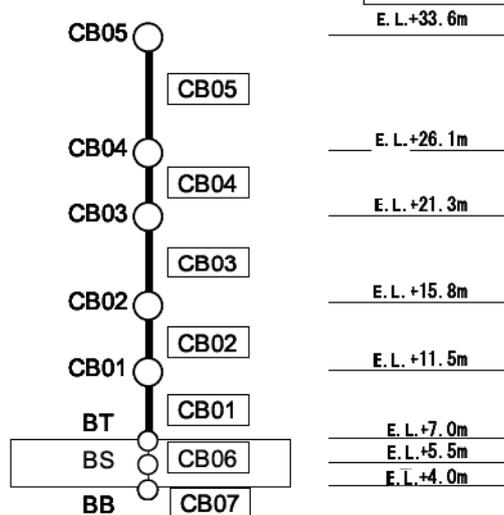
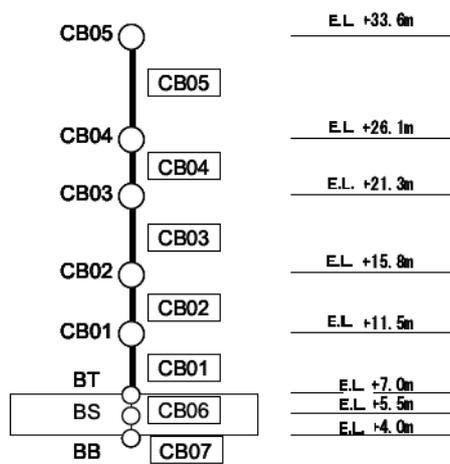
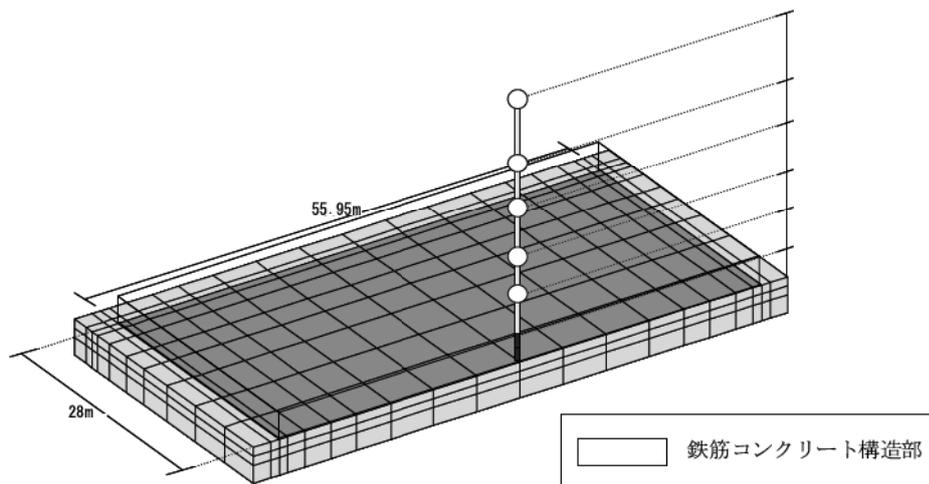
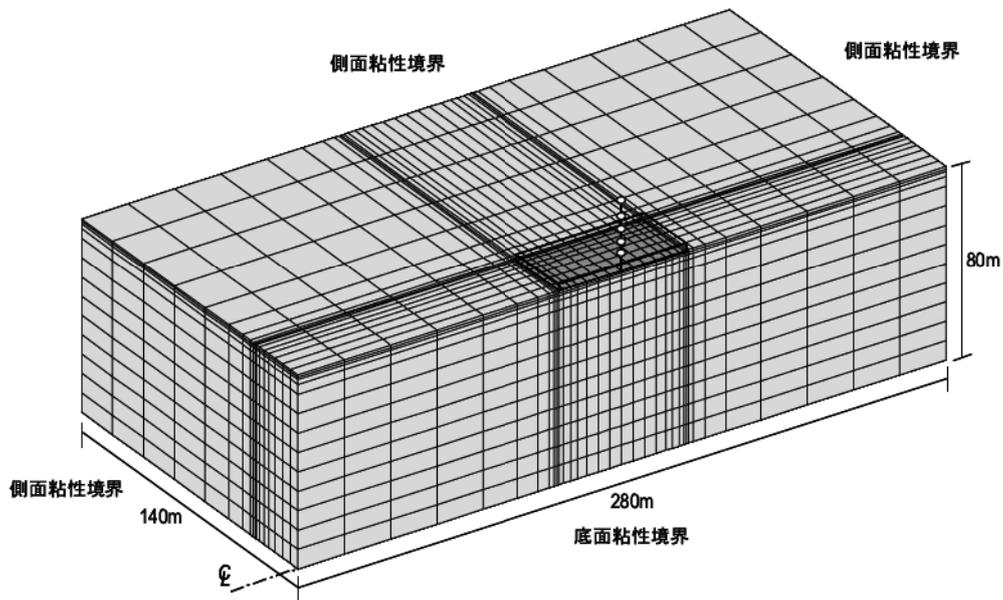


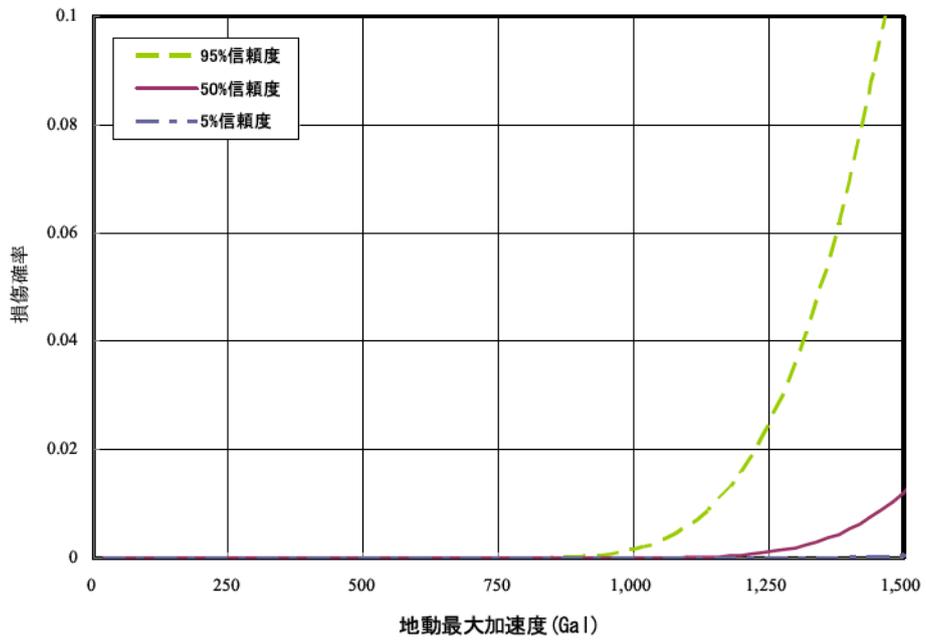
鉄筋コンクリート構造部



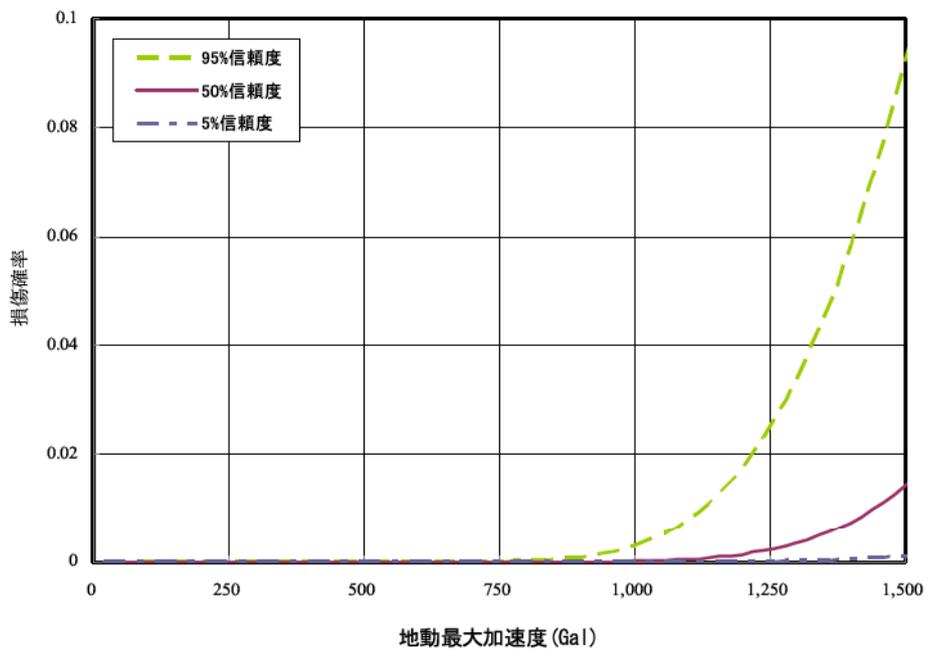
第 1.2.1.c-1-9 図 解析モデル (制御建屋 水平 EW 方向)



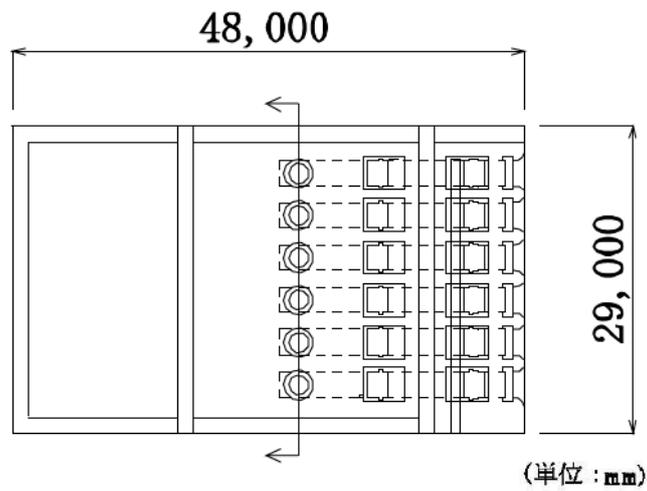
第 1.2.1.c-1-10 図 解析モデル (制御建屋 水平 NS 方向)



第1.2.1.c-1-11図 建屋フラジリティ曲線 (原子炉建屋 I/C EW方向)

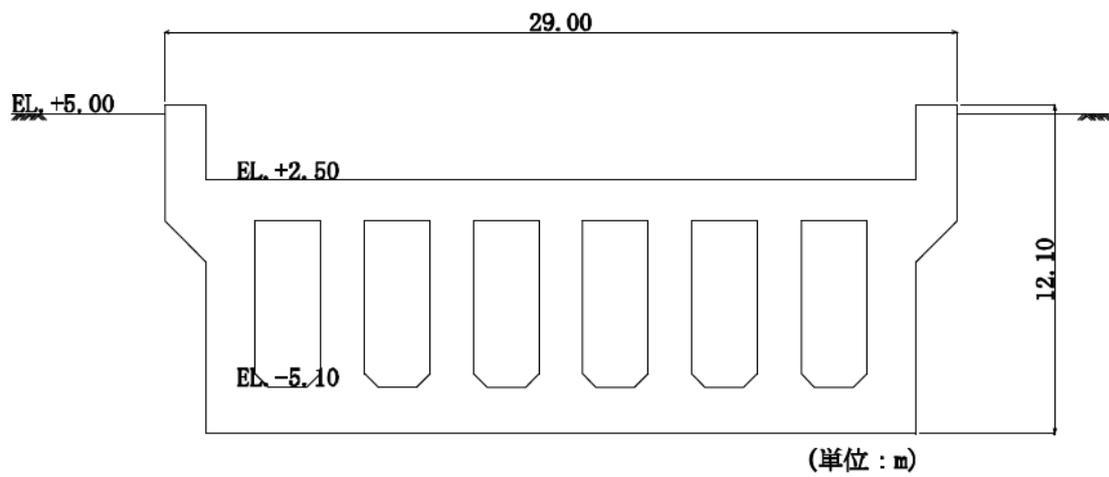


第1.2.1.c-1-12図 建屋フラジリティ曲線 (制御建屋 C/B EW方向)



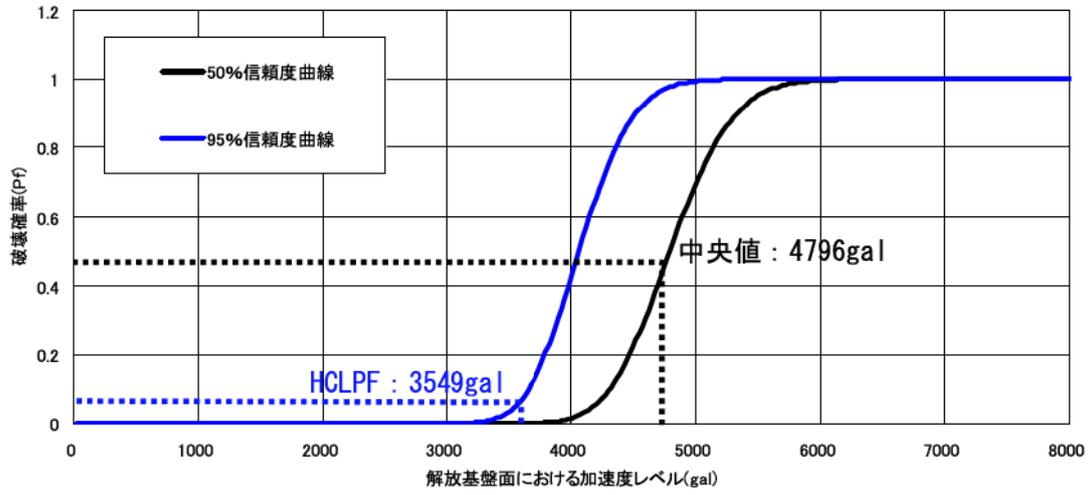
(単位 : mm)

第 1.2.1.c-2-1 図 海水ポンプ室平面図

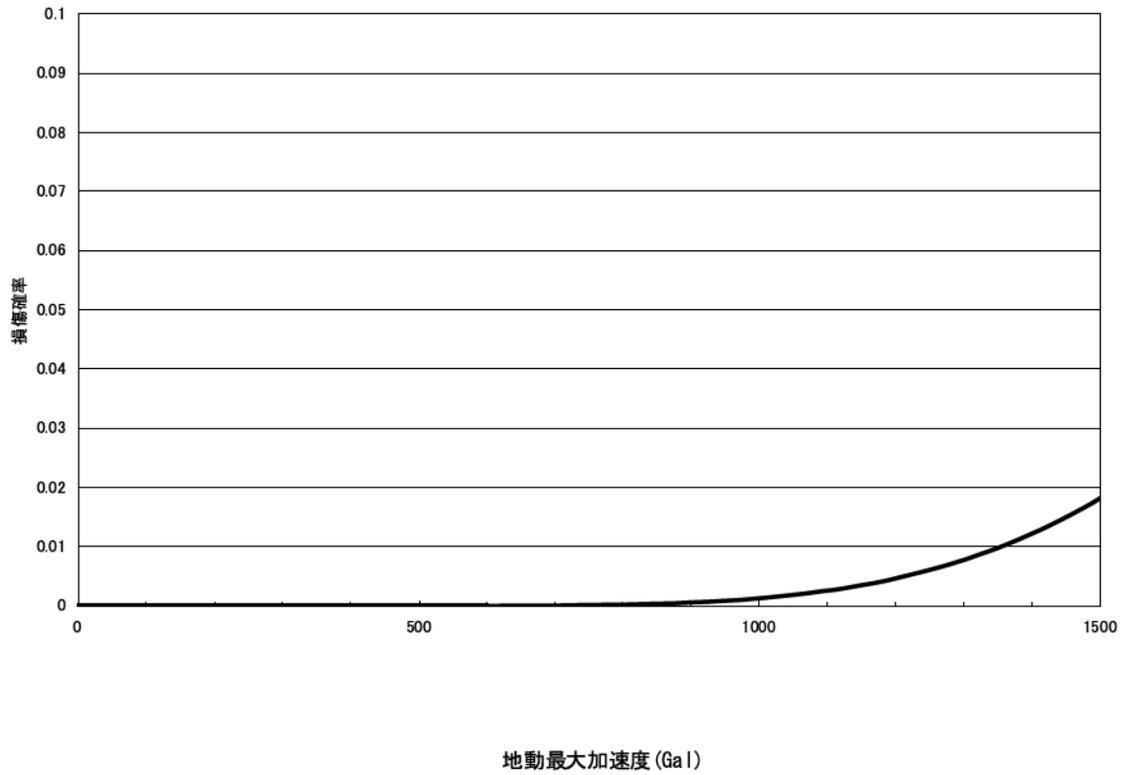


(単位 : m)

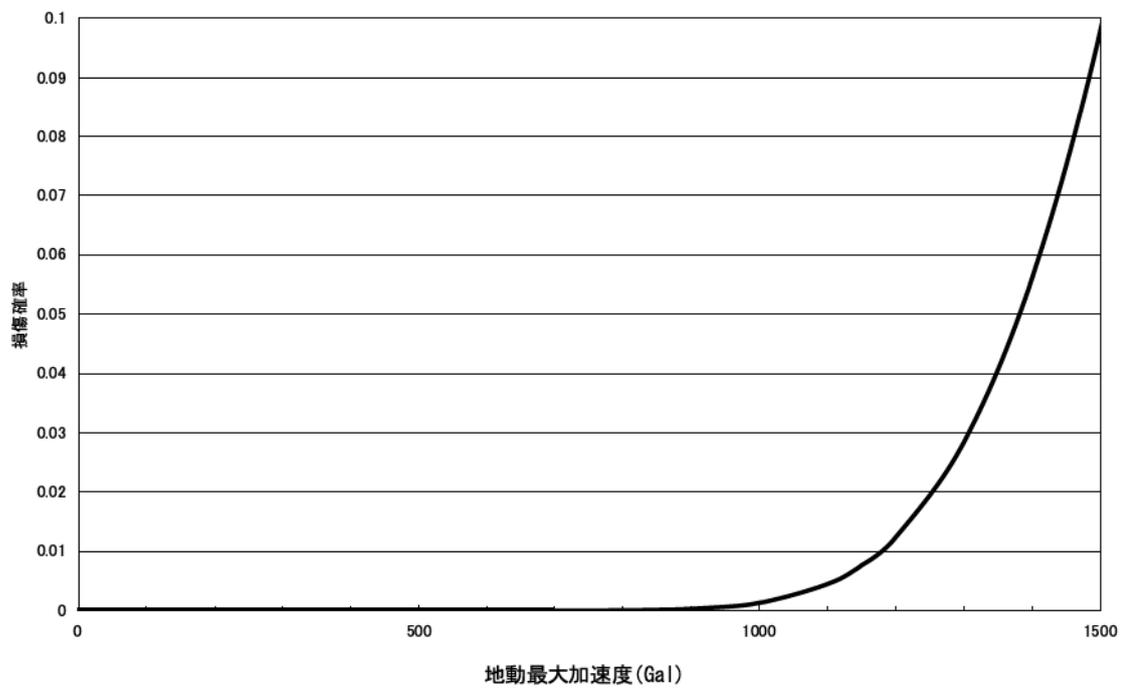
第 1.2.1.c-2-2 図 海水ポンプ室断面図



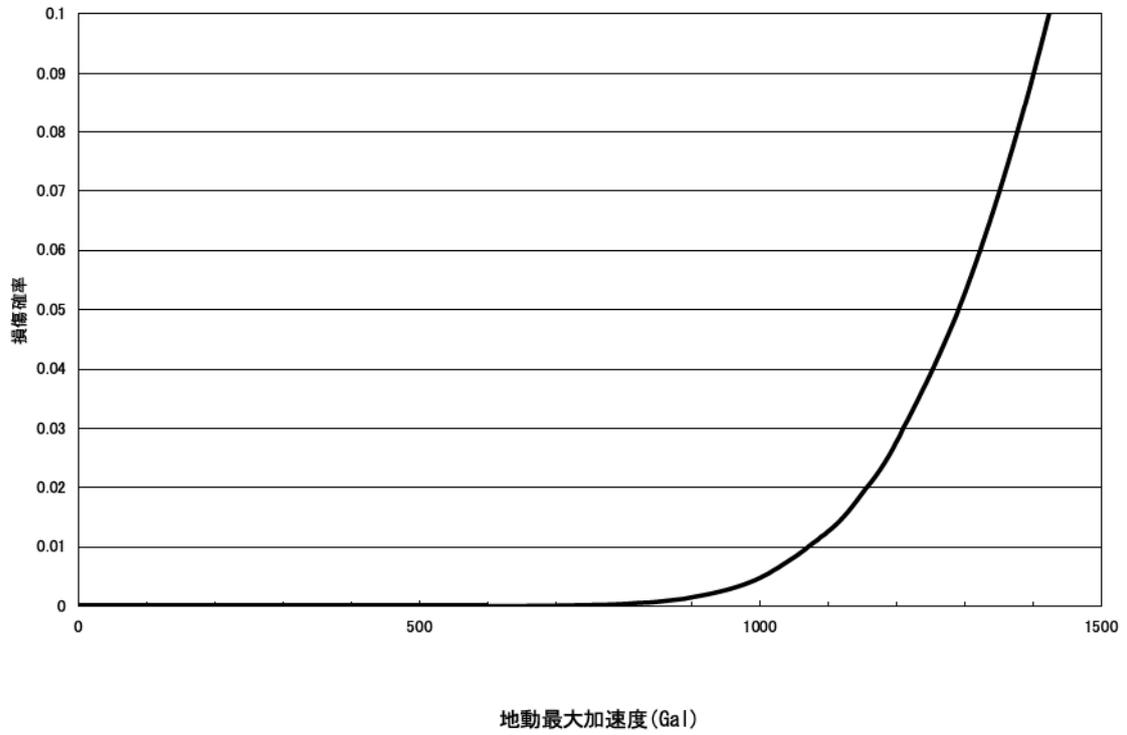
第 1.2.1.c-2-3 図 海水ポンプ室 フラジリティ曲線



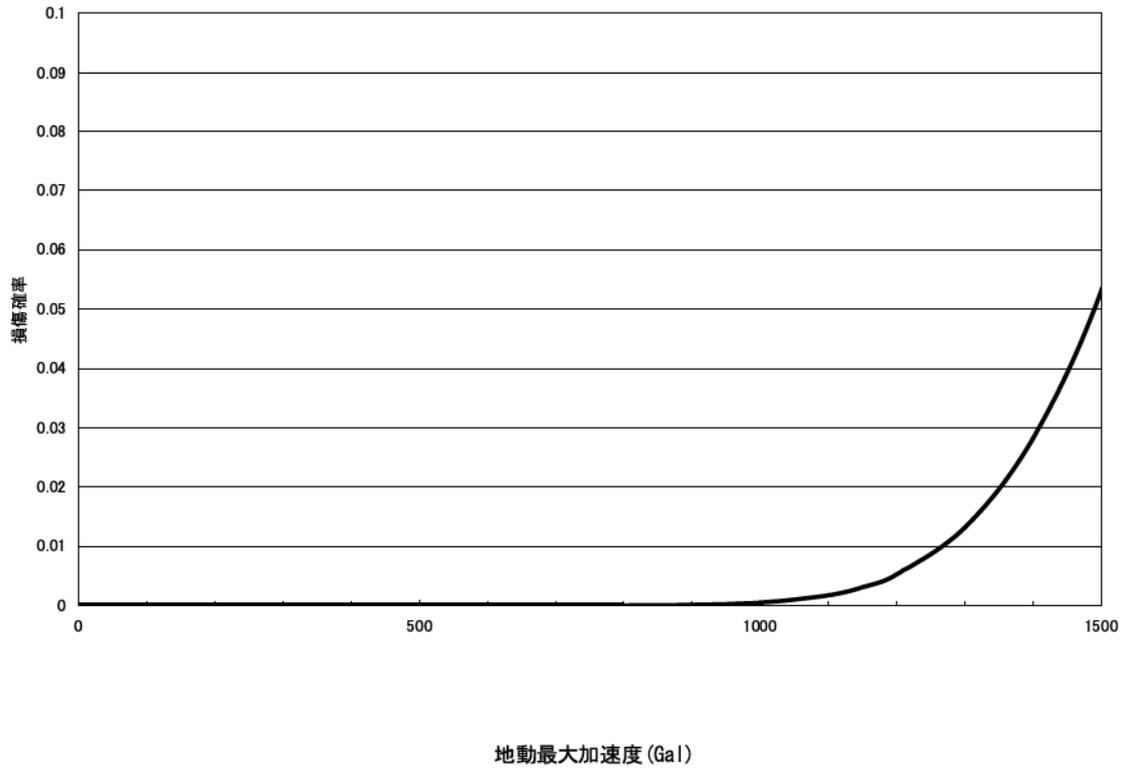
第1.2.1.c-3-1図 蒸気発生器伝熱管 平均フラジリティ曲線



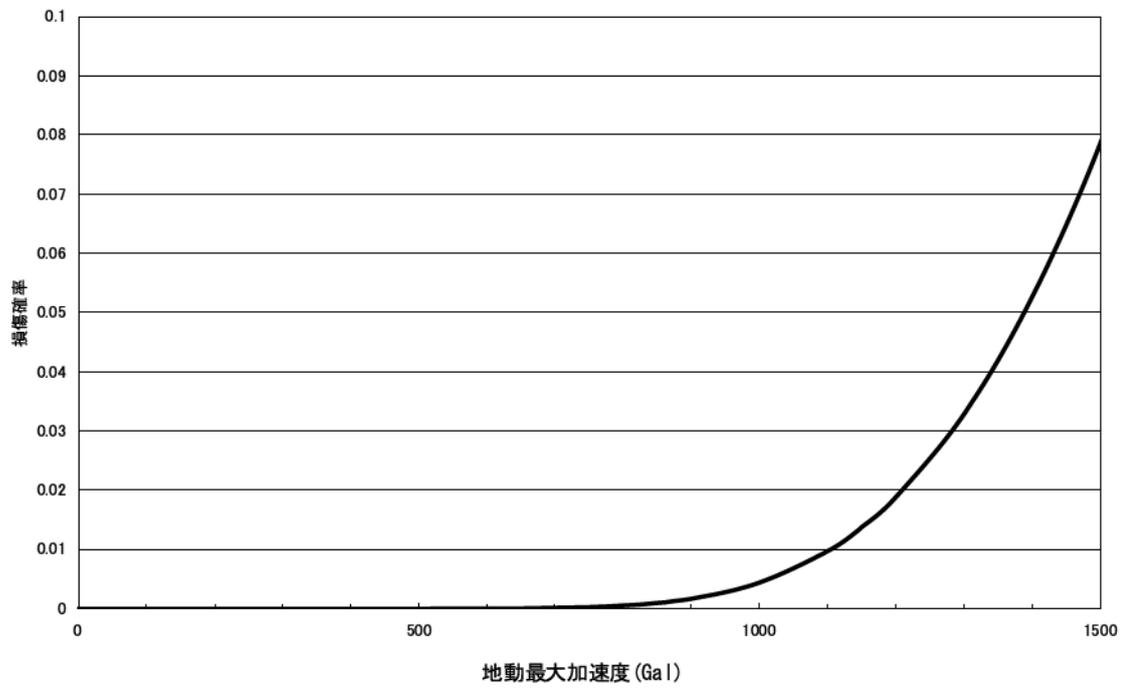
第1.2.1.c-3-2図 原子炉補機冷却水冷却器 平均フラジリティ曲線



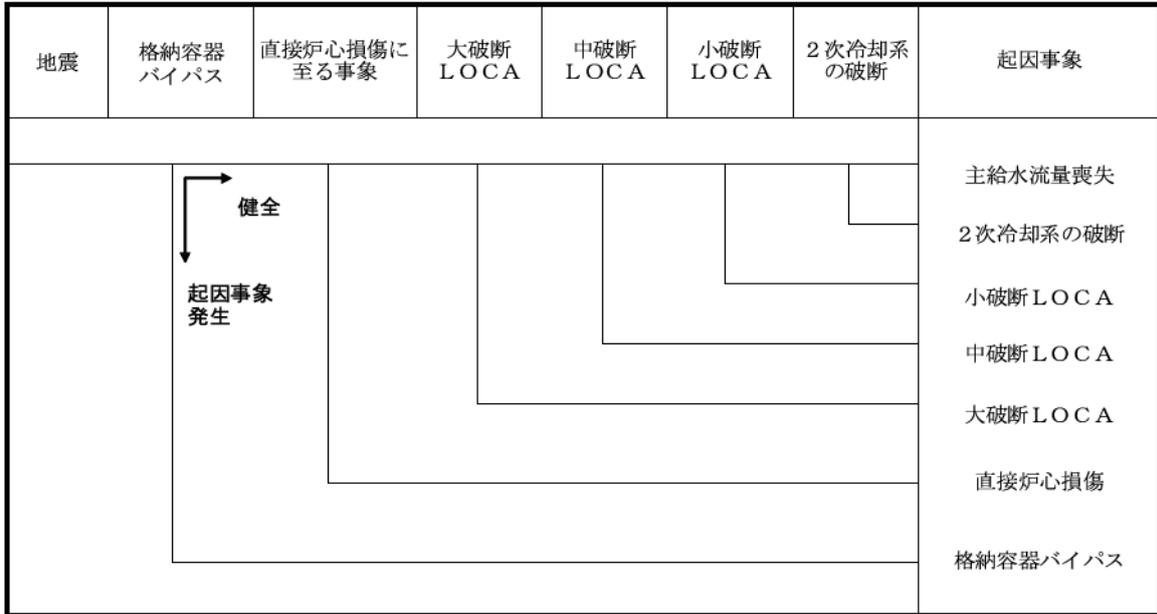
第1.2.1.c-3-3図 メタルラッドスイッチギア 平均フラジリティ曲線



第1.2.1.c-3-4図 内燃機関 平均フラジリティ曲線



第1.2.1.c-3-5図 一般電動弁 平均フラジリティ曲線



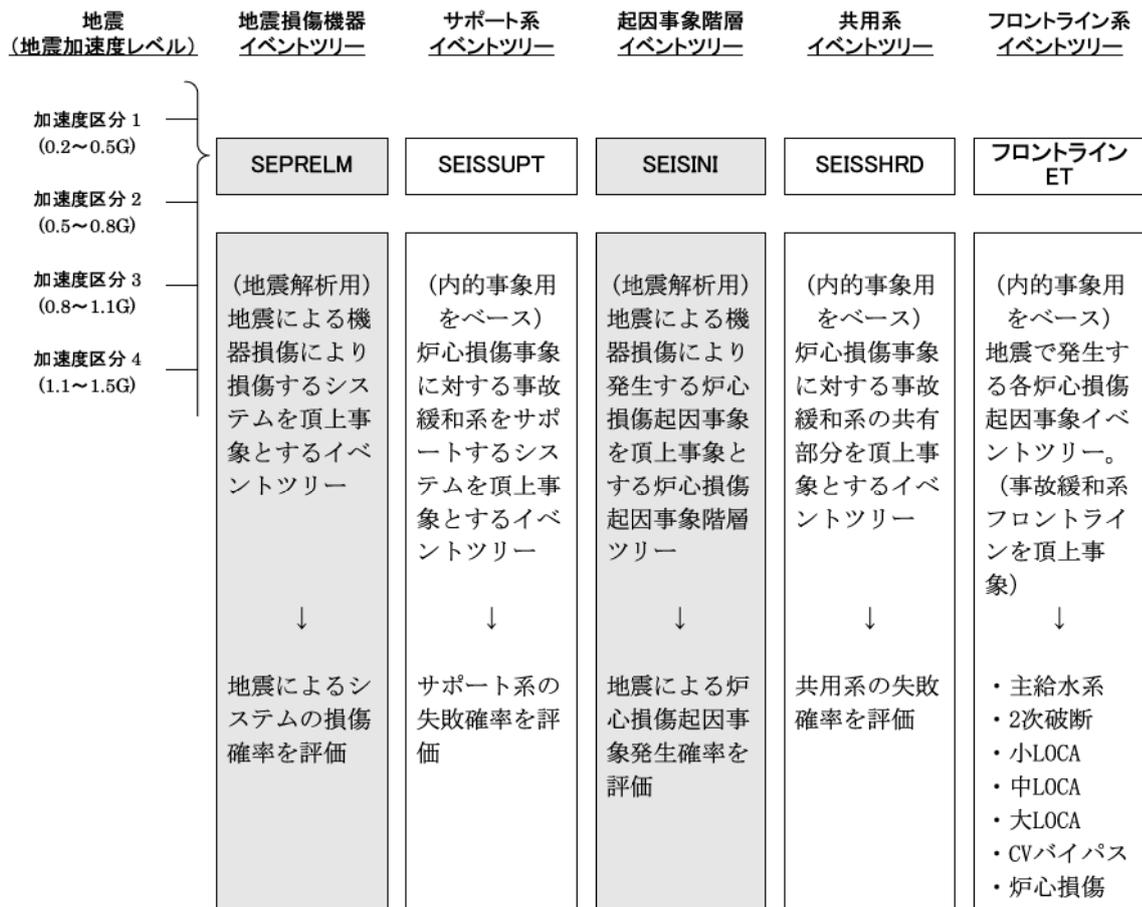
【直接炉心損傷】

- ・大破断LOCAを上回る規模のLOCA (Excess LOCA)
- ・原子炉格納容器損傷
- ・原子炉建屋損傷
- ・制御建屋損傷
- ・複数の信号系損傷
- ・1次系流路閉塞による2次系除熱機能喪失
- ・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
- ・電動弁損傷による原子炉補機冷却機能喪失

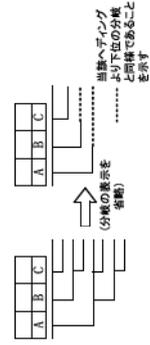
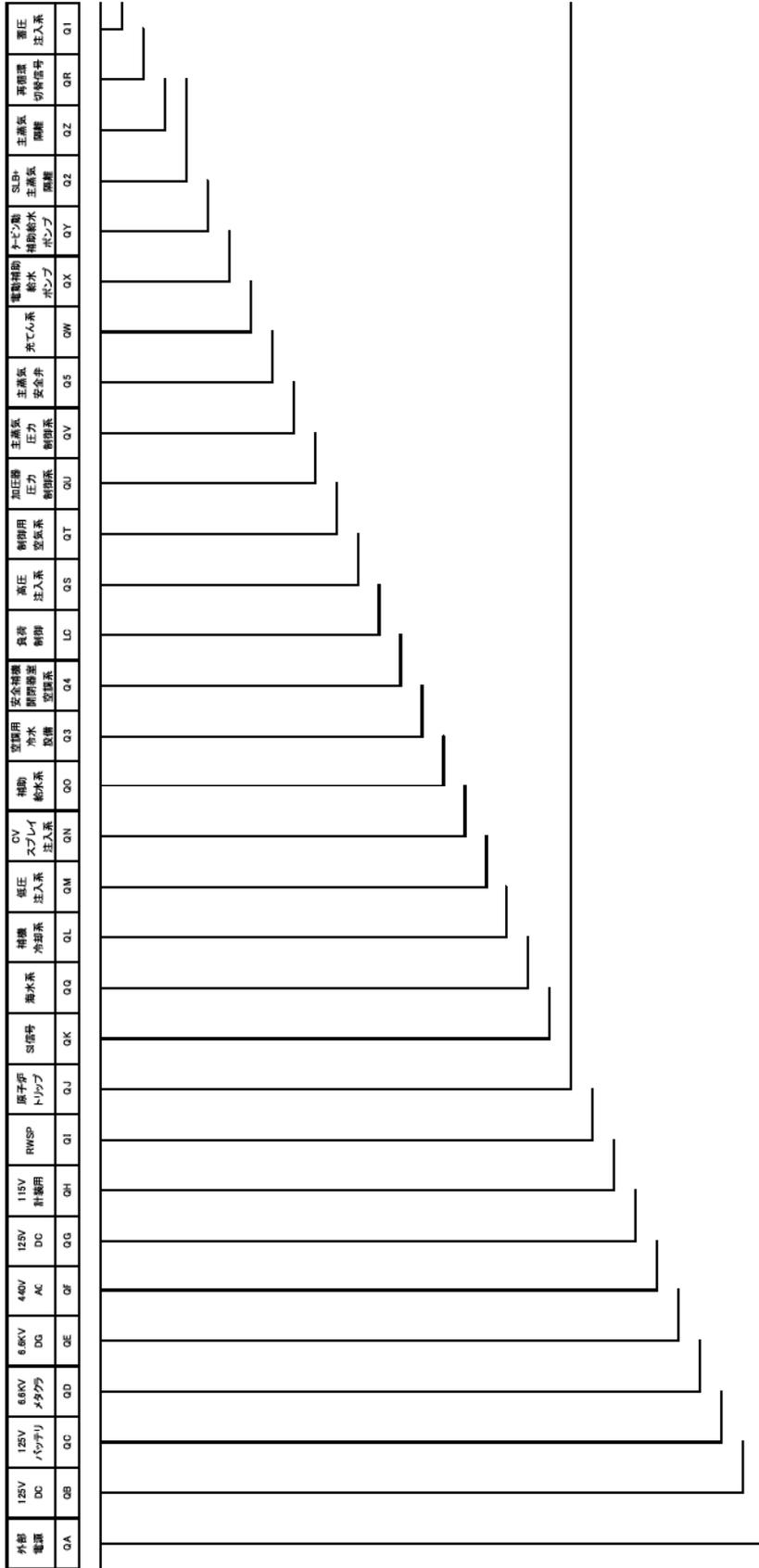
【格納容器バイパス】

- ・蒸気発生器伝熱管破損 (複数本破損)

第 1.2.1.d-1 図 地震PRA階層イベントツリー

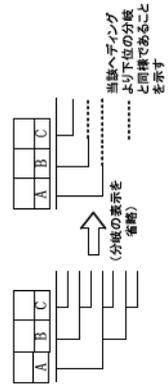
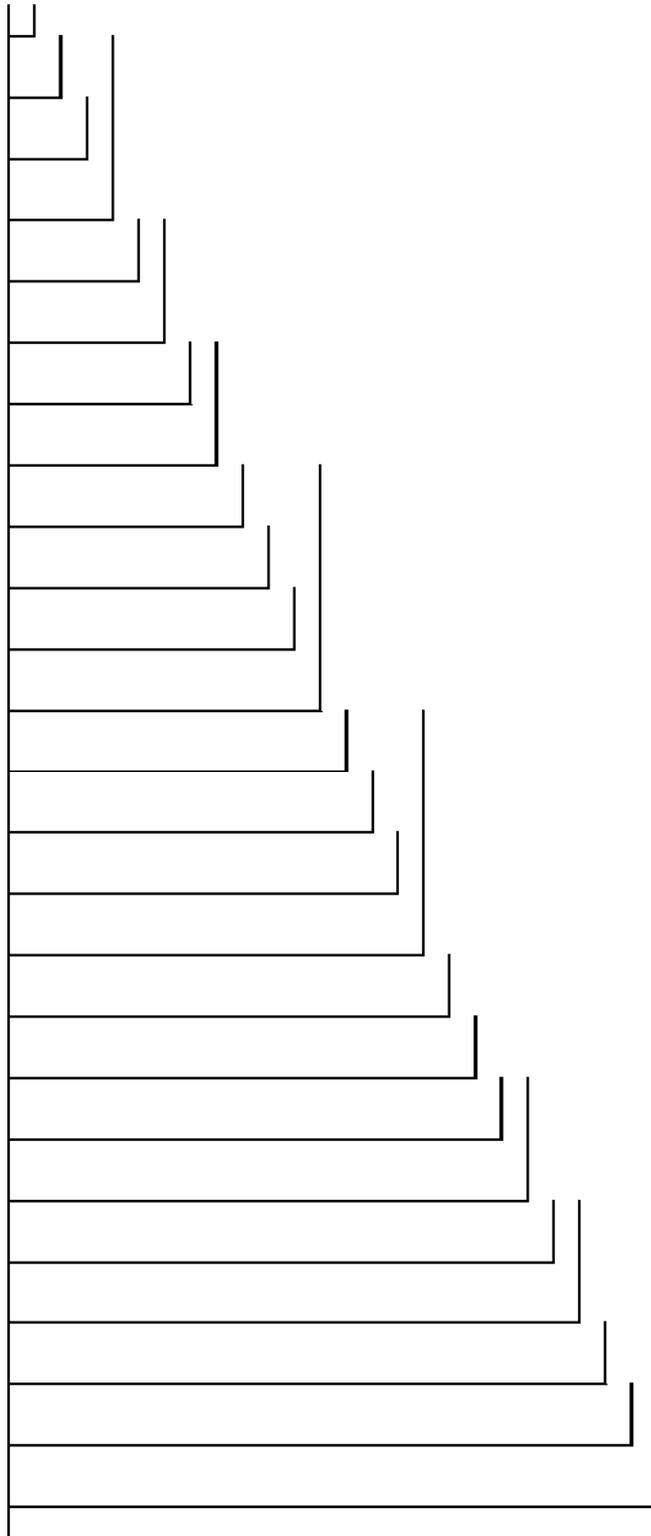


第 1.2.1.d-2 図 地震システム解析モデル (大イベントツリー)

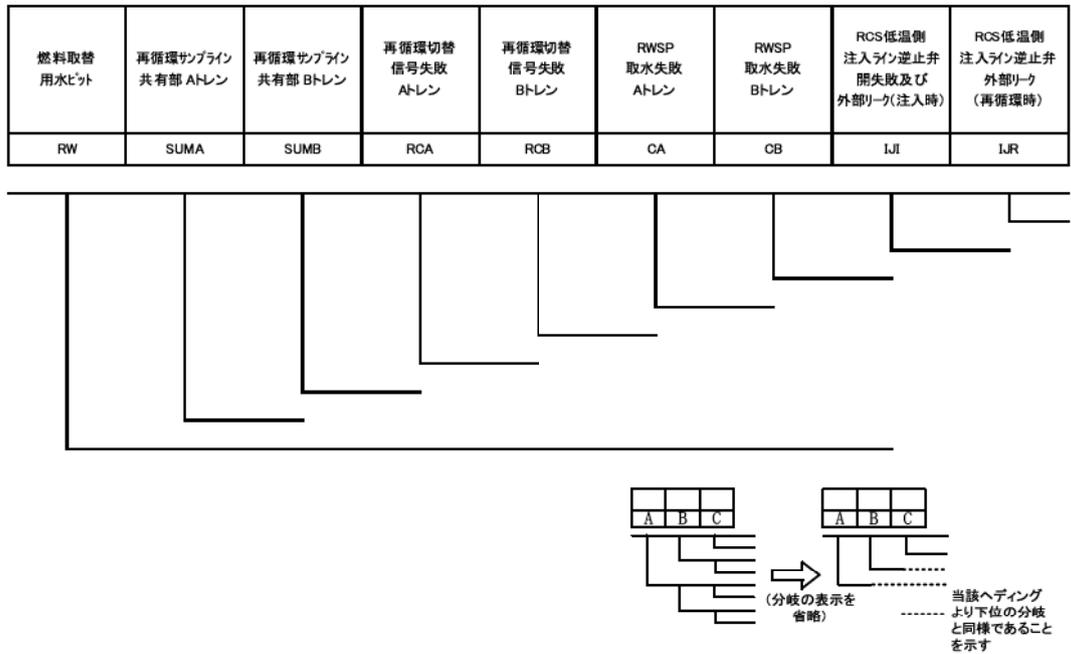


第 1.2.1.d-3 図 地震損傷機器イベントツリー

外部電源	125V 直流電源 Aトレン	125V 直流電源 Bトレン	6.6KV メタタ Aトレン	6.6KV DG Aトレン	6.6KV DG B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	115V 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 低電圧 Aトレン	115V 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 低電圧 Bトレン	沸水系 再循環時	沸水系 再循環時	沸水系 注入時	機器 冷却系 注入時	空調用 冷水設備	空調用 冷水設備	安全補機 開閉器室 空調系	安全補機 空調系	安全補機 空調系	制御用 空調系
OP	AD	BD	A6M	A6G	B6M	B6G	A4	B4	A1	AS	AP	AU	BI	BS	BP	BU	SWR	CWR	SWI	OWI	CHS	HVSW	HVSC	IA		

