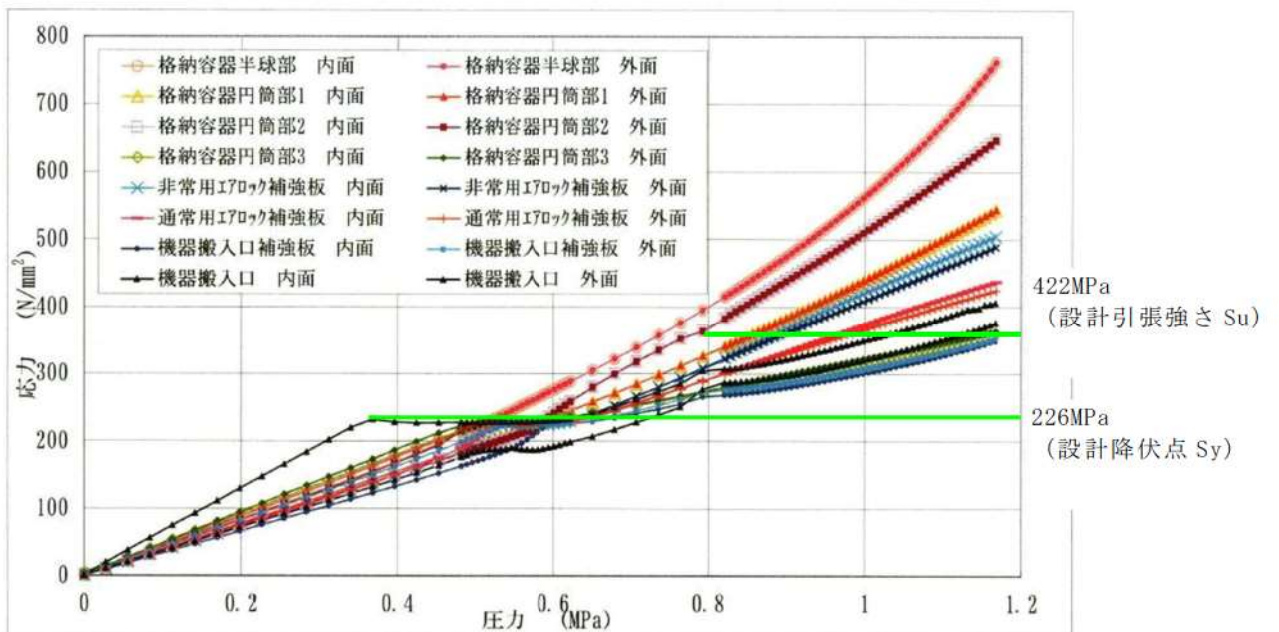
$$P b = 2 S \eta t / (R + 0.2 t)$$

S	200℃における設計引張強さ (MPa)	281
η	継手効率 (-)	1.0
t	鏡板厚さ (mm)	22.5
R	鏡板の内半径 (mm)	20,011
P b	200℃における許容圧力 (MPa)	0.631
P d	最高使用圧力 (MPa)	0.283
P b / P d	最高使用圧力に対する許容圧力の比	2.22

原子炉格納容器の有限要素法による応力評価



図添付 1-2-1 解析結果出力箇所



図添付 1-2-2 圧力-応力関係図

表添付 1-2-1 各部の降伏，破断圧力

		格納容器 半球部	格納容器 円筒部1	格納容器 円筒部2	格納容器 円筒部3	非常用I7ロック 補強板	通常用I7ロック 補強板	機器搬入口 補強板
局 部 解 析	降伏荷重	0.517 MPa (1.83Pd)	0.587 MPa (2.08Pd)	0.587 MPa (2.08Pd)	0.509 MPa (1.80Pd)	0.538 MPa (1.90Pd)	0.538 MPa (1.90Pd)	0.623 MPa (2.20Pd)
	破断荷重	0.835 MPa (2.95Pd)	0.976 MPa (3.45Pd)	0.877 MPa (3.10Pd)	— (—)	1.033 MPa (3.65Pd)	1.160 MPa (4.10Pd)	— (—)

—：引張強さに到達せず

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）に関する報告書
（平成15年3月 財団法人原子力発電技術機構）

泊発電所 3 号炉と代表プラントの仕様比較

① 原子炉格納容器本体主要寸法比較表

項目		泊発電所 3 号炉	代表プラント
最高使用圧力 (MPa)		0.283	0.283
半球部	板厚 (mm)	22.5	22.5
	内半径 (mm)	20,011	20,011
円筒部	板厚 (mm)	44.5	44.5
	内径 (mm)	40,000	40,000
	円筒部高さ (mm)	[Redacted]	
リング ガーダ	板厚 (mm)		
	せい (mm)		
	固定端からの設置高さ (mm)		
原子炉格納容器本体材質		SGV480	SGV49 (SGV480 相当)

② 機器搬入口主要寸法比較表

項目	泊発電所 3 号炉	代表プラント
胴内径 (mm)	6,400	6,000
胴長 (mm)	1,000	1,000
フランジ外径 (mm)	6,820	6,420
蓋鏡内半径 (mm)	7,000	7,000
補強板外径 (mm)	9,600	9,200
胴板厚 (mm)	110	110
蓋板厚 (mm)	38	38
フランジ板厚 (mm)	75	75
補強板板厚 (mm)	110	110
耐圧部材質	SGV480	SGV49 (SGV480 相当)

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

③ エアロック主要寸法比較表

項目	泊発電所 3 号炉	代表プラント
胴長 (mm)	3,000	3,000
胴内径(1) ^{*1} (mm)	2,542	2,542
胴内径(2) ^{*2} (mm)	2,600	2,600
胴板厚(1) ^{*1} (mm)	80	80
胴板厚(2) ^{*2} (mm)	22	22
補強板外径 (mm)	4,500	4,500
補強板板厚 (mm)	80	80
耐圧部材質	SGV480	SGV49 (SGV480 相当)

