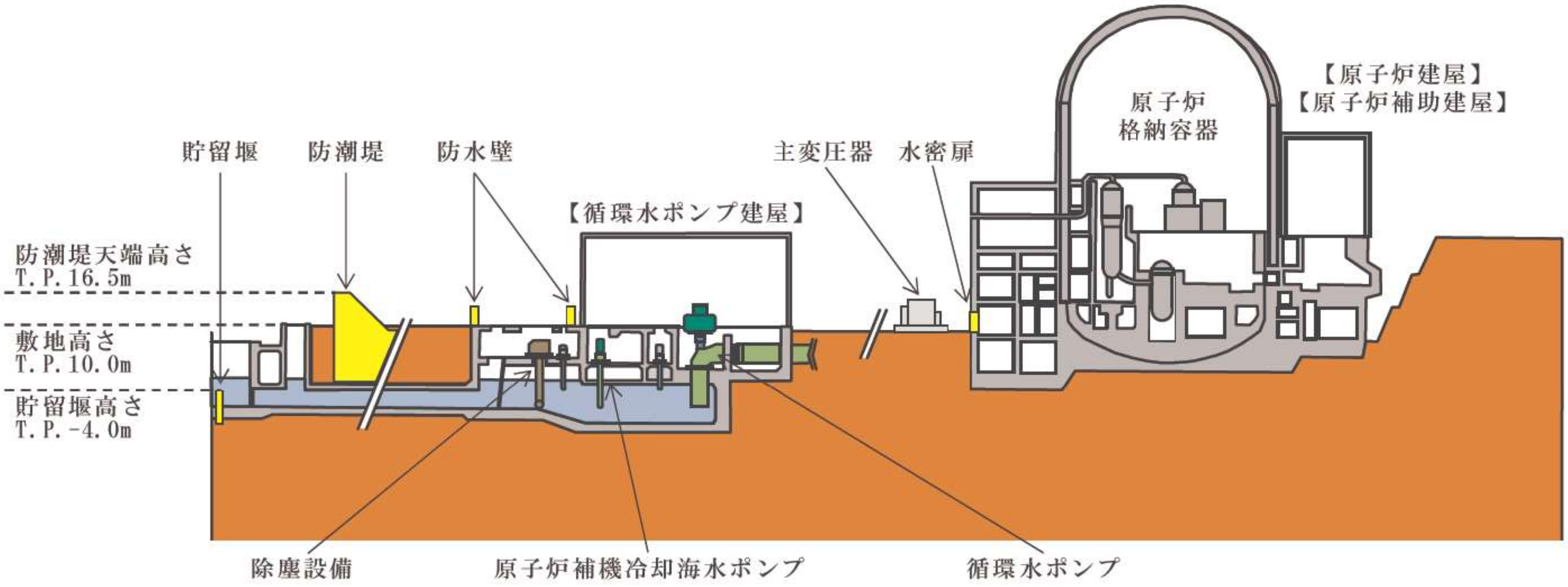
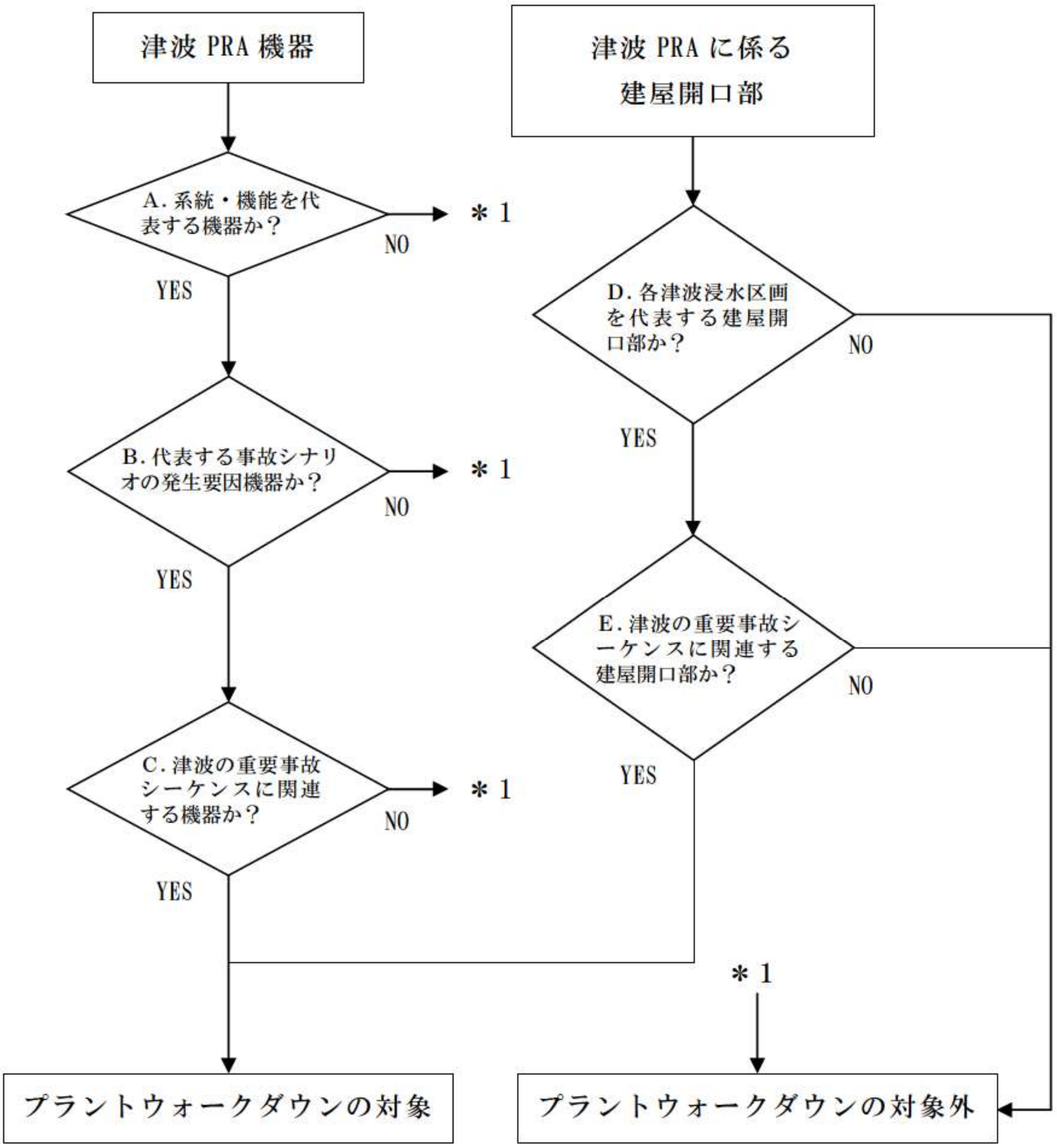