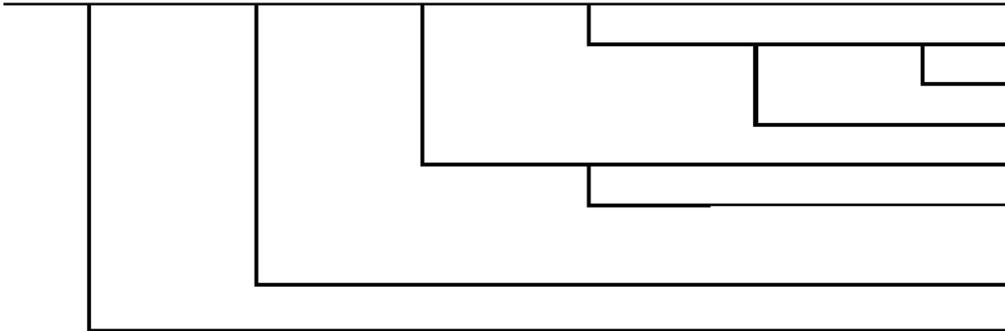


第 1.2.1.d-4 図 サポート系イベントツリー



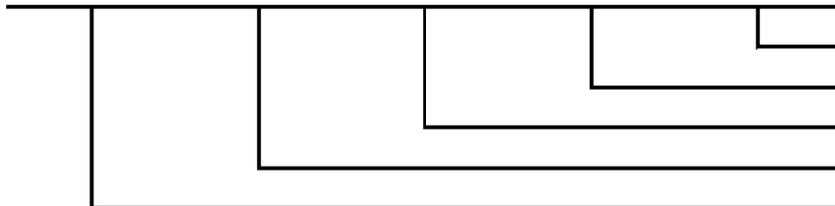
第 1.2.1.d-5 図 共用系イベントツリー

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)
LIL	ACLM	CIA	LRL	HRL	CRA



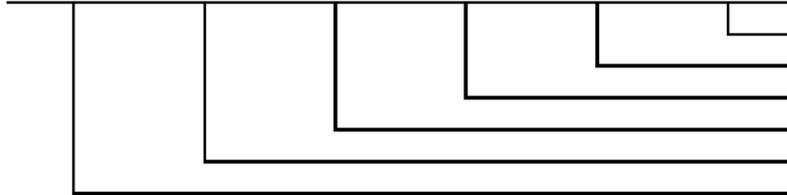
第 1.2.1.d-6 図 大破断 LOCA イベントツリー

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)
HIMS	ACLM	CIA	HRMS	CRA



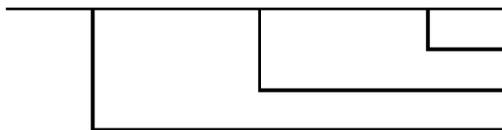
第 1.2.1.d-7 図 中破断 LOCA イベントツリー

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)
TPA	AFS	HIMS	CIA	HRMS	GRA



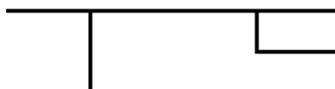
第 1.2.1.d-8 図 小破断 LOCA イベントツリー

原子炉トリップ (SLOCA,SLB, LMFW)	主蒸気隔離 (SLB)	補助給水系 (SLB)
TPA	MSI	AFB

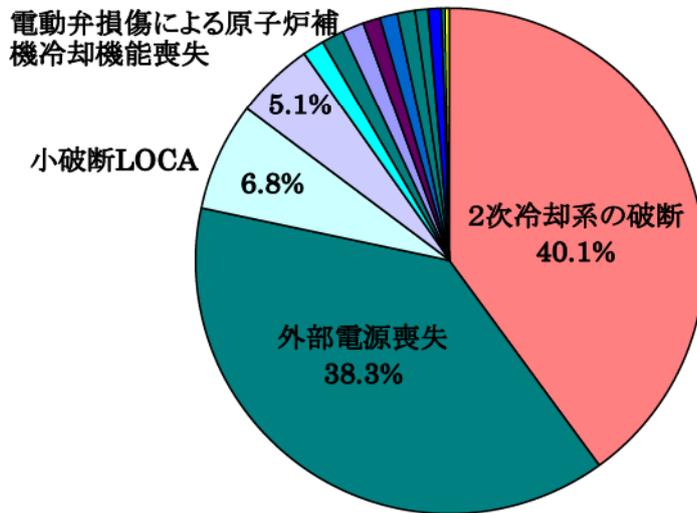


第 1.2.1.d-9 図 2次冷却系の破断イベントツリー

原子炉トリップ (SLOCA,SLB, LMFW)	補助給水系 (LMFW)
TPA	AFF

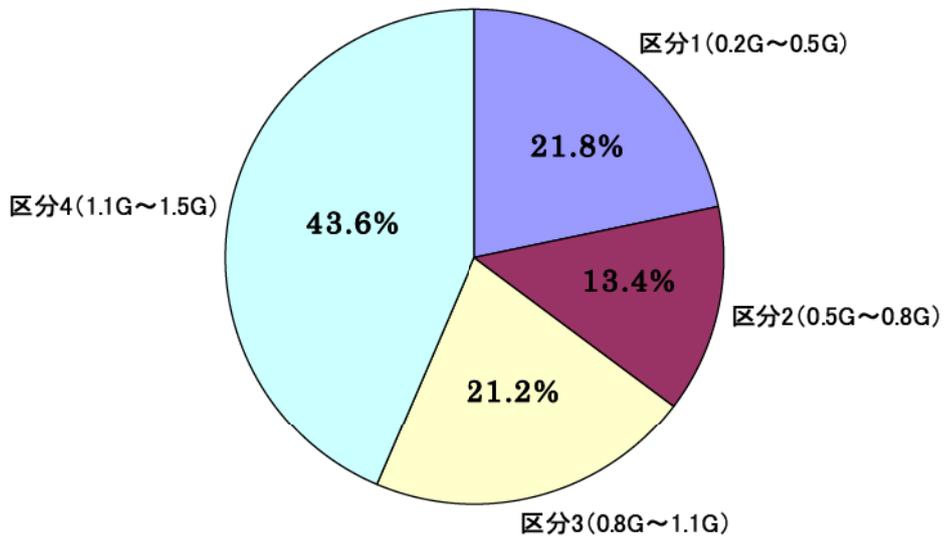


第 1.2.1.d-10 図 主給水流量喪失イベントツリー



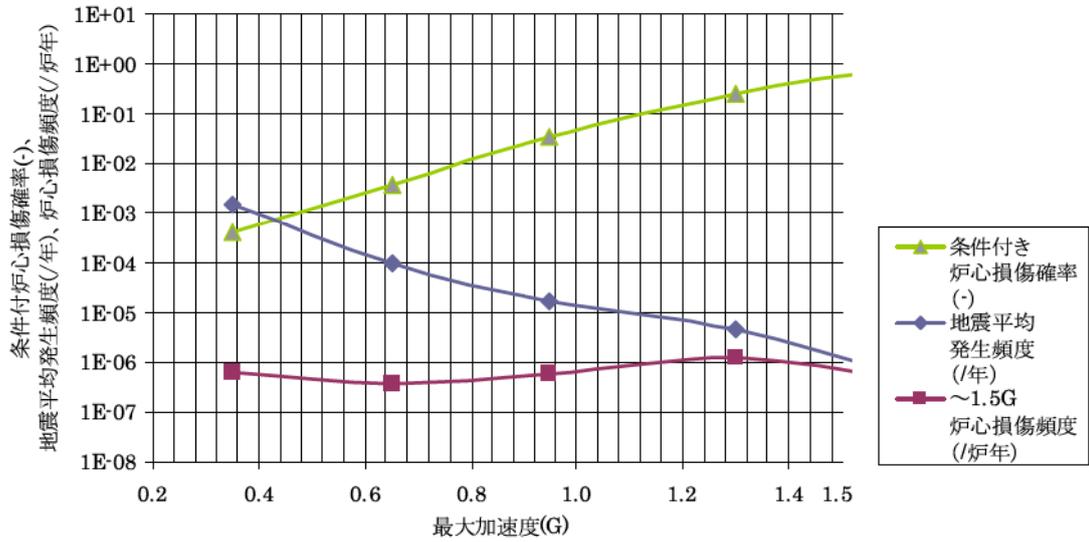
全炉心損傷頻度：2.8E-6（／炉年）

第 1.2.1.d-11 図 起因事象別炉心損傷頻度 寄与割合

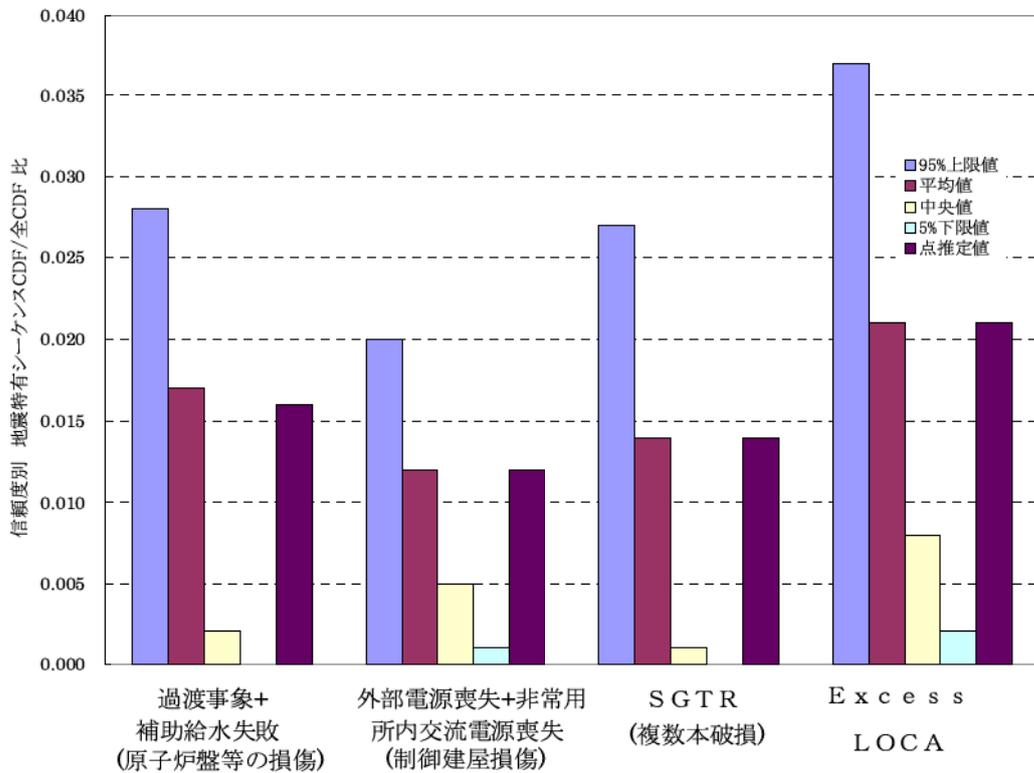


全炉心損傷頻度：2.8E-6（／炉年）

第 1.2.1.d-12 図 加速度区分別炉心損傷頻度 寄与割合



第 1.2.1.d-13 図 加速度区分別条件付炉心損傷頻度



第 1.2.1.d-14 図 地震特有の事故シーケンスの不確かさ解析結果

1.2.2 津波PRA

津波PRA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 1.2.2-1 図に示す。また、本評価では平成 25年 7月 8日の原子炉設置変更許可申請時点のデータに基づく確率論的津波ハザードを使用している。なお、今回の津波PRAでは、津波単独の影響のみを評価しており、地震随伴に伴う津波（重畳事象）等は対象としていない。

1.2.2.a. 対象プラントと事故シナリオ

① 評価対象プラントについて

(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「1.1 内部事象PRA」での記載と同様である。

また、第 1.2.2.a-1 図に津波PRAの中で考慮する設備配置を記載したプラント概要図、第 1.2.2.a-1 表に評価に必要な情報及び主な情報源を示す。

(2) プラントウォークダウンについて

a. プラントウォークダウンの実施手順

津波PRAでは、機器の設置高さや建屋開口部の高さを基に津波シナリオを想定しており、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のために、プラントウォークダウン対象機器抽出の考え方や調査すべき要件をまとめたチェ

ックシート等を含めた要領書を作成し、その要領書にしたがってプラントウォークダウンを実施した。プラントウォークダウンでは主に以下の観点について問題がないことを確認した。

- ・ 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の確認

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1.2.2.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。

c. プラントウォークダウン結果

チェックシートに基づき、対象機器のチェックを行った。例として海水ポンプのチェックシート及び現場写真のサンプルを第1.2.2.a-3図及び第1.2.2.a-4図に示す。

プラントウォークダウンの結果（チェックシートの一覧）を第1.2.2.a-2表に示す。プラントウォークダウンの結果、津波PRA上問題となる箇所は特に見当たらなかった。

(3) 今回実施した津波PRAの前提条件等について

今回実施した津波PRAについて、主に留意すべき点について以下に示す。

a. 評価の前提条件

- (a) 地震が建屋、機器及び津波影響軽減機能に及ぼす影響は考慮

せず、津波の影響のみ評価する。

- (b) 上記により、地震の重畳を考慮しないため各建屋地下開口部におけるシール部は健全であり、当該部からの浸水はないものと仮定する（なお、主要な開口部はプラントウォークダウン等で確認）。
- (c) 余震による荷重と津波による荷重の荷重組み合わせは考慮しない。
- (d) 機器の設置高さまで浸水することにより、当該機器が機能損傷すると仮定する。
- (e) 建屋内の止水対策は考慮しない。したがって、建屋外部の開口部から津波が流入した場合は、同一建屋の同一フロア以下全体が同時に浸水すると仮定する。
- (f) AM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。

b. 評価対象機器抽出の考え方及び方針

- (a) 内部事象レベル1 P R A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回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フラジリティ

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。

② 津波により炉心損傷に至る事故シナリオと分析

(1) 事故シナリオの概括的な分析及び設定

評価対象とすべき機器を選定するとともに、その影響（起因事象の発生、緩和設備への影響）を整理した。また、津波PRAで対象とする起因事象を選定し、津波シナリオを作成した。

a. 機器の損傷及び機能喪失原因となる津波の影響

津波による損傷・機能喪失要因の対象となる建物・構築物、システム及び機器（以下「SSC^{※1}」という。）を整理したものを第1.2.2.a-3表に示す。

※1： Structure, System and Component

機器の損傷・機能喪失要因について、以下の2つの観点から、今回の津波PRAでのフラジリティ評価対象外となるものを選定した（第1.2.2.a-4表参照）。

- (a) 津波PRA学会標準に準拠したスクリーニングが可能か否か。
- (b) 重要事故シーケンス確認を目的とした津波PRAに対する有意な影響の有無。

まず、(a)の観点から検討した結果、以下の損傷・機能喪失要因については、津波PRA学会標準の記載に基づき、評価対象外とする。

・海底砂移動及び洗掘

海底砂移動については、津波により海底にある砂が移動させら

れる現象であり、海水取水口では、海底砂移動により、取水障害が発生し、海水ポンプ、循環水ポンプ等に影響する可能性がある。また、津波の遡上により運ばれた砂利が現場操作に影響する可能性もある。

洗掘については、激しい川の流れや波浪等により、堤防の表法面の土が削り取られる現象であり、防潮堤、防波堤、海水取水口等のコンクリート構築物の表面の土が削られ、破壊される可能性がある（ただし防潮堤及び防波堤は今回の評価対象外である。）。

海底砂移動及び洗掘による機器の損傷について評価するためには、現実的応答として津波高さに応じた砂の移動量及び海底での洗掘量とそれらの不確実さ並びに現実的耐力としてポンプが損傷に至るピット内の砂の量及びピットが損傷に至る洗掘量とそれらの不確実さが必要となる。しかし、現状ではこれらのデータや、データを活用したフラジリティ評価手法が整備されておらず、現時点では評価が困難であると判断されるため、津波PRA学会標準 6.2 項の記載に準じて対象外とする。

(津波PRA学会標準 6.2 項抜粋)

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お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、9.事故シナリオ評価の対象とするか、又は、留意事項として報告書に記載する等、評価技術の成熟度を考慮した取扱いとする。

次に、(b)の観点から検討した結果、「引き津波による水位低下」

については、今回の目的のためには必須ではないと判断し評価対象外とする。

- ・引き津波による水位低下

「引き津波による水位低下」では、海水の潮位が低下して、海水を水源とするポンプ（海水ポンプ及び循環水ポンプ）の取水障害が発生し、キャビテーションでポンプが機能喪失することとなる。その後の事象進展は、押し津波により海水ポンプ又は循環水ポンプが損傷して発生するシナリオと同じであり、事故シーケンス抽出の観点においては押し津波の評価で包絡できると考え、対象外とする。

なお、引き津波の場合、サイト内の他の設備及び機器が津波により損傷しておらず、また、引き津波の発生に気づきポンプを停止することができれば、水位が回復した後にポンプを再起動することも可能である。このため、事象発生後のシナリオは、押し津波により海水ポンプや循環水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。

b. 起因事象の選定

内部事象レベル1 PRAで選定した起因事象について、津波の影響により直接的に発生するかどうかを検討し、津波により誘発される起因事象を選定した。選定の際の検討内容及び結果を第1.2.2.a-5表及び第1.2.2.a-5図に示す。起因事象として選定したのは以下の5事象である。

- ・原子炉補機冷却機能喪失
- ・外部電源喪失

- ・主給水流量喪失
- ・過渡事象
- ・直接炉心損傷に至る事象

c. 建屋及び機器リストの作成

重要事故シーケンス確認のための津波PRAにおいては、下記の3つの前提条件を考慮して、同一建屋の同一フロアを一つの津波浸水区画（ある浸水口からの津波の流入によって、同時に浸水すると考えられる区画）として設定する。

- (a) 建屋内の壁、床及び扉等の止水対策を考慮しないものとする。
したがって、建屋外郭の開口部から津波が流入した場合には、同一建屋の同一フロア以下全体が同時に浸水する。
- (b) 地下階の開口部から建屋への浸水はないものと仮定する。
- (c) 原子炉格納容器は密閉構造であることから、原子炉格納容器内には津波が流入しない。

また、津波によりプラントに影響を及ぼす代表的な機器を選定した主要機器のリストを第 1.2.2.a-6 表に示す。

d. 津波シナリオの作成

「起因事象を誘発させる機器の損傷高さ^{※2}」と「緩和設備の損傷高さ^{※2}」から津波高さごとにシナリオを区分した。第 1.2.2.a-7 表に津波シナリオ区分を示す。また、以下に各津波シナリオの特徴を記載する。なお、本評価での「水没」とは、海水が機器の設置高さに到達した時点をいう。

※2：「機器の設置高さ」と「浸水口高さ」を比較し、高い方を「機器の損傷高さ」という。

(a) 津波シナリオ区分1 (津波高さ 4.65m 以上～10.0m 未満)

本シナリオ区分では、海水ポンプの水没により起因事象「原子炉補機冷却機能喪失」が発生する。また、「原子炉補機冷却機能喪失」に伴い、制御用空気系が喪失して主給水流量調整弁が機能喪失することにより「主給水流量喪失」及び「過渡事象」も発生する。

(b) 津波シナリオ区分2 (津波高さ 10.0m 以上～13.5m 未満)

本シナリオ区分では、制御建屋及び原子炉周辺建屋の開口部から浸水が始まり、10.0m 以下に設置されている機器が機能喪失水没する。そのため、電動及びタービン動補助給水ポンプが水没し、補助給水系による2次冷却系冷却が不能となるとともに、非常用炉心冷却設備やディーゼル発電機も水没する。

(c) 津波シナリオ区分3 (津波高さ 13.5m 以上～15.8m 未満)

本シナリオ区分では、主変圧器等の外部電源が水没し、起因事象「外部電源喪失」が発生する。既にディーゼル発電機が海水ポンプ水没により従属的に機能喪失しているため全交流動力電源喪失に至る。

(d) 津波シナリオ区分4 (津波高さ 15.8m 以上)

本シナリオ区分では、メタルクラッド開閉装置、パワーセンタ等の炉心損傷防止に必要な複数の電気盤が津波により水没し、プラントの制御ができなくなるため「直接炉心損傷に至る事象」となる。

1.2.2.b. 確率論的津波ハザード

① 確率論的津波ハザード評価の方法

基準津波の超過確率の算出に用いた確率論的津波ハザード評価を行うに当たっては、津波PRA学会標準及び「確率論的津波ハザード解析の方法（土木学会 2011）」を参考に実施した。

② 確率論的津波ハザード評価に当たっての主要な仮定

津波発生モデルとしては、以下に記す波源を想定し、検討を実施した。

- ・ 日本海東縁部の断層による津波
- ・ 海域活断層による津波
- ・ 領域震源（背景的地震）による津波

なお、太平洋側に想定されるプレート間地震及び海洋プレート内地震については、確率論的津波ハザード評価への影響はない。また、海底地すべり及び陸上地すべりによる津波については、発生頻度を設定することが難しいため、評価に含めていない。

各波源の位置を第 1.2.2.b-1 図、第 1.2.2.b-2 図、第 1.2.2.b-3 図及び第 1.2.2.b-4 図に、ロジックツリーを第 1.2.2.b-5 図、第 1.2.2.b-6 図及び第 1.2.2.b-7 図に示す。

③ 確率論的津波ハザード評価結果

津波PRAで使用したハザード曲線を第 1.2.2.b-8 図に示す。

今回の津波PRAでは、機器の設置高さや事故シナリオを検討した結果、津波PRA対象機器の中で最も低い津波高さで海水ポンプが機能喪失し、影響の大きい「原子炉補機冷却機能喪失」が発生するという観点で、評価地点として3，4号炉海水ポンプ室前地点を選定した。

1.2.2.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

津波PRA学会標準では、屋外及び屋内それぞれの評価対象物について考慮すべき損傷モードに関して記載されており、フラジリティ評価対象の検討を行った。結果として動的及び電氣的なSSCに対する「被水及び没水」による機能損傷を評価対象とした（第1.2.2.a-4表参照）。

(2) フラジリティ評価について

前項の検討を受けて、動的及び電氣的なSSCに対する「被水及び没水」の損傷モードでは、津波水位が各機器の設置高さに到達した時点で、当該機器が確率 1.0 で損傷すると仮定した。結果、機器フラジリティは第 1.2.2.c-1 図に示すようにステップ状となる。また、対象機器の設置高さ若しくは建屋の津波浸水口高さのうち、高い方を「機器の損傷高さ」として不確実さを考慮していない。

1.2.2.d. 事故シーケンス

内部事象レベル1 PRAのシステムモデルを基とし、内部事象レベル1 PRAの評価条件の適用性及び津波PRA特有の評価条件の追加について検討した。

① 起回事象

(1) 評価対象とした起回事象について

前述のとおり、今回の津波PRAで選定した起回事象は以下の5つである。

- ・ 原子炉補機冷却機能喪失
- ・ 外部電源喪失
- ・ 主給水流量喪失
- ・ 過渡事象

- ・直接炉心損傷に至る事象

各機器の損傷高さまで浸水した時点で、確率 1.0 で機能喪失すると評価していることから、起因事象発生頻度は第 1.2.2.d-1 表に示す津波発生頻度と同じである。

上述した「直接炉心損傷に至る事象」として津波シナリオ区分 4（津波高さ 15.8m 以上）で発生する「複数の信号系損傷」が津波固有の事象である。

(2) 階層イベントツリーについて

選定した起因事象を基に、津波により発生する起因事象の影響の大きさを考慮して階層化して評価を行う。以下の方針に基づき津波 P R A 階層イベントツリー（E T）を作成する。第 1.2.2.d-1 図に津波 P R A 階層 E T を示す。

- ・津波による起因事象発生時の影響の大きさを考慮して、津波 P R A 階層 E T のヘディングの順番を決定する。

- a. 建屋全体に津波が浸水して、重要な設備及び機器（制御及び保護機能で重要な電気盤等）が複数損傷した場合には直接炉心損傷となる。また、津波の影響により全交流動力電源喪失が発生した場合にも、直接炉心損傷に至ることから、これらを最も重大な影響を及ぼすものとして最初のヘディングに設定する。
- b. 原子炉補機冷却水系が機能喪失した場合、外部電源及び補助給水に期待できる可能性がある一方、R C P シール L O C A の発生確率を 1.0 としており、E C C S 注水系や格納容器スプレイ系等複数の緩和設備が機能喪失するため、炉心損傷に至る。したがって、影響の大きさから直接炉心損

傷に至る事象の次のヘディングに設定する。

- c. 外部電源喪失は、非常用所内交流電源系（ディーゼル発電機の運転）に失敗すれば全交流動力電源喪失となるが、成功した場合には補助給水系による1次冷却系の減温及び減圧により炉心損傷とならない。したがって、原子炉補機冷却機能喪失の次に設定する。
- d. 主給水流量喪失と過渡事象では必要とする緩和設備は同じである。しかしながら、主給水流量喪失では、蒸気発生器による1次冷却系の冷却が喪失するため事象進展が厳しい。したがって、外部電源喪失の次に設定する。
- e. 過渡事象は、主給水流量喪失より事象進展が緩やかな自動トリップ事象をまとめて扱うこととし、本階層E Tの最後に設定する。

なお、原子炉補機冷却機能喪失と同時に主給水流量喪失又は過渡事象が発生した場合は、事象進展に対する緩和設備が原子炉補機冷却機能喪失の緩和設備で代表できること、また、原子炉補機冷却機能喪失に伴い従属的に主給水流量喪失及び過渡事象が発生することから、原子炉補機冷却機能喪失を代表して評価する。

② 成功基準

(1) 成功基準の一覧

炉心損傷防止の成功基準は、内部事象レベル1 P R Aと津波P R Aでは相違がないため、内部事象レベル1 P R Aで設定した成功基準を用いる。なお、「直接炉心損傷に至る事象」については、緩和手段がないため成功基準を設定していない。成功基準一覧を第1.2.2.d-2表に示

す。

使命時間については内部事象レベル1 P R Aと同様に24時間を考慮し、津波で損傷した機器の修理は期待していない。また、機能喪失した場合に大きな影響を及ぼす可能性のある空調系の室温評価については、福島第一原子力発電所での事故を踏まえ、7日後までに室内の許容温度を超える場合には、室内にある設備が機能喪失するとして、該当設備のモデル化要否について以下のとおり検討した。

- ・ 電動補助給水ポンプ室換気装置

電動補助給水ポンプ室換気装置は、内部事象 P R A において既にモデル化されているため、津波 P R A として新たなモデル化は不要である。

- ・ 安全補機室冷却装置

海水ポンプの水没時には、安全補機室冷却装置による冷却を必要とする余熱除去ポンプ、高圧注入ポンプ等の設備も従属的に機能喪失することとなる。したがって、津波 P R A では、安全補機室冷却装置のランダム故障のモデル化は不要である。

- ・ 制御用空気圧縮機室換気装置

評価対象としている最も低い津波高さで海水ポンプが水没する。海水ポンプの水没により原子炉補機冷却機能喪失が発生し、制御用空気系も従属的に機能喪失する。したがって、津波 P R A では、制御用空気圧縮機室換気装置のランダム故障のモデル化は不要である。

- ・ ディーゼル発電機室換気装置

評価対象としている最も低い津波高さで海水ポンプが水没する。海水ポンプの水没により原子炉補機冷却機能喪失が発生し、ディーゼル発電機も従属的に機能喪失する。したがって、津波 P R A では、

ディーゼル発電機室換気装置のランダム故障のモデル化は不要である。

- ・安全補機開閉器室空調設備

評価対象としている最も低い津波高さで海水ポンプが水没する。海水ポンプの水没により空調用冷水設備が喪失するため、安全補機開閉器室空調設備も従属的に機能喪失する。したがって、津波 PRA では、安全補機開閉器室空調設備のランダム故障のモデル化は不要である。

③ 事故シーケンス

(1) イベントツリー

起因事象の発生要因は津波と内部事象では異なるが、起因事象発生後の緩和設備は内部事象と同様の設備に期待する。そのため、内部事象の E T (第 1.2.2.d-2(a)～(e)図) を用いた。

④ システム信頼性解析

(1) 評価対象としたシステムとその説明

建屋及び機器リストを使って対象範囲を明確にした。各系統の情報や依存性については内部事象レベル 1 P R A と同等である。

(2) 機器損傷に関する機器間の相関の取扱い

基本は内部事象レベル 1 P R A と同じ相関性を考慮する (第 1.2.2.d-3 表参照)。原子炉補機冷却水系統等の冗長設備は基本的に同一フロア高さに設置されるため、機器が水没する場合は、冗長設備すべてが水没し機能喪失するとした。

(3) システム信頼性評価結果

a. フォールトツリーの作成

津波シナリオを基に、津波による機器への影響をフォールトツリーでモデル化する。ここで、以下の前提条件にしたがいモデル化方法を検討した。

- ・ 建屋内の壁、床及び扉等の止水対策を考慮しないものとしている。したがって、建屋外郭の開口部から津波が流入した場合には、同一建屋の同一フロア以下全体が同時に浸水するものとする。
- ・ 同一建屋の同一フロアを1つの津波浸水区画としている。したがって、建屋外郭に浸水口が一つでもあれば、同フロアの津波浸水区画とそれ以下の高さにある浸水区画が同時に浸水する。

上記の前提条件から、本評価では津波シナリオで対象としているすべての機器の影響をモデル化するのではなく、以下の扱いで損傷した機器の影響及び依存関係の包絡性を考慮して、機器をカテゴリー化してモデル化した。

- ・ 同一区画に設置され設置高さが同じ機器は、機器の種類に関係なく同時に損傷するものとして評価する。
- ・ 津波により浸水した区画より下の区画に設置された機器は、機器の種類に関係なく損傷するものとして評価する。

以上を踏まえ、津波による影響をモデル化する機器は以下である。

- ・ 海水ポンプ
- ・ 電動補助給水ポンプ
- ・ タービン動補助給水ポンプ
- ・ 主変圧器
- ・ 電気盤（メタルクラッド開閉装置、パワーセンタ等）

ランダム故障については、内部事象レベル1 P R Aのモデルを活用し、津波による機能損傷を考慮したモデルを作成した。

b. 主要なミニマルカットセット

システム信頼性解析の結果について、事故シーケンスごとの主要なミニマルカットセットの評価を実施した。評価結果について、第1.2.2.d-4表に示す。

(4) システム信頼性評価を実施せずに設定した非信頼度とその根拠

津波により海水ポンプが水没し原子炉補機冷却機能喪失が発生すると、機器の復旧には長時間かかると考えられるため、原子炉補機冷却水系の復旧はできず、R C PシールL O C Aが必ず発生するとした。

⑤ 人的過誤

(1) 評価対象とした人的過誤及び評価結果

内部事象レベル1 P R Aでは事故前と事故後の人的過誤をT H E R P手法を用いて評価している。これを基に津波P R Aでの扱いを検討した結果を以下に示す。

a. 事故前の人的過誤

内部事象レベル1 P R Aで対象としている事故前の人的過誤は、試験や点検等による戻し忘れであり、事象発生の起因が津波であっても変わることはないと考えられる。そのため、津波P R Aでは内部事象レベル1 P R Aの評価対象から津波P R Aでの対象範囲のシステムに関連した事故前の人的過誤を選定するとともに、人的過誤確率も内部事象レベル1 P R Aの人的過誤確率を用いる。津波P R Aでモデル化した事故前の人的過誤は、以下のとおりである。

系統名	運転操作エラー	HEP*
原子炉補機冷却系(注入)	原子炉補機冷却水ポンプ出口弁戻し忘れ	1.6E-03
原子炉補機冷却海水系	海水ポンプ出口弁戻し忘れ	1.6E-03
原子炉補機冷却海水系	海水供給母管切替弁戻し忘れ	1.6E-03
換気空調系 (安全補機開閉器室)	手動ダンパ戻し忘れ	1.6E-03

※ HEP：人的過誤確率

b. 事故後の人的過誤

津波PRAの事故後の人的過誤は、以下の二つの扱いとする。なお、診断過誤については、津波における起因事象発生後の事象進展及び期待する緩和操作が内部事象レベル1PRAと同様であるため、内部事象レベル1PRAと同様の診断過誤確率を使用するものとする。

- ・ 中央制御室による遠隔操作については、プラントへの影響があるレベルの津波が発生する場合、運転員は警報により事前に津波の襲来に備えることができることを考慮して、内部事象レベル1PRAと同様のストレスレベル「高」で評価した。よって、内部事象レベル1PRAと同じ人的過誤確率を使用するものとする。
- ・ 現場操作については、運転員のアクセス性を考慮して、各フロアに海水が浸水しない津波高さの場合は期待し、各フロアに海水が浸水する津波高さの場合は期待しない。

以上を踏まえ、モデル化した事故後の人的過誤は以下のとおりである。

起回事象	運転操作エラー	操作場所	HEP*
原子炉補機冷却機能喪失 主給水流量喪失 過渡事象 手動停止	空調用冷凍機 (A,B,C,D) トリップ警報読取失敗	中央制御室	8.3E-04
	3A空調用冷凍機 切操作失敗	中央制御室	8.6E-04
	3C空調用冷凍機 切操作失敗	中央制御室	8.6E-04
	3B空調用冷水ポンプ 起動操作失敗	中央制御室	8.6E-04
	3D空調用冷水ポンプ 起動操作失敗	中央制御室	8.6E-04
	3B空調用冷凍機 起動操作失敗	中央制御室	8.6E-04
	3D空調用冷凍機 起動操作失敗	中央制御室	8.6E-04
	換気空調設備補機トリップ警報 読取失敗	中央制御室	8.3E-04
	34D安全補機開閉器室空調ファン 起動操作失敗	中央制御室	8.6E-04

※ H E P : 人的過誤確率

⑥ 炉心損傷頻度

(1) 炉心損傷頻度の算出に用いた方法

解析コード RiskSpectrum を用いて、階層 E T と各起回事象の E T 及び E T のヘディングごとのフォールトツリー (F T) を用いた F T 結合法により炉心損傷頻度 (C D F) を算出した。

(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

作成した津波 P R A モデルを用いて C D F を算出し、以下に評価結果を示す。

(a) 津波シナリオ区分ごとの評価結果

津波シナリオ区分ごとの評価結果を第 1.2.2.d-4 表に示す。全 C D F は 3.0×10^{-7} (/ 炉年) となり、津波シナリオ区分 1 (津波高さ 4.65m 以上 ~ 10.0m 未満) がその大半を占める。津波シナリオ区分ごとの評価結果及び事故シナリオの概要を以下に示す。

- ・ 津波シナリオ区分 1 (津波高さ 4.65m 以上 ~ 10.0m 未満)

津波シナリオ区分1のCDFは 3.0×10^{-7} (／炉年)である。

本シナリオ区分では、海水ポンプの水没により起因事象「原子炉補機冷却機能喪失」が発生する。また、「原子炉補機冷却機能喪失」に伴い、制御用空気系が喪失して主給水流量調整弁が機能喪失することにより「主給水流量喪失」及び「過渡事象」も発生する。

- ・ 津波シナリオ区分2 (津波高さ10.0m以上～13.5m未満)

津波シナリオ区分2のCDFは 2.2×10^{-9} (／炉年)である。

本シナリオ区分では、制御建屋及び原子炉周辺建屋の開口部から浸水が始まり、10.0m以下に設置されている機器が機能喪失水没する。そのため、補助給水系による2次冷却系冷却が不能となるとともに、非常用炉心冷却設備やディーゼル発電機も水没する。

- ・ 津波シナリオ区分3 (津波高さ13.5m以上～15.8m未満)

津波シナリオ区分3のCDFは 2.2×10^{-10} (／炉年)である。

本シナリオ区分では、主変圧器等の外部電源が水没し、起因事象「外部電源喪失」が発生する。既にディーゼル発電機が海水ポンプ水没により従属的に機能喪失しているため全交流動力電源喪失に至る。

- ・ 津波シナリオ区分4 (津波高さ15.8m以上)

津波シナリオ区分4のCDFは 1.1×10^{-10} (／炉年)である。

本シナリオ区分では、メタルクラッド開閉装置、パワーセンタ等の炉心損傷防止に必要な複数の電気盤が水没し、信号系が機能喪失することでプラントの制御ができなくなり、直接炉心損傷に至る。

(b) 起因事象ごとの評価結果

起因事象ごとの評価結果を第 1.2.2.d-5 表に示す。今回の津波 P R A では起因事象を階層化して評価しており、4.65m 以上の津波で発生する原子炉補機冷却機能喪失、13.5m 以上の津波で発生する外部電源喪失、15.8m 以上の津波で発生する直接炉心損傷に至る事象で代表しているため、主給水流量喪失、過渡事象による C D F は定量化されない。

(3) 評価結果の分析

起因事象別 C D F 寄与割合を示すパイチャートを第 1.2.2.d-3 図に示す。

津波 P R A では全 C D F は 3.0×10^{-7} (／炉年) と評価され、そのうち、「原子炉補機冷却機能喪失」による寄与割合が約 99.9% を占めた。

津波により発生する事故シナリオは、設備が損傷する津波高さに応じて津波シナリオ区分として整理するため、他の津波シナリオ区分に比べて津波高さ範囲が広範になる津波シナリオ区分 1 (E.L.+4.65m 以上～E.L.+10.0m 未満) で発生する「原子炉補機冷却機能喪失」の寄与割合が最も大きく、続いて津波シナリオ区分 2 (E.L.+10.0m 以上～E.L.+13.5m 未満) で発生する補助給水系機能喪失を伴う「原子炉補機冷却機能喪失」の寄与割合が大きい結果となっている。

残りの約 0.1% については、E.L.+13.5m 以上の津波の発生により主変圧器等が没水し、「全交流動力電源喪失」に至る津波シナリオ区分 3 (E.L.+13.5m 以上～E.L.+15.8m 未満) や、さらに大規模な津波の発生により、安全補機開閉器室等へ浸水し、複数の電気盤が機能喪失する事故シーケンスを考慮して「複数の信号系損傷」に至る津波シナリオ区分 4 (E.L.+15.8m 以上) として整理しているが、最も津波高

さの低い津波シナリオ区分1 (E.L.+4.65m 以上～E.L.+10.0m 未満)の段階で海水ポンプのポンプモータ部 (E.L.+4.65m) が没水して「原子炉補機冷却機能喪失」が発生し、他の緩和設備の有無にかかわらず炉心損傷へ至ることとなるため、本評価では津波から炉心損傷に至る要因は海水ポンプの機能喪失に起因するものといえる。

(4) 重要度解析、不確実さ解析及び感度解析

a. 重要度解析

(a) 解析内容

今回の津波PRAでは、評価開始時点の津波高さで海水ポンプが機能喪失し、緩和手段がなくなり条件付炉心損傷頻度 (CCDP) が 1.0 となってしまう、重要度解析を実施しても有益な結果が得られないため、内部事象レベル1PRAや地震PRAのように重要度評価は実施せず、津波シナリオ区分ごとのCDFに対して重要な設備を整理した。

(b) 解析結果

第 1.2.2.d-6 表に津波シナリオ区分ごとのシナリオ重要度整理結果を示す。津波シナリオについて重要な設備は海水ポンプであり、その寄与割合 (シナリオ重要度) は約 1.0 になった。海水ポンプが津波により水没するということが、CDFにとっていかに支配的であり、この設備に対する対策が重要であるということが分かる。これは、海水ポンプが 4.65m の津波で機能を喪失した時点で、その依存関係にある設備も従属的に機能喪失し、緩和手段がなくなるためである。

b. 不確実さ解析

(a) 解析内容

不確実さ解析は、フラクタイルハザードを 10 本に縮約したデータを用いて、信頼度ごとの津波発生頻度を津波区分ごとに算出し、全 CDF 及び事故シーケンス別 CDF の 5% 信頼度値（下限値）、中央値、平均値、95% 信頼度値（上限値）を評価した。津波フラクタイルハザードを第 1.2.2.d-4 図に示す。

(b) 解析結果

本評価における不確実さ解析は、評価対象となる津波高さにおいて、不確実さ幅が最小となる津波シナリオ区分 1 であっても、エラーファクター (EF) は 2.7×10^5 と非常に大きな値となった。その主要因は確率論的津波ハザードの影響であり、津波発生頻度が 0.0 となる信頼度の範囲 (min%~10%) が存在するため、不確実さが大きくなっているが、不確実さを考慮した津波シナリオ区分 1 の平均値は、点推定値とほぼ同値である 3.1×10^{-7} (／炉年) であった (第 1.2.2.d-5 図参照)。津波シナリオ区分 2~4 においても津波発生頻度が 0.0 となる信頼度の範囲が存在するため、津波シナリオ区分 1 と同様に不確実さが非常に大きくなるが、津波シナリオ区分 1~4 の中で、全 CDF の約 99% を占める津波シナリオ区分 1 の不確実さ解析結果が、全 CDF に対する不確実さ解析結果の傾向を示しているといえる。

ここで、津波 PRA の不確実さ幅は、内部事象レベル 1 PRA 及び地震 PRA に比べれば大きくなるが、津波ハザードの幅が支配的であり、その影響が津波 PRA で現れるすべての事故シーケンスに対してほぼ一様であるものと想定すると、事故シーケンスごとの CDF の相対関係は変わらないため、重要事故シーケンス選定の観点からは影響がないことがわかった。

c. 感度解析

(a) 解析内容

最も支配的な事故シーケンス「原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA」に対して、重大事故等対策（代替交流電源（空冷式非常用発電装置）による給電等）が整備されているものとした場合の感度解析を実施した。

第 1.2.2.d-6 図に、重大事故等対策を考慮した場合の当該事故シーケンスのシナリオの整理結果を示す。「原子炉補機冷却機能喪失に対する主要な対策（2次冷却系強制冷却）」及び「原子炉補機冷却機能喪失に対する主要な対策（炉心注水）」の非信頼度は、必要とされる運転員操作の詳細さや恒設代替低圧注水ポンプのように機器故障率データが現状整備されていない機器がある等の不確実さ要因があることを考慮し、0.1と仮定した。

(b) 解析結果

第 1.2.2.d-7 表及び第 1.2.2.d-7 図に、感度解析結果を示す。「原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA」のみに対策を考慮することにより、全CDFは約1桁低減する結果となった。この結果は、重要度整理の結果と同様に、津波の重要事故シーケンスとしては「原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA」が非常に支配的であり、様々な事故シーケンスが現れる他事象と違い、「原子炉補機冷却機能喪失」の事故シーケンスグループに対する対策を取ることができれば、全CDFに対してかなりの低減効果があるということを示している。

(5) まとめ

重大事故等対策の有効性評価に係る事故シーケンスグループ等の選定に資するために、大飯3号炉及び4号炉の津波レベル1 P R Aを実施した。炉心損傷頻度は 3.0×10^{-7} (／炉年) となり、不確かさ解析の結果得られたエラーファクター(E F)は全C D Fに対して支配的であるシナリオ区分1において 2.7×10^5 であった。津波シナリオとしては、海水ポンプが津波で機能喪失することにより「原子炉補機冷却機能喪失」が発生し、R C PシールL O C Aが従属的に発生して炉心損傷に至るシナリオが支配的となった。

また、津波シナリオ区分ごとのC D Fに対して重要な設備を整理した。さらに、最も支配的な事故シーケンスに対する対策が整備されているものとした場合の感度解析を実施した。これらの結果、津波シナリオについて重要な設備は海水ポンプであり、海水ポンプ機能喪失により発生する「原子炉補機冷却機能喪失+R C PシールL O C A」への対策を取ることで、全C D Fに対してかなりの低減効果があることを確認した。

第 1.2.2.a-1 表 評価に必要な情報及び主な情報源

	P R A 作業	情 報	主な情報源
1	プラントの設計及び運転の把握	P R A 実施に当たり必要とされる設計、運転管理に関する情報	<ul style="list-style-type: none"> 内部事象出力時レベル P R A 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） 全体機器配置図、海水ポンプウエル全体図、建具配置図、換気空調設備図、構内配置図、海水ポンプ室竣工図、プラントワークダウン
2	確率論的津波ハザード評価	対象サイト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"> 文献調査結果 地質調査結果
3	建屋及び機器フラジリティ評価	プラント固有の建屋及び機器の耐力評価並びに応答評価に関する情報	<ul style="list-style-type: none"> 上記 1 の情報源
4	事故シナリオの分析と起 因事象の分類	津波時に想定されるプラント状態	<ul style="list-style-type: none"> 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	<ul style="list-style-type: none"> 安全系等のシステム使用条件 システムの現実的な性能 運転員による緩和操作 	<ul style="list-style-type: none"> 上記 1 の情報源 既往の P R A 情報
	c) システムのモデル化	対象プラントに即した機器故障モード、運転形態	
	d) 事故シナリオの定量化	評価結果の妥当性を確認できる情報	