*1 原子炉格納容器胴板取付部

*2 張り出し部

代表プラントの解析結果の適用性について

代表プラントの解析結果を泊発電所 3 号炉の原子炉格納容器圧力評価に適用できることを示す。

【泊発電所 3 号炉と代表プラントの原子炉格納容器仕様の違いによる影響】

泊発電所 3 号炉と代表プラントでは、原子炉格納容器仕様がほぼ同じであるが、機器搬入口の主要寸法とリングガード主要寸法に違いがあることから、代表プラントの有限要素法による評価を適用することに関し、以下に述べる。

機器搬入口は円筒部の大開口であり、その周辺に応力集中が生じるため開口部の補強を行っている。表添付 1-4-1 より、泊発電所 3 号炉と代表プラントは、開口に対してほぼ同等の補強がなされており、圧力により当該部位には同程度の局部応力が発生すると考えられる。なお、泊発電所 3 号炉の機器搬入口の補強に有効な面積は若干小さいが、代表プラントの当該位置での許容圧力は約 3.1Pd であり、2Pd に対して十分に余裕があるため問題ないとする。

また、リングガードは、代表プラントに比べ板厚が小さく剛性が小さくなるため、リングガードによる半球部への拘束力が小さくなる傾向であり、半球部の局部応力への影響が小さくなると思われる。

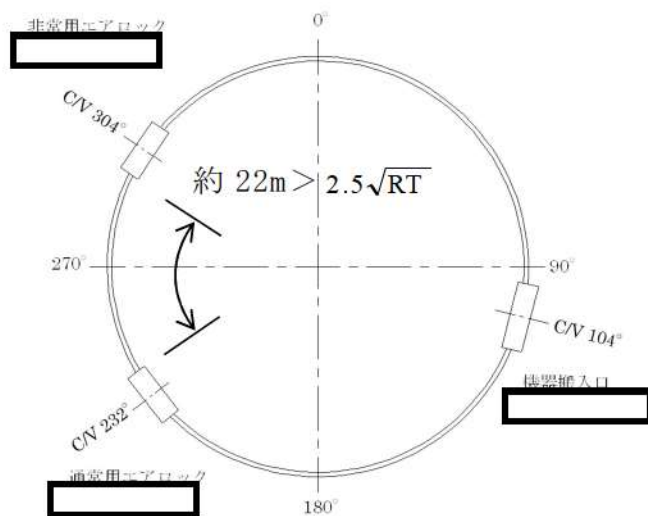
以上から、泊発電所 3 号炉の原子炉格納容器と代表プラントの原子炉格納容器における主要寸法の相違による発生応力への影響は問題とならないと考える。

表添付 1-4-1 機器搬入口の補強に有効な面積の比較
(既工事計画認可申請書添付資料における補強計算値)

項目	泊発電所 3 号炉	代表プラント
① 補強に必要な面積 (mm ²)	277, 120	259, 140
② 補強に有効な面積 (mm ²)	323, 901	325, 385
②/①	1.17	1.26

(注) 設計・建設規格の PVE-3281 に従い算出

なお、泊発電所 3 号炉と代表プラントの機器搬入口及びエアロックの配置は、原子炉格納容器固定端からの高さは同じであるが、平面的な位置が若干異なる。しかしながら、各々の機器は、設計・建設規格 解説 PVB-3530 に記載されている局部応力が相互に影響を及ぼす範囲 ($2.5\sqrt{RT}$) 以上の位置に設置されているため、互いの開口周辺挙動に影響を与えない。したがって、平面的な配置の違いによる影響は無視できる。



$$2.5\sqrt{RT} = \text{約 } 2.4\text{m}$$

R : 原子炉格納容器平均半径

t : 原子炉格納容器板厚

(注) 設置高さは、弾性材上端からの高さ

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

2. 機器搬入口

2.1 評価方針

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を使用している（図 2-1）。

機器搬入口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。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ひずみによる強制変位が顕著に作用する。この変位及び高温状態で原子炉格納容器内圧を受けるため、変形が生じ過度な塑性変形に伴う延性破壊が考えられる。また、球殻形状である蓋は、蓋板厚に対し、蓋板内半径が大きいいため、その座屈が機能喪失要因として想定される。このため、蓋の座屈、並びにフランジ部の延性破壊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