第3.2.2.a-1図　プラント設備配置の概略図



第 3.2.2.a-2 図　プラントウォークダウン対象機器の選定フロー

泊発電所３号機　プラント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	：原子炉補機冷却海水ポンプ
機器ＩＤ	：３ＳＷＰ１Ａ，Ｂ，Ｃ，Ｄ
建屋	：循環水ポンプ建屋
床ＥＬ	：２．５ｍ
津波伝播経路	：なし

［チェック対象項目］

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

総合評価

実施日：２０１３年１２月　４日

実施者：

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

機器ＩＤ：３ＳＷＰ１Ａ，Ｂ，Ｃ，Ｄ

①-1　影響を受ける可能性のある機器の確認（屋内設置の機器）

	Y	N	U	N／A
1．対象機器の図面（配置図等）と相違点は無いか	☑	☐	☐	☐
2．対象機器の設置室に浸水口があるか（扉、連絡路、その他＿＿＿＿＿）	☐	☑	☐	☐

①-2　影響を受ける可能性のある機器の確認（屋外設置の機器）

	Y	N	U	N／A
1．対象機器の図面（配置図・構造図等）と相違点は無いか	☐	☐	☐	☑
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）	☐	☐	☐	☑
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	☐	☐	☐	☑
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	☐	☐	☐	☑