第 1.2.2.a-2 表 津波PRAプラント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)と相違点に無いか、	2. 対象機器の設置室に浸水口があるか、(原、連絡路、その他)	1. 対象機器の図面(配置図・構造図等)と相違点に無いか	2. 基礎ボルト(又は3. 対象機器周辺の配置面・管に外見上の異常(腐食・亀裂等)は無いか、ボルトの場合同様に締め付けについても確認)			
1	直流き電盤	Y	Y (原)	N/A	N/A	Y (階段)	N/A	問題箇所見当たらず
2	インバータ (計装用電源盤)	Y	Y (原)	N/A	N/A	Y (階段)	N/A	問題箇所見当たらず
3	ソレノイド分電盤	Y	Y (原)	N/A	N/A	Y (階段)	N/A	問題箇所見当たらず
4	蓄電池	Y	Y (原)	N/A	N/A	Y (階段)	N/A	問題箇所見当たらず
5	メタクラ (メタルクラッドスライツギア)	Y	Y (原)	N/A	N/A	Y (階段)	N/A	問題箇所見当たらず
6	パワーセンタ	Y	Y (原)	N/A	N/A	Y (階段)	N/A	問題箇所見当たらず
7	非常用ディーゼル発電機	Y	Y (原)	N/A	N/A	Y (階段)	N/A	問題箇所見当たらず
8	電動補助給水ポンプ	Y	Y (原)	N/A	N/A	Y (階段)	N/A	問題箇所見当たらず
9	空調用冷凍機	Y	Y (原)	N/A	N/A	Y (階段)	N/A	問題箇所見当たらず
10	原子炉補機冷却水ポンプ	Y	Y (原)	N/A	N/A	Y (階段)	N/A	問題箇所見当たらず
11	タービン動補給水ポンプ	Y	Y (原)	N/A	N/A	Y (階段)	N/A	問題箇所見当たらず
12	海水ポンプ	N/A	N/A	Y	Y	N/A	N/A	問題箇所見当たらず
13	海水ポンプ出口タイライン弁	N/A	N/A	Y	Y	N/A	N/A	問題箇所見当たらず
14	主変圧器	N/A	N/A	Y	Y	N/A	N/A	問題箇所見当たらず

Y: YES, N: NO, N/A: 対象外

第1.2.2.a-2表 津波PRA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) と相連点は無いか	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) と相連点は無いか	2. 基礎ボルト (又は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 (ボルトの場合は締め付けについても確認))			
15	Aディージェル発電機制御盤室 扉	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	Y	問題箇所見当たらず
16	Aディージェル発電機室 扉	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	Y	問題箇所見当たらず
17	Bディージェル発電機制御盤室 扉	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	Y	問題箇所見当たらず
18	Bディージェル発電機室 扉	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	Y	問題箇所見当たらず
19	テンドンギャラリ入り口通路 扉	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	Y	問題箇所見当たらず
20	制御建屋 扉	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	Y	問題箇所見当たらず
21	CB-TB連絡通路 (A階段)	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	Y	問題箇所見当たらず
22	CB-TB連絡通路 (B階段)	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	Y	問題箇所見当たらず
23	CB-TB連絡通路 (安全補機間閉器室)	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	Y	問題箇所見当たらず
24	海水管室 配管貫通部 (4号炉 原子炉補機冷却器供給配管)	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	Y	問題箇所見当たらず
25	海水管室 配管貫通部 (4号炉 原子炉補機冷却器戻り配管)	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	Y	問題箇所見当たらず

Y : YES, N : NO, N/A : 対象外

第 1.2.2.a-3 表 考慮すべき津波による損傷・機能喪失要因及び対象 S S C の種類 (1/2)

考慮すべき津波による 損傷・機能喪失要因	左記要因の対象となる S S C の種類 (主要な S S C)
被水及び没水	電気設備 (ディーゼル発電機、電気盤、変圧器等) 電動機器 (ポンプ、電動弁) タービン駆動ポンプ
津波波力	建物及び構築物 (海水取水口も含む) 防潮堤及び防波堤※ 電気設備 (ディーゼル発電機、電気盤、変圧器等) 電動機器 (ポンプ、電動弁等) タービン駆動ポンプ 静的機器 (配管、タンク等) 建屋開口部建具 (扉、シール等の浸水対策を実施した建具等) 建屋内の水密扉※
流体力	建物及び構築物 (海水取水口も含む) 防潮堤及び防波堤※ 電気設備 (ディーゼル発電機、電気盤、変圧器等) 電動機器 (ポンプ、電動弁等) タービン駆動ポンプ 静的機器 (配管、タンク等) 建屋開口部建具 (扉、シール等の浸水対策を実施した建具等) 建屋内の水密扉※
浮力	建物及び構築物 (海水取水口も含む) 静的機器 (空気を保有するタンク等)
引き津波による水位低下	海水を水源とするポンプ

※：事故シーケンス選定のための P R A では、防潮堤、防波堤及び建屋内の水密扉はないものとして評価しても影響なし

第 1.2.2.a-3 表 考慮すべき津波による損傷・機能喪失要因及び対象 S S C の種類 (2/2)

考慮すべき津波による 損傷・機能喪失要因	左記要因の対象となる S S C の種類 (主要な S S C)
漂流物衝撃力	建物及び構築物 (海水取水口も含む) 防潮堤及び防波堤※ 電気設備 (ディーゼル発電機、電気盤、変圧器等) 電動機器 (ポンプ、電動弁等) タービン駆動ポンプ 静的機器 (配管、タンク等) 建屋開口部建具 (扉、シール等の浸水対策を実施した建具等) 建屋内の水密扉※
海底砂移動	建物及び構築物 (海水取水口も含む)
洗掘	建物及び構築物 (海水取水口も含む) 防潮堤及び防波堤※

※：事故シーケンス選定のための P R A では、防潮堤・防波堤及び建屋内の水密扉はないものとして評価しても影響なし

第 1.2.2.a-4 表 津波による損傷・機能喪失要因と対象設備

対象となる設備及び機器	設置場所	津波による損傷・機能喪失要因	「事故シナリオの概念的な分析及び設定」におけるフラジリティ評価対象選定結果 ※津波PRA学会標準では 6.1 項-6.2 項	「建屋及び機器フラジリティ評価」における検討結果 ※津波PRA学会標準では 8 章	本評価における評価対象
動的及び電気的な S S C	屋内 屋外	被水及び浸水	フラジリティ評価対象	機器の損傷高さに水位が達した時点で、確率 1.0 で損傷するステータス状の閾値でフラジリティとする。	○
		波力	フラジリティ評価対象		
		流体力	フラジリティ評価対象		
		浮力	フラジリティ評価対象		
		漂流物衝撃力	フラジリティ評価対象		
海水ポンプ、循環水ポンプ等海水を水源とする設備	屋外	海底砂移動及び洗掘	フラジリティ評価対象外 (諸元が特定できず、評価が現時点では困難であると判断されるため、津波PRA学会標準 6.2 項の記載に準じて対象外とする。)	左記で既にスクリーニング済。	-
		引き津波による水位低下	フラジリティ評価対象外 (今回の目的のためには必須ではないと判断し、対象外とする。)		
		波力	フラジリティ評価対象		
		流体力	フラジリティ評価対象		
		浮力	フラジリティ評価対象		
静的な S S C	屋内 屋外	漂流物衝撃力	フラジリティ評価対象	原子力プラント内の S S C の耐震性の観点（基礎との設置、ボルトの固定）から、影響はないものと想定できるため、損傷・機能喪失要因の評価対象外とする。	-
		波力 流体力 浮力 漂流物衝撃力	フラジリティ評価対象		
			フラジリティ評価対象		
			フラジリティ評価対象		
		波力に関する検討に包絡できるため、評価対象外とする。 (補足：漂流物が対象 S S C まで到達する確率、対象 S S C の評価対象部位に衝突する確率、及び衝突による損傷確率（フラジリティ）を考慮すると、漂流物が C D F に与える影響は、被水及び浸水による影響に比べて非常に小さいものと考えられる。)	波力に関する検討に包絡できるため、評価対象外とする。		
各建屋	屋外	波力 流体力 浮力 漂流物衝撃力	フラジリティ評価対象	P R A で対象となるのは耐震 S クラスの非常に強固な建屋であり、これらのモードにおいて損傷に至ることは考えにくい。具体的に記載すると、大飯 3 号炉においては波高が 13.5 m に達した時点で主変圧器等の外部電源の水没により S B O シナリオが発生する。ここで、G L が 9.7 m であるため、建屋に衝突する水位は 3.8 m 程度であるが、このような津波により耐震 S クラスの建屋が損傷に至ることは考えられない。したがって、建屋そのものではないと言えられるため、今回の評価結果に影を与えるものではないと判断する。今回の評価結果に（仮に損傷に至ったとしても建屋が全面的に崩壊するとは考えにくく、浸水による建屋内機器の損傷で包絡されると考えられる。）	-

第 1.2.2.a-5 表 津波により発生する起因事象の選定 (1/2)

起因事象	評価対象 ○：対象 ×：対象外	検討内容
大破断LOCA	×	LOCA事象は、原子炉格納容器内の原子炉冷却材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ないことより配管破断は起こりえない。したがって、本事象は対象外となる。
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原子炉補助盤等が水没する高さ(21.8m)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、直接炉心損傷に至る事象に包絡可能なため対象外とする。
極小LOCA	×	原子炉格納容器内への海水の流入は起こりえないこと、及びプラント内部であるため津波波力の影響を直接的に受けられないことから、配管破断は起こりえないため対象外とした。
インターフェイスシステム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等が水没する高さ(15.8m)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、直接炉心損傷に至る事象に包絡可能なため対象外とする。
主給水流量喪失	○	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主給水系が機能喪失する。
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原子炉補助盤等が水没する高さ(21.8m)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、当該起因事象は直接炉心損傷に至る事象に包絡可能であるため対象外とする。

第 1.2.2.a-5 表 津波により発生する起回事象の選定 (2/2)

起回事象	評価対象 ○：対象 ×：対象外	検討内容
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、本事象は対象外とする。
原子炉補機冷却機能喪失	○	海水ポンプや原子炉補機冷却水ポンプ等が損傷した場合に、原子炉補機冷却機能喪失事象となる。
過渡事象	○	循環水ポンプや復水器真空ポンプ等が損傷した場合に、過渡事象となる。
手動停止※1	×	大津波警報等により運転員が手動停止することも考えられるが、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には、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、その影響ごとに起回事象に分類可能なため、対象外とする。
A T W S	×	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、トリップの有無に関わらず、これらの機能喪失シナケンスは内部事象、地震のイベントツリーで代表されることから、津波においては対象外とする。
直接炉心損傷に至る事象	○	津波により建屋全体が浸水して、重要な設備・機器が複数損傷して直接炉心損傷に至る事象である。本評価の想定では制御・保護機能で重要な電気盤の損傷や中央制御室の水没により直接炉心損傷となる。

※1：津波 PRA 学会標準附属書 N に、

“津波 PRA で対象とするような津波来襲時には、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、津波発生の起因となる地震動を原子炉施設が感知し、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、この記載に則り、検討した結果を上表にまとめた。

第 1.2.2.a-6 表 機器リスト (主要な機器) (1/2)

系統・機能/ 起回事象	設 備	設置建屋	設置高さ	浸水口高さ	機器損傷 高さ
海水系	海水ポンプ	海水ポンプ ピット	E. L. +2. 5m	E. L. +4. 65m (ポンプモータ下端)	E. L. +4. 65m
	:				
125V DC電源	直流き電盤	C/B	E. L. +15. 8m	E. L. +10. 0m	E. L. +15. 8m
	:				
バッテリー	蓄電池	C/B	E. L. +15. 8m	E. L. +10. 0m	E. L. +15. 8m
	:				
外部電源	主変圧器	屋外 (T/B隣接)	E. L. +13. 5m	E. L. +13. 5m	E. L. +13. 5m
	:				
格納容器スプレイ注入系/ 再循環	格納容器スプレイポンプ	E/B	E. L. +3. 5m	E. L. +10. 0m	E. L. +10. 0m
	:				
換気空調系 (ディーゼル発電機室 空調系)	ディーゼル発電機室空調系空気作動ダン パ	E/B	E. L. +10. 0m	E. L. +10. 0m	E. L. +10. 0m
	:				
換気空調系 (安全補機室)	安全補機室温度計	E/B	E. L. +10. 0m	E. L. +10. 0m	E. L. +10. 0m
	安全補機室冷却ファン	E/B	E. L. +17. 1m	E. L. +10. 0m	E. L. +17. 1m
:					
換気空調系 (蓄電池室)	蓄電池室排気ファン	C/B	E. L. +26. 1m	E. L. +10. 0m	E. L. +26. 1m
	:				
換気空調系 (制御用空気圧縮機室)	制御用空気圧縮機室給気ファン	E/B	E. L. +17. 1m	E. L. +10. 0m	E. L. +17. 1m
	:				
換気空調系 (電動補助給水ポンプ室)	電動補助給水ポンプ室温度計	E/B	E. L. +10. 0m	E. L. +10. 0m	E. L. +10. 0m
	電動補助給水ポンプ室給気ファン	E/B	E. L. +17. 1m	E. L. +10. 0m	E. L. +17. 1m
:					
空調用冷水設備	空調用冷凍機	C/B	E. L. +10. 0m	E. L. +10. 0m	E. L. +10. 0m
	:				
低圧注入系/再循環	余熱除去ポンプ	E/B	E. L. +3. 5m	E. L. +10. 0m	E. L. +10. 0m
	:				
高圧注入系/再循環	高圧注入ポンプ	E/B	E. L. +3. 5m	E. L. +10. 0m	E. L. +10. 0m
	:				
主給水流量喪失	復水ポンプ	T/B	E. L. -3. 65m	E. L. +10. 0m	E. L. +10. 0m
	:				
制御用空気系	制御用空気圧縮機	E/B	E. L. +17. 1m	E. L. +10. 0m	E. L. +17. 1m
	:				
直接炉心損傷	主盤 (原子炉盤)	C/B	E. L. +21. 8m	E. L. +10. 0m	E. L. +21. 8m
	:				

C/B : 制御建屋, E/B : 原子炉周辺建屋, T/B : タービン建屋

第 1.2.2.a-6 表 機器リスト (主要な機器) (2/2)

系統・機能/ 起因事象	設 備	設置建屋	設置高さ	浸水口高さ	機器損傷 高さ
非常用所内交流電源	非常用ディーゼル発電機	E/B	E. L. +10. 0m	E. L. +10. 0m	E. L. +10. 0m
	;				
補機冷却水系	原子炉補機冷却水ポンプ	C/B	E. L. +7. 0m	E. L. +10. 0m	E. L. +10. 0m
	;				
補助給水による蒸気発生器への給水(タービン動補助給水ポンプ)	タービン動補助給水ポンプ	E/B	E. L. +3. 5m	E. L. +10. 0m	E. L. +10. 0m
	;				
補助給水による蒸気発生器への給水(電動補助給水ポンプ)	電動補助給水ポンプ	E/B	E. L. +10. 0m	E. L. +10. 0m	E. L. +10. 0m
	;				
過渡	復水器真空ポンプ	T/B	E. L. +6. 3m	E. L. +10. 0m	E. L. +10. 0m
	;				
換気空調系 (安全補機開閉器室)	安全補機開閉器室温度計	C/B	E. L. +15. 8m	E. L. +10. 0m	E. L. +15. 8m
	安全補機開閉器室空調ファン	C/B	E. L. +26. 1m	E. L. +10. 0m	E. L. +26. 1m
	;				
115V計装用電源	インバータ (計装用電源盤)	C/B	E. L. +15. 8m	E. L. +10. 0m	E. L. +15. 8m
	;				
主蒸気隔離	主蒸気圧力計	E/B	E. L. +29. 0m	E. L. +10. 0m	E. L. +29. 0m
	主蒸気隔離弁 (電磁弁を含む)	E/B	E. L. +33. 6m	E. L. +10. 0m	E. L. +33. 6m
	;				
主蒸気逃がし弁による熱放出	主蒸気逃がし弁 (電磁弁を含む)	E/B	E. L. +33. 6m	E. L. +10. 0m	E. L. +33. 6m
	;				
小破断LOCA	原子炉制御計装盤	C/B	E. L. +21. 8m	E. L. +10. 0m	E. L. +21. 8m
	;				
440V AC電源	パワーセンタ	C/B	E. L. +15. 8m	E. L. +10. 0m	E. L. +15. 8m
	;				
6. 6kV AC電源	メタルクラッド開閉装置	C/B	E. L. +15. 8m	E. L. +10. 0m	E. L. +15. 8m
	;				
安全注入信号 格納容器スプレイ作動信号	格納容器圧力計(広域)	E/B	E. L. +17. 1m	E. L. +10. 0m	E. L. +17. 1m
	;				

C/B : 制御建屋, E/B : 原子炉周辺建屋, T/B : タービン建屋

第 1.2.2.a-7 表 重要事故シナリオの津波シナリオ区分

津波シナリオ区分 (津波高さ)	津波シナリオの概要	津波によって損傷する 主要な機器	起回事象*
1 (4.65m 以上～10.0m 未満)	<ul style="list-style-type: none"> ・10.0m 未満に設置されている屋外機器が水没。 ・海水ポンプの水没によって、補機冷却機能が喪失することから、RCPシールLOCAが発生する。 	海水ポンプ	<u>原子炉補機冷却機能喪失</u> (主給水流量喪失) (過渡事象)
2 (10.0m 以上～13.5m 未満)	<ul style="list-style-type: none"> ・シナリオ区分 1 までの高さの津波で水没した屋外機器に加え、制御建屋及び原子炉周辺建屋の開口部(10.0m)から浸水が始まるため 10.0m 以下に設置されている機器がすべて水没する。そのため、補助給水系による 2 次冷却系の冷却が不能となるとともに非常用炉心冷却設備やディーゼル発電機も水没する。 	復水ポンプ 復水器真空ポンプ 電動補助給水ポンプ タービン動補助給水ポンプ ディーゼル発電機 等	原子炉補機冷却機能喪失 主給水流量喪失 過渡事象
3 (13.5m 以上～15.8m 未満)	<ul style="list-style-type: none"> ・屋外に設置されている海水ポンプ及び主変圧器等の屋外変圧器の水没により全交流動力電源喪失が発生する。 	主変圧器 等	原子炉補機冷却機能喪失 主給水流量喪失 過渡事象 <u>外部電源喪失</u>
4 (15.8m 以上)	<ul style="list-style-type: none"> ・シナリオ区分 3 までの高さの津波で水没した機器に加え、15.8m 以下に設置されている機器がすべて水没。 ・高さ 15.8m の津波により、メタルクラッド閉閉装置、パワーセンタ等の電気盤が複数水没することにより、直接炉心損傷に至る。 	メタルクラッド閉閉装置 パワーセンタ 等	原子炉補機冷却機能喪失 主給水流量喪失 過渡事象 外部電源喪失 直接炉心損傷に至る事象

※下線の起回事象は、当該津波シナリオで新たに発生する起回事象である。また、() 内の起回事象については、原子炉補機冷却機能喪失が発生する
とした際に従属的に発生する起回事象である。

第 1.2.2.d-1 表 津波シナリオ区分ごとの津波発生頻度及び炉心損傷頻度

津波シナリオ 区分番号	津波高さ	津波発生頻度 (/年)	炉心損傷頻度 (/炉年)	寄与割合 (%)
1	4.65m 以上～10.0m 未満	3.0E-07	3.0E-07	99.2
2	10.0m 以上～13.5m 未満	2.2E-09	2.2E-09	0.7
3	13.5m 以上～15.8m 未満	2.2E-10	2.2E-10	0.1
4	15.8m 以上	1.1E-10	1.1E-10	0.1 未満
全炉心損傷頻度			3.0E-07	100

第 1.2.2.d-2 表 成功基準

機能	原子炉トリップ 制御棒挿入	補助給水			非常用所内 交流電源	加圧器逃がし弁/ 安全弁 LOCA なし	RCP シール LOCA なし
		ポンプ	SG への給水	主蒸気安全弁 による蒸気放出			
原子炉補助機冷却機能喪失	○	1/3	2/4	2 弁/1SG	—	○	○
外部電源喪失	○	1/3	2/4	2 弁/1SG	1/2	—	—
主給水流量喪失	○	1/3	2/4	2 弁/1SG	—	—	—
過渡事象	○	1/3	2/4	2 弁/1SG	—	—	—

第 1.2.2.d-3 表 フロントライン系とサポート系の依存性

サポート系 フロントライン系	電源系	信号系	制御用空気系	換気空調系	原子炉補機冷却海水系	原子炉補機冷却水系
補助給水系／主蒸気圧力制御系	○	○		○		

サポート系 (影響を与える側) サポート系 (影響を受ける側)	電源系	信号系	制御用空気系	換気空調系	原子炉補機冷却海水系	原子炉補機冷却水系
電源系		○		○	○	
信号系	○					
制御用空気系	○	○		○		○
換気空調系	○	○			○	
原子炉補機冷却海水系	○	○				
原子炉補機冷却水系	○	○			○	

第 1.2.2.d-4 表 津波シナリオ区分ごとの評価結果と主要なミニマルカットセット

津波シナリオ区分	津波高さ	事故シーケンス	CDF (／炉年)	主要なミニマルカットセット	CDF (／炉年)	寄与割合
1	4.65m 以上～ 10.0m 未満	RCPシールLOCA	3.0E-07	RCPシールLOCA	3.0E-07	100%
		原子炉補機 冷却機能喪失	加圧器逃がし弁／安全弁LOCA	1.3E-09	加圧器安全弁 055(056,057) 再閉止失敗	1.3E-09
2	10.0m 以上～ 13.5m 未満		補助給水失敗	復水ピット閉塞	3.7E-12	0.17%
		補助給水ポンプ起動信号失敗 CCF		1.3E-13	0.01%	
3	13.5m 以上～ 15.8m 未満	外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失	2.2E-10	津波による補助給水機能喪失	2.2E-09	99.7%
4	15.8m 以上	複数の信号系損傷	1.1E-10	津波による全交流動力電源喪失 津波による複数の信号系損傷	2.2E-10 1.1E-10	100% 100%

第 1.2.2.d-5 表 起因事象別 CDF 結果

起因事象	事故シナリオ	シナリオ別 CDF (／炉年)	起因事象別 CDF (／炉年)
原子炉補機冷却機能喪失	原子炉補機冷却機能喪失 + RCPシールLOCA	3.0E-07	3.0E-07
	原子炉補機冷却機能喪失 + 加圧器逃がし弁 / 安全弁 LOCA	1.3E-09	
	原子炉補機冷却機能喪失 + 補助給水失敗	2.2E-09	
外部電源喪失	外部電源喪失 + 非常用所内交流電源喪失	2.2E-10	2.2E-10
	外部電源喪失 + 補助給水失敗	—※1	
直接炉心損傷に至る事象	複数の信号系損傷	1.1E-10	1.1E-10
主給水流量喪失	主給水流量喪失 + 補助給水失敗	—※2	—※2
過渡事象	過渡事象 + 補助給水失敗	—※2	—※2

※1：全交流動力電源喪失に至る事故シナリオで代表して評価

※2：原子炉補機冷却機能喪失で代表して評価

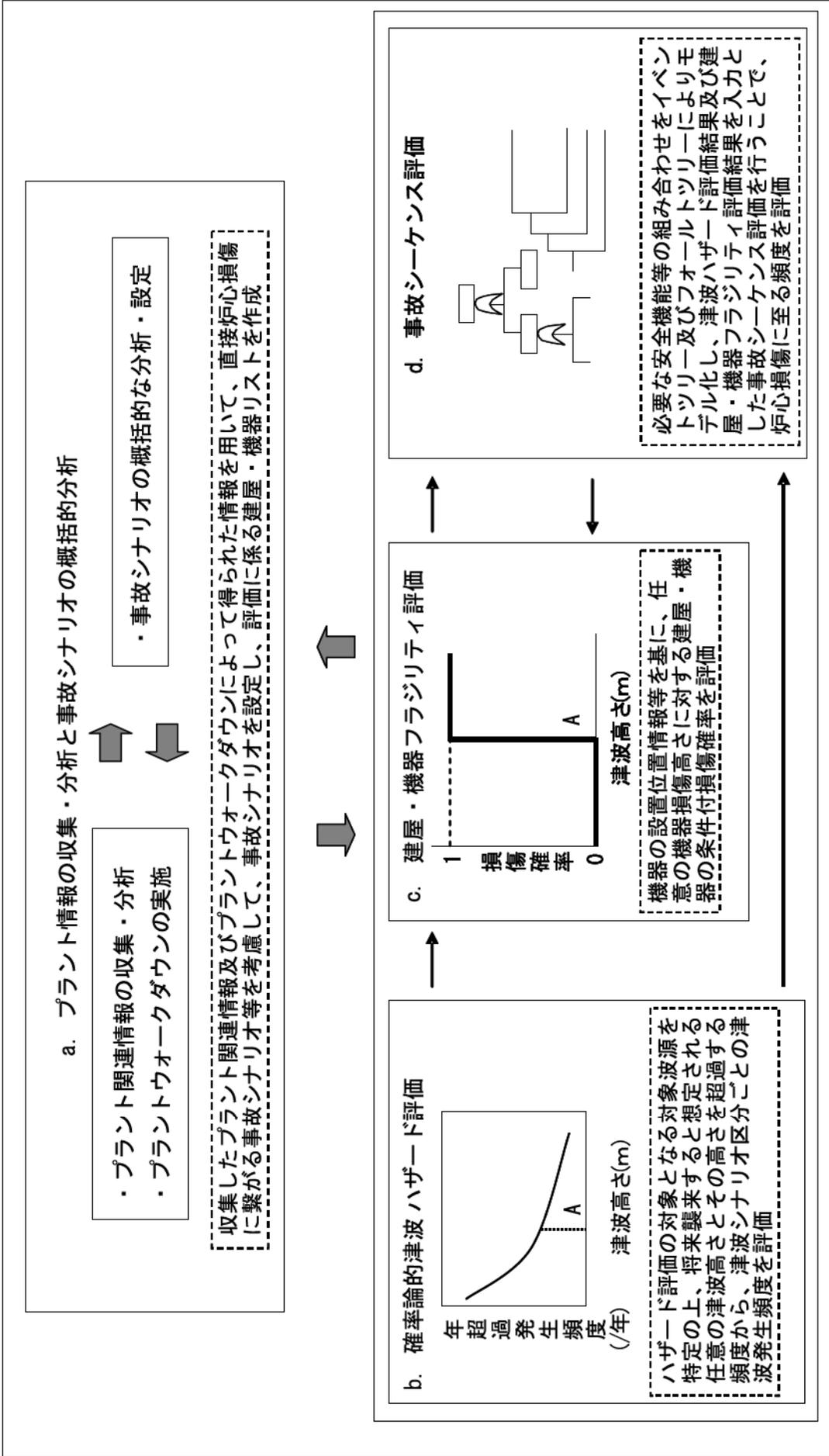
第 1.2.2.d-6 表 重要度整理結果

津波シナリオ区分	津波高さ	津波によって損傷する主要な機器	起因事象※	津波シナリオの概要	津波発生頻度(年)	炉心損傷頻度(炉年)	奇与度(%)	シナリオ重要度
1	4.65m 以上 ～ 10.0m 未満	海水ポンプ	<u>原子炉補機冷却機能喪失</u> (過渡事象) (主給水流量喪失)	・10.0m 未満に設置されている屋外機器が水没 ・海水ポンプが水没し、原子炉補機冷却機能喪失によって RCP シール LOCA が発生する	3.0E-07	3.0E-07	99.2	海水ポンプ：約 0.99
2	10.0m 以上 ～ 13.5m 未満	電動補助給水ポンプ タービン動補助給水ポンプ タービン動補助給水ポンプ起動盤 電動補助給水ポンプ室温度計 復水ポンプ 復水器真空ポンプ 等	原子炉補機冷却機能喪失 過渡事象 主給水流量喪失	・シナリオ区分 1 までの高さの津波で水没した機器に加え、制御建屋及び原子炉周辺建屋等の開口部(10.0m)から浸水が始まる。(本シナリオ区分では 13.5m 未満に設置されている機能喪失の機器が水没)	2.2E-09	2.2E-09	0.7	電動補助給水ポンプ、 タービン動補助給水ポンプ、 タービン動補助給水ポンプ起動盤、 電動補助給水ポンプ室温度計：0.1 未満
3	13.5m 以上 ～ 15.8m 未満	主変圧器 所内変圧器 予備変圧器	原子炉補機冷却機能喪失 過渡事象 主給水流量喪失 <u>外部電源喪失</u>	・シナリオ区分 2 までの高さの津波で水没した機器に加え、15.8m 未満に設置されている機能喪失の機器が水没	2.2E-10	2.2E-10	0.1	主変圧器、所内変圧器、 予備変圧器：0.1 未満
4	15.8m 以上	ソレノイド分電盤 メタルクラッド開閉装置 パワーセンタ 原子炉コントロールセンタ 動力変圧器 等	原子炉補機冷却機能喪失 過渡事象 主給水流量喪失 外部電源喪失 <u>直接炉心損傷に至る事象</u>	・シナリオ区分 3 までの高さの津波で水没した機器に加え、15.8m 以下に設置されている機能喪失の機器が水没 ・高さ 15.8m の津波により、メタルクラッド開閉装置、パワーセンタ等の電気盤が複数水没することにより、直接炉心損傷に至る	1.1E-10	1.1E-10	0.1 未満	ソレノイド分電盤、 メタルクラッド開閉装置、 パワーセンタ、 原子炉コントロールセンタ、 動力変圧器：0.1 未満

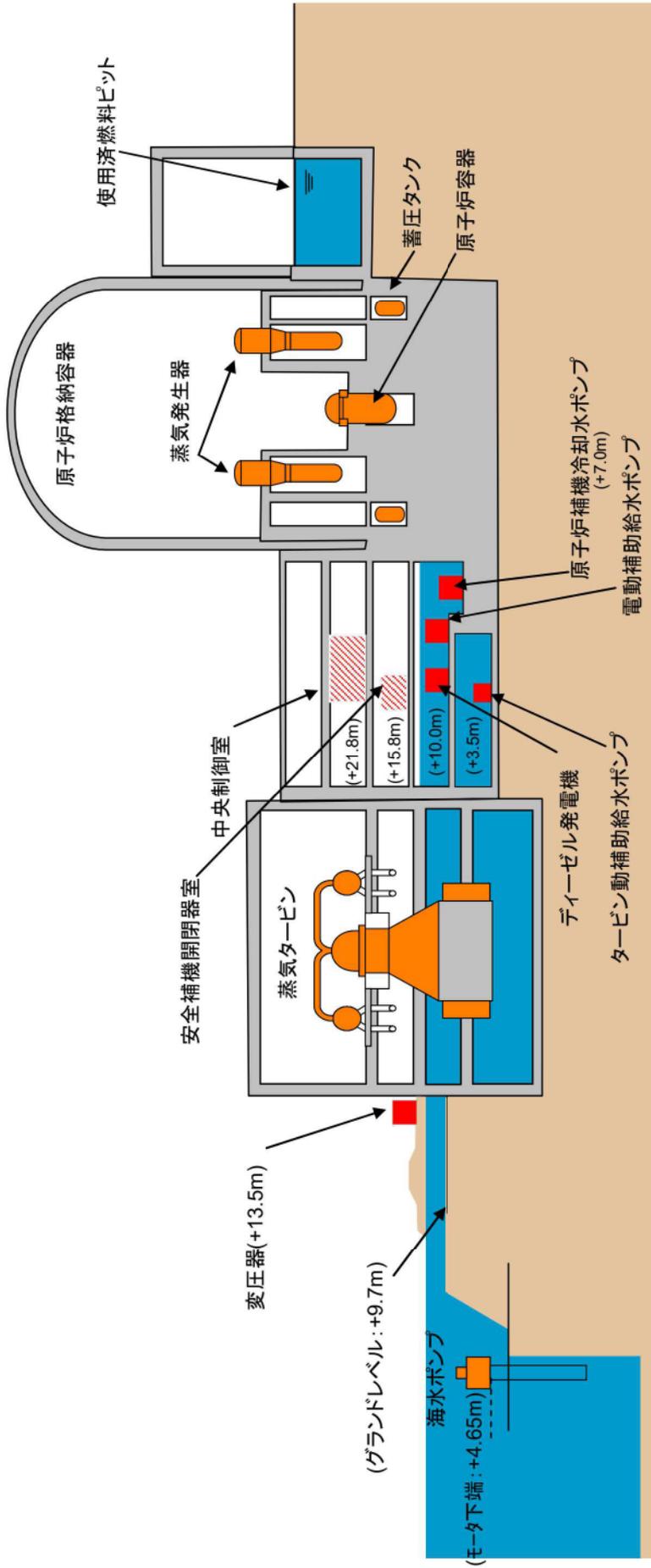
※下線の起因事象は当該津波シナリオで新たに発生する起因事象である。また、() 内の起因事象が発生すると同時に従属的に発生する起因事象である。

第 1.2.2.d-7 表 感度解析結果

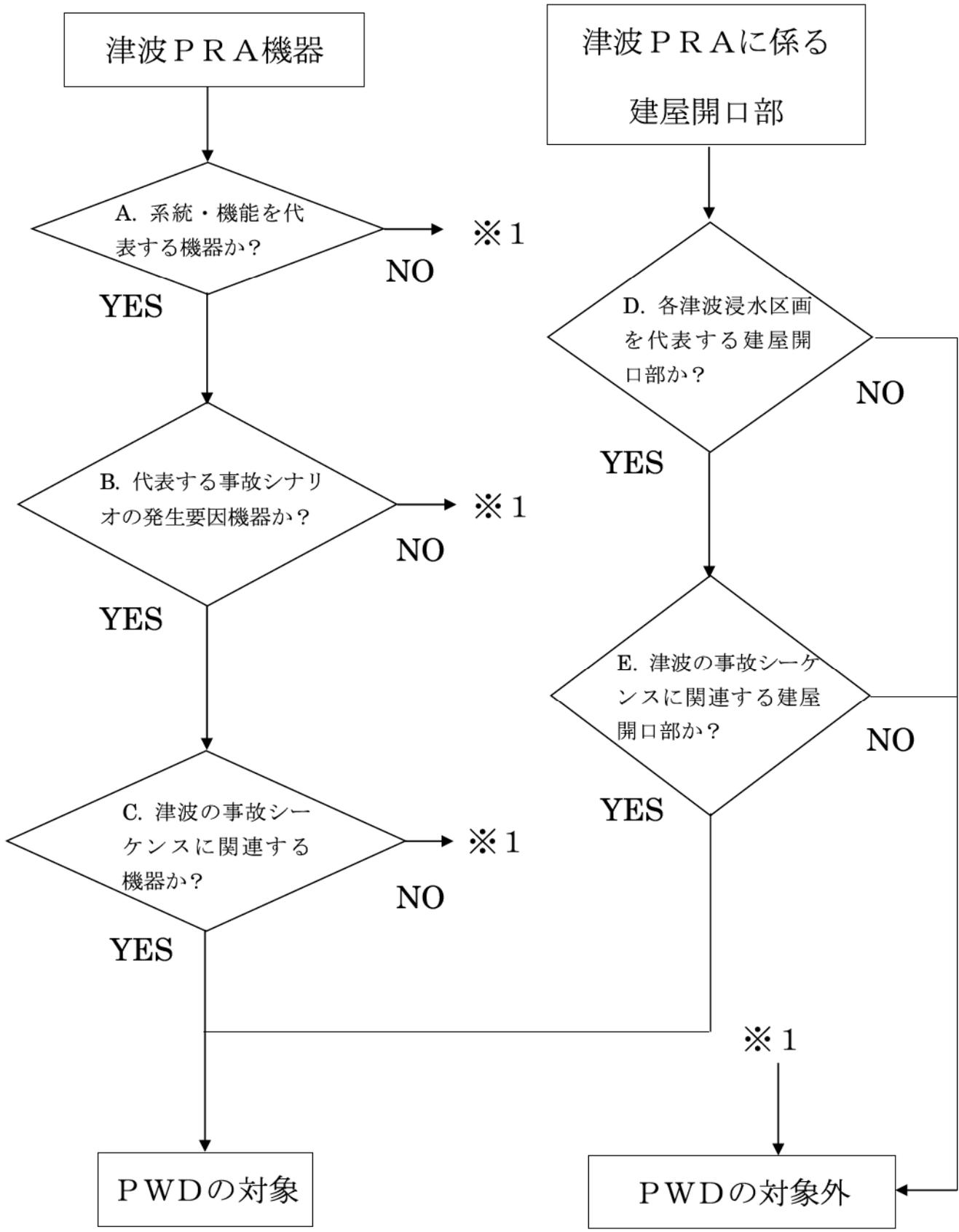
起因事象	事故シナリオ	基本ケース (／炉年)		感度解析 (／炉年)	
原子炉補機冷却機能喪失	原子炉補機冷却機能喪失 + RCPシールLOCA	3.0E-07		3.5E-08	
	原子炉補機冷却機能喪失 + 加圧器逃がし弁 / 安全弁 LOCA	1.3E-09	3.0E-07	1.3E-09	3.8E-08
	原子炉補機冷却機能喪失 + 補助給水失敗	2.2E-09		2.2E-09	
外部電源喪失	外部電源喪失 + 非常用所内交流電源喪失		2.2E-10		2.2E-10
直接炉心損傷に至る事象	複数の信号系損傷		1.1E-10		1.1E-10
		合 計			3.9E-08



第 1.2.2-1 図 津波レベル 1 PRA の評価フロー



第 1.2.2.a-1 図 プラント概要



第 1.2.2.a-2 図 プラントウォークダウンの調査対象機器の選定フロー

大飯3号炉 プラントウォ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 : 海水ポンプ
機器 I D : SWP1
建屋 : 屋外
床 E L : 2.5m
機器配置図番号 : 付図 A.2.2-6,7
系統図番号 : 付図 A.2.3-4,5
機器設置室 : —
津波伝播経路 : —

[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 3月 5日

実施者 :

第 1.2.2.a-3 図 プラントウォークダウンチェックシート (例 1/2)

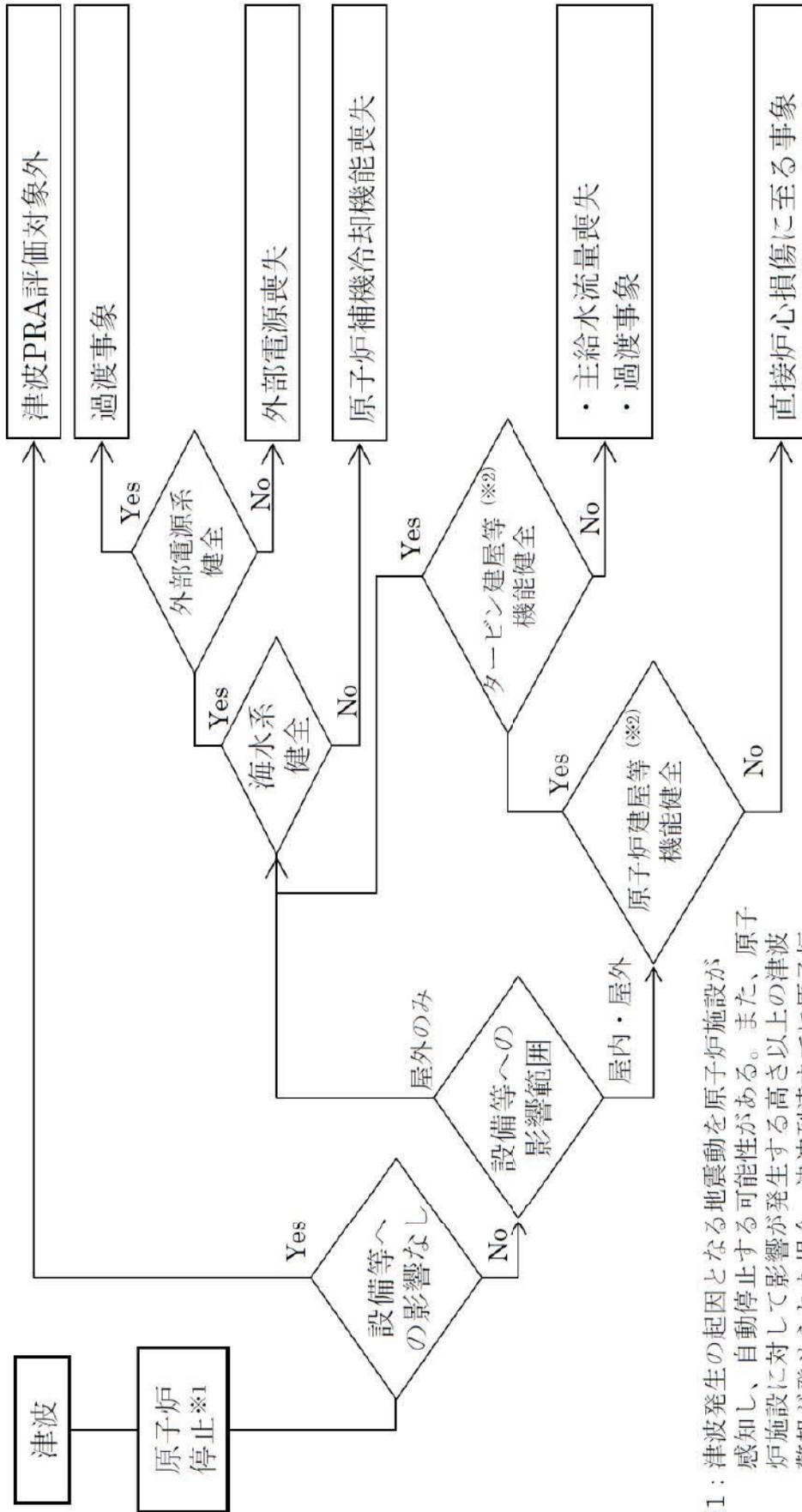
<u>①-1 影響を受ける可能性のある機器の確認 (屋内設置の機器)</u>				
	Y	N	U	N/A
1. 対象機器の図面 (配置図等) と 相違点は無いか	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>
2. 対象機器の設置室に浸水口があるか (扉、連絡路、その他_____)	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>
<u>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)</u>				
	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 checked="" type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input 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 checked="" type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input 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 checked="" type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input 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 checked="" type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
<u>② 津波伝播経路の確認 (屋内設置の機器)</u>				
	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 type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>
<u>③ 建屋開口部の確認 (建屋開口部)</u>				
	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 1.2.2.a-3 図 プラントウォークダウンチェックシート (例 2/2)



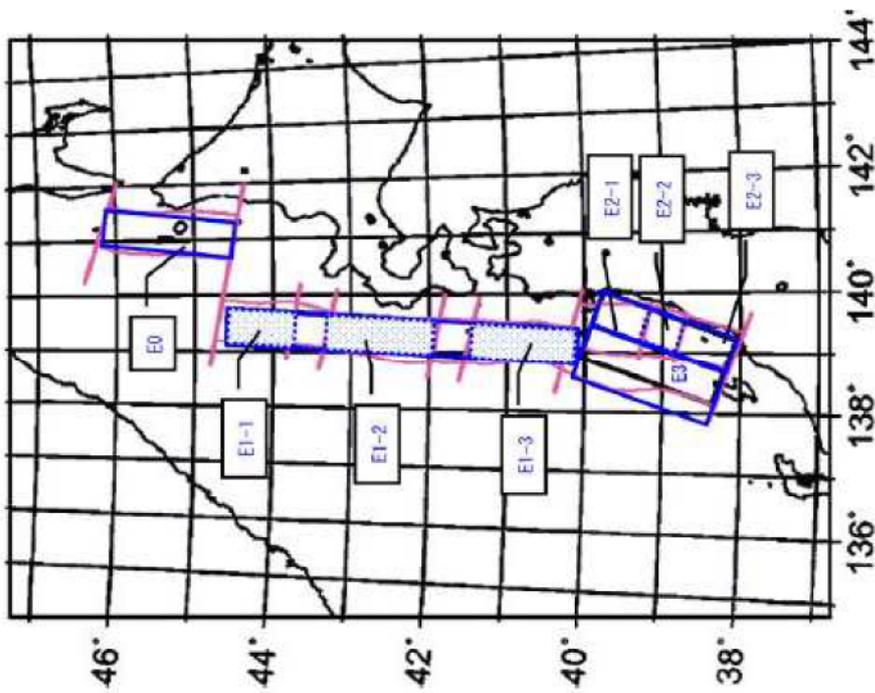
第 1.2.2.a-4 図 現場機器 (例 海水ポンプ)