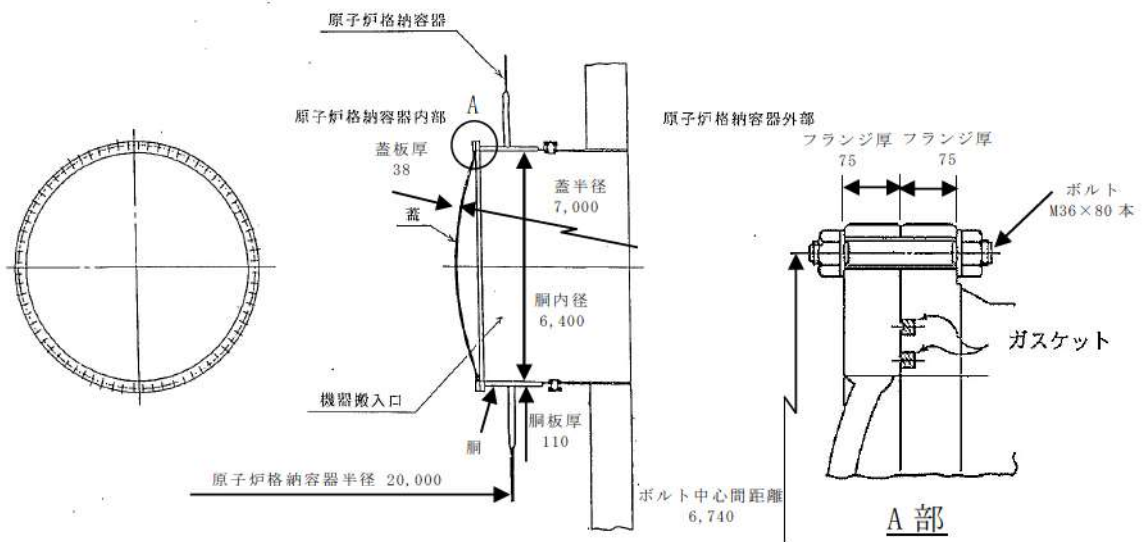


図 2-1 機器搬入口概略図

(1) 本体の耐圧

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。具体的には代表プラントの原子炉格納容器本体に機器搬入口の胴及び取付部、エアロックの胴及び取付部を含みモデル化し、200℃の条件で解析を行った結果、原子炉格納容器半球部が最も早く破断の基準に達し、その際の原子炉格納容器の内圧は約 3 Pd (0.835MPa[gage]) であった。泊発電所 3 号炉は、機器搬入口の内径が代表プラントと比較し 7%程度大きくなるが、機器搬入口の胴及び取付部は、代表プラントと同様に十分に補強されているとともに、原子炉格納容器半球部と比較し限界圧力に対して十分裕度があるものであり (図 2-2 参照)、その評価結果に包絡される。

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 2 Pd を上回ることを確認する。

表 2-1 原子炉格納容器主要寸法比較

項目		泊発電所 3 号炉	代表プラント
最高使用圧力 (MPa)		0.283	0.283
半球部	板厚 (mm)	22.5	22.5
	内半径 (mm)	20,011	20,011
円筒部	板厚 (mm)	44.5	44.5
	内径 (mm)	40,000	40,000
	円筒部高さ (mm)		
原子炉格納容器本体材質		SGV480	SGV49 (SGV480 相当)

表 2-2 機器搬入口主要寸法比較

項目	泊発電所 3 号炉	代表プラント
胴内径 (mm)	6,400	6,000
胴長 (mm)	1,000	1,000
フランジ外径 (mm)	6,820	6,420
蓋鏡内半径 (mm)	7,000	7,000
補強板外径 (mm)	9,600	9,200
胴板厚 (mm)	110	110
蓋板厚 (mm)	38	38
フランジ板厚 (mm)	75	75
補強板板厚 (mm)	110	110
耐圧部材質	SGV480	SGV49 (SGV480 相当)