②　津波伝播経路の確認（屋内設置の機器）

	Y	N	U	N／A
1．対象機器の設置区画への津波伝播経路があるか（階段、床ドレン、床開口、その他＿＿＿＿＿）	☐	☑	☐	☐

③　建屋開口部の確認（建屋開口部）

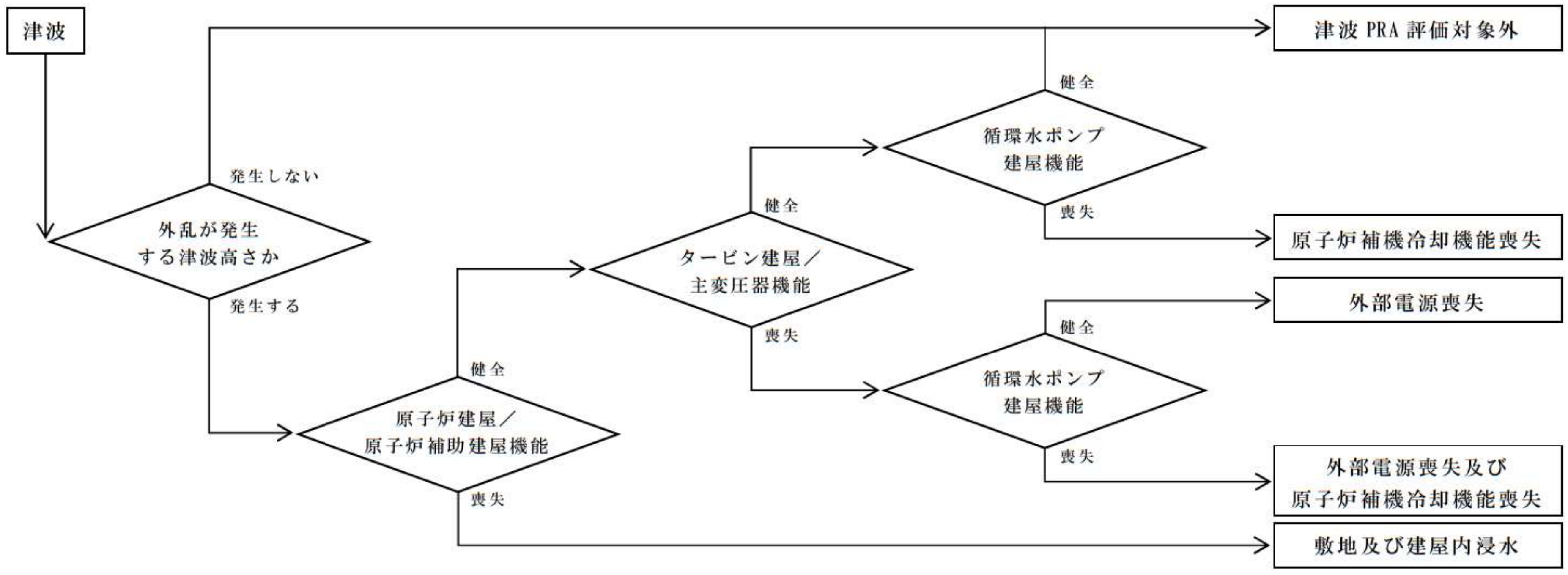
	Y	N	U	N／A
1．対象建屋開口部の図面（配置図等）と相違点は無いか	☐	☐	☐	☑