※1：津波発生の起因となる地震動を原子炉施設が感知し、自動停止する可能性がある。また、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。

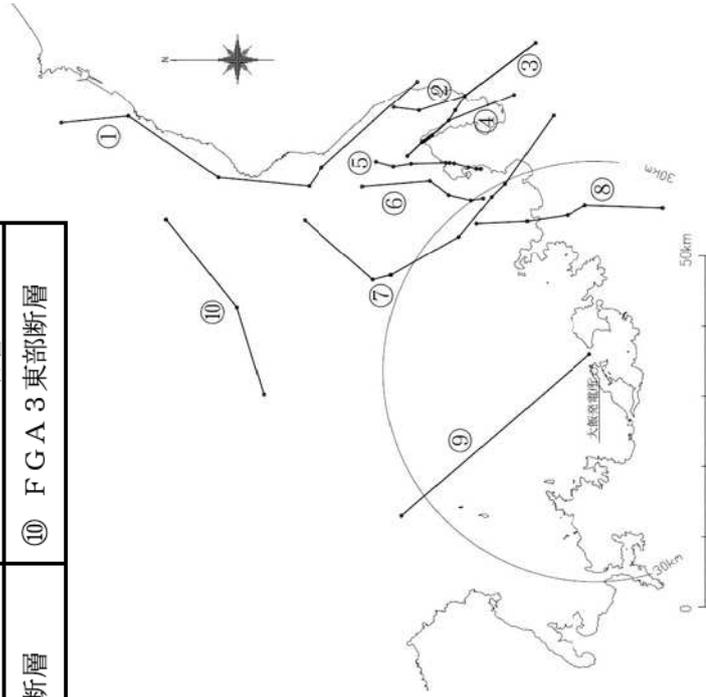
※2：各建屋内に設置されている各機器も含む。注）起因事象は、津波の影響範囲により、単独もしくはそれらの組合せで発生する。

第 1.2.2.a-5 図 起因事象の抽出フロー

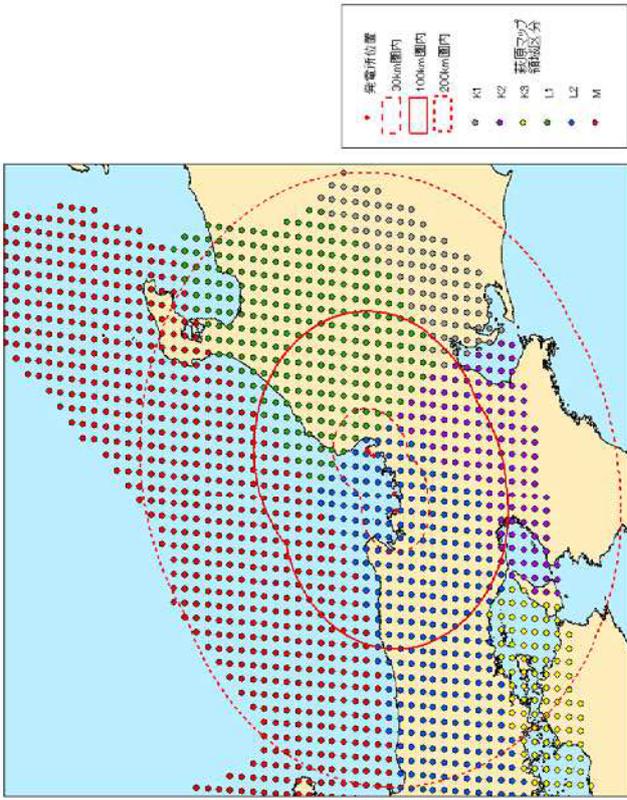


第 1.2.2.b-1 図 検討対象波源 (日本海東縁部)

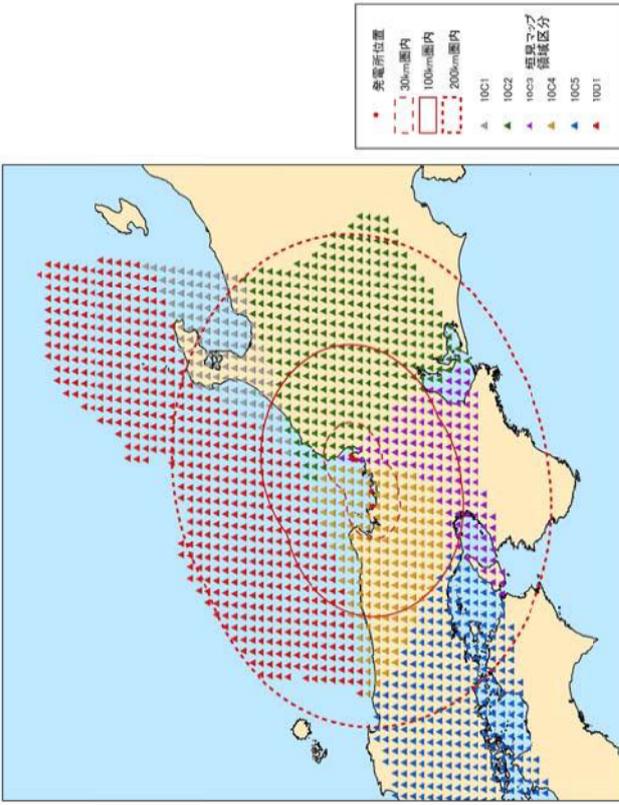
① 和布-千飯崎沖～ 甲斐城断層	⑥ C断層
② ウソロギ峠北方～ 池河内断層	⑦ 大陸棚外縁～B～ 野坂断層
③ 浦底～池河内断層	⑧ 三方断層
④ 浦底～内池見断層	⑨ FO-A～ FO-B断層
⑤ 白木～丹生断層	⑩ FGA 3 東部断層



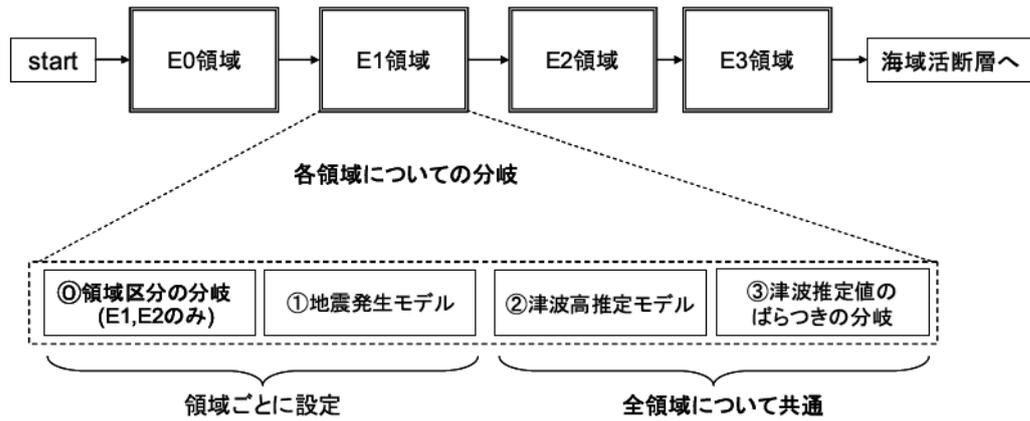
第 1.2.2.b-2 図 検討対象波源 (海域活断層)



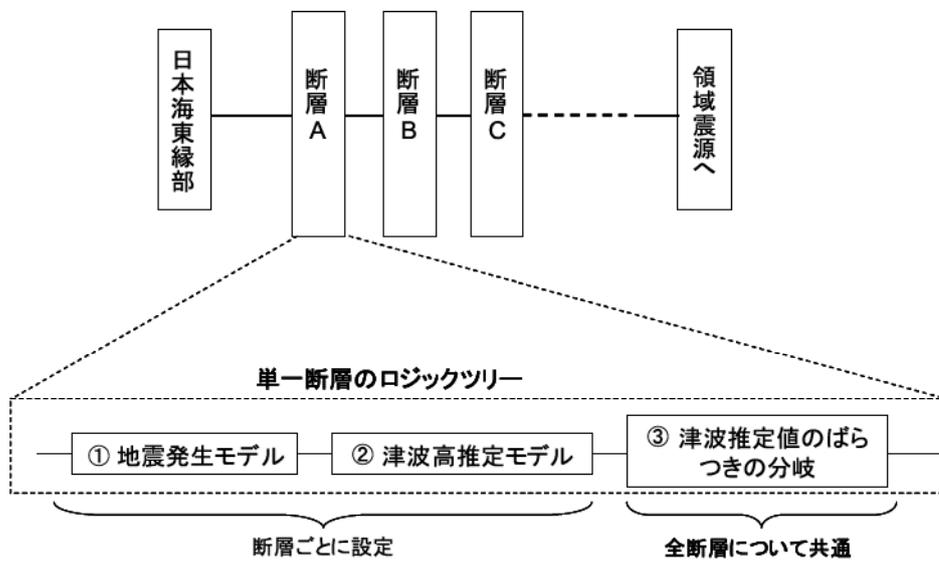
第 1.2.2.b-3 図 検討対象波源 (領域震源 : 萩原(1991))



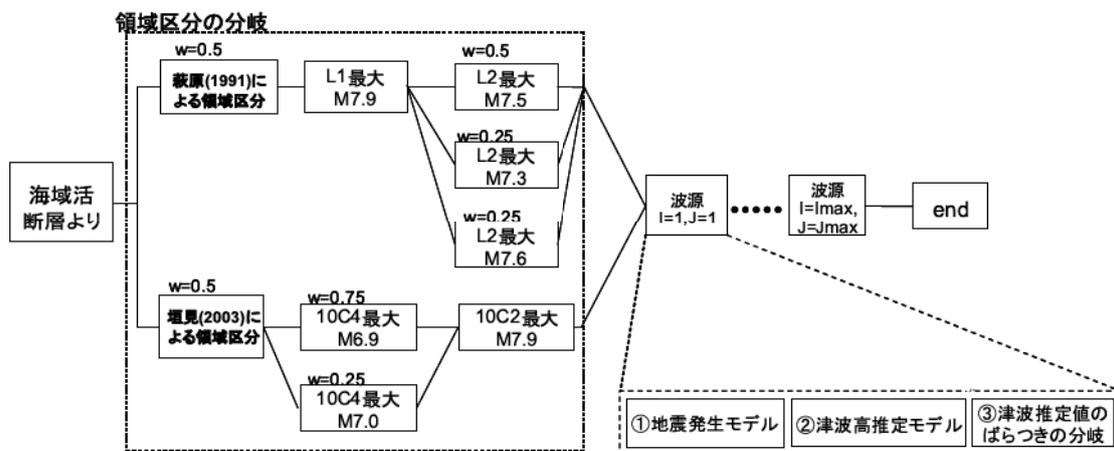
第 1.2.2.b-4 図 検討対象波源 (領域震源 : 垣見ほか(2003))



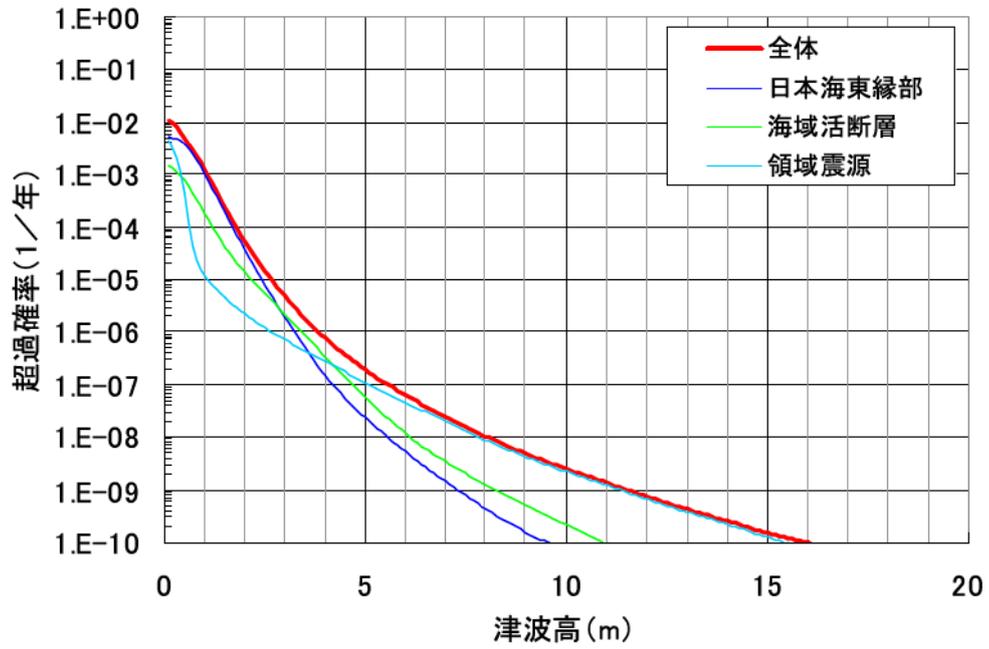
第 1.2.2.b-5 図 日本海東縁部のロジックツリー



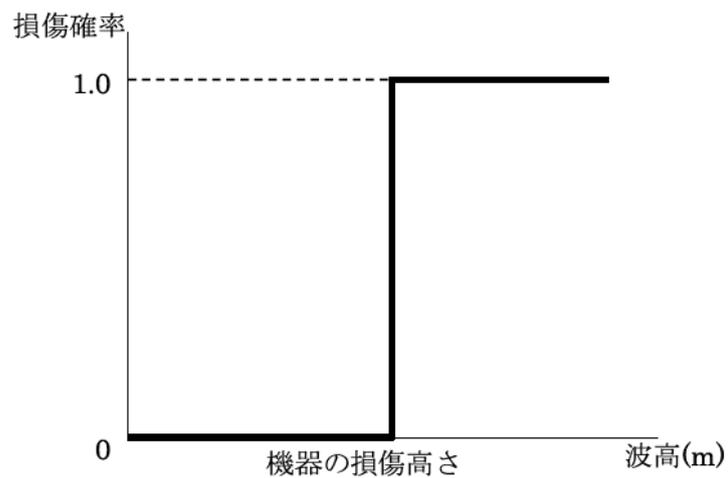
第 1.2.2.b-6 図 海域活断層のロジックツリー



第 1.2.2.b-7 図 領域震源のロジックツリー

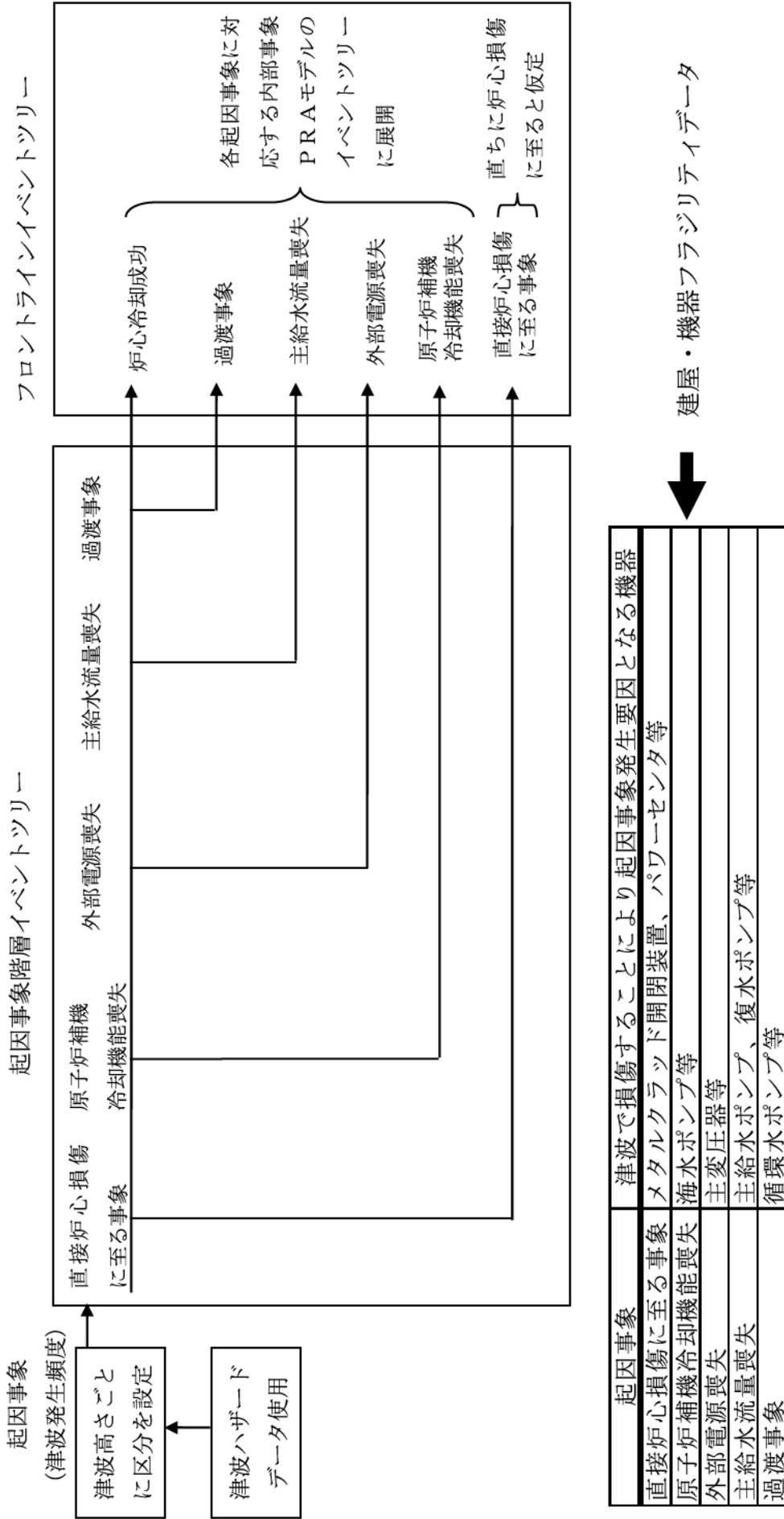


第 1.2.2.b-8 図 評価地点における水位と年超過確率の関係



※機器の損傷高さは浸水口高さ又は機器の設置高さの大きい方の値

第 1.2.2.c-1 図 被水・没水に関するフラジリティ曲線



第 1.2.2.d-1 図 津波PRA階層イベントツリー

原子炉補機冷却機能喪失	補助給水	加圧器逃がし弁/安全弁LOCA	RCPシールLOCA	事故シーケンス
				炉心冷却成功
				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
				原子炉補機冷却機能喪失 + 補助給水失敗

第 1.2.2.d-2(a)図 原子炉補機冷却機能喪失イベントツリー

外部電源喪失	非常用所内交流電源	補助給水	事故シーケンス
			炉心冷却成功
			外部電源喪失+補助給水失敗
			外部電源喪失 + 非常用所内交流電源喪失

第 1.2.2.d-2(b)図 外部電源喪失イベントツリー

主給水流量喪失	補助給水	事故シーケンス
		炉心冷却成功
		主給水流量喪失+補助給水失敗

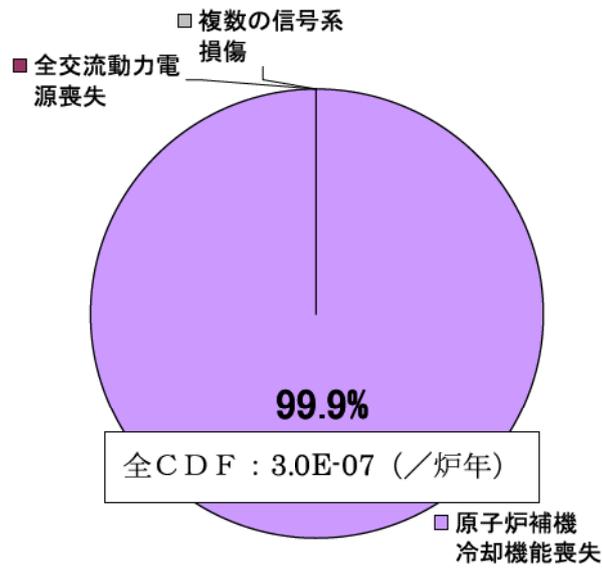
第 1.2.2.d-2(c)図 主給水流量喪失イベントツリー

過渡事象	補助給水	事故シーケンス
		炉心冷却成功
		過渡事象+補助給水失敗

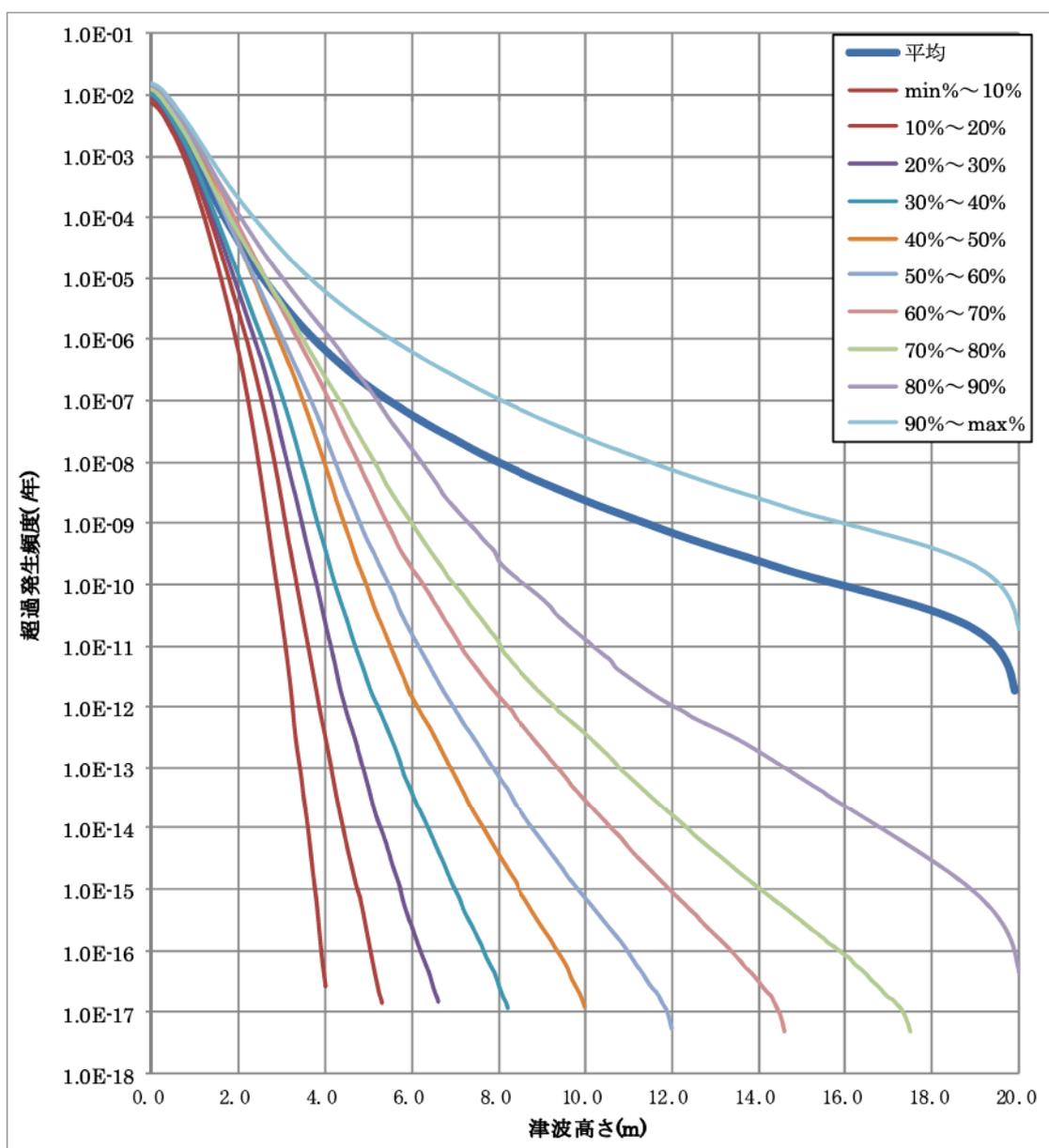
第 1.2.2.d-2(d)図 過渡事象イベントツリー

直接炉心損傷に至る事象	事故シーケンス
	炉心損傷(緩和手段なし)

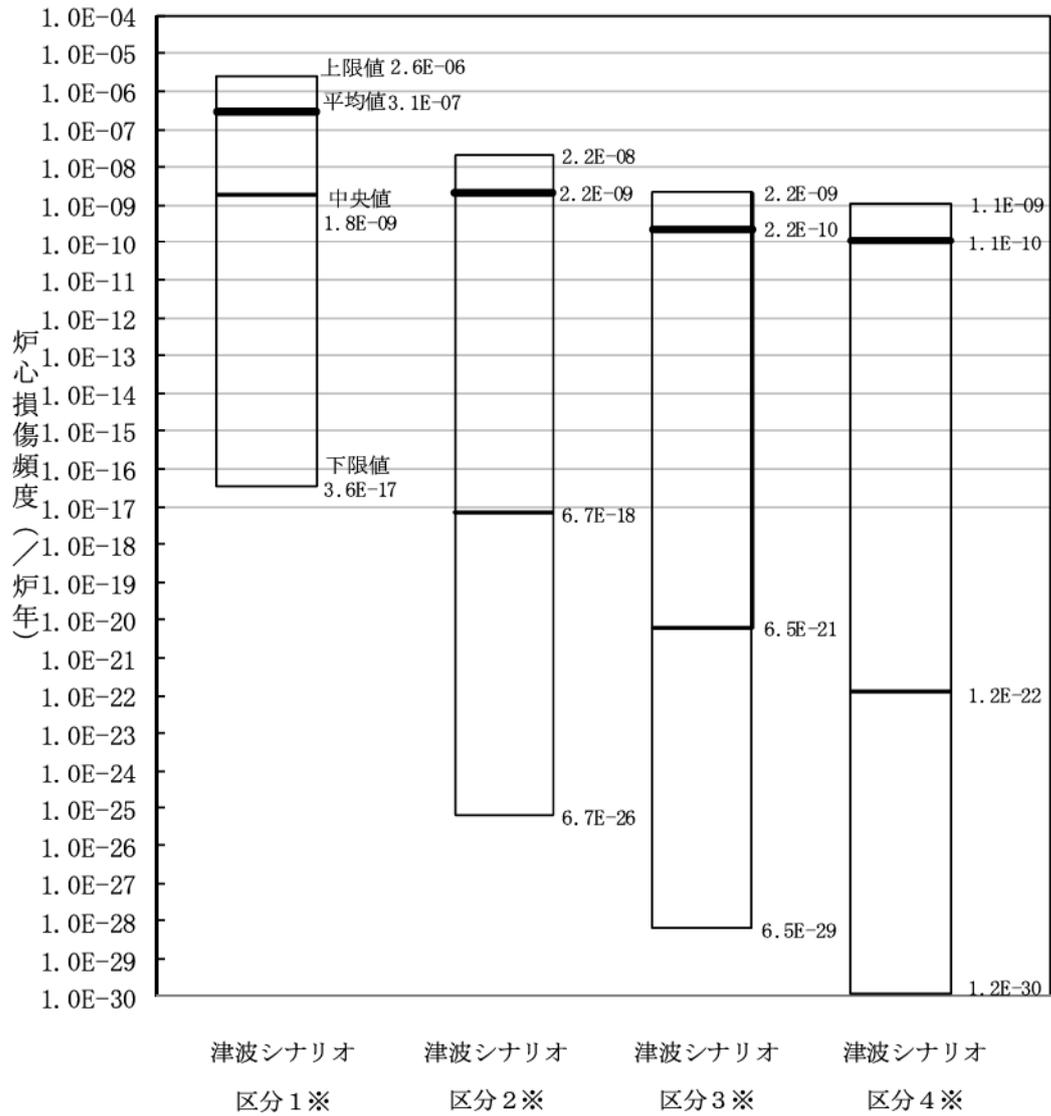
第 1.2.2.d-2(e)図 直接炉心損傷に至る事象



第 1.2.2.d-3 図 起因事象別炉心損傷頻度 寄与割合

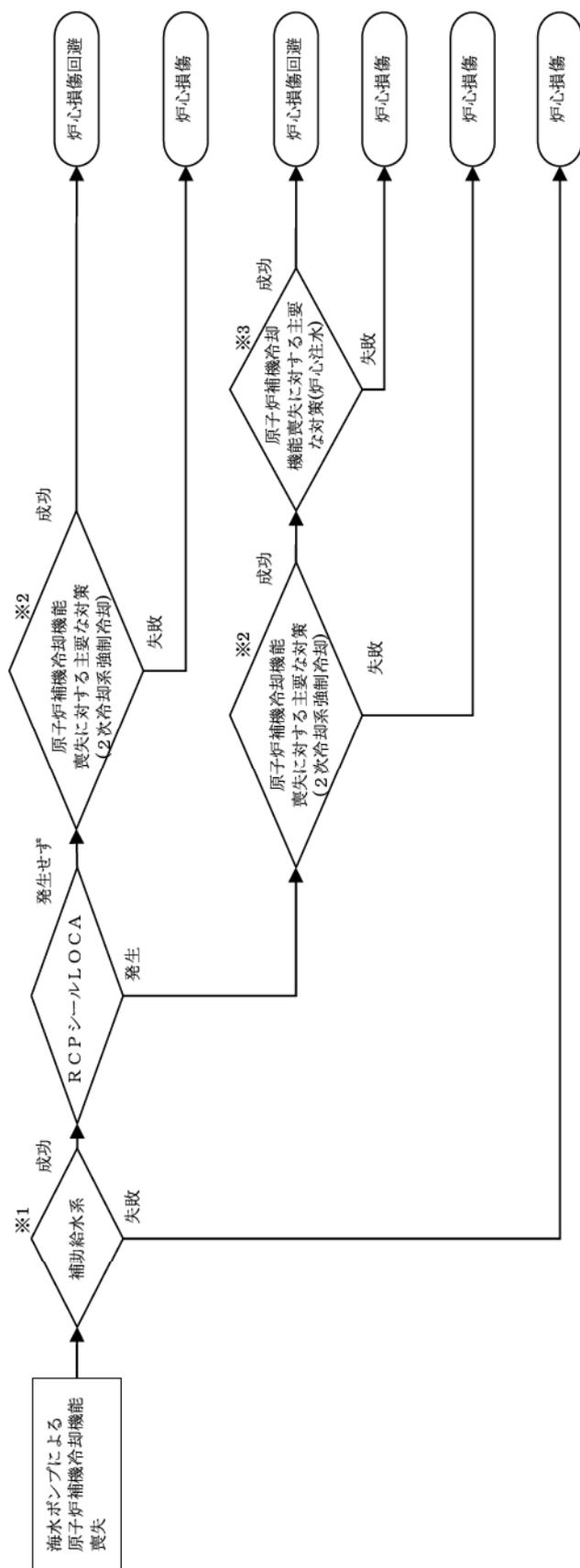


第 1.2.2.d-4 図 評価地点における 10%ごとの津波フラクタイルハザード



※：津波シナリオ区分1の10%以下の信頼度のデータは、10%~20%信頼度から2桁小さくした値を入力
 津波シナリオ区分2の40%以下の信頼度のデータは、40%~50%信頼度から2桁ずつ小さくした値を入力
 津波シナリオ区分3の60%以下の信頼度のデータは、60%~70%信頼度から2桁ずつ小さくした値を入力
 津波シナリオ区分4の70%以下の信頼度のデータは、70%~80%信頼度から2桁ずつ小さくした値を入力

第 1.2.2.d-5 図 津波シナリオ区分ごとの不確かさ解析結果



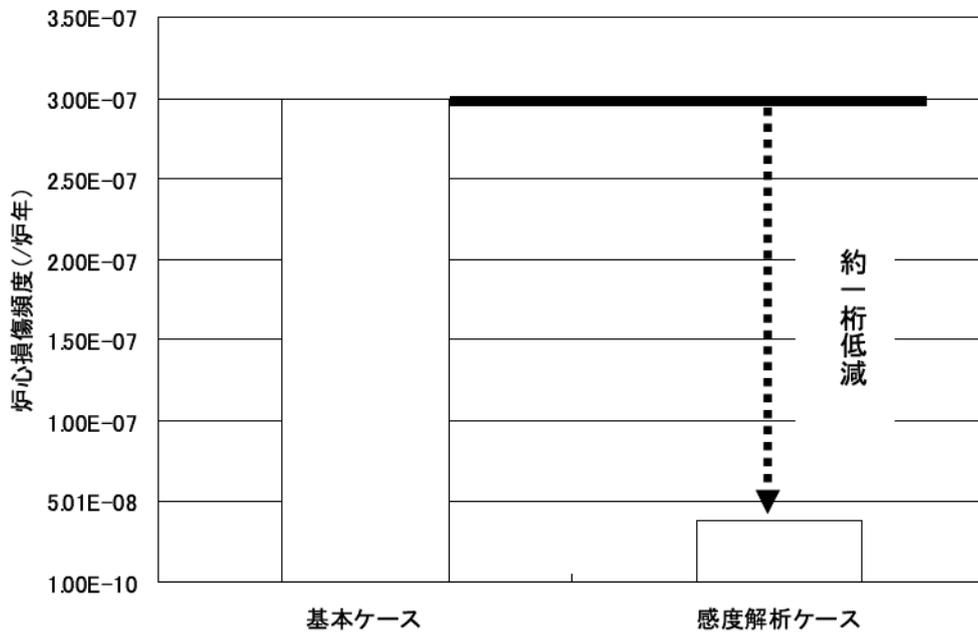
※1：原子炉補機冷却機能喪失に対する主要な対策の2次冷却系強制冷却に補助給水系が用いられているため、補助給水系に失敗すると炉心損傷に至る。

非信頼度は内部事象PRAのモデルを用いる。

※2：ここでの原子炉補機冷却機能喪失に対する主要な対策とは、2次冷却系強制冷却による1次冷却系の冷却・減圧、及び蓄圧注入での炉心冷却である。

※3：ここでの原子炉補機冷却機能喪失に対する主要な対策とは、恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注水及び大容量ポンプを用いた炉心除熱手段の確保である。

第 1.2.2.d-6 図 対策を考慮した「原子炉補機冷却機能喪失+RCP シール LOCA」のシナリオの整理



第 1.2.2.d-7 図 全炉心損傷頻度に対する感度解析結果

2. レベル1.5 PRA

2.1 内部事象PRA

2.1.1 出力運転時PRA

出力運転時レベル1.5 PRA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（以下「レベル2 PSA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。

2.1.1.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「1.レベル1 PRA」での記載と同様である。

(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) 燃料及び熔融炉心の移動経路

事故時の燃料、熔融炉心等の熱源の移動は、水素発生、熔融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）、原子炉格納容器内の熱水力挙動及び核分裂生成物（FP）移行挙動に影響する。燃料、熔融炉心の移動

経路を以下に示す。

	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

2.1.1.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 P R A（出力運転時）で得られた炉心損傷に至るすべての事故シーケンスについて、事故の進展及び緩和操作の類似性からプラント損傷状態(P D S)を定義し、P D Sの分類及び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及び定義

P D Sは熱水力挙動の類似性として、事故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、並びに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(L O C A (R C PシールL O C Aを含む)、トランジェント(L O C A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、原子炉容器破損時の原子炉格納容器圧力上昇や、溶融炉心の飛散とその冷却性への影響の観点から原子炉容器破損前の1次冷却系の圧力状態(高圧状態あるいは低圧状態)でも分類する。

b. 炉心損傷時期

炉心損傷時に放出される放射性物質の量、炉心損傷後の原子炉容器破損時期、又は原子炉格納容器圧力や温度上昇による原子炉格納容器の破損時期への影響の観点から、炉心損傷時期が事故発生後短期か長期かで分類する。

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、熔融炉心の冷却手段）

原子炉格納容器内の事故進展では放射性物質放出挙動の観点から原子炉格納容器の破損時期が炉心損傷前か炉心損傷後かで分類する。また、原子炉格納容器内に流出した熔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。

第2.1.1.b-1表に上記の考え方に基づく分類記号・状態、第2.1.1.b-2表に各分類の組み合わせにより定義されるPDSの一覧を示す。

(2) レベル1PRA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1PRA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1PRA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2.1.1.b-1図に、また、構築したイベン

トツリーから抽出されるPDSと事故シーケンスの対応を第2.1.1.b-3表に示す。

② プラント損傷状態ごとの発生頻度

PDSごとに炉心損傷頻度を整理した結果を第2.1.1.b-4表に示す。レベル1PRA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が支配的となっている。原子炉補機冷却機能喪失が約67%を占める理由は、レベル1PRAにおいて原子炉補機冷却機能喪失に伴い一定の確率で発生するRCPシールLOCA（小破断LOCAに分類）が発生すると、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1PRA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67%、PDS：SED、TED）
- ・ 2次冷却系からの除熱機能喪失
（寄与：約15%、PDS：SED、SEW、SEI、TED、TEW、TEI、G）
- ・ 全交流動力電源喪失（寄与：約13%、PDS：TED）

2.1.1.c. 格納容器破損モード

① 格納容器破損モードの一覧と各破損モードに関する説明

原子炉格納容器の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、原子炉格納容器の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2.1.1.c-1図にPWRのシビアアクシデントで考えられている事故進展を示す。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2.1.1.c-1表に示す。また、これらの負荷を事故のタイプと発生時期に着目して系統的に整理したものを第2.1.1.c-2表に示す。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2.1.1.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、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。

(1) 水蒸気爆発 (α モード、 η モード)

高温の溶融炉心と水が接触して生じる水蒸気爆発又は圧力スパイクにより原子炉格納容器の健全性が脅かされる事象であり、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力スパイク (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)

溶融炉心の崩壊熱により発生する水蒸気及び溶融炉心・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

容器が過圧破損する事象として分類する。

(4) 水蒸気（崩壊熱）による過圧（ θ モード）

溶融炉心の崩壊熱により水蒸気の発生が継続し、原子炉格納容器圧力が徐々に上昇し原子炉格納容器が炉心損傷前に過圧破損する事象として分類する。

(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等による急激な加熱及び加圧により原子炉格納容器の破損に至る事象として分類する。

(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事象として分類する。

(7) ベースマット溶融貫通（ ε モード）

溶融炉心が原子炉下部キャビティへ落下した後、冷却ができない場合に崩壊熱によりコンクリートが侵食される状況となり、原子炉格納容器のベースマットが貫通する事象として分類する。

(8) 過温破損（ τ モード）

原子炉格納容器内温度が異常に上昇して過熱している状態で貫通部の熱的に脆弱な部分が過温破損する事象として分類する。

(9) 格納容器隔離機能喪失 (β モード)

事故時には原子炉格納容器の放射性物質の閉じ込め機能維持のために原子炉格納容器の隔離を行うが、この隔離操作に失敗する事象として分類する。

(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 L O C A (v モード) を起因事象として炉心損傷が生じ、原子炉格納容器外へ放射性物質が放出される事象を想定して分類する。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 (T I - S G T R) 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、原子炉容器破損までに破損する早期格納容器破損とそれ以降に破損する後期格納容器破損に分類して選定した格納容器破損モードを第2.1.1.c-4表に示す。

2.1.1.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

P D S 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作動状態及び物理化学現象の発生状態を分析して、これらの組み合わ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化学現象、

対処設備の作動及び不作動、運転員操作、ヘディング間の従属性

a. 重要な物理化学現象並びに対処設備の作動及び不作動

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の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PDS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検討した。

第2.1.1.d-1表に示す検討結果に基づき、PDS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し、格納容器イベントツリーのヘディングとその定義を第2.1.1.d-2表のとおり選定した。

b. 運転員操作

事故の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

第2.1.1.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の状態に従属して決定される場合があるため、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2.1.1.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第2.1.1.d-1図のとおり格納容器イベントツリーを作成した。

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

2.1.1.e. 事故進展解析

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

プラントの熱水力挙動、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とともに、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
得る事を目的として、各PDSを代表する事故進展解析を実施する。

(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となる代表的なPDSを選定した。具体的には全CDFへの寄与の観点からSED（約67%）、TEI（約15%）、TED（約13%）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2.1.1.e-1表に示す。

(2) 事故進展解析の解析条件

プラント構成及び特性の調査より、すべての事故シーケンスに対し共通するプラント構成及び特徴に依存した基本解析条件を第2.1.1.e-2表に示す。また、解析対象の事故シーケンスの事故状態及び設備作動状況に関する解析条件を第2.1.1.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並びに機器及び系統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2.1.1.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故進展を表す主要事象発生時刻を第2.1.1.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、ベースマツト溶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2.1.1.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読み取った特徴的な事故進展を以下に整理する。

(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21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189℃、ベースマツト侵食深さは約1.9mである。

（分岐確率の定量化に参考となる知見）

- ・水素濃度は、事故早期から原子炉容器破損直後（事故発生後約1.4時間）にかけては4vol%未満となり、事故後期（原子炉容器破損以降の期間）では、水蒸気濃度が高く推移するため水素燃焼の可能性は低い。

⇒ ヘディングHB 1、HB 2、HB 3（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：A E W

A E Wのシーケンスは、大中破断L O C Aが発生し、原子炉格納容器内へのR W S P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7秒で格納容器スプレイ作動設定値に達し、約23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169℃、ベースマツト侵食はごくわずかである。

(分岐確率の定量化に参考となる知見)

- ・ 水素濃度は、事故早期は4vol%程度で水素燃焼の可能性がある。原子炉容器破損直後から事故後期には4vol%未満となり、水素燃焼の可能性は低い。

⇒ ヘディングH B 1（水素燃焼：R V破損前）の分岐確率として、

に適用されるを設定。H B 2（水素燃焼：R V破損直後）、H B 3（水素燃焼：R V破損後長期）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がある。

⇒ ヘディングD C（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の可能性は低い。

⇒ ヘディングB M（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O T（格納容器過温破損）の分岐確率として、

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

[]に適用される[]
[]を設定

(3) プラント損傷状態：A E I

A E Iのシーケンスは、大中破断L O C Aが発生し、原子炉格納容器へのR W S P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、熔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、ベースマットの侵食はない。

(分岐確率の定量化に参考となる知見)

- ・水素濃度は、事故早期は4vol%未満で水素燃焼の可能性は低い。原子炉容器破損直後から事故後期にかけて4vol%以上であり、水素燃焼の可能性が考えられる。

⇒ ヘディングHB 1 (水素燃焼) の分岐確率として、[]
[]に適用される[]を設定、HB 2、
HB 3 (水素燃焼) の分岐確率として、[]
[]に適用される[]を設定。なお、HB 3 (水素燃焼：R V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HB 3
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

- ・ベースマット熔融貫通の可能性は低い。

⇒ ヘディングBM (ベースマット熔融貫通) の分岐確率として、[]

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

[]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 []
[]
[]に適用される []を設定）

- ・ 格納容器スプレイで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

(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RWS P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28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192℃、ベースマツト侵食深さは約1.7mである。

(分岐確率の定量化に参考となる知見)

- ・ 水素濃度は、事故早期から原子炉容器破損直後にかけて4vol%未満であり、事故後期では水蒸気濃度が高いため水素燃焼の可能性は低い。

⇒ ヘディングHB 1、HB 2及びHB 3（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

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

- ・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

(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RWS P水の移送がないため、原子炉格納容器内が過熱状態に至る。事故発生から約32時間で原子炉格納容器内温度は200℃に達し、約36時間で最高使用圧力の2倍に達する。そのため、TEDシーケンスでは、過温破損が過圧破損より先行する。原子炉格納容器内温度が200℃に到達した時点でのベースマツト侵食深さは約1.6mである。

(分岐確率の定量化に参考となる知見)

- ・水素濃度は、事故早期は4vol%以上であり、水素燃焼の可能性はある。一方、RV破損直後から事故後期にかけては水蒸気濃度が高く水素燃焼の可能性は低い。

⇒ ヘディングHB1（水素燃焼：RV破損前）の分岐確率として、
を設定。HB2（水素燃焼：RV破損直後）、HB3（水素燃焼：RV破損後長期）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温破損が先行する可能性が高い。

⇒ 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RWS P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。

(分岐確率の定量化に参考となる知見)

- ・水素濃度は、事故早期では4vol%以上、原子炉容器破損直後から事故後期にかけては8vol%以上であり、水素燃焼の可能性が高い。

⇒ ヘディングHB1（水素燃焼：RV破損前）の分岐確率として、
□に適用される□を設定。HB2
（水素燃焼：RV破損直後）、HB3（水素燃焼：RV破損後長期）
の分岐確率として、□に適用される□を設定