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

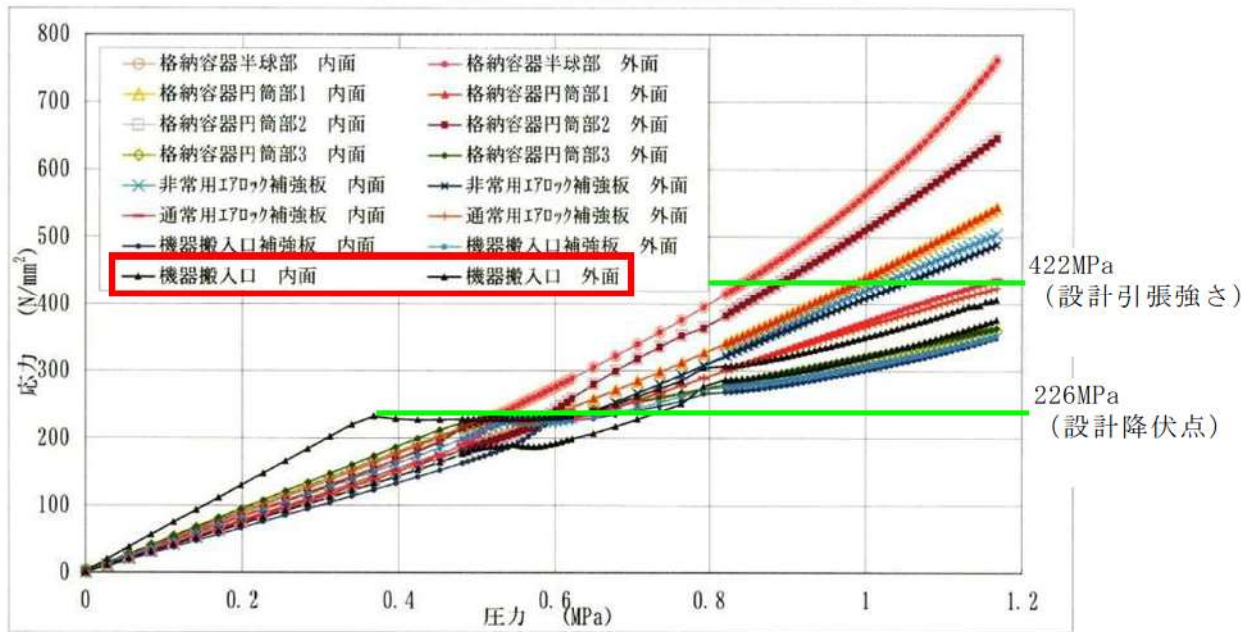


図 2-2 圧力-応力線図

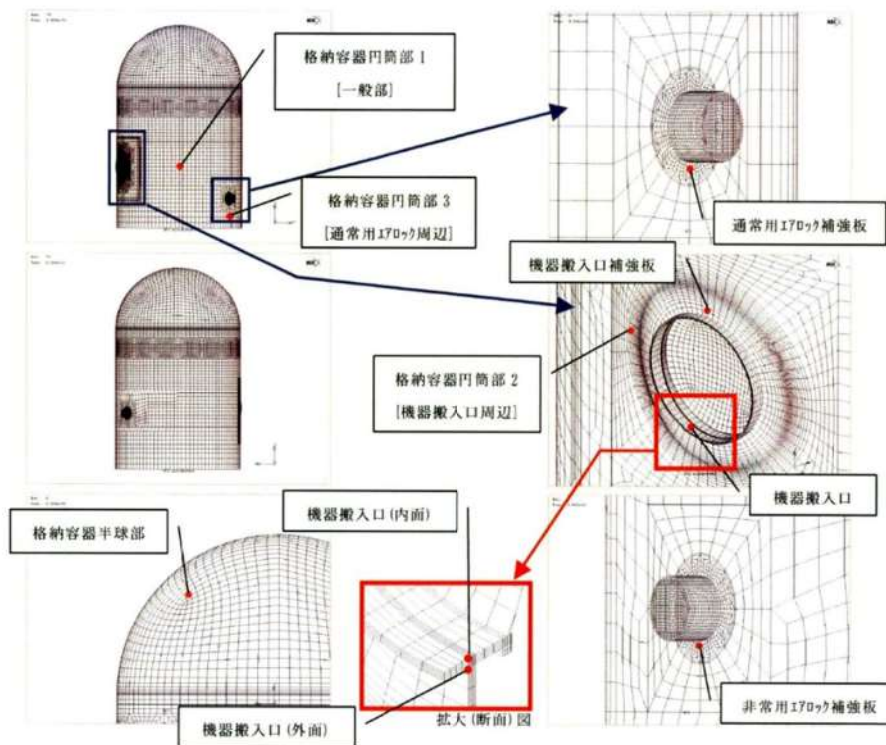


図 2-3 結果出力箇所

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）に関する報告書（平成 15 年 3 月 財団法人原子力発電技術機構）

(2) フランジ固定部の強度

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ひずみ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一般部及び局部の応力評価（一次＋二次応力評価）を行う。

具体的には、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部の解析評価結果（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する。なお、代表プラントにおける解析では、原子炉格納容器との取り合い部からの胴部を含む機器搬入口本体を取り出し、軸対象モデル化して温度、圧力、原子炉格納容器本体円筒部の膨張による機器搬入口胴部への強制変位を付与して弾塑性解析を実施している。

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ごとに材料試験（引張試験）を実施した結果を基に国内 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 、 2Pd の環境下での機器搬入口の構造健全性を確認するものであるため、上記割下げ率を 1.0 とした評価を行う。すなわち、機器搬入口に発生する応力が、設計引張強さ（ 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るのに対し（設計・建設規格 解説 PVB-3111）、機器搬入口の限界温度及び限界圧力の状態は、供用状態 D をはるかに超えた事象であり、許容圧力を算出する際に $P_L + P_b$ の許容値として設計引張強さ（ただし、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、応力増加に伴い局部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、すべての応力の許容値を設計引張強さ（Su）とする。

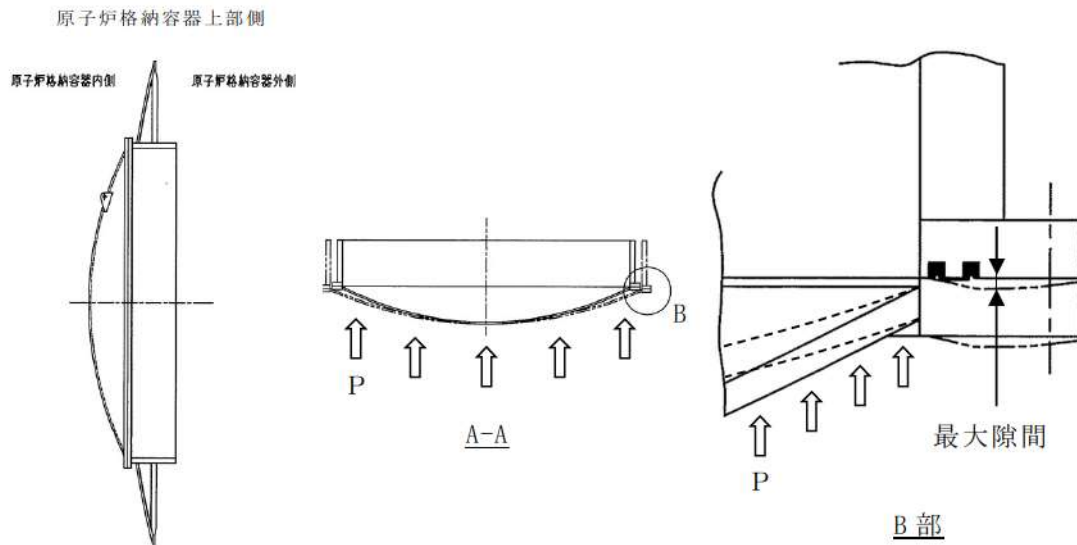


図 2-4 機器搬入口変形概念図

〔 蓋の球殻部に原子炉格納容器内圧が外圧として作用し、押付けられることにより、蓋フランジの外側が跳ね上がろうとするが、外側がボルトで固定されていることから、最大隙間がフランジ中央に発生する。 〕

(3) ガスケットの健全性

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評価する。

2.2 評価

(1) 本体の耐圧 【泊発電所 3 号炉評価結果】

蓋 (球殻) の許容座屈圧力 P_{cr} を算出 (機械工学便覧)

$$P_{cr} = 16.70E(t/2a)^{2.5}$$

蓋板の内半径 a (mm)	7,000
板厚 t (mm)	38
ヤング率 E (MPa)	191,000
P_{cr} (MPa)	1.22

以上より, 本体耐圧 $1.22\text{MPa} > 2Pd$ (0.566MPa)

(2) フランジ固定部の強度 【代表プラント解析結果より換算評価】

代表プラントからの形状換算における比較項目

	比較項目	代表プラント	泊発電所 3 号炉
原子炉 格納容器	タイプ	PCCV	SCV
	内径	43,000mm	40,000mm
機器搬入口	胴内径	6,000mm	6,400mm
	ボルトサイズ	M42	M36
	ボルト PCD	6,360mm	6,740mm
	ボルト本数	72	80
	ボルト材	SNB23-3	SNB21-5
	フランジ厚	75mm	75mm
	フランジ材	SGV49 (SGV480 相当)	SGV480
評価条件	圧力		
	CV 強制変位		
	温度		