- ・原子炉容器破損時には原子炉下部キャビティに水が流入し、水蒸気爆

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

発の可能性がある。

⇒ 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

・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PDSにおける分岐確率については類似のPDSの解析結果から第2.1.1.e-6表のとおり推定して設定している。

2.1.1.f 格納容器破損頻度

① 格納容器破損頻度の評価方法

格納容器イベントツリーのヘディングに、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化学現象に対する研究成果に関する知見等により分岐確率を設定し、格納容器破損頻度を算出する。

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、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。

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

評価で使用する分岐確率のあてはめ方法を第 2.1.1.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 2.1.1.f-2 表に示す。

③ 格納容器破損頻度の評価結果

格納容器破損頻度の評価結果を第 2.1.1.f-3 表に示す。全格納容器破損頻度 (C F F) は 5.3×10^{-5} (／炉年)、条件付格納容器破損確率 (C C F P) は 0.82 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 P D S (A E I、S E I、S L I 及び T E I) では大部分が原子炉格納容器の破損を回避できる (C C F P が 0.01～0.09) 一方、原子炉格納容器の除熱機能がないその他の P D S の C C F P は 1 となるため、全体の C C F P が高くなっている。

また、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 2.1.1.f-4 表に示す。全 C F F のうち格納容器破損モードについて、「 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 80.3%、「 τ モード (過温破損)」の寄与割合が約 14.4%、「 ε モード (ベースマット熔融貫通)」の寄与が約 2.5%を占め、以下、「 g モード (蒸気発生器伝熱管破損)」、「 σ モード (格納容器雰囲気直接加熱)」、「 β モード (格納容器隔離失敗)」、「 γ' モード (水素燃焼 (原子炉容器破損直後))」の寄与が続き、これら以外の破損モードの寄与は 0.1%以下であった。

P D S 別 C D F で全体の約 66.7%を占める S E D は、原子炉補機冷却機能喪失により R C P シール L O C A が発生する一方、R W S P 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)」

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

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 13.4%を占める TED は、事故進展解析の結果から「 τ モード（過温破損）」に至る可能性が高いことから、「 τ モード（過温破損）」の寄与も高くなっている。なお、PDS 別 CDF で全体の約 14.7%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 0.09）。（第 2.1.1.f-3 表、第 2.1.1.f-1 図～f-3 図）

(1) SED (CFR : 4.3×10^{-5} (／炉年)、全 CFR への寄与割合 : 81.3%)

- ・ 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 98%)

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 RWS P 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 2Pd 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 (CFR : 8.6×10^{-6} (／炉年)、全 CFR への寄与割合 : 16.3%)

- ・ 代表的なシーケンス : 外部電源喪失 + 非常用所内交流電源喪失 (PDS 別 CDF への寄与割合 : 約 100%)

SBO 等が発生する一方、原子炉格納容器内への RWS P 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圧破損やベースマットの熔融貫通に至る前に原子炉格納容器内の温度が 200°Cに到達することで、原子炉格納容器の貫通部が過温破損に至る。

(3) T E I (C F F : 8.4×10^{-7} (/ 炉年)、全 C F F への寄与割合 : 1.6%)

・ 代表的なシーケンス : 手動停止 + 補助給水失敗

(P D S 別 C D F への寄与割合 : 約 59%)

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 R W S P 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 P D S 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、C F F をレベル 1 P R A の起因事象別に整理したものを第 2.1.1.f-5 表に示す。この整理結果によると、C F F に支配的な起因事象は原子炉補機冷却機能喪失であり、外部電源喪失及び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 C D F 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 R C P シール L O C A が発生する事故シーケンスであり、外部電源喪失を起因とする事故シーケンスで C D F に寄与が大きい事故シーケンスは、外部電源が喪失し非常用所内交流電源の確立に失敗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 C D F に寄与が大きい事故シーケンスとなる。これらの事

故シーケンスが主に該当するPDSはSED、TED及びTEIであり、上述したCFEに寄与が大きいPDSに該当することが確認できる。したがって、レベル1PRAでCDFに寄与が大きい事故シーケンスがレベル1.5PRAにおけるCFE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1PRA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（条件付格納容器破損確率（CCFP）が大きい）条件下ではレベル1PRA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CFEの約97%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1PRA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）、復水ピット（閉塞）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低圧注水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。
- ・「 τ モード（過温破損）」ではCFEの約94%がTEDの「外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失」シーケンスであり、レベル1PRAの全交流動力電源喪失の場合と同様に、DG-A（B）の継続運転失敗+DG-B（A）の試験による待機除外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低圧注水ポンプによる代替

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。

2.1.1.g 不確実さ解析及び感度解析

① 不確実さ解析

(1) プラント損傷状態別の格納容器破損頻度の不確実さ解析

プラント損傷状態別の格納容器破損頻度の不確実さ解析結果を第 2.1.1.g-1 表及び第 2.1.1.g-1 図に示す。不確実さ解析の結果、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実さ分布内にあり、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実さ解析結果の傾向に大きな差はなく、S E D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実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実さ解析

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 2.1.1.g-2 表及び第 2.1.1.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 μ （格納容器直接接触）については、P D S 別の炉心損傷頻度において支配的な S E D 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 2.4MPa[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（T I - S G T R））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（T I - S G T R））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2～4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 2.1.1.g-3 表及び第 2.1.1.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かさが有意に影響することは考えにくい。

- ・点推定値が不確かさ分布内にない「格納容器への直接接触」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 2.4MPa[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 2.4MPa[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。

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

格納容器破損頻度の感度解析結果を第 2.1.1.g-4 表及び第 2.1.1.g-4 図に示す。本感度解析の結果、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。

第 2.1.1.b-1 表 プラント損傷状態の分類記号

(事故のタイプと 1 次冷却材圧力の分類)

分類記号	説明
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) に至る事故シーケンスも含む (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)

分類記号	説明
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)

分類記号	説明
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 2.1.1.b-2 表 プラント損傷状態の定義

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	長期	○	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	長期	○	炉心損傷後	×
9	SLI	小破断LOCA	中圧	長期	○	炉心損傷後	○
10	SLC	小破断LOCA	中圧	長期	○	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			—	

第 2.1.1.b-3 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
	中破断LOCA+高圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗
AEI	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
	中破断LOCA+高圧注入失敗
ALC	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
	大破断LOCA+低圧再循環失敗+格納容器スプレイ注入失敗
SED	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
	小破断LOCA+補助給水失敗+高圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗
SEW	小破断LOCA+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 2.1.1.b-3 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
G	2次冷却系の破断+ 主蒸気隔離失敗
	蒸気発生器伝熱管破損+ 破損側蒸気発生器の隔離失敗
V	蒸気発生器伝熱管破損+ 補助給水失敗
	インターフェイスシステム LOCA

第 2.1.1.b-4 表 プラント損傷状態別の炉心損傷頻度

プラント 損傷状態	炉心損傷頻度 (/炉年)	割 合
A E D	2.4E-09	<0.1%
A E W	3.3E-09	<0.1%
A E I	7.0E-07	1.1%
A L C	1.3E-08	<0.1%
S E D	4.3E-05	66.7%
S E W	1.9E-09	<0.1%
S E I	2.2E-06	3.5%
S L W	6.2E-09	<0.1%
S L I	1.1E-08	<0.1%
S L C	4.1E-08	0.1%
T E D	8.6E-06	13.4%
T E W	1.4E-09	<0.1%
T E I	9.4E-06	14.7%
V	3.0E-11	<0.1%
G	3.2E-07	0.5%
合 計	6.4E-05	100.0%

第 2.1.1.c-1 表 格納容器の健全性に影響を与える負荷の種類抽出

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プ破損による格納容器バイパス
	格納容器隔離失敗	β	格納容器隔離に失敗する
	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 2.1.1.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	RV 破損まで	RV 破損直後	RV 破損以降
大破断 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'')
小破断 LOCA (S)	先行破損(θ) (A又はSのみ可能性あり)	炉内水蒸気爆発 (α)	炉外水蒸気爆発 (η)	格納容器の水蒸気による 過圧 (δ)
トランジェント (T)		温度誘因 SG 伝熱管破損 (g) (Tのみ可能性あり)	格納容器直接接触 (μ) (S又はTのみ可能性あり)	格納容器貫通部過温 (τ) ベースマツト溶融貫通 (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 (ν)			

第 2.1.1.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	$\delta、\theta$	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。
漏れい箇所隔離機能喪失	$\nu、g$	炉心損傷後に、漏洩箇所（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)	$\alpha、\eta$	炉内水蒸気爆発によってミサイルとなった原子炉容器ふた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ャビティ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 2.1.1.c-4 表 格納容器破損モードの選定

項目	放出	格納容器の状態	破損モード	記号	概要	
格納容器破損モード分類	漏えい	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終息	
	早期大規模放出	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	ν	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	早期格納容器破損	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
	後期大規模放出			後期格納容器破損	水素燃焼（原子炉容器破損後長時間経過後）	γ''
		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過圧で格納容器が破損	
		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	

第 2.1.1.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	<ul style="list-style-type: none"> 安全注入系の喪失 	
配管クリープ破損	<ul style="list-style-type: none"> 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	<ul style="list-style-type: none"> 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) 	ν 、 g モードによる格納容器破損の可能性
炉内水蒸気爆発	<ul style="list-style-type: none"> 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	<ul style="list-style-type: none"> 水素濃度 4vol% 上方、6vol% 側方、8vol% 下方伝播 水蒸気濃度 55vol% 以下 	γ 、 γ' 、 γ'' モードによる格納容器破損の可能性
RV破損	<ul style="list-style-type: none"> 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	<ul style="list-style-type: none"> 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	<ul style="list-style-type: none"> 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	<ul style="list-style-type: none"> 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	<ul style="list-style-type: none"> 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	<ul style="list-style-type: none"> 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
格納容器気相部冷却	<ul style="list-style-type: none"> 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	<ul style="list-style-type: none"> RV破損 原子炉格納容器内に水なし (不確かさが大きいため、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	<ul style="list-style-type: none"> 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	<ul style="list-style-type: none"> 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 2.1.1.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	CV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	CV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の破損が生じた場合、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、溶融炉心物質が重力落下する(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	CV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	CV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の破損が生じた場合、失敗とする。
事故後期(T3)	15	CV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	CV破損	OP3	事故後期に、水素燃焼による原子炉格納容器の破損が生じた場合、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	CV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CV破損に至らない場合は過圧破損となる。

第 2.1.1.d-3 表 ヘディングの従属性

ヘディング (影響を与える側)	CV 隔離 (CI)	1次冷却系 の圧力状態 (FD)	バイパス (BP)	炉心への注水 (LR)	炉内水蒸気爆発 (ISX)	水素燃焼 (HB1)	CV破損 (OP1)	RV破損 (RV)	溶融物分散放出 (RPV)	キャビティ内水量 (DC)	炉外水蒸気爆発 (ESX)	CV直接加熱 (DCH)	水素燃焼 (HB2)	CV破損 (OP2)	CV内気相部冷却 (NCC)	水素燃焼 (HB3)	CV破損 (OP3)	ベースマツト 溶融貫通 (BM)	CV過温破損 (OT)	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)	
CV隔離 (CI)																				なし
1次冷却系の 圧力状態 (FD)	○																			(CV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T I-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
CV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
キャビティ内水量 (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) の有無とキャビティ水量 (DC) に従属
CV直接加熱 (DCH)	○							○	○	○										RV破損の有無 (RV)、溶融物分散放出 (RPV) の有無とキャビティ水量 (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
CV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
CV内気相部冷却 (NCC)	○							○	○	○										気相部冷却あるいは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
CV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
ベースマツト 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
CV過温破損 (OT)	○							○	○	○										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 2.1.1.e-1 表 事故進展解析の対象とした代表事故シーケンス

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 2.1.1.e-2 表 解析コードの基本解析条件

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	55GWd/t ウラン燃料 1.02×10 ⁵ kg 2.45×10 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	3,411×1.02 MWt 15.41+0.21MPa[gage] 307.1+2.2 °C 60.1×10 ⁶ kg/h	102%出力運転 設計値+計測誤差 設計値+計測誤差
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	4 分割 72900 m ³ 9.8 kPa[gage] 49°C 49°C	最小評価値 最大値 通常運転時CV内 最高温度 通常運転時CV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	4 基 4.04 MPa[gage] 26.9 m 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(H25 年 7 月)

第 2.1.1.e-3 表 各事故シナリオの事故進展解析条件

PDS	起因事象	高压注入	低压注入	蓄圧注入	スプレイ注入	高压再循環	低压再循環	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	4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	4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	4基	2系統	不動作	不動作	2系統	作動
SED	ホットレグ 2inch 破断	不動作	不動作	4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	4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	4基	2系統	不動作	不動作	2系統	不動作

第 2.1.1.e-4 表 事故進展解析結果 (主要事象発生時刻)

主要事象	A E D	A E W	A E I	S E D	T E D	T E I
原子炉トリップ	0.0 秒	0.5 秒	0.5 秒	0.0 秒	0.0 秒	50 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	—	0.5 秒	—	—	—	—
低圧注入系作動	—	13 秒	—	—	—	—
蓄圧注入作動	11 秒	11 秒	11 秒	1.5 時間	4.3 時間	2.6 時間
蓄圧注入終了	1.0 分	1.0 分	1.0 分	3.5 時間	4.3 時間	2.6 時間
ラプチャャーデイスク破損	—	—	—	—	1.9 時間	33 分
格納容器スプレイ作動	—	6.6 秒	7.6 秒	—	—	1.6 時間
再循環切替	—	—	33 分	—	—	2.2 時間
炉心露出	5.6 分	26 分	6.8 分	53 分	2.2 時間	1.1 時間
被覆管破損	13 分	37 分	15 分	1.2 時間	2.6 時間	1.3 時間
炉心溶融開始	21 分	47 分	27 分	1.4 時間	3.1 時間	1.6 時間
下部ヘッドへの溶融炉心移動開始	57 分	1.5 時間	1.1 時間	2.4 時間	4.2 時間	2.5 時間
原子炉容器破損	1.4 時間	2.3 時間	1.4 時間	3.5 時間	4.2 時間	2.5 時間
格納容器最高使用圧力到達	4.6 時間	10 時間	—	5.6 時間	8.9 時間	—
2Pd(格納容器最高使用圧力の 2 倍)到達*1	21 時間	23 時間	—	28 時間	36 時間	—
格納容器雰囲気気温度 200℃到達*2	32 時間	—	—	37 時間	32 時間	—
限界圧力到達*3	39 時間	34 時間	—	49 時間	58 時間	—

*1：格納容器圧力 2Pd 到達時間を格納容器過圧破損時間とする。

*2：格納容器雰囲気気温度 200℃到達時間を格納容器過温破損時間とする。

*3：平成 6 年度 AM 技術ベース報告書 (大飯 3 号炉) にて評価した限界圧力 11.6kg/cm² とする。

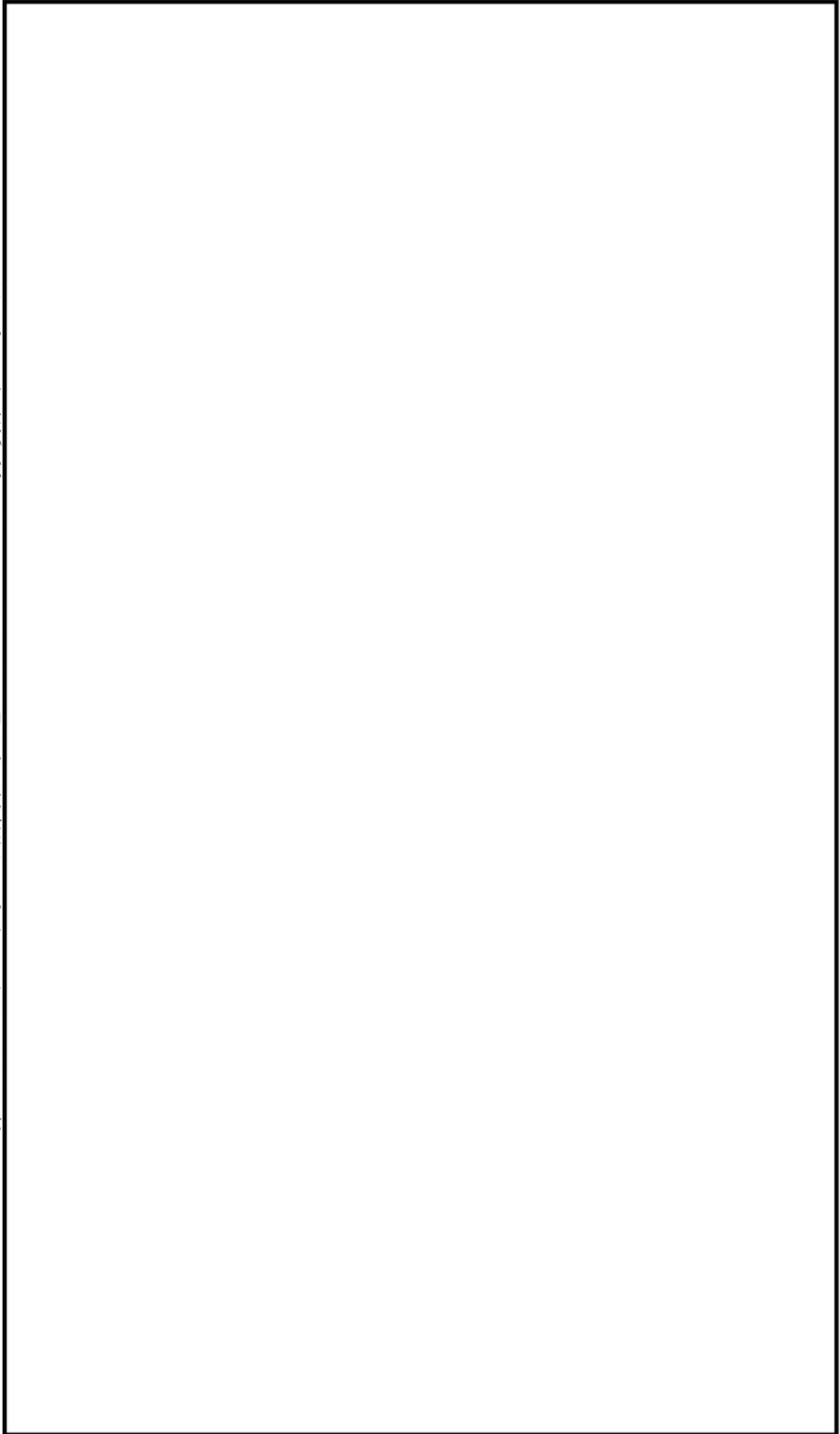
第 2.1.1.e-5 表 事故進展解析結果 (シビアアクシデント負荷)

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 浸食深さ (m)	水素濃度 (vol%)	水蒸気 濃度 (vol%)	全炉心 ジルコニウム 75%補正 水素濃度 (vol%)※2	水素濃度 (vol%)	水蒸気 濃度 (vol%)	全炉心 ジルコニウム 75%補正 水素濃度 (vol%)※2	水素濃度 (vol%)	水蒸気 濃度 (vol%)	全炉心 ジルコニウム 75%補正 水素濃度 (vol%)※2
AED	0.2	32.5	189.1	1.9	2.4	53.8	5.7	2.0	63.9	4.5	75.4	6.3	
AEW	0.1	341.9	169.3	0.0	4.1	27.5	8.7	3.4	43.9	6.8	81.6	2.3	
AEI	0.0	343.1	—	—	3.9	13.9	11.7	4.2	21.3	10.7	8.2	12.4	
SED	2.4	1.4	191.6	1.7	3.4	53.1	5.6	2.7	64.2	4.4	75.9	5.8	
TED	17.2	1.1	200.0	1.6	4.6	51.4	6.1	4.4	56.8	5.1	73.4	6.4	
TEI	15.6	345.0	—	—	7.1	40.7	8.9	11.0	15.2	11.4	7.4	12.4	

※1: AED、AEW、SED及びTEDは原子炉格納容器破損時点 (20~30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120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MCCIによる水素量を含む。ただし、AED、SED、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ジルコニウム量の75%を上回るようになることから、補正を行っていない。

第 2.1.1.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



枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第 2.1.1.f1 表 分岐確率のあてはめ方法



枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第 2.1.1.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 (C I)			NUREG レポート等文献に記載の国内 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 (F D)			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 (B P)			NUREG 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 (L R)	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 (I S X)			国内外の専門家による評価を基に、水蒸気爆発により格納容器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。

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第 2.1.1.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%以下では火炎の伝ばが遅いため、水素燃焼による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)			TMI 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 L O C A 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。
キャビティ内水量 (DC)			(溶融物分散放出が起こらない場合を 1 と設定) 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込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。

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第 2.1.1.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 (E S X)			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、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 (D C H)			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 (H B 2)			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 (O P 2)			原子炉格納容器への負荷により格納容器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格納容器破損については、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。

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第 2.1.1.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、あるいは格納容器除熱に成功しても熔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。熔融炉心の冷却性としては、熔融炉心の分散の有無、熔融炉心の落下時の冠水状態、熔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込の有無等）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熔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>

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第 2.1.1.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
ベースマッ ト溶融貫通 (BM)			<p>ベースマッ 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 容器への水の持込の有無等）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、R V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込等） を考慮して設定する。</p>

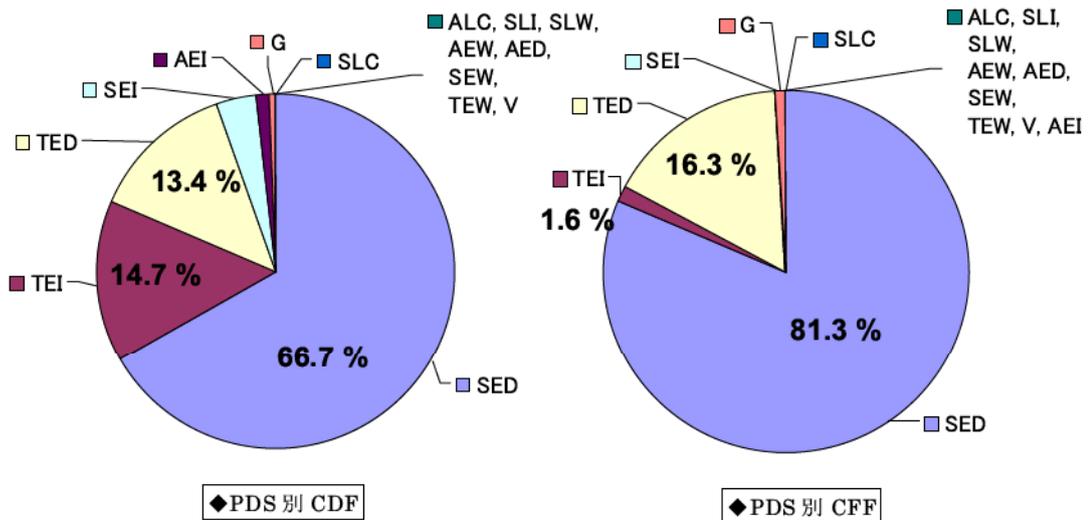
枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第 2.1.1.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 格納容器 破損確率	格納容器 破損頻度 (/炉年)	割合※ (%)
A E D	2.4E-09	<0.1	1.00	2.4E-09	<0.1
A E W	3.3E-09	<0.1	1.00	3.3E-09	<0.1
A E I	7.0E-07	1.1	0.02	1.7E-08	<0.1
A L C	1.3E-08	<0.1	1.00	1.3E-08	<0.1
S E D	4.3E-05	66.7	1.00	4.3E-05	81.3
S E W	1.9E-09	<0.1	1.00	1.9E-09	<0.1
S E I	2.2E-06	3.5	0.01	3.2E-08	0.1
S L W	6.2E-09	<0.1	1.00	6.2E-09	<0.1
S L I	1.1E-08	<0.1	0.01	1.6E-10	<0.1
S L C	4.1E-08	0.1	1.00	4.1E-08	0.1
T E D	8.6E-06	13.4	1.00	8.6E-06	16.3
T E W	1.4E-09	<0.1	1.00	1.4E-09	<0.1
T E I	9.4E-06	14.7	0.09	8.4E-07	1.6
V	3.0E-11	<0.1	1.00	3.0E-11	0.0
G	3.2E-07	0.5	1.00	3.2E-07	0.6
合計	6.4E-05	100.0	0.82	5.3E-05	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

- S E D : 原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA
- T E D : 外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失
- T E I : 主給水流量喪失+補助給水失敗



第 2.1.1.f-4 表 格納容器破損モード別、破損カテゴリ別格納容器破損頻度

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)	1.4E-09	<0.1%
β (格納容器隔離失敗)	3.2E-07	0.6%
γ (水素燃焼 (原子炉容器破損以前))	2.7E-10	<0.1%
γ' (水素燃焼 (原子炉容器破損直後))	9.4E-08	0.2%
γ'' (水素燃焼 (原子炉容器破損後長時間経過後))	1.5E-08	<0.1%
δ (水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損)	4.2E-05	80.3%
ε (ベースマット溶融貫通)	1.3E-06	2.5%
θ (水蒸気蓄積による格納容器先行破損)	5.4E-08	0.1%
η (原子炉容器外水蒸気爆発)	7.4E-09	<0.1%
σ (格納容器雰囲気直接加熱)	4.7E-07	0.9%
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)	5.1E-07	1.0%
τ (過温破損)	7.6E-06	14.4%
μ (溶融物直接接触)	4.4E-09	<0.1%
カテゴリー別		
水蒸気 (崩壊熱) による過圧	4.2E-05	80.4%
コンクリート侵食	1.3E-06	2.5%
漏えい箇所の隔離機能喪失	5.1E-07	1.0%
可燃性ガスの高濃度での燃焼	1.1E-07	0.2%
格納容器隔離機能喪失	3.2E-07	0.6%
水蒸気爆発	8.7E-09	<0.1%
貫通部過温	7.6E-06	14.4%
格納容器への直接接触	4.4E-09	<0.1%
格納容器雰囲気直接加熱	4.7E-07	0.9%
合 計	5.3E-05	100.0%

第 2.1.1.f-5 表 起回事象別格納容器破損頻度

起回事象別	格納容器 破損頻度 (／炉年)	割合
原子炉補機冷却機能喪失	4.3E-05	81.3%
外部電源喪失	8.6E-06	16.2%
手動停止	5.1E-07	1.0%
S G T R	3.2E-07	0.6%
過渡事象	2.1E-07	0.4%
2次冷却系の破断	1.0E-07	0.2%
小破断 L O C A	8.8E-08	0.2%
中破断 L O C A	3.4E-08	0.1%
主給水流量喪失	2.4E-08	<0.1%
大破断 L O C A	1.4E-09	<0.1%
A T W S	1.1E-09	<0.1%
インターフェイスシステム L O C A	3.0E-11	<0.1%
合計	5.3E-05	100.0%

第 2.1.1.g-1 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
A E D	5.0E-11	6.6E-10	8.5E-09	2.2E-09	2.4E-09
A E W	8.4E-11	9.4E-10	1.0E-08	2.7E-09	3.3E-09
A E I	1.1E-10	2.5E-09	6.1E-08	1.6E-08	1.7E-08
A L C	1.5E-10	2.6E-09	4.6E-08	1.1E-08	1.3E-08
S E D	1.7E-07	4.2E-06	1.0E-04	2.6E-05	4.3E-05
S E W	1.5E-11	3.2E-10	6.7E-09	1.7E-09	1.9E-09
S E I	2.9E-10	6.0E-09	2.0E-07	4.5E-08	3.2E-08
S L W	6.3E-11	1.1E-09	2.0E-08	4.9E-09	6.2E-09
S L I	1.2E-12	3.2E-11	7.5E-10	1.8E-10	1.6E-10
S L C	4.6E-10	8.2E-09	1.4E-07	3.6E-08	4.1E-08
T E D	1.1E-06	5.4E-06	2.6E-05	8.5E-06	8.6E-06
T E W	1.2E-10	6.9E-10	4.1E-09	1.2E-09	1.4E-09
T E I	4.5E-08	1.8E-07	1.4E-06	4.2E-07	8.4E-07
V	1.1E-13	3.5E-12	1.1E-10	2.8E-11	3.0E-11
G	5.7E-09	7.7E-08	1.0E-06	2.6E-07	3.2E-07
合 計	3.1E-06	1.4E-05	1.2E-04	3.6E-05	5.3E-05

第 2.1.1.g-2 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

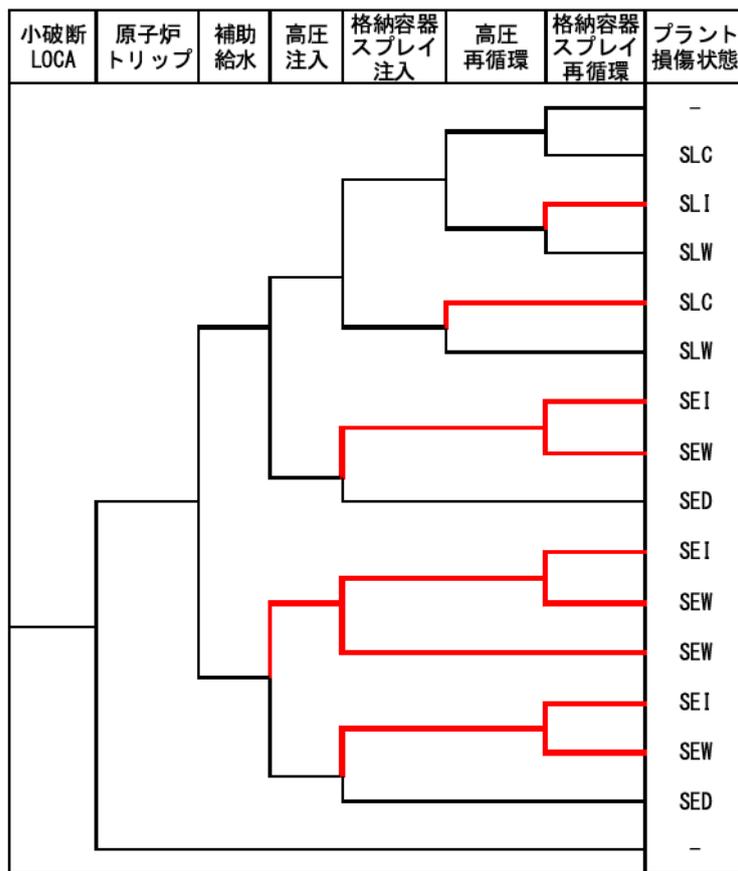
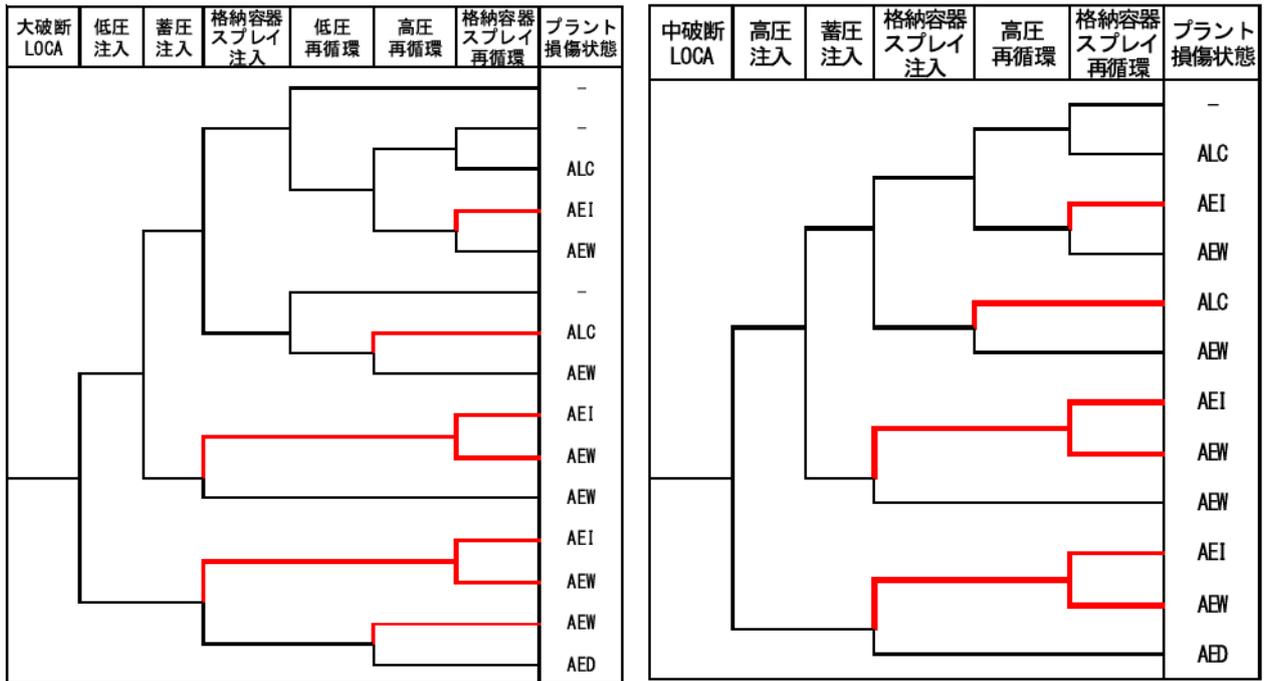
格納容器 破損モード	格納容器破損頻度 (／炉年)				
	5%値	50%値	95%値	平均値	点推定値
α	1.3E-10	9.3E-10	4.6E-09	1.5E-09	1.4E-09
β	4.4E-08	1.3E-07	6.6E-07	2.4E-07	3.2E-07
γ	4.6E-11	4.1E-10	4.1E-08	1.2E-08	2.7E-10
γ'	3.4E-11	5.1E-10	1.2E-07	3.3E-08	9.4E-08
γ''	3.2E-10	5.4E-09	1.3E-07	3.8E-08	1.5E-08
δ	4.8E-07	4.5E-06	9.3E-05	2.4E-05	4.2E-05
ε	1.6E-07	1.2E-06	1.1E-05	3.3E-06	1.3E-06
θ	1.7E-09	1.6E-08	1.7E-07	4.8E-08	5.4E-08
η	6.7E-11	7.6E-10	1.5E-08	4.3E-09	7.4E-09
σ	1.1E-09	1.6E-08	5.4E-07	1.2E-07	4.7E-07
υ	1.1E-13	3.5E-12	1.1E-10	2.8E-11	3.0E-11
g	1.5E-08	1.6E-07	1.7E-06	4.7E-07	5.1E-07
τ	9.0E-07	4.5E-06	2.2E-05	7.1E-06	7.6E-06
μ	1.1E-11	1.3E-10	1.7E-09	4.9E-10	4.4E-09
合 計	3.1E-06	1.4E-05	1.2E-04	3.6E-05	5.3E-05

第 2.1.1.g-3 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	5.2E-07	4.5E-06	9.3E-05	2.4E-05	4.2E-05
コンクリート侵食	1.6E-07	1.2E-06	1.1E-05	3.3E-06	1.3E-06
漏えい箇所の隔離機能喪失	1.5E-08	1.6E-07	1.7E-06	4.7E-07	5.1E-07
可燃性ガスの高濃度での燃焼	1.5E-09	1.4E-08	3.3E-07	8.3E-08	1.1E-07
格納容器隔離機能喪失	4.4E-08	1.3E-07	6.6E-07	2.4E-07	3.2E-07
水蒸気爆発	4.4E-10	2.3E-09	1.7E-08	5.8E-09	8.7E-09
貫通部過温	9.0E-07	4.5E-06	2.2E-05	7.1E-06	7.6E-06
格納容器への直接接触	1.1E-11	1.3E-10	1.7E-09	4.9E-10	4.4E-09
格納容器雰囲気直接加熱	1.1E-09	1.6E-08	5.4E-07	1.2E-07	4.7E-07
合 計	3.1E-06	1.4E-05	1.2E-04	3.6E-05	5.3E-05

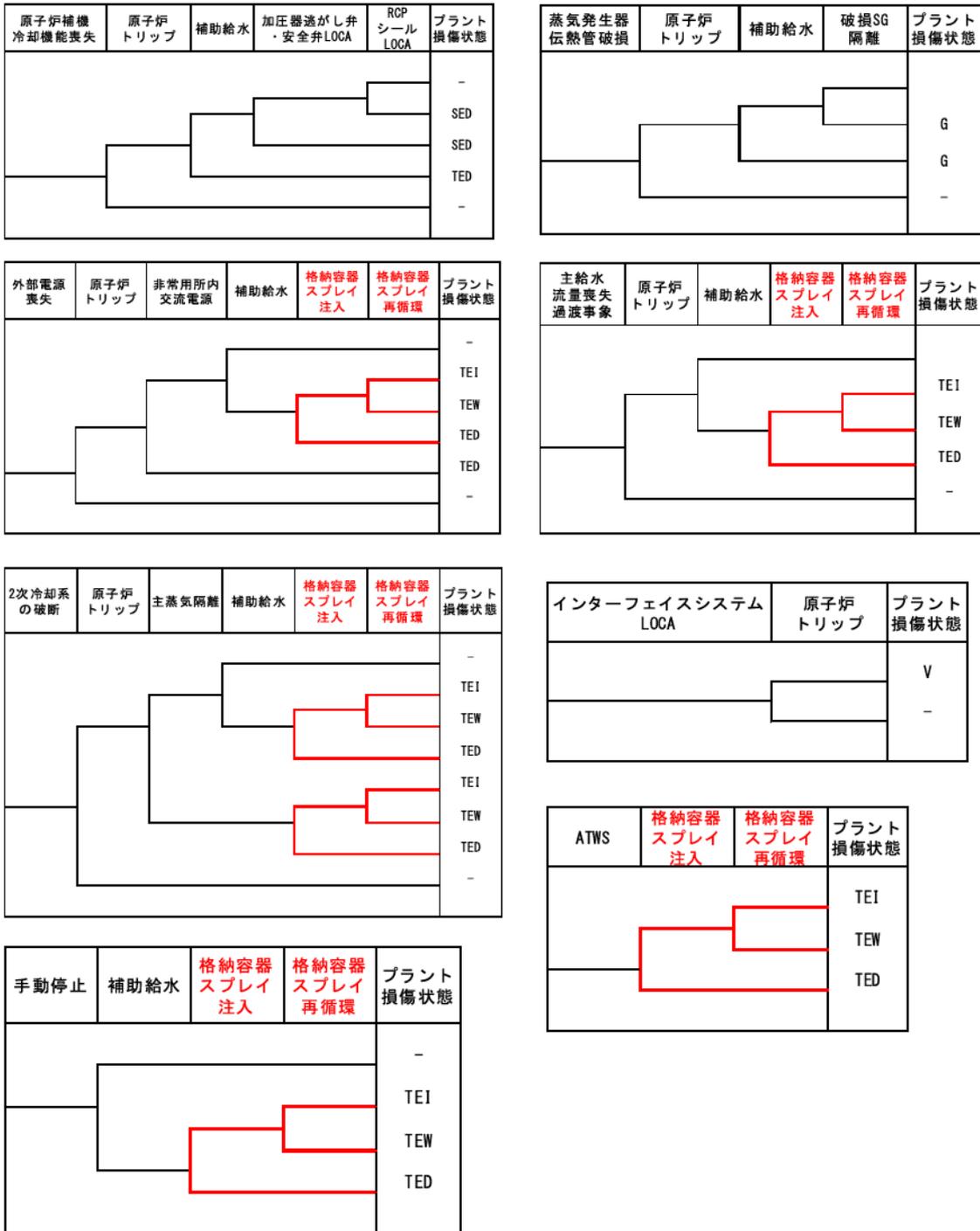
第 2.1.1.g-4 表 格納容器破損モード別、破損カテゴリ別格納容器破損頻度

破損モード別	ケース 1		ケース 2	
	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)	1.4E-09	<0.1	1.4E-09	<0.1
β (格納容器隔離失敗)	3.2E-07	0.6	3.2E-07	0.6
γ (水素燃焼 (原子炉容器破損以前))	2.7E-10	<0.1	2.7E-10	<0.1
γ' (水素燃焼 (原子炉容器破損直後))	9.4E-08	0.2	9.4E-08	0.2
γ'' (水素燃焼 (原子炉容器破損後長時間経過後))	1.5E-08	<0.1	1.5E-08	<0.1
δ (水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損)	4.2E-05	80.3	4.1E-05	77.1
ε (ベースマット溶融貫通)	1.3E-06	2.5	3.4E-06	6.5
θ (水蒸気蓄積による格納容器先行破損)	5.4E-08	0.1	5.4E-08	0.1
η (原子炉容器外水蒸気爆発)	7.4E-09	<0.1	1.8E-08	<0.1
σ (格納容器雰囲気直接加熱)	4.7E-07	0.9	2.6E-07	0.5
ν (インターフェイスシステム LOCA)	3.0E-11	<0.1	3.0E-11	<0.1
g (蒸気発生器伝熱管破損)	5.1E-07	1.0	5.1E-07	1.0
τ (過温破損)	7.6E-06	14.4	7.4E-06	14.0
μ (溶融物直接接触)	4.4E-09	<0.1	2.4E-09	<0.1
カテゴリ別				
水蒸気 (崩壊熱) による過圧	4.2E-05	80.4	4.1E-05	77.2
コンクリート侵食	1.3E-06	2.5	3.4E-06	6.5
漏えい箇所の隔離機能喪失	5.1E-07	1.0	5.1E-07	1.0
可燃性ガスの高濃度での燃焼	1.1E-07	0.2	1.1E-07	0.2
格納容器隔離機能喪失	3.2E-07	0.6	3.2E-07	0.6
水蒸気爆発	8.7E-09	<0.1	2.0E-08	<0.1
貫通部過温	7.6E-06	14.4	7.4E-06	14.0
格納容器への直接接触	4.4E-09	<0.1	2.4E-09	<0.1
格納容器雰囲気直接加熱	4.7E-07	0.9	2.6E-07	0.5
合計	5.3E-05	100.0	5.3E-05	100.0



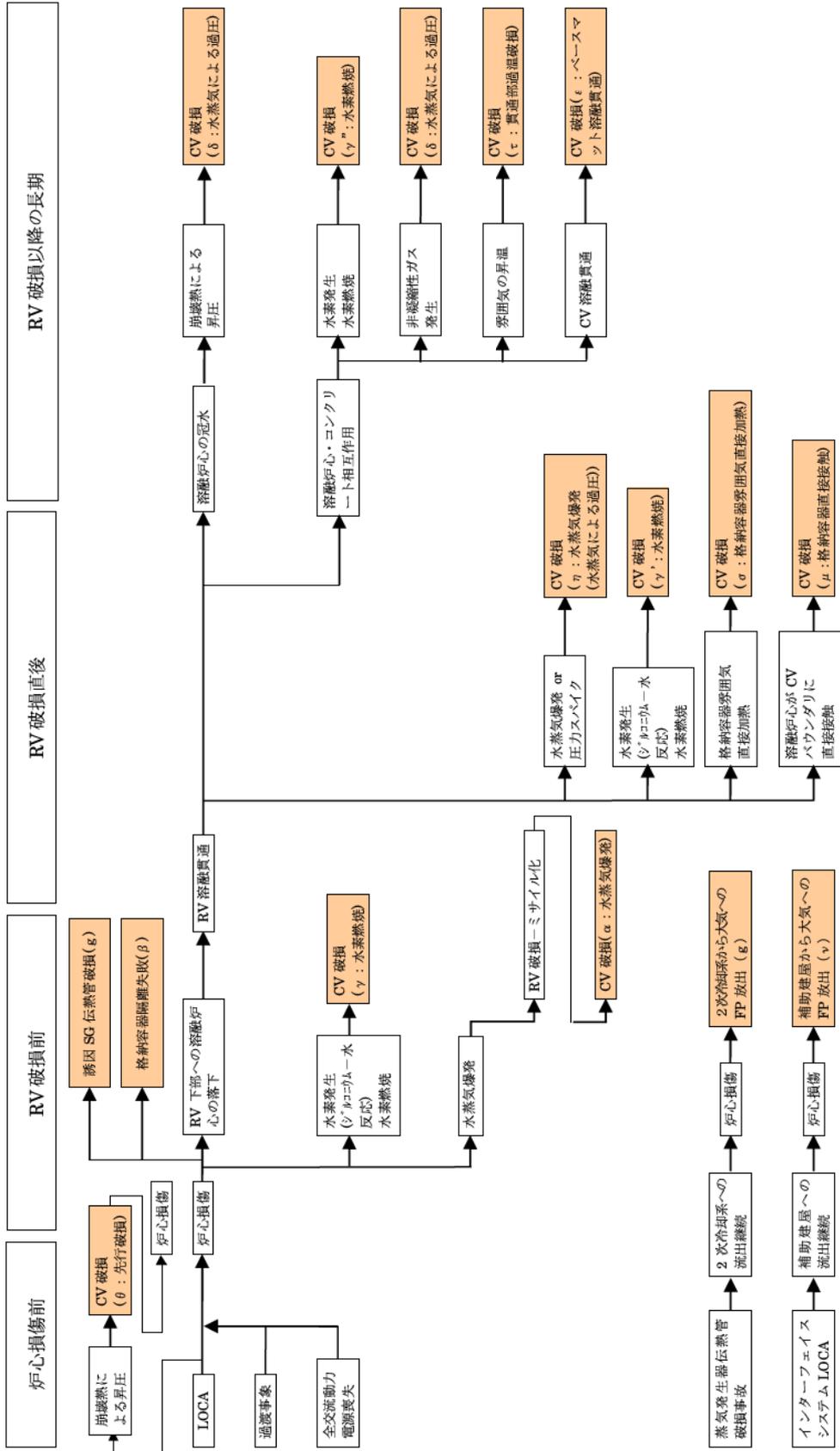
第 2.1.1.b-1 図 レベル1. 5 PRA用のレベル1 PRA イベントツリー

(1/2)

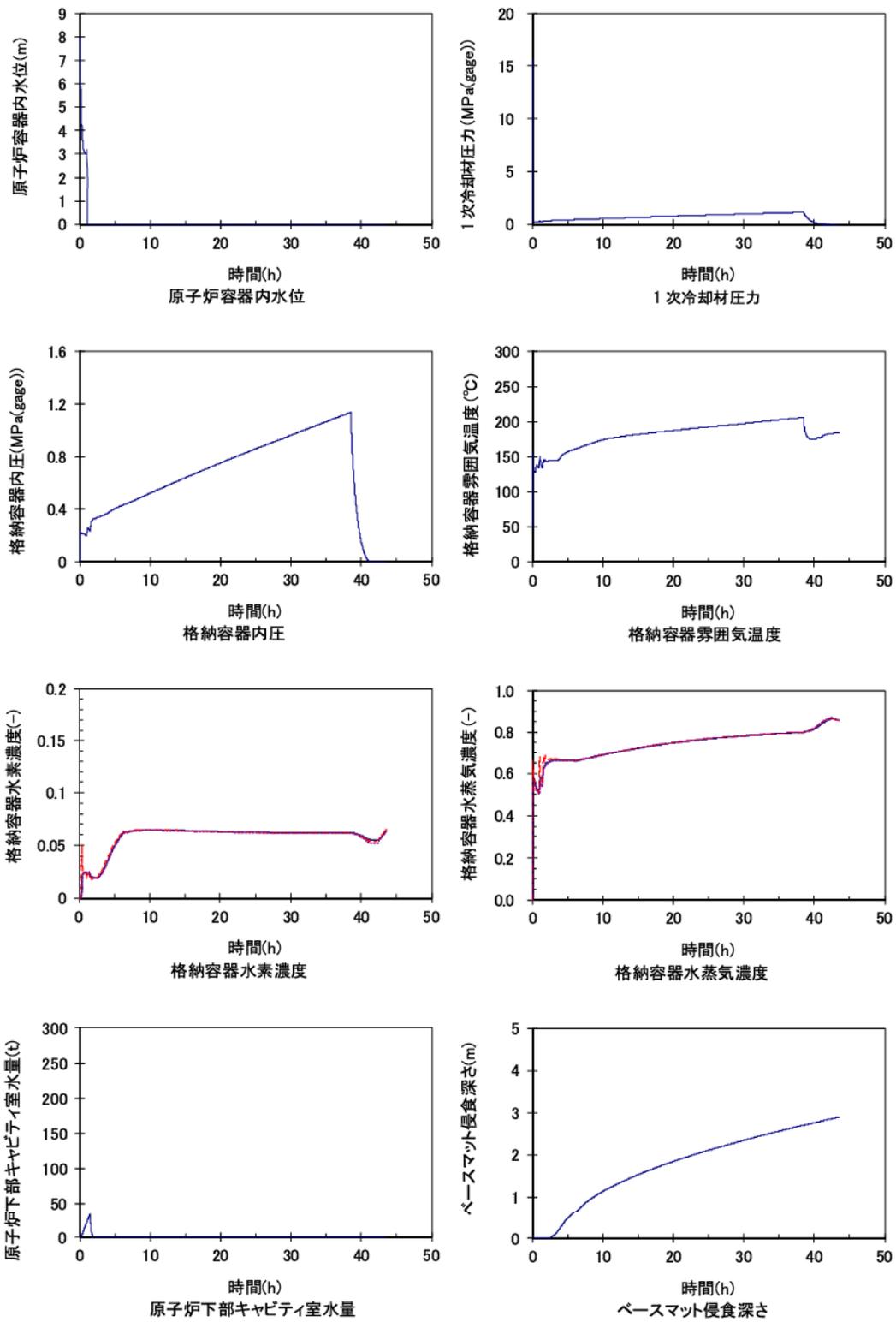


第 2.1.1.b-1 図 レベル 1. 5 PRA 用のレベル 1 PRA イベントツリー

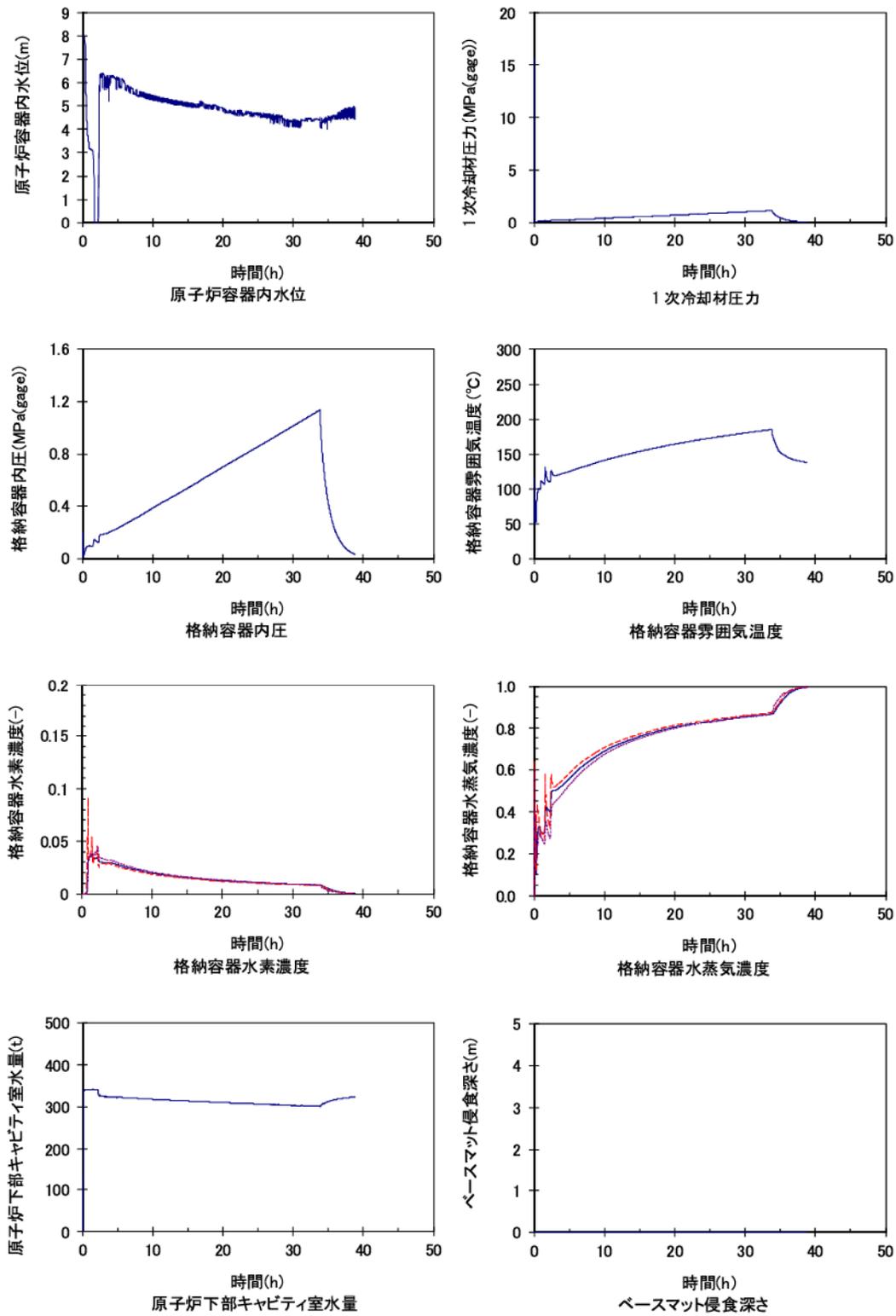
(2/2)



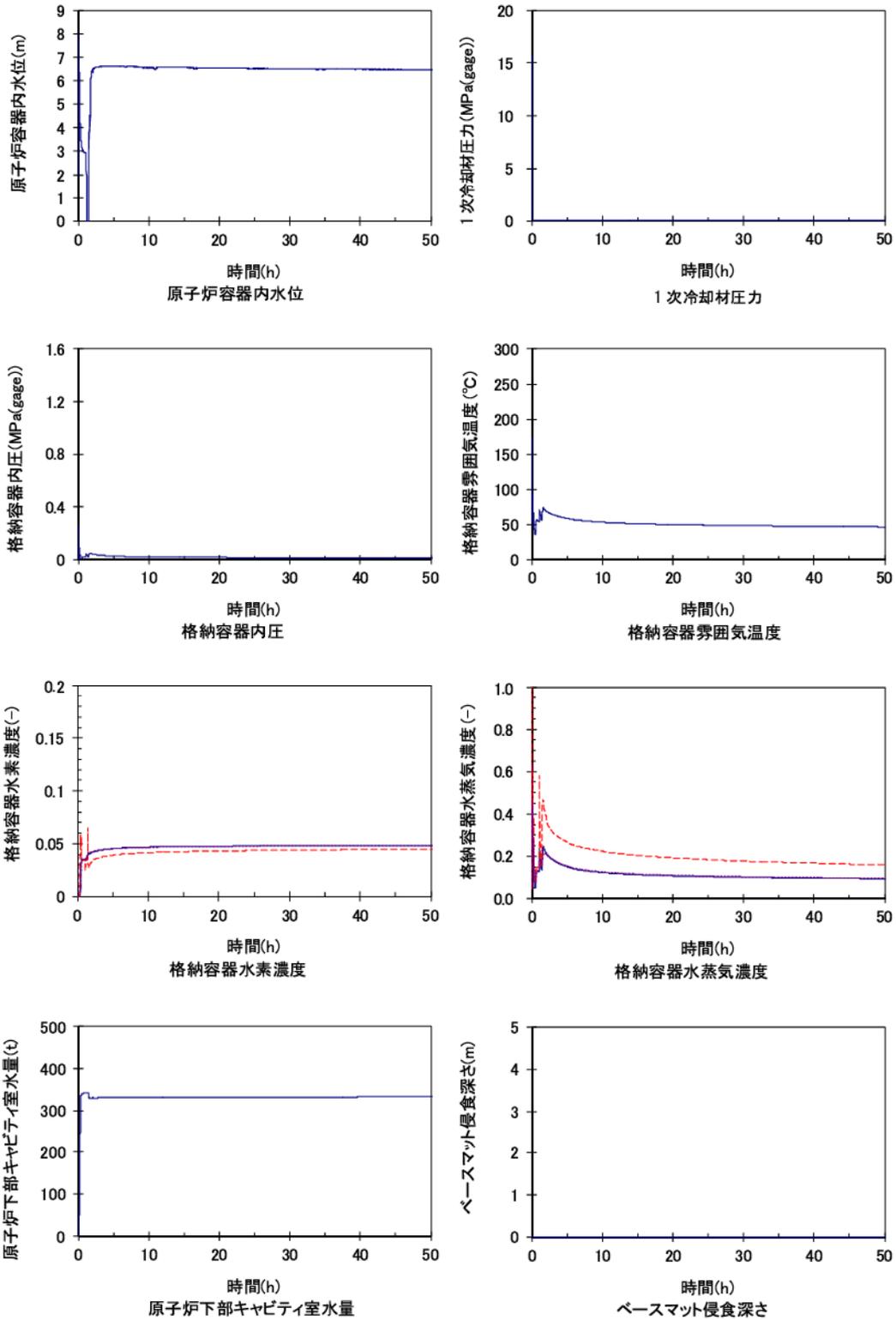
第 2.1.1.c-1 図 PWRのシビアアクシデントで考えられる事故進展



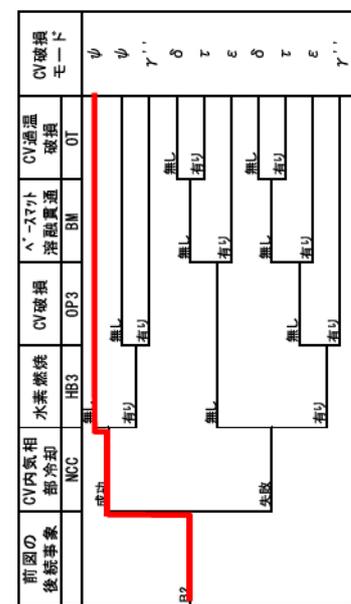
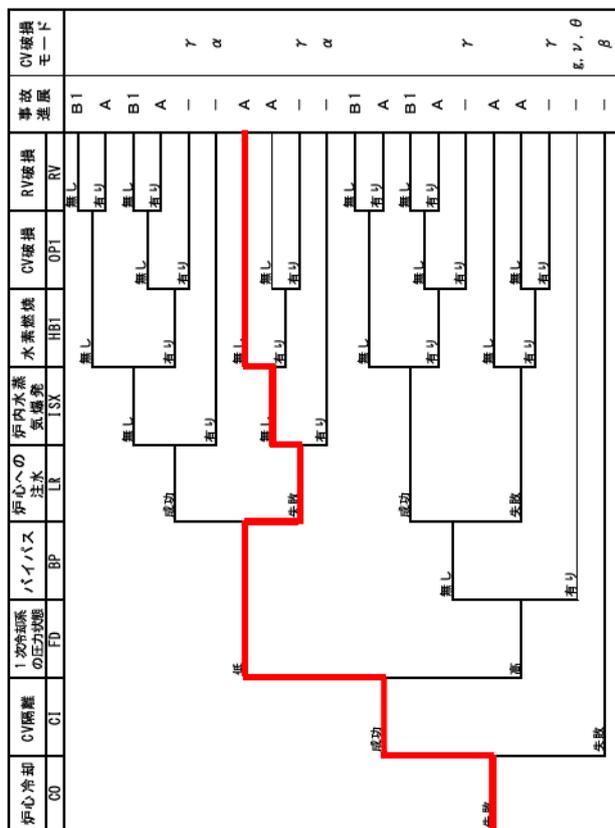
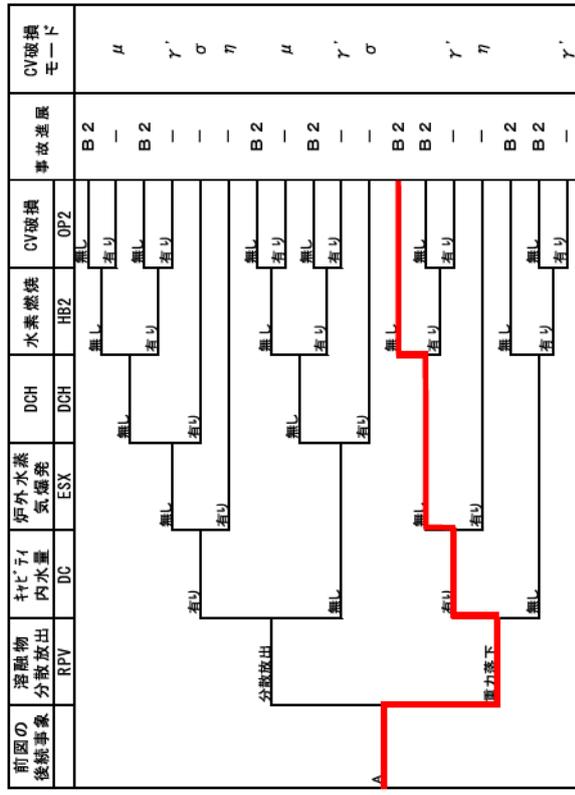
第 2.1.1.e-1 図 代表的な物理量の時間変化 (AED)



第 2.1.1.e-3 図 代表的な物理量の時間変化 (AEW)



第 2.1.1.e-5 図 代表的な物理量の時間変化 (A E I)

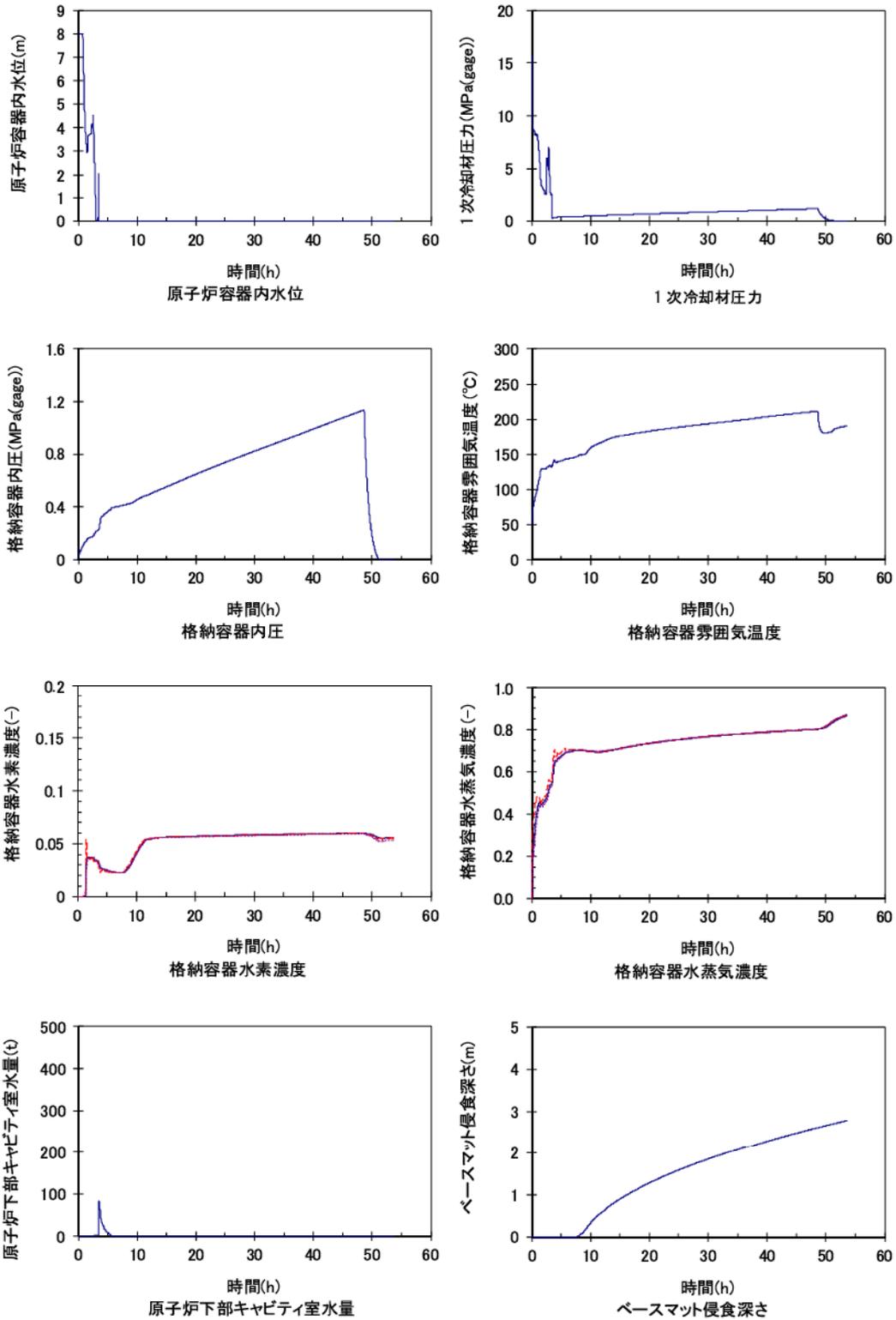


(注1) 事故進展の一は、その時点での格納容器破損を意味する。
 格納容器破損モード:
 α=原子炉容器内での水蒸気爆発による破損
 β=原子炉容器内での水蒸気爆発による格納容器過圧破損
 γ, γ', γ''=水素燃焼または水素燃焼による格納容器過圧破損
 δ=水素燃焼・非凝縮性ガス蓄積による運動的過圧による破損
 ε=溶融炉心・炉心破片相互作用によるベントリット・溶融物通過による格納容器内での水蒸気爆発による破損
 ζ=水素燃焼による運動的過圧による格納容器先行破損
 η=格納容器内の水蒸気爆発または水蒸気スライフによる破損
 θ=格納容器内水蒸気爆発による格納容器破損
 ρ=格納容器内水蒸気爆発後の炉心・溶融物による格納容器バリエーション
 σ=溶融炉心・溶融物による格納容器破損
 τ=赤熱炉心・溶融物による格納容器破損
 υ=赤熱炉心・溶融物による格納容器破損
 φ=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

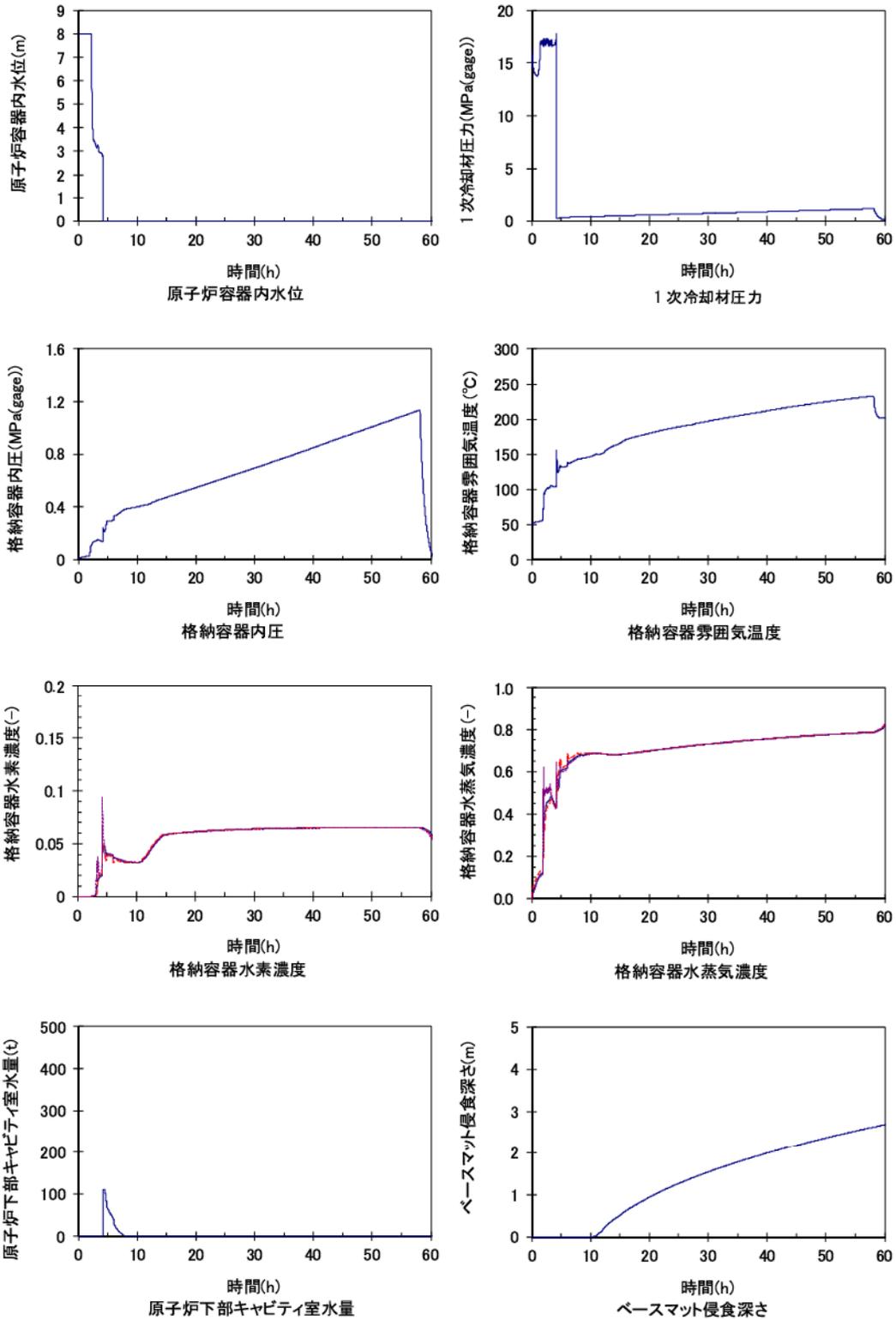
(注2) 事故進展の一は、その時点での格納容器破損を意味する。
 格納容器破損モード:
 α=原子炉容器内での水蒸気爆発による破損
 β=原子炉容器内での水蒸気爆発による格納容器過圧破損
 γ, γ', γ''=水素燃焼または水素燃焼による格納容器過圧破損
 δ=水素燃焼・非凝縮性ガス蓄積による運動的過圧による破損
 ε=溶融炉心・炉心破片相互作用によるベントリット・溶融物通過による格納容器内での水蒸気爆発による破損
 ζ=水素燃焼による運動的過圧による格納容器先行破損
 η=格納容器内の水蒸気爆発または水蒸気スライフによる破損
 θ=格納容器内水蒸気爆発による格納容器破損
 ρ=格納容器内水蒸気爆発後の炉心・溶融物による格納容器バリエーション
 σ=溶融炉心・溶融物による格納容器破損
 τ=赤熱炉心・溶融物による格納容器破損
 υ=赤熱炉心・溶融物による格納容器破損
 φ=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: 原子炉容器破損あり
 B1: 原子炉容器破損無し
 B2: 原子炉容器破損あり

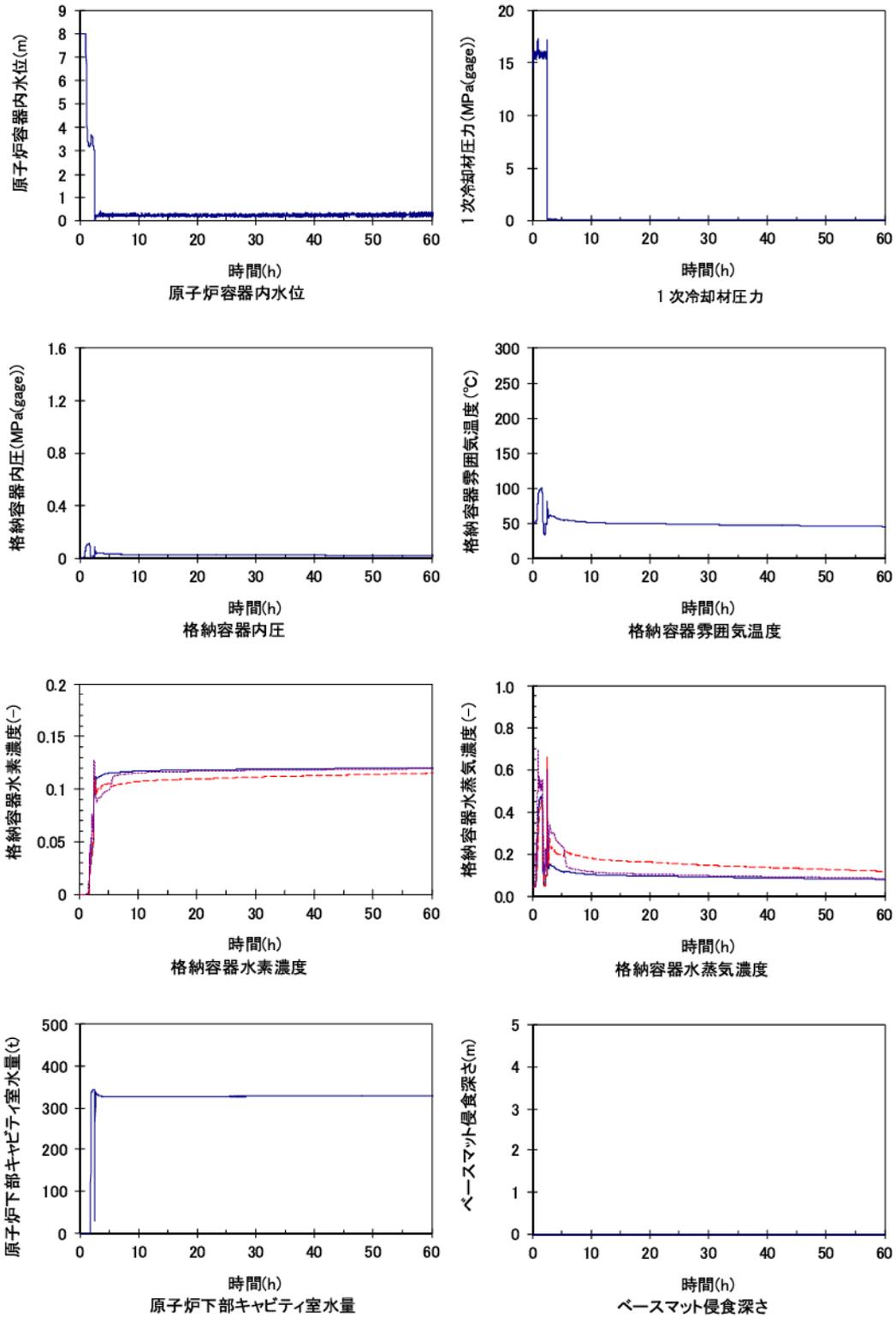
第 2.1.1.e-6 図 代表シーケンスにおける事故進展例 (A E I)



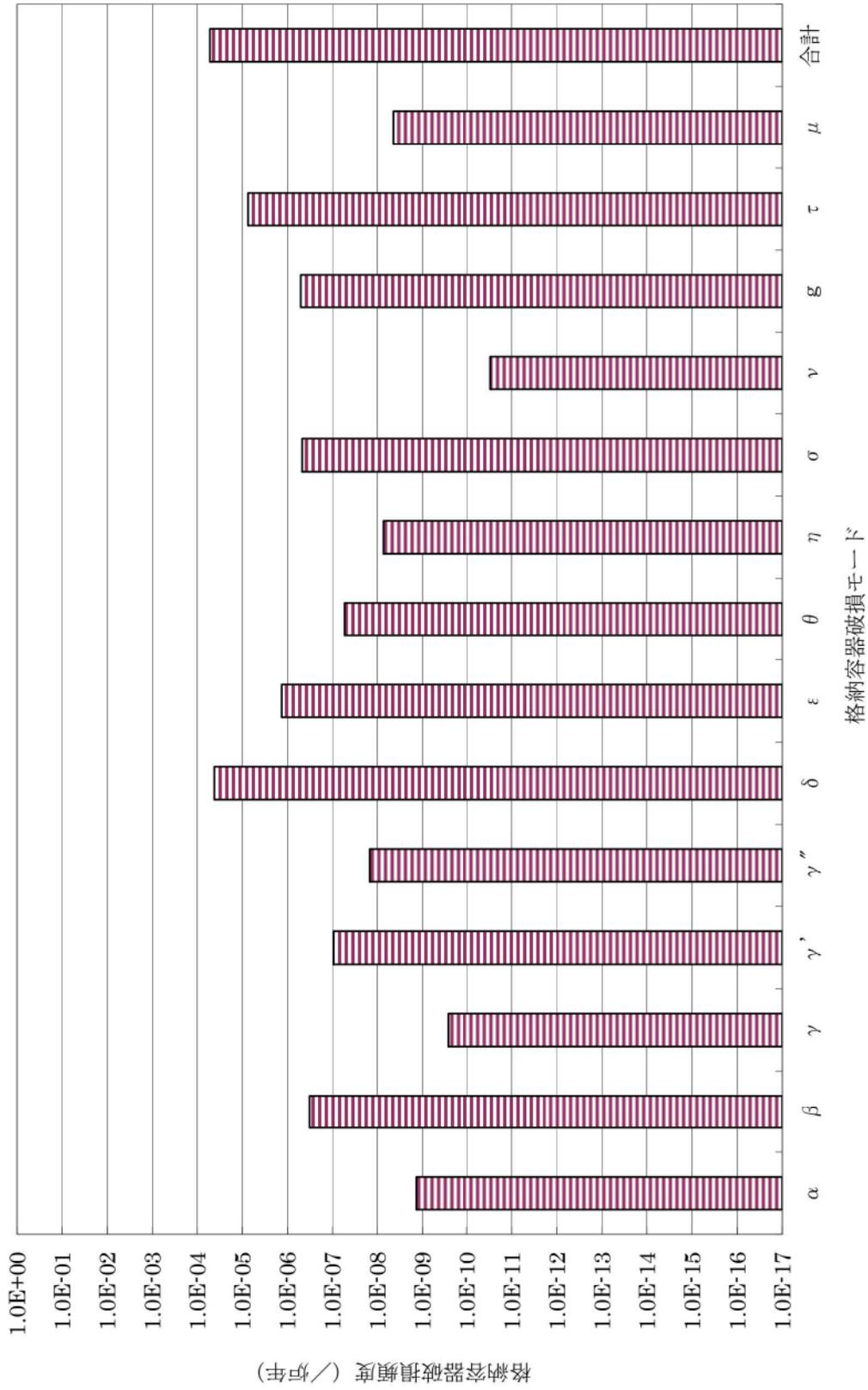
第 2.1.1.e-7 図 代表的な物理量の時間変化 (S E D)



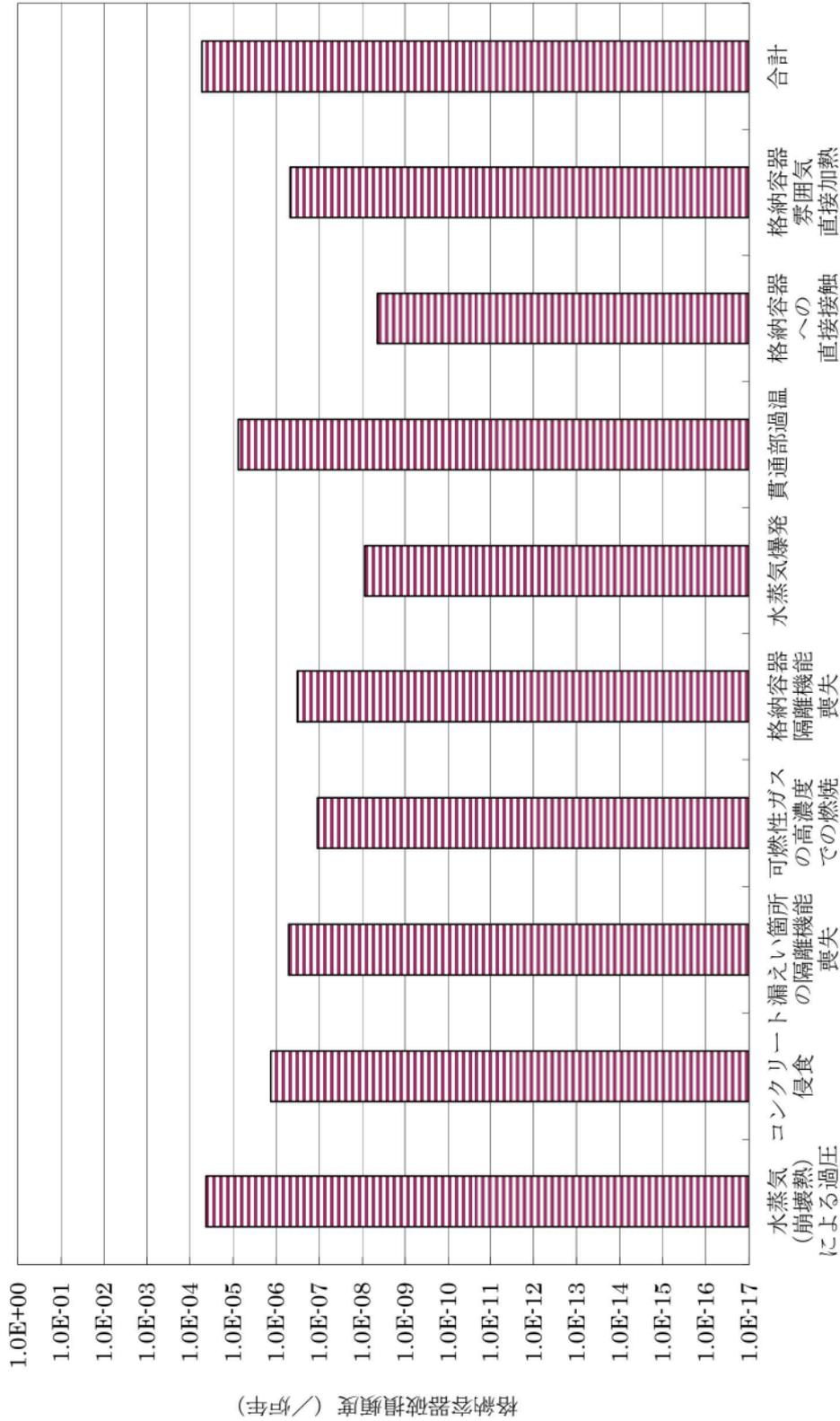
第 2.1.1.e-9 図 代表的な物理量の時間変化 (TED)



第 2.1.1.e-11 図 代表的な物理量の時間変化 (T E I)

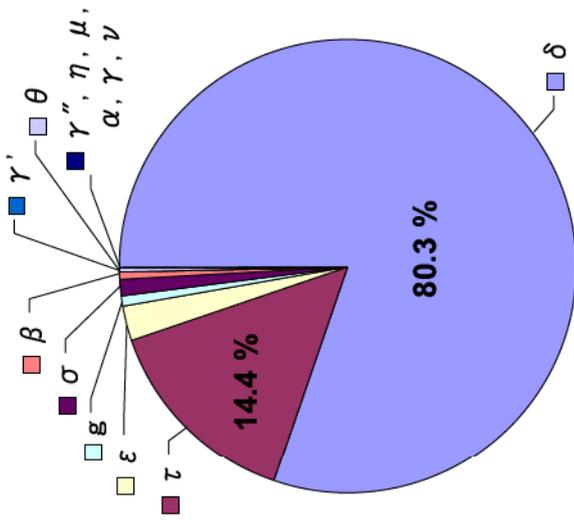


第 2.1.1.f-1 図 格納容器破損モード別格納容器破損頻度

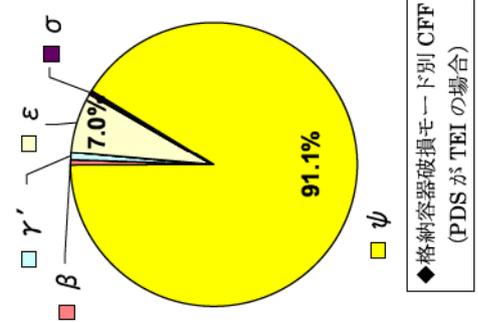
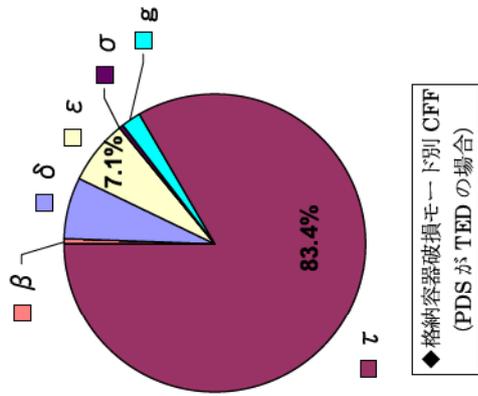
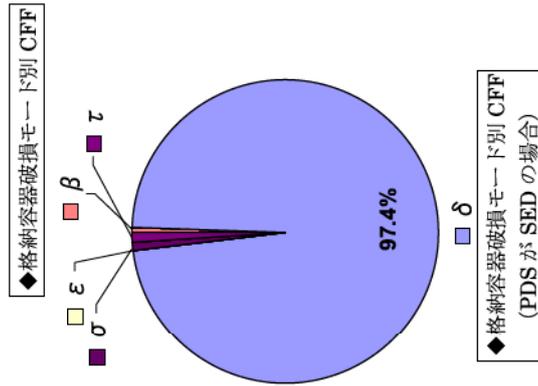