換算評価

評価箇所	代表プラント	泊発電所 3 号炉
フランジの歪 (%)	0.48 (圧力 1.12MPa)	
フランジ応力 (MPa)	247 (圧力 1.12MPa)	
ボルト応力 (MPa)	532 (M42, 72 本, 圧力 1.12MPa, 内径: 6000)	
フランジ開口量 (mm)	0.07 (中心間距離: 6360, 内径: 6000, 圧力: 1.12MPa, M42, 72 本)	

※: 発生応力は温度に依存せず内圧に依存するため, 評価温度が異なっても発生応力は同等になると考えられる。そのため, 代表プラントの解析は \square °C であるが, 材料の降伏応力は温度上昇とともに減少し, より低い圧力にて塑性化する (クライテリアが下がる) ことから, 今回の 200°C の評価において高温側を使用することは保守的な評価と考える。

 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

(評価方法)

・フランジ応力

①ひずみが圧力比に比例

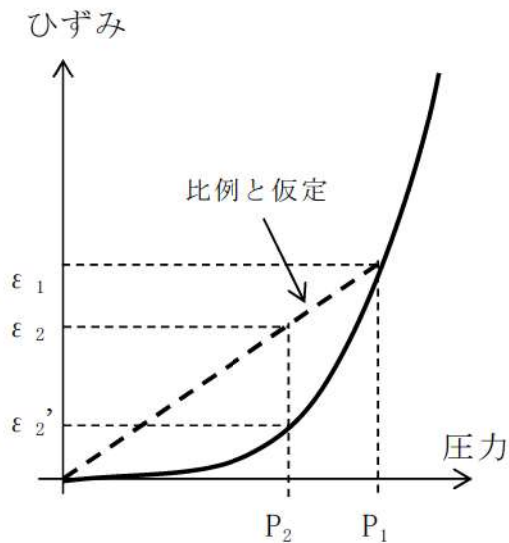
代表プラントのフランジの発生応力結果は塑性変形内になっている。ここで、発生するひずみ ε には、温度 t 、原子炉格納容器の変位 u 、原子炉格納容器圧力 p が作用している。[$\varepsilon = f(t, u, p)$]

原子炉格納容器変位も圧力の影響により変形したものであり、圧力の関数となる。[$u = f(t, p)$]

温度が同じ場合 (°C), t が一定となり、ひずみは圧力の関数となる。[$\varepsilon = f(p)$]

ここで、下図 (塑性時の圧力とひずみの関係) に示すように、塑性化する場合、弾性範囲での挙動に比べ、内圧による応力の増大傾向は減少する一方、ひずみは非線形に増大する。

したがって、内圧 P_1 とひずみ ε_1 が既知の時に、ひずみが圧力に比例すると仮定することで、 P_1 より低い内圧 P_2 に対応するひずみを求める場合には、 ε_2' よりも大きい ε_2 を求めることとなる。



(比例と仮定すると $\varepsilon_2 > \varepsilon_2'$)

図 2-5 塑性時の圧力とひずみの関係

②応力-ひずみ線図より発生応力を概算



図 2-6 フランジ材 (SGV480) の応力-ひずみ線図 (電共研試験結果)

・ボルト応力

- ①ボルトサイズ比の 2 乗に反比例
- ②ボルト本数比に反比例
- ③圧力比に比例 (代表プラントの結果が弾性変形内のため)
- ④胴内径比の 2 乗に比例

$$\text{ボルト応力} = \square / (36/42)^2 / (80/72) \times (0.566/1.12) \times (6400/6000)^2$$

・フランジ開口量

- ①内径からボルト位置までの距離の比に比例
- ②胴内径比の 2 乗に比例
- ③圧力比に比例
- ④ボルトサイズ比の 2 乗に反比例
- ⑤ボルト本数比に反比例

$$\text{フランジ開口量} = \square \times ((6740-6400)/2) / ((6360-6000)/2) \\ \times (6400/6000)^2 \times (0.566/1.12) / (36/42)^2 / (80/72)$$

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

評価結果は表 2-3 のとおりであり、フランジ及びボルトの発生応力は設計引張強さ (Su) 以下であり延性破壊することはない。また、フランジの発生応力は 2 Sy を下回るため残留ひずみは生じない。ボルトに発生する応力は、設計降伏点 (Sy) 以下であり弾性変形内であることから、フランジ面の固定は確保されるため、フランジ部のシール性能に影響を与えることはない。

以上より、機器搬入口本体の 200℃、2 Pd の環境下での健全性を確認した。

表 2-3 泊発電所 3 号炉評価結果

項目	泊発電所 3 号炉		
	設計・建設規格		
フランジ応力 (MPa)	211	199	420
ボルト応力 (MPa)	375	607	728
フランジ開口量 (mm)	0.05	—	—

(3) ガasketの健全性【代表プラント試験結果を適用及び代表プラント解析結果より換算評価】

ガasketの締め付け面からの蒸気の漏えい挙動確認のため、実機胴フランジ模擬部には、実機と同間隔、同断面形状を有する二重ガasket溝を設け、この中に実機と同材質、同製造方法、同断面形状のガasketを配し、実機蓋フランジ模擬部には、実機と同間隔、同断面形状の突起部 (タング) を設け、実機初期状態と同じフランジ締結状態が確保できるようにした試験体 (試験装置の制限によりシール面長さは実機の約 []) において、フランジ面間のギャップ開口量を変化させた時の蒸気の漏えいの有無を確認する試験を実施した。

なお、試験体には事故解析結果及びフランジ厚による減衰効果を考慮した放射線を照射して試験を実施した。

その結果、以下の試験条件において、フランジ隙間可変試験で [] mm 以下の隙間では有意な漏えいが無かったことから、(2) で算出した泊発電所 3 号炉のフランジ開口量 0.05mm は問題ない。