格納容器破損カテゴリ

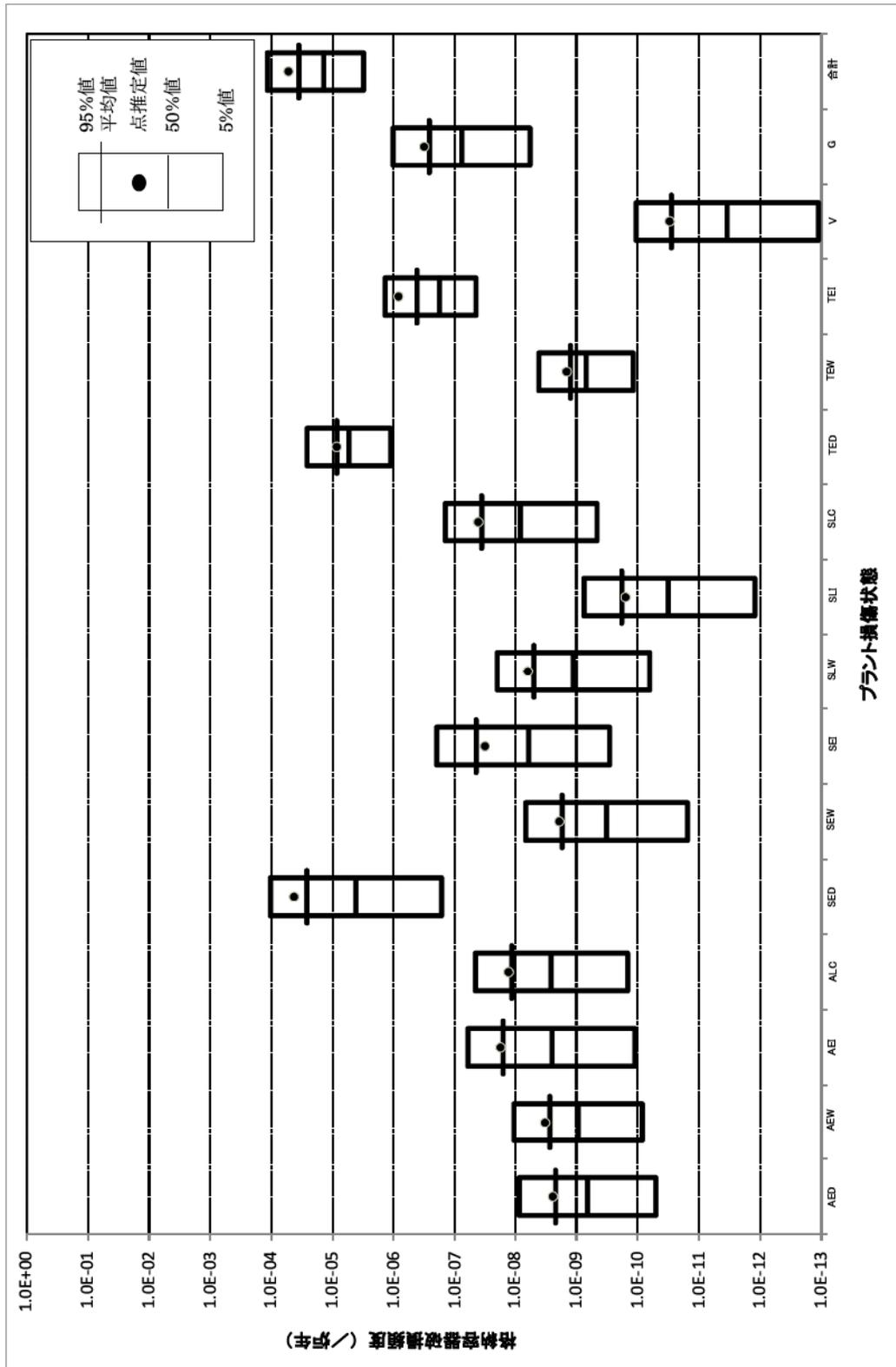
第 2.1.1.f-2 図 格納容器破損カテゴリ別格納容器破損頻度



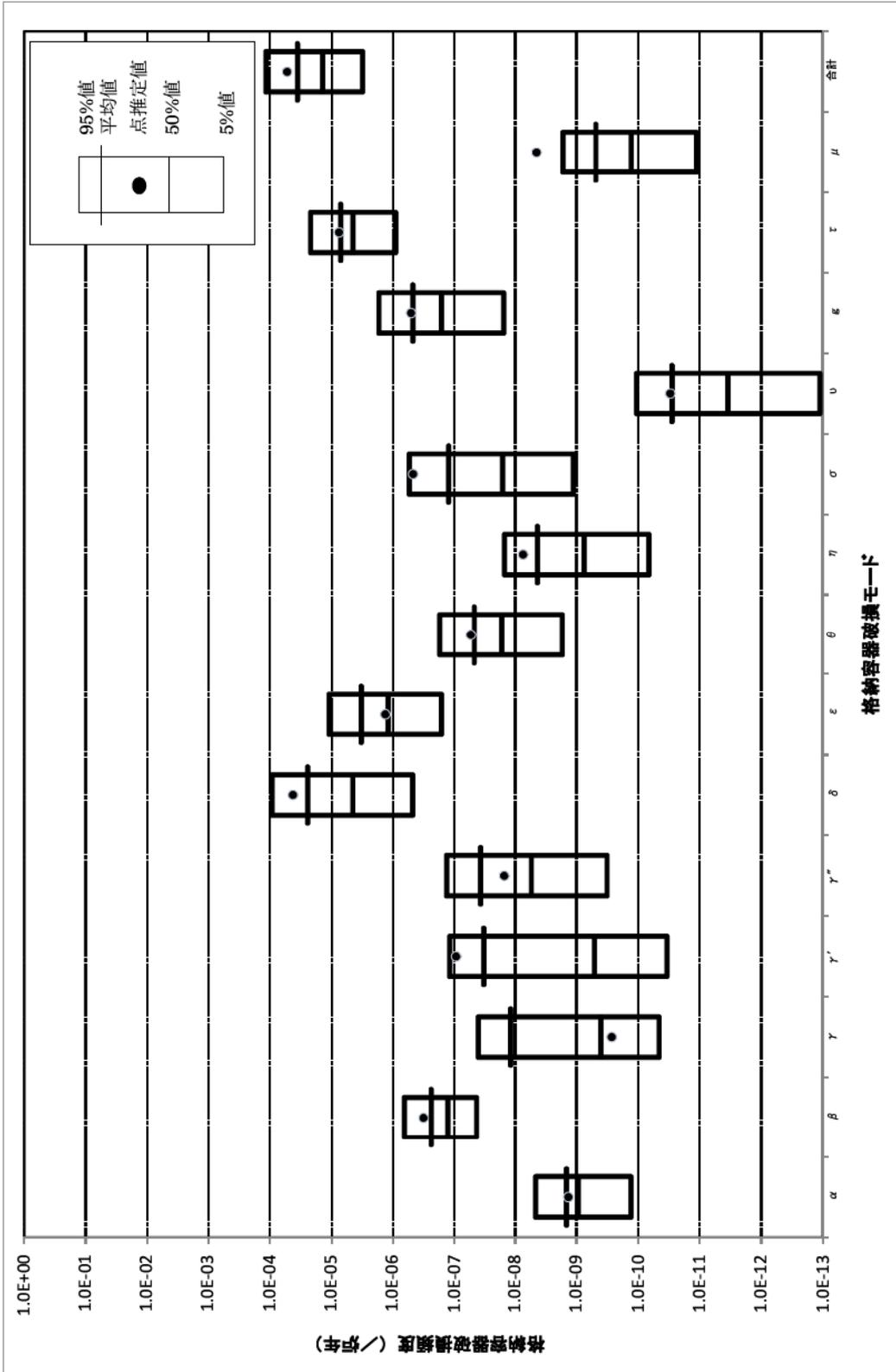
破損モード別	格納容器破損頻度 (1/短年)	割合
δ (水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損)	4.2E-05	80.3%
τ (過温破損)	7.6E-06	14.4%
ε (ベースマウント溶融貫通)	1.3E-06	2.5%
g (蒸気発生器伝熱管破損)	5.1E-07	1.0%
σ (格納容器雰囲気直接加熱)	4.7E-07	0.9%
β (格納容器隔離失敗)	3.2E-07	0.6%
γ' (水素燃焼 (原子炉容器破損直後))	9.4E-08	0.2%
θ (水蒸気蓄積による格納容器先行破損)	5.4E-08	0.1%
γ'' (水素燃焼 (原子炉容器破損後長時間経過後))	1.5E-08	0.0%
η (原子容器外水蒸気爆発)	7.4E-09	0.0%
μ (溶融物直接接触)	4.4E-09	0.0%
α (原子炉容器内水蒸気爆発)	1.4E-09	0.0%
γ (水素燃焼 (原子炉容器破損以前))	2.7E-10	0.0%
ν (インターフェイスシステムLOCA)	3.0E-11	0.0%
合計	5.3E-05	100.0%



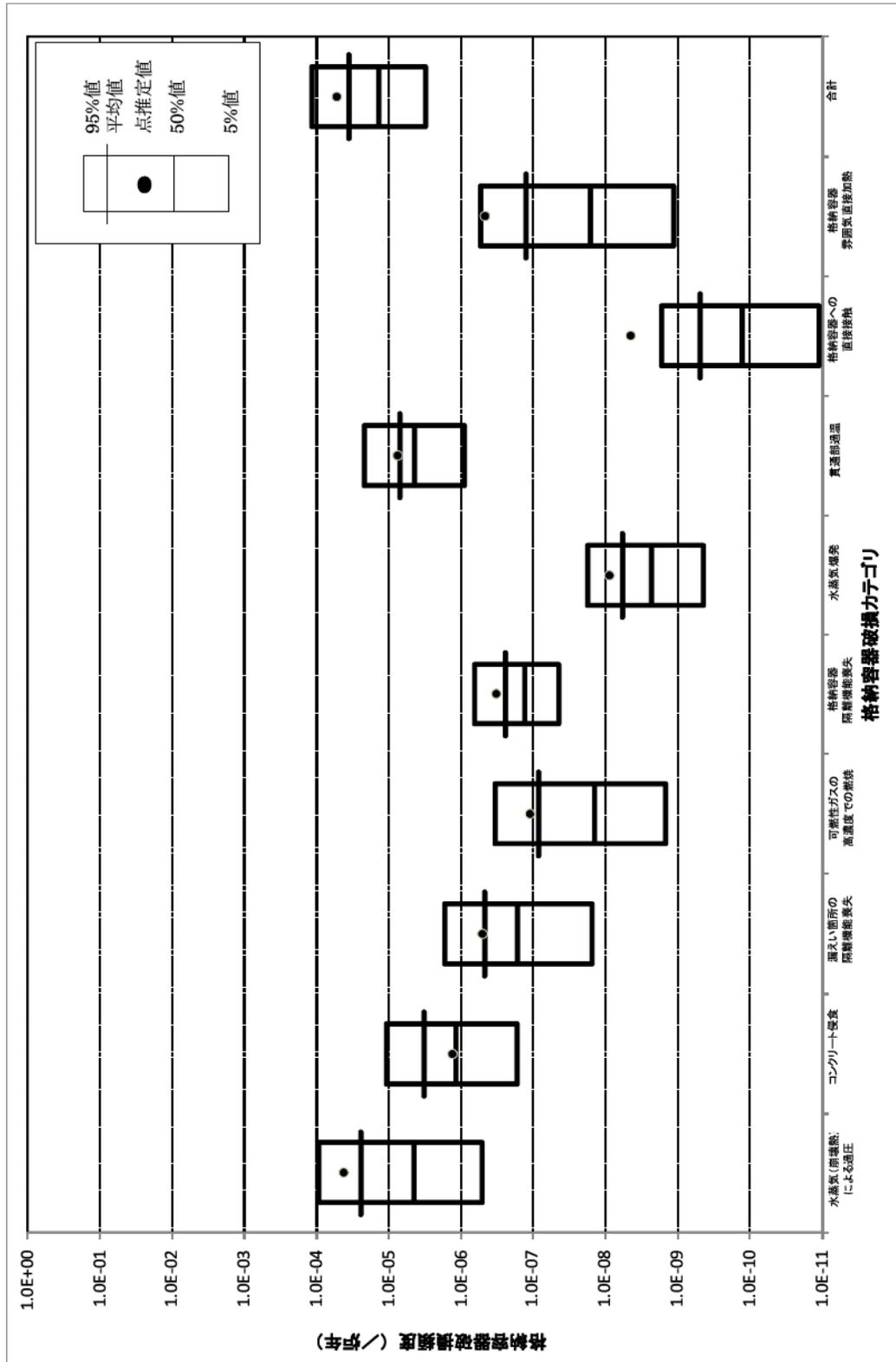
第 2.1.1.f-3 図 主要な PDS における格納容器破損モード別格納容器破損頻度割合



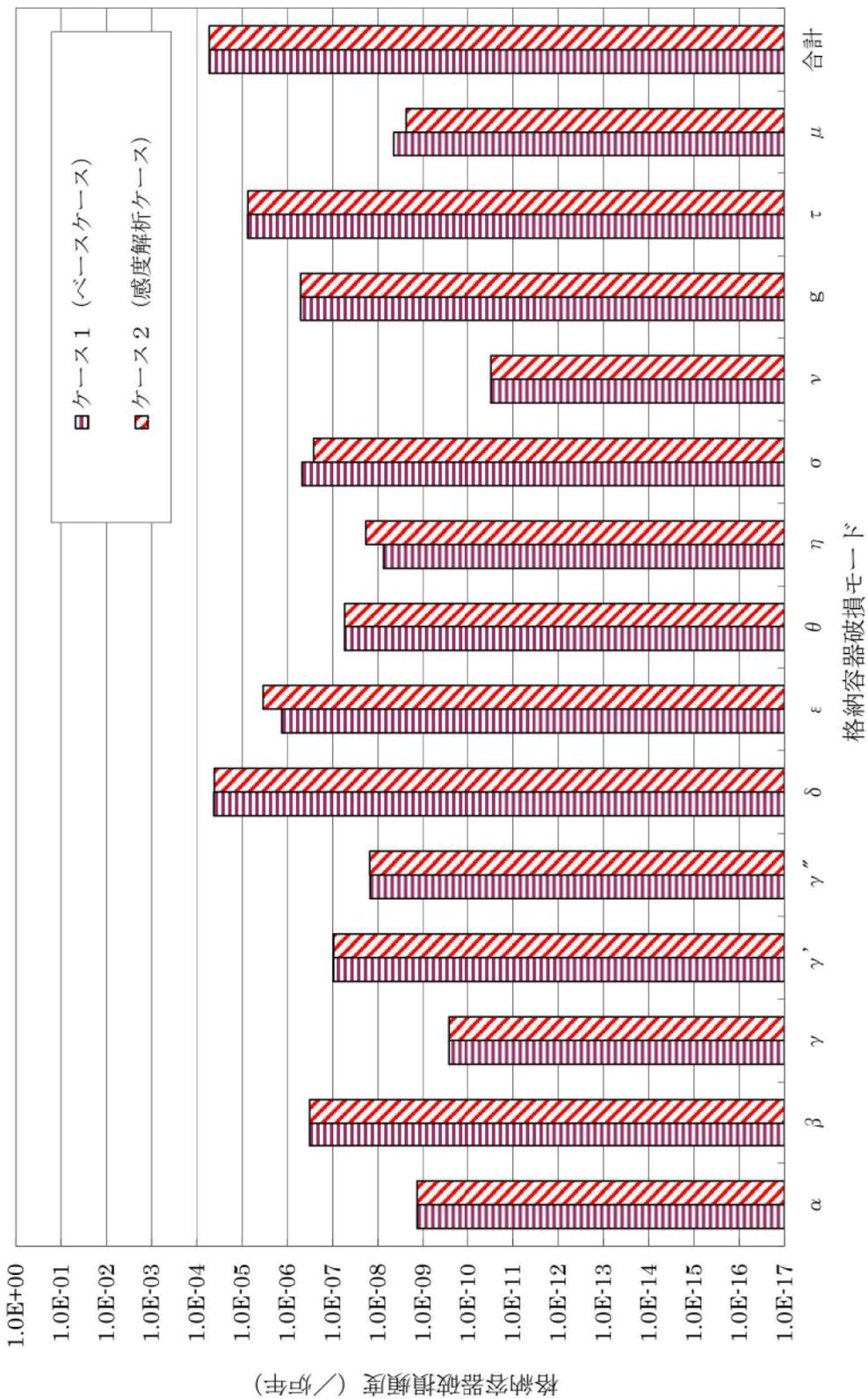
第 2.1.1.g-1 図 プラント損傷状態別格納容器破損頻度不確実さ解析



第 2.1.1.g-2 図 格納器破損モード別格納器破損頻度不確実さ解析



第 2.1.1.g-3 図 格納容器破損カテゴリ別格納容器破損頻度不確実さ解析



第 2.1.1.g-4 図 格納容器破損モード別格納容器破損頻度

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

追補 2. II

原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価

目 次

	頁
1. はじめに	1
2. 評価温度及び圧力の設定	1
3. 健全性確認	1
(1) 評価対象	1
(2) 機能喪失要因	2
(3) 評価方法	3
第 1 図 評価方法による評価対象機器の分類	5
第 1 表 評価対象機器の分類及び評価内容	6
(4) 評価結果の概要	7
a. 原子炉格納容器本体	7
b. 機器搬入口	9
c. エアロック	11
d. 配管貫通部	14
e. 電線貫通部	18
f. 原子炉格納容器隔離弁	19
4. 結論	20
第 2 図 原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図	21
第 2 表 評価結果まとめ	25

1. はじめに

大飯発電所3号炉及び4号炉の重大事故等対策の有効性評価において、原子炉格納容器の評価温度及び圧力をそれぞれ200℃、2Pd（0.78MPa[gage]、Pd：最高使用圧力（0.39MPa[gage]））としていることから、以下にその根拠と妥当性を示す。

2. 評価温度及び圧力の設定

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

有効性評価における原子炉格納容器雰囲気温度の最高値は約144℃、原子炉格納容器圧力の最高値は約0.43MPa[gage]であり、その後温度及び圧力は緩やかに低下する。

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

（大飯発電所3号炉及び4号炉 原子炉格納容器 最高使用温度：144℃ 最高使用圧力：0.39MPa[gage]）

3. 健全性確認

(1) 評価対象

放射性物質の閉じ込め機能を確保するためには、200℃、2Pdの環境下で原子炉格納容器本体、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指摘されている原子炉格納容器に設置されるフランジ部等のシール部についても、200℃、2Pdの環境下での機能維持を確認する必要がある。

このことから原子炉格納容器本体のほかに、200℃、2Pdの環境下で原子炉格納容器の変位荷重等の影響により、構造上、リークパスになる可能性がある開口部及び貫通部の構成品並びにガスケットの劣化及びシート部の変形に伴いリークパスになる可能性があるシール部が評価対象

となり、以下の原子炉格納容器バウンダリ構成部を評価する。

- a. 原子炉格納容器本体（コンクリート部、ライナ）
- b. 機器搬入口
- c. エアロック
- d. 配管貫通部
 - (a) 固定式配管貫通部
 - ・ 貫通配管
 - ・ スリーブ
 - ・ 端板
 - ・ 閉止フランジ
 - ・ 閉止板
- e. 電線貫通部
 - ・ 本体
 - ・ 端板
 - ・ モジュール
- f. 原子炉格納容器隔離弁

(2) 機能喪失要因

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

- a. 原子炉格納容器本体（コンクリート部、ライナ）
 - 延性破壊
- b. 機器搬入口
 - 延性破壊、座屈（構造部）、変形、高温劣化（シール部）
- c. エアロック
 - 延性破壊（構造部）、変形、高温劣化（シール部）

d. 配管貫通部

(a) 固定式配管貫通部

- ・ 貫通配管
延性破壊
- ・ スリーブ
延性破壊
- ・ 端板
延性破壊
- ・ 閉止フランジ
延性破壊（フランジ）、シール能力不足（ガスケット）
- ・ 閉止板
延性破壊

e. 電線貫通部

- ・ 本体、端板
延性破壊
- ・ モジュール
付着力低下（エポキシ樹脂）、変形（Oリング）

f. 原子炉格納容器隔離弁

変形（弁箱、弁体、ゴム系シール材）

(3) 評価方法

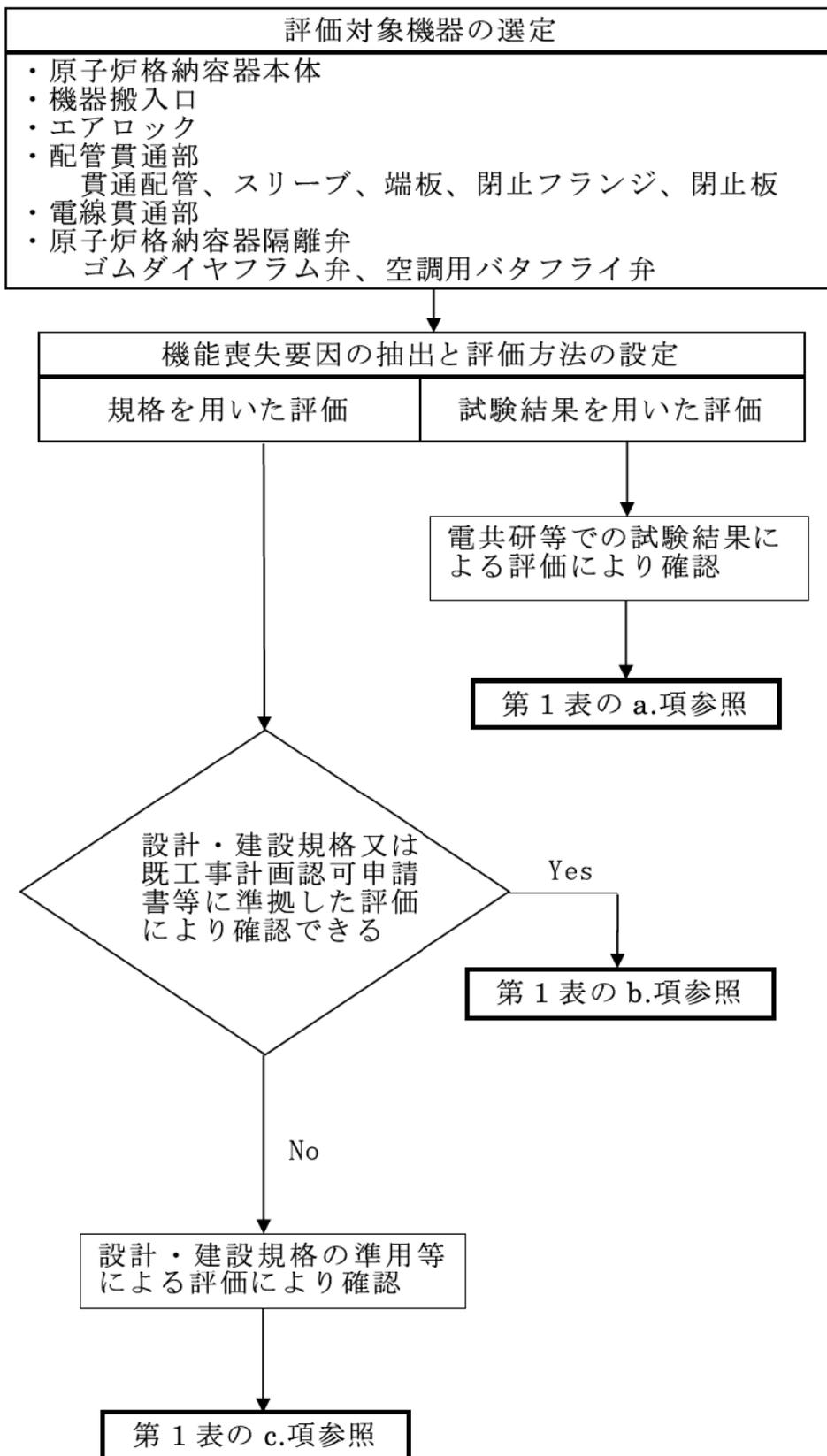
構造健全性及びシール部の機能維持について、各設備に対し放射性物質の閉じ込め機能を確保できる判断基準を設定し、以下のいずれかの方法により評価し、200℃、2Pd の環境下での健全性及び機能維持を確認する。

- a. 電力会社等による共同研究（以下「電共研」という。）等での試験結果による評価
- b. 「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。) 又は既工事計画認可申請書等に準拠した
評価

c. 設計・建設規格の準用等による評価

評価方法による評価対象機器の分類は第 1 図及び第 1 表参照。



第 1 図 評価方法による評価対象機器の分類

第 1 表 評価対象機器の分類及び評価内容

評価に用いた手法	評価対象機器	想定される機能喪失要因	評価方法の概要	判定基準
a.	原子炉格納容器	延性破壊	実機を模擬した検証を行った上で、有限要素法を用いた弾塑性解析結果により鉄筋、テンドン及びライナの歪を評価。	ライナ、テンドン、鉄筋の引張試験等の結果より設定した判定値を満足する。
	機器搬入口(シール部)	変形、高温劣化	シール部の隙間評価結果及びガスケットに基づき評価を実施。	漏えいなし。
	エアロック(シール部)	変形、高温劣化	シール部の隙間評価結果及びガスケットに基づき評価を実施。	漏えいなし。
	電線貫通部(シール部)	エポキシ樹脂附着力低下 Oリング変形	実機を模擬した検証試験により評価。	漏えいなし。
	ゴムダイヤフラム弁(シール部)	変形	EPゴムの材料加速試験結果に基づいて健全性を確認。また、空調用パタフライ弁の蒸気漏えい試験により確認	漏えいなし。
b.	空調用パタフライ弁	変形	蒸気漏えい試験により評価	漏えいなし。
	貫通配管	延性破壊	代表配管について、原子炉格納容器変位に伴う曲げ荷重の作用による強度評価を、設計・建設規格 PPC-3530 に準拠し、既工事計画認可申請書で実績のある手法で評価を実施。	PPC-3530 の許容値を満足する。
	端板	延性破壊	既工事計画認可申請書で実績のある設計・建設規格 PVE-3410 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。	PVE-3112 の許容値(3S)を満足する。
	閉止板	延性破壊	既工事計画認可申請書で実績のある設計・建設規格の PVE-3410 に準拠し、200℃、2Pd に対する必要板厚を算定。	設計上の厚さが必要板厚を上回る
	電線貫通部(構造部)	延性破壊	①構造部(本体及び端板)について、設計・建設規格 PVE-3230 及び 3410 に準拠し、必要板厚を算定。 ②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・許容応力の換算により評価。	①設計上の厚さが必要板厚を上回る。 ②発生応力が許容値を満足する。
c.	ゴムダイヤフラム弁	変形	ゴムダイヤフラム弁の強度評価を、設計・建設規格に規定されている許容圧力を基に評価を実施。	2Pd が 200℃における許容圧力以下。
	機器搬入口	①座屈(蓋) ②延性破壊(取付部、ボルト)	①蓋板の座屈について機械工学便覧評価式に基づき許容圧力を算定。 ②原子炉格納容器の歪による強制変位が顕著に作用する取付部について既工事計画認可申請書等と同様のモデルにより発生する応力強さ(一次二次応力)が 200℃における設計引張強さ(Su)以下であることを確認。また、ボルトについて機器搬入口のフランジ部をモデル化し評価した結果より発生応力が 300℃における設計引張強さ(Su)以下であることを確認。	①蓋板において許容圧力が 2Pd を上回る。 ②Su (設計引張強さ) 以下。
	エアロック	延性破壊	①原子炉格納容器の歪による強制変位が顕著に作用する取付部について既工事計画認可申請書等と同様のモデルにより発生する応力強さ(一次二次応力)が 200℃における設計引張強さ(Su)以下であることを確認。 ②既工事計画認可申請書の評価結果のうち最も厳しい隔壁の耐圧性能について、応力は圧力に比例することから、当該評価結果を使用して許容応力値が発生する時の圧力を算定。	①Su (設計引張強さ) 以下。 ②隔壁の $2/3Su \times \alpha$ (形状係数)相当の許容応力が発生する時の圧力が 2Pd を上回る。
	スリーブ	延性破壊	代表スリーブについて、原子炉格納容器内圧及び配管からの荷重による応力を既工事計画認可申請書で評価実績のある方法で算定し、許容値は設計・建設規格及びコンクリート製原子炉格納容器規格を準用する。	発生応力が 200℃における左記許容値を下回る。
	閉止フランジ	①延性破壊(フランジ) ②シール能力不足(ガスケット)	①レーテイング設計の耐圧能力を確認。 ②シールするために必要な締付圧力により必要圧縮量の評価を実施。 ガスケットに対する放射線の影響及び熱劣化の評価を実施。	①レーテイング設計の耐圧能力が 2Pd を上回る。 ②管理圧縮量が必要圧縮量を上回る。 材質の放射線劣化及び耐温度。

(4) 評価結果の概要

a. 原子炉格納容器本体

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

(a) コンクリート部

プレストレストコンクリート製格納容器は、コンクリート部（鉄筋コンクリート、テンドン（鋼線））、ライナ（ライナプレート）からなる構造であり、内圧の上昇に対しては主に鉄筋、テンドンが荷重を負担し、ライナで気密性を確保する。

ライナ（ライナプレート）はライナアンカによってコンクリート部に定着され、コンクリート部分の変形およびコンクリートとの温度差や線膨張係数の差により強制されるようなひずみに対して漏えいを生じることなく追従できる変形性能を有している。

評価にあたっては、このような複雑な構造のため、有限要素法を用いた弾塑性解析を用いる。ただし、解析により限界挙動を評価した実績がないため、実験による検証を行ったうえで、解析評価により限界圧力を算出する。

許容値については、実験により構造特性を評価しており、コンクリート部が限界ひずみに対し過大な塑性変形が引き起こされない判定値（テンドン：1.0%、鉄筋コンクリート：1.5%）に達しないことを確認する。すなわち、テンドン及び鉄筋コンクリートに発生する歪が、それぞれ 1.0%、1.5%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。

この有限要素法による評価では、大飯発電所3号炉及び4号炉の原子炉格納容器のコンクリート部の歪は200℃、2Pdにおいて、テンドン：0.6%、鉄筋コンクリート：0.16%で許容値以下であり、許容圧力は2Pd以上（℃、Pdにおいても破断しない結果）であった。

なお、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、保守的な評価事例を確認した結果、最も早く破断するのはテンドン（円筒部の一般部）で2.6～2.7Pdであり、200℃、2.5Pd以上の耐圧性能を有すると結論づけられている。

(b) ライナ

プレストレストレストコンクリート製格納容器は、耐圧性能をコンクリート部（主に鉄筋、テンドン）で、気密性をライナで主に担保する複合構造である。また、ライナはライナアンカを介してコンクリート部に一体化されている。また、鉄筋コンクリート構造にテンドンの締付け力が付加されるため、耐圧性能は大きく向上する。例えば、200℃、2Pd時点における、鉄筋及びテンドンの変形が弾性域内であるなど、変形の拘束効果も極めて高い。そのため、コンクリートと一体化して挙動するライナの変形は大きく抑制され、高い気密性維持が可能となる。

評価にあたっては、このような複雑な構造のため、有限要素法を用いた弾塑性解析を用いる。ただし、解析により限界挙動を評価した実績がないため、実験による検証を行ったうえで、解析評価により限界圧力を算出する。

許容値については、実験により構造特性を評価しており、ライナが限界ひずみに対し過大な塑性変形が引き起こされない判定値（ライナ：10%）に達しないことを確認する。すなわち、ライナに発生する歪が、10%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。

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

有限要素法による評価では、大飯発電所 3 号炉及び 4 号炉の原子炉格納容器のライナの歪は 200℃、2Pd において約 6%で許容値以下であり、許容圧力は 2Pd 以上 ℃、Pd においてもライナは破断しない結果) であった。

以上のことから、大飯発電所 3 号炉及び 4 号炉の原子炉格納容器本体は 200℃、2Pd の環境下において構造健全性は維持され、放射性物質の閉じ込め機能は確保される。

b. 機器搬入口

機器搬入口は、フランジ付の胴板が原子炉格納容器の貫通部に固定され、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た構造になっている。

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℃、2Pd を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないことから、脆性破壊及び疲労破壊は評価対象外と考えることができる。

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円筒部の内圧変形に伴う強制変位が作用する。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℃、2Pd の環境下での健全性を確認した。

(a) 本体

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

機器搬入口は、原子炉格納容器内圧により発生する原子炉格納容器円筒部の内圧変形に伴う強制変位が作用することから、強制変位による影響が顕著に作用する胴取付部について評価を実施した。また、外周囲をコンクリートに支持された機器搬入口の胴板は、自身の熱膨張とコンクリートの熱膨張差により応力が生じることから、これらも考慮し、既工事計画許可申請書と同様のモデルにより、応力評価を行い、 200°C 、 2Pd における健全性を確認した。

ここで、設計・建設規格における一次応力強さの許容値は、材料の種類及び温度ごとに材料試験（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（原子炉冷却材喪失事故を想定）に保証を与える目的で応力評価を行う設計・建設規格の供用状態 D の許容応力は、鋼材の究極的な強さを基に、弾性計算により塑性不安定現象の評価を行うことへの理論的安全裕度を考慮して定めたものであるのに対し（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°C における設計引張強さ）を適用することは妥当である。

さらに、構造不連続部には二次応力が発生することから、一次応力とあわせて一次＋二次応力の評価を保守的に実施し、許容値を設

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

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

(b) シール機能

・フランジ部

大飯発電所 3 号炉及び 4 号炉の機器搬入口をモデル化した解析から、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、漏えいが無いとされる隙間以下であることを確認した。また、ボルトが健全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を模擬した試験結果から 200°C 、 $2Pd$ での健全性を確認した。

c. エアロック

エアロックは、円筒胴が原子炉格納容器の貫通部に固定されており、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。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°C 、 $2Pd$ を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し

荷重が作用しないこと、有意な圧縮力がエアロックに生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び座屈は評価対象外と考えることができ、高温状態で原子炉格納容器内圧を受けるため、過度な塑性変形に伴う延性破壊が機能喪失要因として想定される。そのため、エアロック本体の塑性変形に伴う延性破壊、また、扉の変形及びシール材の高温劣化によるシール機能の低下が考えられる。このため、下記のとおり 200℃、2Pd の環境下での健全性を確認した。

(a) 本体

エアロックは、原子炉格納容器内圧により発生する原子炉格納容器円筒部の内圧変形に伴う強制変位が作用することから、強制変位による影響が顕著に作用する胴取付部について評価を実施した。また、外周囲をコンクリートに支持されたエアロックの胴板は、自身の熱膨張とコンクリートの熱膨張差により応力が生じることから、これらも考慮し、既工事計画許可申請書と同様のモデルにより、応力評価を行い、200℃、2Pd における健全性を確認した。

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「エアロックの強度計算書」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歪に伴う強制変位の影響（二次応力）は軽微であると考えられるため、一次応力評価を実施した。

ここで、設計・建設規格における一次応力強さの許容値は、材料の種類及び温度ごとに材料試験（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（原子炉冷却材喪失事故を想定）に保証を与える目的で応力評価を行う設計・建設規格の供用状態 D の許容応力は、鋼材の究極的な強さを基に、弾性計算により塑性不安定現象の評価を行うことへの理論的安全裕度を考慮して定めたものであるのに対し（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。

さらに、エアロック胴取付部の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。ただし、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 （=1.5）を考慮して許容値（ $\alpha \times 2 / 3Su$ ）を設定する。

(b) シール機能

・シール材

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

①ハンドル軸貫通部 Oリング・・・シリコンゴム

- ②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。

・扉

エアロック扉閉止時は、扉は原子炉格納容器内圧により押し付けられているため開くことはなく、隔壁側の2重のガスケットに扉側の突起部を押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ないとされる隙間以下であることを確認した。

d. 配管貫通部

(a) 固定式配管貫通部

・貫通配管

貫通配管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、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℃、2Pdの環境下では原子炉格納容器は大きく変形することから、貫通配管には原子炉格納容器の変位による曲げ荷重が作用する。よって、貫通配管の機能喪失要因は、過度な曲げ荷重に伴う延性破壊が想定される。ここで、貫通配管に加えられる曲げ荷重は二次応力に分類されることから、自重等

の一次応力とあわせて、一次+二次応力が制限値を満足することを確認する。

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

なお、前述の一次+二次応力の制限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

スリーブの設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である200℃、2Pdの条件を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないこと、圧縮力に対して十分な剛性を有することから、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℃、2Pd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（原子炉冷却材喪失事故を想定）に保証を与える目的で応力評価を行う設計・建設規格の供用状態 D の許容応力は、鋼材の究極的な強さを基に、弾性計算により塑性不安定現象の評価を行うことへの理論的安全裕度を考慮して定めたものであり、 P_m は $2/3Su$ 、 P_L+P_b は $1.5 \times 2/3Su (=Su)$ と規定されている。前者は、膜応力であり断面の応力が Su に到達すると直ちに破損に至ため割下げ率 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。なお、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 P_L+P_b 応力評価の許容値を設定する。

また、貫通部アンカ等についても同様に、原子炉格納容器内圧及び原子炉格納容器の変形に伴う配管からの荷重が作用するため、これらの荷重によって生じる応力が、「発電用原子力設備規格 コンクリート製原子炉格納容器規格（2003 年版）」（以下「CCV 規格」という。）で規定される荷重状態Ⅳの制限値を満足することを確認する。

以上から、スリーブに生じる応力が大きい貫通部を代表とし、 200°C 、 $2Pd$ の環境下において、スリーブ本体は損傷に至らず、放射性物質の閉じ込め機能があること、並びにアンカ部はスリーブ本体の支持能力を有することを確認した。

・ 端板

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

- ・ 閉止フランジ

今回の評価条件である 200℃、2Pd 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、圧縮力が作用しないことから脆性破壊、疲労破壊及び座屈破壊は評価対象外と考えることができる。閉止フランジに対して作用する外力としては原子炉格納容器内圧が作用するが、閉止フランジはレーティング設計がなされており、150LB の閉止フランジ、すなわち 1.03MPa[gage]の耐圧能力を有していることから、有意な変形は発生しないと考えられる。一方、閉止フランジに用いられているガスケットへの圧力負荷増による漏えいの懸念がある。このため、200℃、2Pd 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、疲労破壊及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である 200℃、2Pd を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないことから、脆性破壊及び疲労破壊は評価対象外と考えることができる。

一方、閉止板には、原子炉格納容器内圧が作用するため、一次応力（曲げ応力）が生じ、端板の機能喪失要因は延性破壊が想定される。

このため、閉止板に発生する応力が大きい貫通部を代表として選定し、当該閉止板の厚さが、200℃、2Pd 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維持されることを確認した。

- e. 電線貫通部

電線貫通部では、電線貫通部のうち本体、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℃、2Pd を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないこと、過度の圧縮力が本体、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、高温状態で内圧を受け、過度な塑性変形に伴う延性破壊が想定される。

本体、端板の板厚が 200℃、2Pd 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 292℃、圧力 1.12MPa[gage]到達時に破損（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℃、2Pd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℃、2Pd(0.78MPa[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。

f. 原子炉格納容器隔離弁

原子炉格納容器隔離弁のうちゴムダイヤフラム弁及び空調用バタフライ弁について、200℃、2Pd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、座屈及び変形が考えられるが、200℃、2Pdの環境下では、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないこと、圧縮力が弁本体に生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び座屈は評価対象外と考えることができる。したがって、原子炉格納容器隔離弁のうちゴムダイヤフラム弁及び空調用バタフライ弁の耐圧部の機能喪失要因は、高温状態で内圧を受けることによる過度な変形（一次応力）が想定されるため、以下のとおり健全性を確認した。

(a) ゴムダイヤフラム弁

- ・設計・建設規格（弁の圧力温度基準に基づく評価）に基づき、弁箱の耐圧機能の評価を行い、200℃、2Pd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℃、2Pd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。

(b) 空調用バタフライ弁

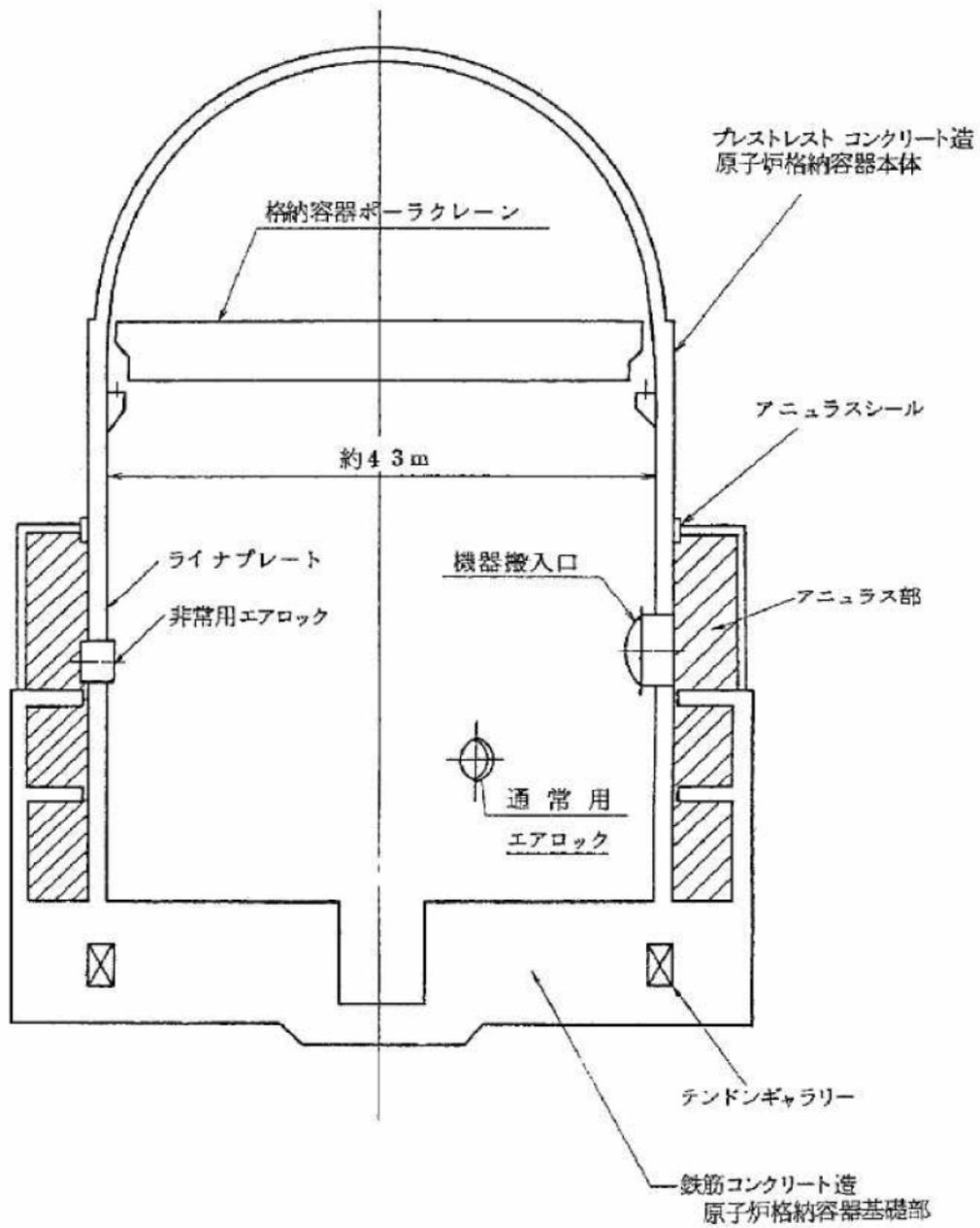
- ・空調用バタフライ弁の供試体(24B)を用いて、蒸気加熱漏えい試験を実施し、高温及び高圧条件下での漏えいがないことを確認した。

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

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

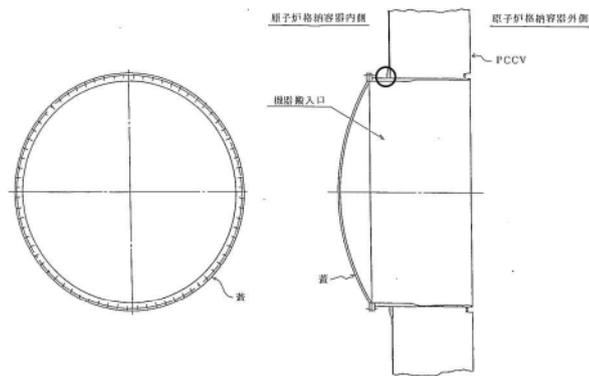
4. 結論

大飯発電所 3 号炉及び 4 号炉の原子炉格納容器本体並びに原子炉格納容器に設置されている開口部（機器搬入口、エアロック）、原子炉格納容器貫通部（配管貫通部、電線貫通部）及び原子炉格納容器隔離弁について、200℃、2Pd の環境下での構造健全性を確認した。また、開口部、原子炉格納容器貫通部及び原子炉格納容器隔離弁に使用されているシール部についても、200℃、2Pd の環境下での機能維持を確認した。

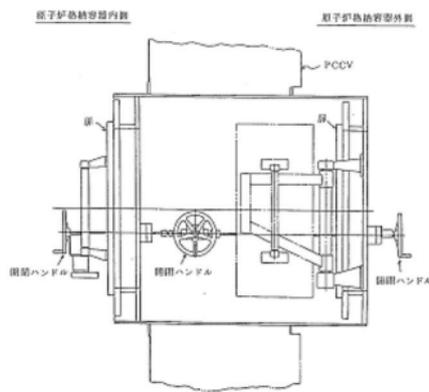


原子炉格納容器本体

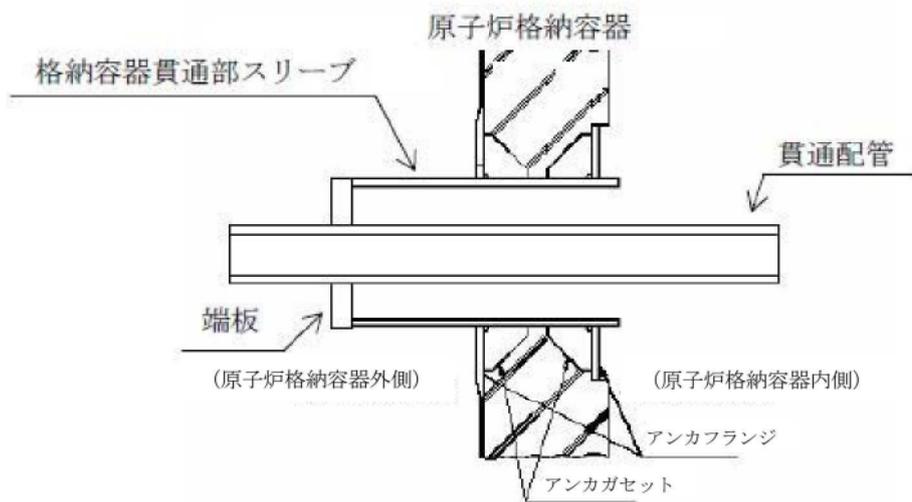
第2図 原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図(1/4)



機器搬入口

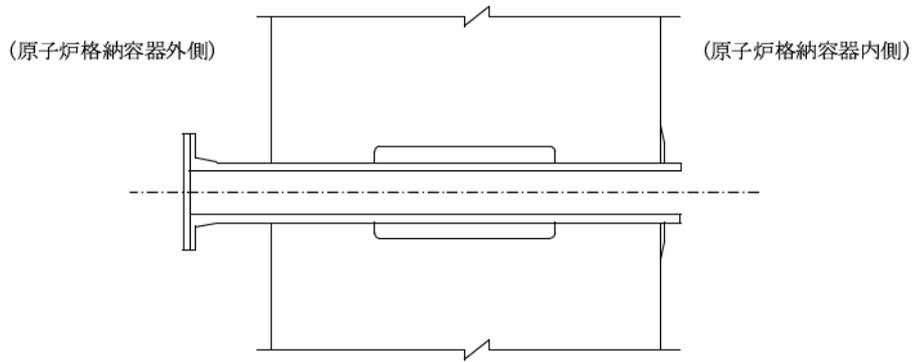


エアロック

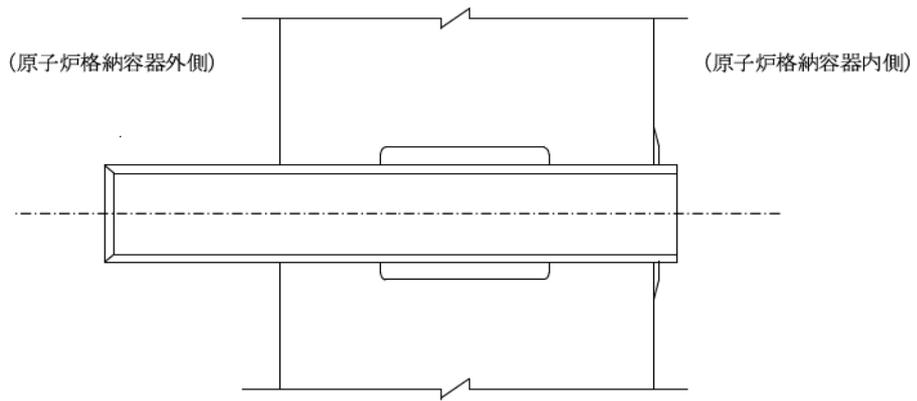


固定式配管貫通部

第 2 図 原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図(2/4)