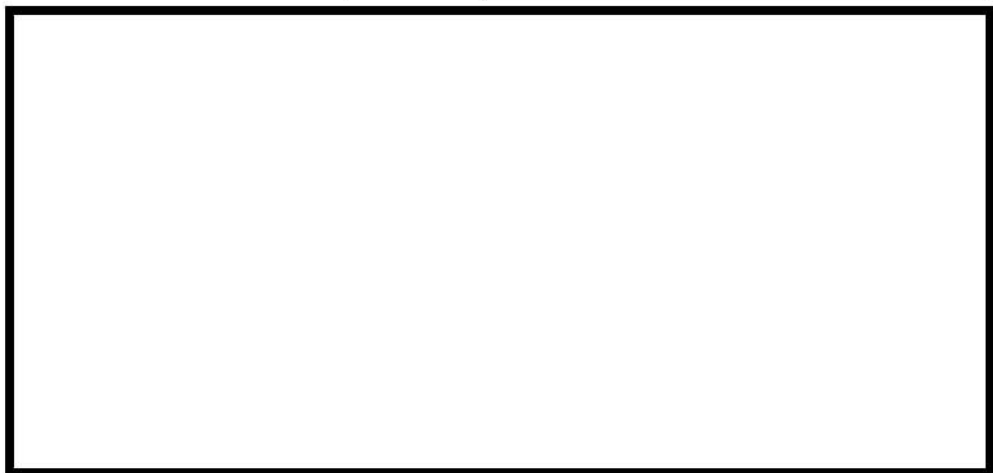
試験条件	集積放射線量	[]
	試験圧力	
	試験温度	

※ 代表 4 ループプラントにおいて、炉心が熔融し、原子炉容器が破損した状態における原子炉格納容器内の積算線量を算出している。その値は 7 日時点で約 [] Gy 程度であり、試験条件の集積放射線量に比べ十分小さい。また、運転時の集積線量 ([] Gy) については、事故時の線量に対して、微小であるため考慮しない。

[] 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

ガスケット比較

項目	図記号	泊発電所 3号炉	試験体
ガスケット取付溝深さ (mm)	a		
ガスケット取付溝幅 (mm)	b		
内外ガスケット取付ピッチ (mm)	c		
ガスケット押付け突起幅 (mm)	d		
ガスケット押付け突起高さ (mm)	e		
ガスケット押付け突起先端形状	f		
ガスケット断面幅 (mm)	g		
ガスケット断面高さ (mm)	h		



2.3 評価結果

以上より、200℃、2Pd の環境下で放射性物質の閉じ込め機能が確保されることを確認した。

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

3. エアロック

3.1 評価方針

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、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（図 3-1）。

また、平板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、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、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、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

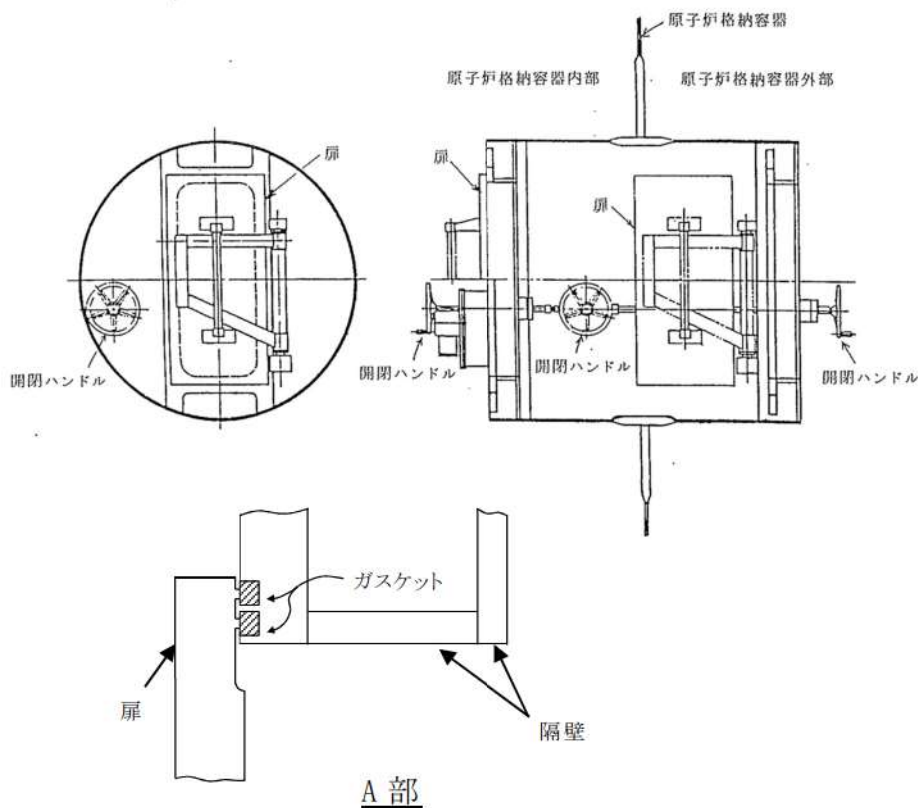


図 3-1 エアロック概略図

(1) 本体の耐圧

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。具体的には代表プラントの原子炉格納容器本体に機器搬入口の胴及び取付部、エアロックの胴及び取付部を含めてモデル化し、200℃の条件で解析を行った結果、原子炉格納容器半球部が最も早く破断の基準に達し、その際の原子炉格納容器の内圧は約3Pd（0.835MPa[gage]）であった。泊発電所3号炉のエアロックの基本構造は代表プラントと同様であり、エアロックの胴及び取付部の評価は、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にて応力が最も厳しい隔壁について検討する。（添付3-1 既工事計画認可申請書分割第4次申請の添付資料5-9-4「エアロックの応力解析書」）