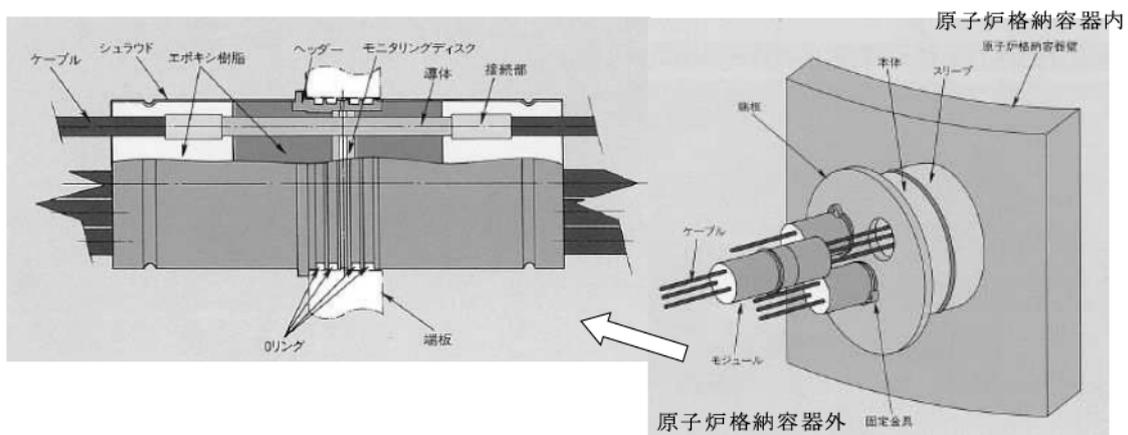


閉止フランジ

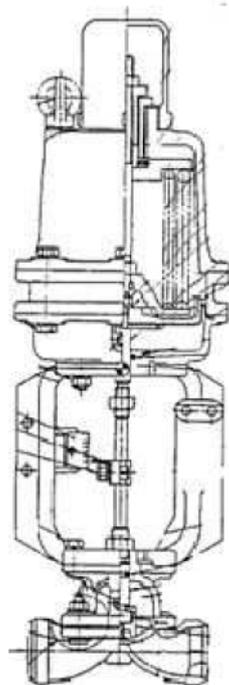


閉止板

第 2 図 原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図(3/4)



電線貫通部



原子炉格納容器隔離弁

第 2 図 原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図(4/4)

第2表 評価結果まとめ

評価部位	評価点	評価式	評価条件	評価値 ^{※1}	判定値	評価結果
原子炉 格納容器本体	胴部 (テンドロン)	実機評価	200°C 2Pd	約 0.6% (歪)	1.0% (歪)	破断せず
	ライナ			約 6% (歪)	10% (歪)	破断せず
	鉄筋			約 0.2% (歪)	1.5% (歪)	破断せず
機器搬入口	取付部	工認手法	200°C 2Pd	232MPa (一次+二次応力)	422MPa 以下 (Su)	破断せず/ シール機能維持 ^{※4} (約 240°C、約 3Pd)
	蓋板	機械工学 便覧	200°C 2Pd	2.43MPa[gage] (許容座屈圧力)	0.78MPa[gage]以上 (2Pd)	
エアロック	取付部	工認手法	200°C 2Pd	222MPa (一次+二次応力)	422 MPa 以下 (Su)	破断せず/ シール機能維持 ^{※4} (約 240°C、約 3Pd)
	隔壁部	工認手法	200°C 2Pd	1.19MPa[gage] (許容圧力)	0.78MPa[gage]以上 (2Pd)	
	同左	PPC-3530	200°C 2Pd	220MPa ^{※3} (一次+二次応力)	300MPa ^{※3} 以下 (Sa)	破断せず
貫通配管	アンカガセット	工認手法	200°C 2Pd	129MPa ^{※3} (一次応力)	≤312MPa ^{※3} (1.5×F/1.3)	破断せず
	配管取付部	工認手法	300°C ^{※3} 2Pd	72MPa ^{※3} (一次+二次応力)	396 MPa ^{※3} 以下 (3S)	破断せず
閉止フランジ	同左	レーテイング設計	200°C 2Pd	1.03MPa[gage] ^{※2}	0.78MPa[gage]以上 (2Pd)	破断せず/ シール機能維持 ^{※5}
	同左	PVE-3410	200°C 2Pd	mm 以上 (実物厚さ)	≥17.0mm (計算上必要な厚さ)	破断せず
電線貫通部	端板	PVE-3410	200°C 2Pd	mm 以上 (実物厚さ)	≥19mm (計算上必要な厚さ)	破断せず/ シール機能維持 (約 300°C、約 3Pd)
	弁箱	レーテイング設計	200°C 2Pd	1.03MPa[gage] ^{※2}	0.78MPa[gage]以上 (2Pd)	破断せず/ シール機能維持

※1：複数評価している項目は最も厳しい値を記載

※2：レーテイング設計による 200°Cでの許容圧力

※3：内部流体温度 (約 300°C) と同一温度とみなした評価 (放熱を考慮していいない)

※4：フランジ隙間許容値以下を確認

※5：ガスケット必要圧縮量以上を確認

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

追 補

「5.2.2 特定重大事故等対処施設の機能を維持するための体制の整備」の追補

添付書類十「5.2.2 特定重大事故等対処施設の機能を維持するための体制の整備」の記述に次のとおり追補する。

「5.2.2 特定重大事故等対処施設の機能を維持するための体制の整備」の追補の記載内容は機密に係る事項ですので公開することはできません。

変更後における発電用原子炉施設の保安のための業務に係る

品質管理に必要な体制の整備に関する説明書

1. 概要

本説明書は、変更後における発電用原子炉施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の整備に関する説明書として、品質管理に関する事項に基づき、発電用原子炉施設の当該設置変更許可申請（以下「本申請」という。）に当たって実施した設計活動に係る品質管理の実績及びその後の工事等の活動に係る品質管理の方法、組織等に係る事項を記載する。

2. 基本方針

本説明書では、本申請における、「実施した設計活動に係る品質管理の実績」及び「その後の工事等の活動に係る品質管理の方法、組織等に係る事項」を、以下のとおり説明する。

(1) 設計活動に係る品質管理の実績

「設計活動に係る品質管理の実績」として、実施した設計の管理の方法を「3. 設計活動に係る品質管理の実績」に記載する。

具体的には、組織について「3.1 本申請における設計に係る組織（組織内外の相互関係及び情報伝達含む。）」に、実施する各段階について「3.2 本申請における設計の各段階とその審査」に、品質管理の方法について「3.3 本申請における設計に係る品質管理の方法」に、調達管理の方法について「3.4 本申請における調達管理の方法」に、文書管理について「3.5 本申請における文書及び記録の管理」に、不適合管理について「3.6 本申請における不適合管理」に記載する。

(2) その後の工事等の活動に係る品質管理の方法、組織等に係る事項

その後の工事等の活動に係る品質管理の方法、組織等に係る事項については、「4. その後の工事等の活動に係る品質管理の方法等」に記載する。

具体的には、組織について「4.1 その後の工事等の活動に係る組織（組織内外の相互関係及び情報伝達含む。）」に、実施する各段階について「4.2 その後の設計、工事等の各段階とその審査」に、品質管理の方法について「4.3 その後の設計に係る品質管理の方法」、「4.4 工事に係る品質管理の方法」及び「4.5 使用前事業者検査の方法」に、設計及び工事の計画の認可申請（以下「設工認」という。）における調達管理の方法について「4.6 設工認における調達管理の方法」に、文書管理について「4.7 その後の設計、工事等における文書及び記録の管理」に、不適合管理について「4.8 その後の不適合管理」に記載する。

また、設工認に基づき、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（平成 25 年 6 月 28 日原子力規制委員会規則第 6 号）（以下「技術基準規則」という。）」への適合性を確保するために必要となる設備

(以下「適合性確認対象設備」という。)の施設管理について、「5. 適合性
確認対象設備の施設管理」に記載する。

3. 設計活動に係る品質管理の実績

本申請に当たって実施した設計に係る品質管理は、発電用原子炉設置変更許可申請書本文における十一、発電用原子炉施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の整備に関する事項（以下「設置許可本文十一号」という。）に基づき以下のとおり実施する。

なお、本申請における設計及び調達に係る業務のうち、原子力利用における安全対策の強化のための核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律等の一部を改正する法律に基づき変更認可された発電用原子炉施設保安規定の施行までに実施した業務は、設置許可本文十一号に基づくものではないことから、原子力利用における安全対策の強化のための核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律等の一部を改正する法律に基づき変更認可された発電用原子炉施設保安規定の施行までに実施した業務の実績については、本申請における活動実績に応じて記載する。

3.1 本申請における設計に係る組織（組織内外の相互関係及び情報伝達含む。）

設計及び調達は、第 1 図に示す本店組織及び発電所組織に係る体制で実施する。

また、設計（「3.3 本申請における設計に係る品質管理の方法」）並びに調達（「3.4 本申請における調達管理の方法」）の各プロセスを主管する箇所を第 1 表に示す。

第 1 表に示す各プロセスを主管する箇所の長は、担当する設備に関する設計並びに調達について、責任と権限を持つ。

3.1.1 設計に係る組織

設計は、第 1 表に示す主管箇所のうち、「3.3 本申請における設計に係る品質管理の方法」に係る箇所が設計を主管する組織として実施する。

この設計に必要な資料の作成を行うため、第 1 図に示す体制を定めて設計に係る活動を実施する。

なお、本申請において上記による体制で実施した。

3.1.2 調達に係る組織

調達は、第 1 表に示す本店組織及び発電所組織の調達を主管する箇所で実施する。

3.2 本申請における設計の各段階とその審査

本申請における設計は、本申請における申請書作成及びこれに付随する基本的な設計として、設置許可本文十一号「7.3 設計開発」のうち、必要な事項に基づき以下のとおり実施する。

本申請における設計の各段階と設置許可本文十一号との関係を第 2 表に示す。

設計を主管する箇所の長は、第 2 表に示すアウトプットに対する審査（以下「レビュー」という。）を実施するとともに、記録を管理する。

なお、設計の各段階におけるレビューについては、第 1 表に示す設計を主管する組織の中で当該設備の設計に関する専門家を含めて実施する。

なお、本申請において上記による活動を実施した。

3.3 本申請における設計に係る品質管理の方法

設計を主管する箇所の長は、本申請における設計として、「3.3.1 設計開発に用いる情報の明確化」、「3.3.2(1) 申請書作成のための設計」及び「3.3.2(2) 設計のアウトプットに対する検証」の各段階を実施する。

以下に各段階の活動内容を示す。

3.3.1 設計開発に用いる情報の明確化

設計を主管する箇所の長は、本申請に必要な設計開発に用いる情報を明確にする。

なお、本申請において上記による活動を実施した。

3.3.2 設計及び設計のアウトプットに対する検証

設計を主管する箇所の長は、本申請における設計を以下のとおり実施する。

(1) 申請書作成のための設計

設計を主管する箇所の長は、本申請における申請書作成のための設計を実施する。

また、設計を主管する箇所の長は、本申請における申請書の作成に必要な基本的な設計の品質を確保する上で重要な活動となる、「調達による解析」及び「手計算による自社解析」について、個別に管理事項を実施し品質を確保する。

なお、本申請において上記による活動を実施した。

(2) 設計のアウトプットに対する検証

設計を主管する箇所の長は、「3.3.2 設計及び設計のアウトプットに対する検証」のアウトプットが設計のインプット（「3.3.1 設計開発に用いる情報の明確化」）で与えられた要求事項に対する適合性を確認した上で、要求事項を満たしていることの検証を、組織の要員に指示する。

なお、この検証は当該業務を直接実施した原設計者以外の者に実施させる。

なお、本申請において上記による活動を実施した。

(3) 申請書の作成

設計を主管する箇所の長は、本申請における申請書作成のための設計からのアウトプットを基に、本申請に必要な書類等を取りまとめる。

なお、本申請において上記による活動を実施した。

(4) 申請書の承認

設計を主管する箇所の長は、作成した資料を取りまとめ、原子力発電安全委員会へ付議し、審議及び確認を得る。

また、本申請の提出手続きを主管する箇所の長は、原子力発電安全委員会の審議及び確認を得た本申請における申請書について、原子力規制委員会への提出手続きの承認を得る。

なお、本申請において上記による活動を実施した。

3.3.3 設計における変更

設計を主管する箇所の長は、設計の変更が必要となった場合、各設計結果のうち、影響を受けるものについて必要な設計を実施し、影響を受けた段階以降の設計結果を必要に応じ修正する。

3.3.4 新検査制度移行に際しての本申請における設計管理の特例

設計を主管する箇所の長が実施する本申請における設計管理の対象となる業務のうち、原子力利用における安全対策の強化のための核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律等の一部を改正する法律に基づき変更認可された発電用原子炉施設保安規定の施行までに実施した本申請における申請書作成に係る社内手続き又は基本設計に係る調達製品の検証については、設置許可本文十一号に基づく設計管理は適用しない。

3.4 本申請における調達管理の方法

調達を主管する箇所の長は、調達管理を確実にするために、設置許可本文十一号に基づき以下に示す管理を実施する。

3.4.1 供給者の技術的評価

調達を主管する箇所の長は、供給者が当社の要求事項に従って調達製品を供給する技術的な能力を判断の根拠として、供給者の技術的評価を実施する。

3.4.2 供給者の選定

調達を主管する箇所の長は、本申請における設計に必要な調達を行う場合、調達に必要な要求事項を明確にし、契約を主管する箇所の長へ供給者の選定を依頼する。また、契約を主管する箇所の長は、「3.4.1 供給者の技術的評価」で、技術的な能力があると判断した供給者を選定する。
供給者に対しては品質保証計画書を提出させ審査する。

3.4.3 調達管理

調達を主管する箇所の長は、調達に関する品質保証活動を行うに当たって、以下に基づき業務を実施する。

(1) 仕様書の作成

調達を主管する箇所の長は、業務の内容に応じ、設置許可本文十一号に基づく調達要求事項を含めた仕様書を作成し、供給者の業務実施状況を適切に管理する。（「3.4.3(2) 調達した役務の検証」参照）

(2) 調達した役務の検証

調達を主管する箇所の長は、調達した役務が調達要求事項を満たしていることを確実にするために調達した役務の検証を行う。

供給者先で検証を実施する場合は、あらかじめ仕様書で検証の要領及び調達した役務のリリースの方法を明確にした上で、検証を行う。

3.4.4 請負会社他品質監査

供給者に対する監査を主管する箇所の長は、供給者の品質保証活動及び健全な安全文化を育成し維持するための活動が適切で、かつ、確実に行われていることを確認するために、請負会社他品質監査を実施する。

3.5 本申請における文書及び記録の管理

本申請における設計に係る文書及び記録については、設置許可本文十一号に定める品質マネジメント文書、それらに基づき作成される品質記録であり、これらを適切に管理する。

3.6 本申請における不適合管理

本申請に基づく設計において発生した不適合については、適切に処置を行う。

4. その後の工事等の活動に係る品質管理の方法等

その後の工事等の活動に係る品質管理の方法、組織等に係る事項については、設置許可本文十一号に基づき以下のとおり実施する。

4.1 その後の工事等の活動に係る組織（組織内外の相互関係及び情報伝達含む。）

その後の工事等の活動は、第 1 図に示す本店組織及び発電所組織に係る体制で実施する。

4.2 その後の設計、工事等の各段階とその審査

4.2.1 設計及び工事等のグレード分けの適用

設計及び工事等におけるグレード分けは、原子炉施設の安全上の重要度に応じて行う。

4.2.2 設計及び工事等の各段階とその審査

設計又は工事を主管する箇所の長並びに検査を担当する箇所の長は、その後における設計及び工事等の各段階において、レビューを実施するとともに、記録を管理する。

なお、設計の各段階におけるレビューについては、設計及び工事を主管する組織の中で当該設備の設計に関する専門家を含めて実施する。

4.3 その後の設計に係る品質管理の方法

設計を主管する箇所の長は、設工認における技術基準規則等への適合性を確保するための設計を実施する。

4.3.1 適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化

その後の設計を主管する箇所の長は、設工認に必要な要求事項を明確にする。

4.3.2 各条文の対応に必要な適合性確認対象設備の選定

その後の設計を主管する箇所の長は、各条文の対応に必要な適合性確認対象設備を抽出する。

4.3.3 設計及び設計のアウトプットに対する検証

設計を主管する箇所の長は、適合性確認対象設備の技術基準規則等への適合性を確保するための設計を実施する。

(1) 基本設計方針の作成（設計 1）

設計を主管する箇所の長は、技術基準規則等の適合性確認対象設備に必要な要求事項に対する設計を漏れなく実施するために、技術基準規則の条文ごとに各条文に関連する要求事項を用いて設計項目を明確にした基本設計方針を作成する。

(2) 適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計 2）

設計を主管する箇所の長は、適合性確認対象設備に対し、変更があった要求事項への適合性を確保するための詳細設計を、「設計 1」の結果を用いて実施する。

(3) 詳細設計の品質を確保する上で重要な活動の管理

設計を主管する箇所の長は、詳細設計の品質を確保する上で重要な活動となる、「調達による解析」及び「手計算による自社解析」について、個別に管理事項を実施し、品質を確保する。

(4) 設計のアウトプットに対する検証

設計を主管する箇所の長は、「4.3.3 設計及び設計のアウトプットに対する検証」のアウトプットが設計のインプット（「4.3.1 適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化」及び「4.3.2 各条文の対応に必要な適合性確認対象設備の選定」参照）で与えられた要求事項に対する適合性を確認した上で、要求事項を満たしていることの検証を、組織の要員に指示する。

なお、この検証は適合性確認を実施した者の業務に直接関与していない上位職位の者に実施させる。

(5) 設工認申請書の作成

設計を主管する箇所の長は、その後の設計からのアウトプットを基に、設工認に必要な書類等を取りまとめる。

(6) 設工認申請書の承認

設工認申請書の取りまとめを主管する箇所の長は、設計を主管する箇所の長が作成した資料を取りまとめ、原子力発電安全委員会へ付議し、審議及び確認を得る。

4.3.4 設計における変更

設計を主管する箇所の長は、設計対象の追加又は変更が必要となった場合、各設計結果のうち、影響を受けるものについて必要な設計を実施し、影響を受けた段階以降の設計結果を必要に応じ修正する。

4.4 工事に係る品質管理の方法

工事を主管する箇所の長は、具体的な設備の設計の実施及びその結果を反映した設備を導入するために必要な工事を、「4.6 設工認における調達管理の方法」の管理を適用して実施する。

4.4.1 具体的な設備の設計の実施（設計3）

工事を主管する箇所の長は、工事段階において、要求事項に適合するための具体的な設計（設計3）を実施し、決定した具体的な設備の設計結果を取りまとめる。

4.4.2 具体的な設備の設計に基づく工事の実施

工事を主管する箇所の長は、要求事項に適合する設備を設置するための工事を実施する。

4.5 使用前事業者検査の方法

使用前事業者検査は、適合性確認対象設備が、認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則に適合してい

ることを確認するため、使用前事業者検査を計画し、工事実施箇所からの独立性を確保した検査体制のもと、実施する。

4.5.1 使用前事業者検査での確認事項

使用前事業者検査は、適合性確認対象設備が、認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則に適合していることを確認するために、以下の項目について検査を実施する。

- (1) 実設備の仕様の適合性確認
- (2) 品質マネジメントシステムに係る検査

4.5.2 使用前事業者検査の計画

検査を担当する箇所の長は、適合性確認対象設備が、認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則に適合していることを確認するため、使用前事業者検査を計画する。

4.5.3 検査計画の管理

検査に係るプロセスの取りまとめを主管する箇所の長は、使用前事業者検査の実施時期及び使用前事業者検査が確実に行われることを管理する。

4.5.4 使用前事業者検査の実施

使用前事業者検査は、検査要領書の作成、検査体制を確立して実施する。

4.6 設工認における調達管理の方法

調達を主管する箇所の長は、設工認で行う調達管理を確実にするために、品質管理に関する事項に基づき以下に示す管理を実施する。

4.6.1 供給者の技術的評価

調達を主管する箇所の長は、供給者が当社の要求事項に従って調達製品を供給する技術的な能力を判断の根拠として、供給者の技術的評価を実施する。

4.6.2 供給者の選定

調達を主管する箇所の長は、設工認に必要な調達を行う場合、原子力安全に対する影響、供給者の実績等を考慮し、業務の重要度に応じてグレード分けを行い管理する。

4.6.3 調達製品の調達管理

調達を主管する箇所の長は、調達に関する品質保証活動を行うに当たって、原子力安全に対する影響及び供給者の実績等を考慮し、以下の調達管理に基づき業務を実施する。

(1) 仕様書の作成

調達を主管する箇所の長は、業務の内容に応じ、品質管理に関する事項に基づく調達要求事項を含めた仕様書を作成し、供給者の業務実施状況を適切に管理する。（「4.6.3(2) 調達製品の管理」参照）

(2) 調達製品の管理

調達を主管する箇所の長は、当社が仕様書で要求した製品が確実に納品されるよう調達製品が納入されるまでの間、製品に応じた必要な管理を実施する。

(3) 調達製品の検証

調達を主管する箇所の長は、調達製品が調達要求事項を満たしていることを確実にするために調達製品の検証を行う。

なお、供給者先で検証を実施する場合、あらかじめ仕様書で検証の要領及び調達製品のリリースの方法を明確にした上で、検証を行う。

4.6.4 請負会社他品質監査

供給者に対する監査を主管する箇所の長は、供給者の品質保証活動及び健全な安全文化を育成し維持するための活動が適切で、かつ、確実に行われていることを確認するために、請負会社他品質監査を実施する。

4.7 その後の設計、工事等における文書及び記録の管理

その後の設計、工事等における文書及び記録については、設置許可本文十一号に示す文書、それらに基づき作成される品質記録であり、これらを適切に管理する。

4.8 その後の不適合管理

その後の設計、工事及び試験・検査において発生した不適合については適切に処置を行う。

5. 適合性確認対象設備の施設管理

工事を主管する箇所の長は、適合性確認対象設備について、技術基準規則への適合性を使用前事業者検査を実施することにより確認し、適合性確認対象設備の使用開始後においては、施設管理に係る業務プロセスに基づき原子炉施設の安全上の重要度に応じた点検計画を策定し保全を実施することにより、適合性を維持する。

第1表 設計及び調達の実施の体制

プロセス		主管箇所
3.3	本申請における設計に係る品質管理の方法	本店 土木建築室 本店 原子力企画部門 本店 原子力安全部門 本店 原子力発電部門 本店 原子力技術部門 本店 原子燃料部門 発電所 安全・防災室 発電所 所長室 発電所 技術課 発電所 原子燃料課 発電所 放射線管理課 発電所 保全計画課 発電所 電気保修課 発電所 計装保修課 発電所 原子炉保修課 発電所 タービン保修課 発電所 土木建築課 発電所 電気工事グループ 発電所 機械工事グループ 発電所 土木建築工事グループ
3.4	本申請における調達管理の方法	本店 土木建築室 本店 原子力企画部門 本店 原子力安全部門 本店 原子力発電部門 本店 原子力技術部門 本店 原子燃料部門 発電所 安全・防災室 発電所 所長室 発電所 技術課 発電所 原子燃料課 発電所 放射線管理課 発電所 電気保修課 発電所 計装保修課 発電所 原子炉保修課 発電所 タービン保修課 発電所 土木建築課 発電所 電気工事グループ 発電所 機械工事グループ 発電所 土木建築工事グループ

第2表 本申請における設計及び調達各段階

各段階		設置許可本文十 一号の対応項目	概要
設計	3.3	本申請における設計に係る品質管理の方法	7.3.1 設計開発計画 本申請及びこれに付随する基本設計を実施するための計画
	3.3.1	設計開発に用いる情報の明確化	7.3.2 設計開発に用いる情報 本申請及びこれに付随する基本設計の要求事項の明確化
	3.3.2(1) ※	申請書作成のための設計	7.3.3 設計開発の結果に係る情報 本申請における申請書作成のための設計
	3.3.2(2)	設計のアウトプットに対する検証	7.3.5 設計開発の検証 本申請及びこれに付随する基本設計の妥当性のチェック
	3.3.3 ※	設計における変更	7.3.7 設計開発の変更の管理 設計対象の追加や変更時の対応
調達	3.4	本申請における調達管理の方法	7.4 調達 本申請に必要な設計に係る調達管理

※：「3.2 本申請における設計の各段階とその審査」で述べている「設計の各段階におけるレビュー」の各段階を示す。

添 付 書 類 十 一

変更後における発電用原子炉施設の保安のための業務に係る

品質管理に必要な体制の整備に関する説明書

1. 概要

本説明書は、変更後における発電用原子炉施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の整備に関する説明書として、品質管理に関する事項に基づき、発電用原子炉施設の当該設置変更許可申請（以下「本申請」という。）に当たって実施した設計活動に係る品質管理の実績及びその後の工事等の活動に係る品質管理の方法、組織等に係る事項を記載する。

2. 基本方針

本説明書では、本申請における、「実施した設計活動に係る品質管理の実績」及び「その後の工事等の活動に係る品質管理の方法、組織等に係る事項」を、以下のとおり説明する。

(1) 設計活動に係る品質管理の実績

「設計活動に係る品質管理の実績」として、実施した設計の管理の方法を「3. 設計活動に係る品質管理の実績」に記載する。

具体的には、組織について「3.1 本申請における設計に係る組織（組織内外の相互関係及び情報伝達含む。）」に、実施する各段階について「3.2 本申請における設計の各段階とその審査」に、品質管理の方法について「3.3 本申請における設計に係る品質管理の方法」に、調達管理の方法について「3.4 本申請における調達管理の方法」に、文書管理について「3.5 本申請における文書及び記録の管理」に、不適合管理について「3.6 本申請における不適合管理」に記載する。

(2) その後の工事等の活動に係る品質管理の方法、組織等に係る事項

その後の工事等の活動に係る品質管理の方法、組織等に係る事項については、「4. その後の工事等の活動に係る品質管理の方法等」に記載する。

具体的には、組織について「4.1 その後の工事等の活動に係る組織（組織内外の相互関係及び情報伝達含む。）」に、実施する各段階について「4.2 その後の設計、工事等の各段階とその審査」に、品質管理の方法について「4.3 その後の設計に係る品質管理の方法」、「4.4 工事に係る品質管理の方法」及び「4.5 使用前事業者検査の方法」に、設計及び工事の計画の認可申請（以下「設工認」という。）における調達管理の方法について「4.6 設工認における調達管理の方法」に、文書管理について「4.7 その後の設計、工事等における文書及び記録の管理」に、不適合管理について「4.8 その後の不適合管理」に記載する。

また、設工認に基づき、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（平成 25 年 6 月 28 日原子力規制委員会規則第 6 号）（以下「技術基準規則」という。）」への適合性を確保するために必要となる設備（以下「適合性確認対象設備」という。）の施設管理について、「5. 適合性

確認対象設備の施設管理」に記載する。

3. 設計活動に係る品質管理の実績

本申請に当たって実施した設計に係る品質管理は、発電用原子炉設置変更許可申請書本文における十一、発電用原子炉施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の整備に関する事項（以下「設置許可本文十一号」という。）に基づき以下のとおり実施する。

なお、本申請における設計及び調達に係る業務のうち、原子力利用における安全対策の強化のための核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律等の一部を改正する法律に基づき変更認可された発電用原子炉施設保安規定の施行までに実施した業務は、設置許可本文十一号に基づくものではないことから、原子力利用における安全対策の強化のための核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律等の一部を改正する法律に基づき変更認可された発電用原子炉施設保安規定の施行までに実施した業務の実績については、本申請における活動実績に応じて記載する。

3.1 本申請における設計に係る組織（組織内外の相互関係及び情報伝達含む。）

設計及び調達は、第 1 図に示す本店組織及び発電所組織に係る体制で実施する。

また、設計（「3.3 本申請における設計に係る品質管理の方法」）並びに調達（「3.4 本申請における調達管理の方法」）の各プロセスを主管する箇所を第 1 表に示す。

第 1 表に示す各プロセスを主管する箇所の長は、担当する設備に関する設計並びに調達について、責任と権限を持つ。

3.1.1 設計に係る組織

設計は、第 1 表に示す主管箇所のうち、「3.3 本申請における設計に係る品質管理の方法」に係る箇所が設計を主管する組織として実施する。

この設計に必要な資料の作成を行うため、第 1 図に示す体制を定めて設計に係る活動を実施する。

なお、本申請において上記による体制で実施した。

3.1.2 調達に係る組織

調達は、第 1 表に示す本店組織及び発電所組織の調達を主管する箇所で実施する。

3.2 本申請における設計の各段階とその審査

本申請における設計は、本申請における申請書作成及びこれに付随する基本的な設計として、設置許可本文十一号「7.3 設計開発」のうち、必要な事項に基づき以下のとおり実施する。

本申請における設計の各段階と設置許可本文十一号との関係を第 2 表に示す。

設計を主管する箇所の長は、第 2 表に示すアウトプットに対する審査（以下「レビュー」という。）を実施するとともに、記録を管理する。

なお、設計の各段階におけるレビューについては、第 1 表に示す設計を主管する組織の中で当該設備の設計に関する専門家を含めて実施する。

3.3 本申請における設計に係る品質管理の方法

設計を主管する箇所の長は、本申請における設計として、「3.3.1 設計開発に用いる情報の明確化」、「3.3.2(1) 申請書作成のための設計」及び「3.3.2(2) 設計のアウトプットに対する検証」の各段階を実施する。

以下に各段階の活動内容を示す。

3.3.1 設計開発に用いる情報の明確化

設計を主管する箇所の長は、本申請に必要な設計開発に用いる情報を明確にする。

3.3.2 設計及び設計のアウトプットに対する検証

設計を主管する箇所の長は、本申請における設計を以下のとおり実施する。

(1) 申請書作成のための設計

設計を主管する箇所の長は、本申請における申請書作成のための設

計を実施する。

また、設計を主管する箇所の長は、本申請における申請書の作成に必要な基本的な設計の品質を確保する上で重要な活動となる、「調達による解析」及び「手計算による自社解析」について、個別に管理事項を実施し品質を確保する。

(2) 設計のアウトプットに対する検証

設計を主管する箇所の長は、「3.3.2 設計及び設計のアウトプットに対する検証」のアウトプットが設計のインプット（「3.3.1 設計開発に用いる情報の明確化」）で与えられた要求事項に対する適合性を確認した上で、要求事項を満たしていることの検証を、組織の要員に指示する。

なお、この検証は当該業務を直接実施した原設計者以外の者に実施させる。

(3) 申請書の作成

設計を主管する箇所の長は、本申請における申請書作成のための設計からのアウトプットを基に、本申請に必要な書類等を取りまとめる。

なお、本申請において上記による活動を実施した。

(4) 申請書の承認

設計を主管する箇所の長は、作成した資料を取りまとめ、原子力発電安全委員会へ付議し、審議及び確認を得る。

また、本申請の提出手続きを主管する箇所の長は、原子力発電安全委員会の審議及び確認を得た本申請における申請書について、原子力規制委員会への提出手続きの承認を得る。

なお、本申請において上記による活動を実施した。

3.3.3 設計における変更

設計を主管する箇所の長は、設計の変更が必要となった場合、各設計結果のうち、影響を受けるものについて必要な設計を実施し、影響を受けた段階以降の設計結果を必要に応じ修正する。

3.3.4 新検査制度移行に際しての本申請における設計管理の特例

設計を主管する箇所の長が実施する本申請における設計管理の対象となる業務のうち、原子力利用における安全対策の強化のための核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律等の一部を改正する法律に基づき変更認可された発電用原子炉施設保安規定の施行までに実施した本申請における申請書作成に係る社内手続き又は基本設計に係る調達製品の検証については、設置許可本文十一号に基づく設計管理は適用しない。

3.4 本申請における調達管理の方法

調達を主管する箇所の長は、調達管理を確実にするために、設置許可本文十一号に基づき以下に示す管理を実施する。

3.4.1 供給者の技術的評価

調達を主管する箇所の長は、供給者が当社の要求事項に従って調達製品を供給する技術的な能力を判断の根拠として、供給者の技術的評価を実施する。

3.4.2 供給者の選定

調達を主管する箇所の長は、本申請における設計に必要な調達を行う場合、調達に必要な要求事項を明確にし、契約を主管する箇所の長へ供給者の選定を依頼する。また、契約を主管する箇所の長は、「3.4.1 供給者の技術的評価」で、技術的な能力があると判断した供給者を選定する。

供給者に対しては品質保証計画書を提出させ審査する。

3.4.3 調達管理

調達を主管する箇所の長は、調達に関する品質保証活動を行うに当たって、以下に基づき業務を実施する。

(1) 仕様書の作成

調達を主管する箇所の長は、業務の内容に応じ、設置許可本文十一

号に基づく調達要求事項を含めた仕様書を作成し、供給者の業務実施状況を適切に管理する。（「3.4.3(2) 調達した役務の検証」参照）

(2) 調達した役務の検証

調達を主管する箇所の長は、調達した役務が調達要求事項を満たしていることを確実にするために調達した役務の検証を行う。

供給者先で検証を実施する場合は、あらかじめ仕様書で検証の要領及び調達した役務のリリースの方法を明確にした上で、検証を行う。

3.4.4 請負会社他品質監査

供給者に対する監査を主管する箇所の長は、供給者の品質保証活動及び健全な安全文化を育成し維持するための活動が適切で、かつ、確実に行われていることを確認するために、請負会社他品質監査を実施する。

3.5 本申請における文書及び記録の管理

本申請における設計に係る文書及び記録については、設置許可本文十一号に定める品質マネジメント文書、それらに基づき作成される品質記録であり、これらを適切に管理する。

3.6 本申請における不適合管理

本申請に基づく設計において発生した不適合については、適切に処置を行う。

4. その後の工事等の活動に係る品質管理の方法等

その後の工事等の活動に係る品質管理の方法、組織等に係る事項については、設置許可本文十一号に基づき以下のとおり実施する。

4.1 その後の工事等の活動に係る組織（組織内外の相互関係及び情報伝達含む。）

その後の工事等の活動は、第 1 図に示す本店組織及び発電所組織に係る体制で実施する。

4.2 その後の設計、工事等の各段階とその審査

4.2.1 設計及び工事等のグレード分けの適用

設計及び工事等におけるグレード分けは、原子炉施設の安全上の重要度に応じて行う。

4.2.2 設計及び工事等の各段階とその審査

設計又は工事を主管する箇所の長並びに検査を担当する箇所の長は、その後における設計及び工事等の各段階において、レビューを実施するとともに、記録を管理する。

なお、設計の各段階におけるレビューについては、設計及び工事を主管する組織の中で当該設備の設計に関する専門家を含めて実施する。

4.3 その後の設計に係る品質管理の方法

設計を主管する箇所の長は、設工認における技術基準規則等への適合性を確保するための設計を実施する。

4.3.1 適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化

その後の設計を主管する箇所の長は、設工認に必要な要求事項を明確にする。

4.3.2 各条文の対応に必要な適合性確認対象設備の選定

その後の設計を主管する箇所の長は、各条文の対応に必要な適合性確認対象設備を抽出する。

4.3.3 設計及び設計のアウトプットに対する検証

設計を主管する箇所の長は、適合性確認対象設備の技術基準規則等への適合性を確保するための設計を実施する。

(1) 基本設計方針の作成（設計 1）

設計を主管する箇所の長は、技術基準規則等の適合性確認対象設備に必要な要求事項に対する設計を漏れなく実施するために、技術基準規則の条文ごとに各条文に関連する要求事項を用いて設計項目を明確にした基本設計方針を作成する。

(2) 適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計 2）

設計を主管する箇所の長は、適合性確認対象設備に対し、変更があった要求事項への適合性を確保するための詳細設計を、「設計 1」の結果を用いて実施する。

(3) 詳細設計の品質を確保する上で重要な活動の管理

設計を主管する箇所の長は、詳細設計の品質を確保する上で重要な活動となる、「調達による解析」及び「手計算による自社解析」について、個別に管理事項を実施し、品質を確保する。

(4) 設計のアウトプットに対する検証

設計を主管する箇所の長は、「4.3.3 設計及び設計のアウトプットに対する検証」のアウトプットが設計のインプット（「4.3.1 適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化」及び「4.3.2 各条文の対応に必要な適合性確認対象設備の選定」参照）で与えられた要求事項に対する適合性を確認した上で、要求事項を満たしていることの検証を、組織の要員に指示する。

なお、この検証は適合性確認を実施した者の業務に直接関与していない上位職位の者に実施させる。

(5) 設工認申請書の作成

設計を主管する箇所の長は、その後の設計からのアウトプットを基に、設工認に必要な書類等を取りまとめる。

(6) 設工認申請書の承認

設工認申請書の取りまとめを主管する箇所の長は、設計を主管する箇所の長が作成した資料を取りまとめ、原子力発電安全委員会へ付議し、審議及び確認を得る。

4.3.4 設計における変更

設計を主管する箇所の長は、設計対象の追加又は変更が必要となった場合、各設計結果のうち、影響を受けるものについて必要な設計を実施し、影響を受けた段階以降の設計結果を必要に応じ修正する。

4.4 工事に係る品質管理の方法

工事を主管する箇所の長は、具体的な設備の設計の実施及びその結果を反映した設備を導入するために必要な工事を、「4.6 設工認における調達管理の方法」の管理を適用して実施する。

4.4.1 具体的な設備の設計の実施（設計 3）

工事を主管する箇所の長は、工事段階において、要求事項に適合するための具体的な設計（設計 3）を実施し、決定した具体的な設備の設計結果を取りまとめる。

4.4.2 具体的な設備の設計に基づく工事の実施

工事を主管する箇所の長は、要求事項に適合する設備を設置するための工事を実施する。

4.5 使用前事業者検査の方法

使用前事業者検査は、適合性確認対象設備が、認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則に適合してい

ることを確認するため、使用前事業者検査を計画し、工事実施箇所からの独立性を確保した検査体制のもと、実施する。

4.5.1 使用前事業者検査での確認事項

使用前事業者検査は、適合性確認対象設備が、認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則に適合していることを確認するために、以下の項目について検査を実施する。

- (1) 実設備の仕様の適合性確認
- (2) 品質マネジメントシステムに係る検査

4.5.2 使用前事業者検査の計画

検査を担当する箇所の長は、適合性確認対象設備が、認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則に適合していることを確認するため、使用前事業者検査を計画する。

4.5.3 検査計画の管理

検査に係るプロセスの取りまとめを主管する箇所の長は、使用前事業者検査の実施時期及び使用前事業者検査が確実に行われることを管理する。

4.5.4 使用前事業者検査の実施

使用前事業者検査は、検査要領書の作成、検査体制を確立して実施する。

4.6 設工認における調達管理の方法

調達を主管する箇所の長は、設工認で行う調達管理を確実にするために、品質管理に関する事項に基づき以下に示す管理を実施する。

4.6.1 供給者の技術的評価

調達を主管する箇所の長は、供給者が当社の要求事項に従って調達製

品を供給する技術的な能力を判断の根拠として、供給者の技術的評価を実施する。

4.6.2 供給者の選定

調達を主管する箇所の長は、設工認に必要な調達を行う場合、原子力安全に対する影響、供給者の実績等を考慮し、業務の重要度に応じてグレード分けを行い管理する。

4.6.3 調達製品の調達管理

調達を主管する箇所の長は、調達に関する品質保証活動を行うに当たって、原子力安全に対する影響及び供給者の実績等を考慮し、以下の調達管理に基づき業務を実施する。

(1) 仕様書の作成

調達を主管する箇所の長は、業務の内容に応じ、品質管理に関する事項に基づく調達要求事項を含めた仕様書を作成し、供給者の業務実施状況を適切に管理する。（「4.6.3(2) 調達製品の管理」参照）

(2) 調達製品の管理

調達を主管する箇所の長は、当社が仕様書で要求した製品が確実に納品されるよう調達製品が納入されるまでの間、製品に応じた必要な管理を実施する。

(3) 調達製品の検証

調達を主管する箇所の長は、調達製品が調達要求事項を満たしていることを確実にするために調達製品の検証を行う。

なお、供給者先で検証を実施する場合、あらかじめ仕様書で検証の要領及び調達製品のリリースの方法を明確にした上で、検証を行う。

4.6.4 請負会社他品質監査

供給者に対する監査を主管する箇所の長は、供給者の品質保証活動及び健全な安全文化を育成し維持するための活動が適切で、かつ、確実に行われていることを確認するために、請負会社他品質監査を実施する。

4.7 その後の設計、工事等における文書及び記録の管理

その後の設計、工事等における文書及び記録については、設置許可本文十一号に示す文書、それらに基づき作成される品質記録であり、これらを適切に管理する。

4.8 その後の不適合管理

その後の設計、工事及び試験・検査において発生した不適合については適切に処置を行う。

5. 適合性確認対象設備の施設管理

工事を主管する箇所の長は、適合性確認対象設備について、技術基準規則への適合性を使用前事業者検査を実施することにより確認し、適合性確認対象設備の使用開始後においては、施設管理に係る業務プロセスに基づき原子炉施設の安全上の重要度に応じた点検計画を策定し保全を実施することにより、適合性を維持する。

第1表 設計及び調達の実施の体制

	プロセス	主管箇所
3.3	本申請における設計に係る品質管理の方法	本店 土木建築室 本店 原子力企画部門 本店 原子力安全部門 本店 原子力発電部門 本店 原子力技術部門 本店 原子燃料部門 発電所 安全・防災室 発電所 所長室 発電所 技術課 発電所 原子燃料課 発電所 放射線管理課 発電所 保全計画課 発電所 電気保修課 発電所 計装保修課 発電所 原子炉保修課 発電所 タービン保修課 発電所 土木建築課 発電所 電気工事グループ 発電所 機械工事グループ 発電所 土木建築工事グループ
3.4	本申請における調達管理の方法	本店 土木建築室 本店 原子力企画部門 本店 原子力安全部門 本店 原子力発電部門 本店 原子力技術部門 本店 原子燃料部門 発電所 安全・防災室 発電所 所長室 発電所 技術課 発電所 原子燃料課 発電所 放射線管理課 発電所 電気保修課 発電所 計装保修課 発電所 原子炉保修課 発電所 タービン保修課 発電所 土木建築課 発電所 電気工事グループ 発電所 機械工事グループ 発電所 土木建築工事グループ

第2表 本申請における設計及び調達各段階

各段階			設置許可本文十 一号の対応項目	概 要
設計	3.3	本申請における設計に係る品質管理の方法	7.3.1 設計開発計画	本申請及びこれに付随する基本設計を実施するための計画
	3.3.1	設計開発に用いる情報の明確化	7.3.2 設計開発に用いる情報	本申請及びこれに付随する基本設計の要求事項の明確化
	3.3.2(1) ※	申請書作成のための設計	7.3.3 設計開発の結果に係る情報	本申請における申請書作成のための設計
	3.3.2(2)	設計のアウトプットに対する検証	7.3.5 設計開発の検証	本申請及びこれに付随する基本設計の妥当性のチェック
	3.3.3 ※	設計における変更	7.3.7 設計開発の変更の管理	設計対象の追加や変更時の対応
調達	3.4	本申請における調達管理の方法	7.4 調達	本申請に必要な設計に係る調達管理

※：「3.2 本申請における設計の各段階とその審査」で述べている「設計の各段階におけるレビュー」の各段階を示す。