具体的には、隔壁の発生応力が圧力に比例するため、工事計画認可申請書結果の応力値（一次応力）から許容値（ σ_a ）の応力が発生する時の圧力を算出し、本体耐圧として評価する。なお、原子炉格納容器との取り合い部から隔壁までは距離があり、原子炉格納容器胴のひずみ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する。

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ごとに材料試験（引張試験）を実施した結果を基に国内Su値検討会で設定された設計引張強さ（Su）に割下げ率を考慮して設定されたものである（設計・建設規格 解説 GNR-2200）。今回の評価は、設計基準である最高使用温度及び最高使用圧力を超過する200℃、2Pdの環境下でのエアロックの構造健全性を確認するものであるため、上記割下げ率を1.0とした評価を行う。すなわち、エアロックに発生する応力が、設計引張強さ（Su）以下であれば、延性破壊には至らず、構造は健全で機能要求（放射性物質の閉じ込め機能）を確保できると考える。この許容値の考え方は、設計・建設規格 解説図 PVB-3111-5 に示すように、供用状態Dの P_L+P_b （一次局部膜応力強さ＋一次曲げ応力強さ）の許容値と同等である。なお、耐圧機能維持の観点から、安全評価上の仮定（一次冷却材喪失事故を想定）に保証を与える目的で応力評価を行う設計・建設規格の供用状態Dの許容応力は、鋼材の究極的な強さを基に、弾性計算により塑性不安定現象の評価を行うことへの理論的安全裕度を考慮して定めたものであるのに対し（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（ただし、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（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。

(2) シール部の健全性

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

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

これらのシール材のうち，PEEK を使用した均圧弁については表 3-1 の条件で漏えい試験を実施して有意な漏えいがないことから，200℃，2Pd 環境下での閉じ込め機能の健全性が確認されている。また，シリコンゴム及び EP ゴムに対して同一条件での単体劣化試験を表 3-2 の条件で実施した結果，EP ゴムはシリコンゴム以上の耐環境特性を有していることを確認した（表 3-3）ことから，シール材は扉ガスケット（シリコンゴム）の評価を行う。さらに，扉ガスケットは，以下の観点から機器搬入口の試験を代表として評価する。

- ・シール材料は同一で，機器搬入口と断面形状が類似している。
- ・シール突起部の押込み量はエアロック扉の方が大きく，気密性が高い。
- ・エアロック扉は二重扉であり一重の機器搬入口より気密性が高い。

なお，①～④のシール部は，圧力による変形の影響が及ばない構造となっている。

表 3-1 漏えい試験条件（PEEK を使用した均圧弁）

試験条件	集積放射線量	[]
	試験圧力	
	試験温度	

※ 代表 4 ループプラントにおいて，炉心が溶融し，原子炉容器が破損した状態における原子炉格納容器内の積算線量を算出している。その値は 7 日時点で約 [] Gy 程度であり，試験条件の集積放射線量に比べ十分小さい。また，運転時の集積線量（ [] Gy）については，事故時の線量に対して，微小であるため考慮しない。

[] 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

表 3-2 試験条件（材料単体劣化試験）

試験条件	集積放射線量	
	試験圧力	
	試験温度	

表 3-3 劣化環境条件（温度・水蒸気・放射線）経過材料の計測結果比較

	寸法変化	硬度	強さ・伸び	圧縮永久歪
シリコンゴム				
EP ゴム				
ふっ素ゴム*				

（優位順：1＞2＞3）

※材料単体劣化試験においてはシリコンゴム，EP ゴム，ふっ素ゴムの比較を行っていることから，今回の評価部位（エアロックシール部）には使用箇所のないふっ素ゴムの評価結果も合わせて記載している。

エアロック扉閉止時は隔壁側の二重のガスケットに扉側の突起（タンク）を押付けている状態であり，原子炉格納容器内圧によりさらに押付けられる構造としているため，扉が開くことはない。

しかし，隔壁側のガスケット取付面に押付けられ周囲4辺支持の状態の扉は，原子炉格納容器内圧を受けることにより変形する。この変形によりシール部に発生する隙間を評価する。

扉は隔壁側の部材で4辺支持されているが保守的かつ簡易的に扉の上下のみで支持されているモデルとして評価し，先端に発生する変位量（隙間）が，代表プラントの機器搬入口の隙間可変試験の結果において漏えいがないとされる mm 以下であることを確認する。

なお，均圧弁のシール材として PEEK を使用するに当たり，200℃，2 Pd 環境下での閉じ込め機能健全性以外の観点でも適用性の確認を行っていることから，その内容を添付 3-2 に示す。

 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

3.2 評価

(1) 本体の耐圧 【泊発電所3号炉評価結果】

許容値 (σ_a) の応力が発生する時の圧力 P_{cr} を算出する。

$$P_{cr} = \sigma_a \cdot P / \sigma_b$$

σ_a : 材料 (SGV480) の許容値 (200°C)

$$\sigma_a = 2/3 \cdot Su \cdot \alpha$$

Su : 材料の設計引張強さ (200°C)

α : 形状係数 = 1.395

σ_b : 内圧 P が作用した場合の隔壁の応力

P : 最高使用圧力

Su (MPa)	422
σ_b (MPa)	143
P (MPa)	0.283
P_{cr} (MPa)	0.77

以上より, 本体耐圧 $0.77\text{MPa} > 2Pd$ (0.566MPa)

(2) シール部の健全性 【代表プラント試験結果 (機器搬入口) を適用】

① ガスケットの健全性

上述の代表プラントの機器搬入口とガスケット部の形状がほぼ同等であることから、2. 機器搬入口でのガスケット試験結果を適用し、問題ないことを確認した。

項目	図記号	機器搬入口	エアロック
ガスケット材	—	シリコン	シリコン
ガスケット取付溝深さ (mm)	a		
ガスケット取付溝幅 (mm)	b		
内外ガスケット取付ピッチ (mm)	c		
ガスケット押付け突起幅 (mm)	d		
ガスケット押付け突起高さ (mm)	e		
ガスケット押付け突起先端形状	f		
ガスケット断面幅 (mm)	g		
ガスケット断面高さ (mm)	h		



枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

② 扉の変形による隙間の評価

扉の上下のみで支持されている以下の評価モデルにて扉上端の変位量 δ を算出する。

2. 機器搬入口でのフランジ隙間可変試験で mm 以下の隙間では有意な漏えいが無かったことから、エアロックでの算出した変位量 1.7mm は問題ない。

$$\delta = \frac{w \times L_1}{24 \times E \times I} \times (3 \times L_1^3 + 6 \times L_1^2 \times L_2 - L_2^3) \quad (\text{機械実用便覧})$$

w : 単位荷重

$$w = P \times b$$

$$P : 2 Pd$$

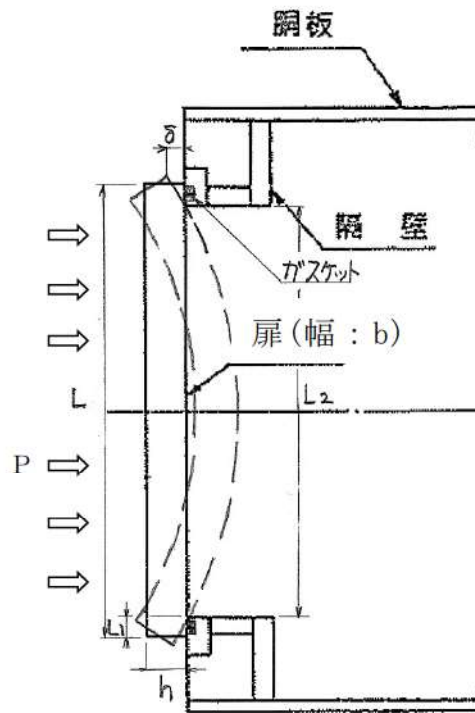
b : 扉幅

I : 断面二次モーメント

$$I = \frac{b \times h^3}{12}$$

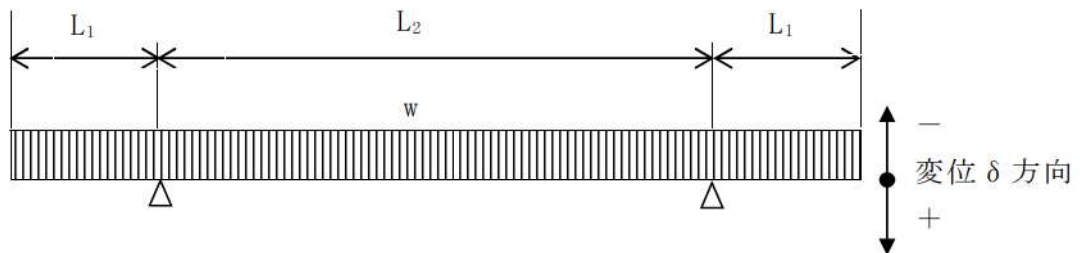
h : 扉板厚

P (MPa)	0.566
b (mm)	900
E (MPa)	191,000
h (mm)	75
L ₁ (mm)	75
L ₂ (mm)	1,850
δ (mm)	-1.7



エアロック扉変形概念図

(評価モデル)



また、扉の変形による支点の移動を考慮した場合においても本評価が保守的であることを確認した (添付 3-3)。

3.3 評価結果

以上より、200℃、2Pd の環境下で放射性物質の閉じ込め機能が確保されることを確認した。

 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

既工事計画認可申請書分割第4次申請
添付資料 5-9-4 「エアロックの応力解析書」

3. 応力解析

3.1 計算点

計算点は、次のとおりとする。

胴板一般部 (A点)

胴板と隔壁との接続部 (B点)

胴板厚さの変化部 (C点)

胴板厚さ 22.0 mm (C₁点)

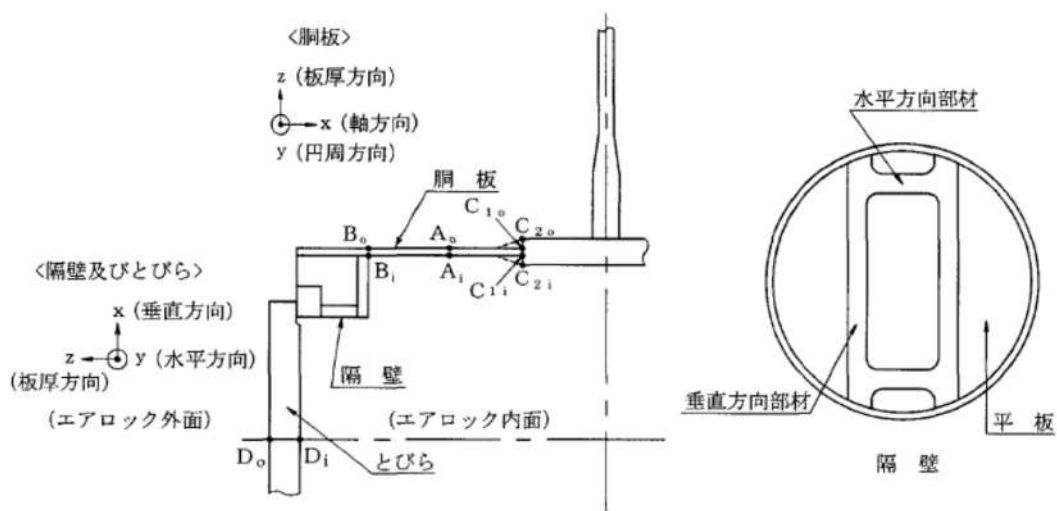
胴板厚さ 80.0 mm (C₂点)

なお、胴板厚さの変化部における勾配部分は安全側に無視する。

隔壁 (垂直方向部材、水平方向部材及び平板)

とびら (D点)

各点の計算点及び応力の方向は、第2図のとおりとする。



第2図 計算点