（記号の説明）　Ｙ：YES,　Ｎ：NO,　Ｕ：調査不可,　Ｎ／Ａ：対象外

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

現場写真（原子炉補機冷却海水ポンプ）

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



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

第 3.2.2.a-4 図　起因事象の選定フロー

追而【津波ハザード評価結果を反映】

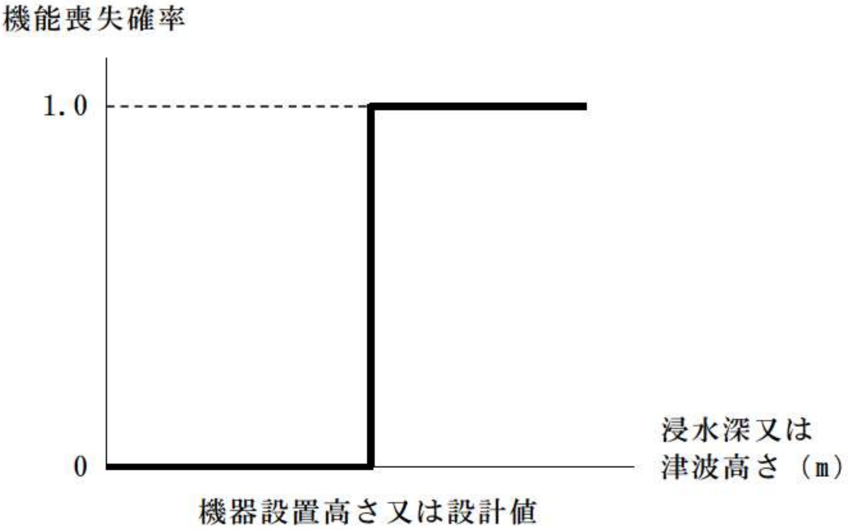
第 3. 2. 2. b-1 図　確率論的津波ハザード評価における検討対象領域

追而【津波ハザード評価結果を反映】

第 3. 2. 2. b-2 図　津波発生モデルに関するロジックツリー

追而【津波ハザード評価結果を反映】

第 3.2.2.b-3 図　津波ハザード曲線（算術平均，信頼度別）



第 3.2.2.c-1 図　没水及び波力に対する機器のフラジリティ曲線

津　波	原子炉建屋又は 原子炉補助建屋への浸水 （T.P.16.5m～）	発生する起因事象	事故シーケンスグループ
	なし	―	内部事象 PRA の範疇
	あり	敷地及び建屋内浸水	―

第 3.2.2.d-1 図　津波 PRA イベントツリー

第 3.2.2.d-2 図　津波高さごとの全炉心損傷頻度への寄与割合

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

追而【津波ハザード評価結果を反映】

追而【津波ハザード評価結果を反映】

第 3. 2. 2. d-4 図　不確実さ解析結果

追而

【津波ハザード確定後に実施する感度解析結果を踏まえて記載する】

第 3. 2. 2. d-5 図　引き波時のイベントツリー

津波による敷地浸水解析について

1. 敷地への流入経路について

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

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

2. T.P.16.5m 津波時の浸水解析について

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

a．浸水解析条件

浸水解析条件は以下のとおりとした。

(a) T.P.16.5m 津波の作成

追而【津波ハザード評価結果を踏まえて記載する】

(b) 流入経路の設定

・重要建屋を設置する敷地（T.P.10m）に津波が流入する可能性のある取水路，放水路等の経路を第3図に示す。

・３号炉の取水ピットスクリーン室上端開口部周りに設置する防水壁（天端高さT.P.13.8m）から津波が越流する場合は，敷地内に浸水するものとして評価する。

・１号及び２号炉放水路並びに屋外排水路は，逆流防止設備を設置することから，流入経路から除外する。

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

(c) 浸水の検討

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

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

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

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

b．浸水解析結果

追而【T.P. 16.5m 津波による敷地浸水解析結果を反映】

追而【T.P.16.5m 津波による敷地浸水解析結果を反映】

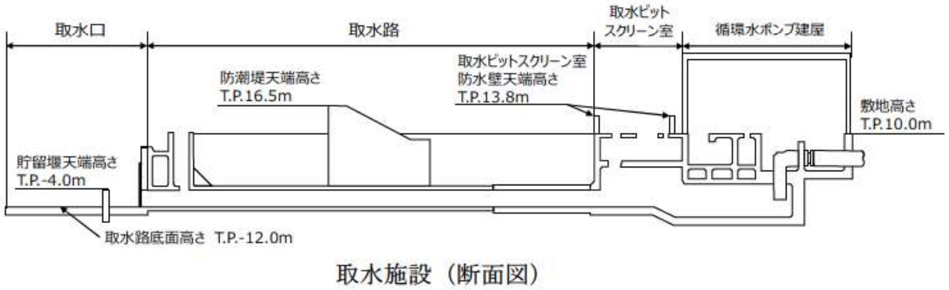
第1図　敷地前面（防潮堤前面）最高水位地点（最大水位上昇量分布）

追而【T.P.16.5m 津波による敷地浸水解析結果を反映】

第2図　敷地前面（防潮堤前面）最高水位地点（水位時刻歴波形）

第３図　敷地全体平面図（取水路，放水路等の経路と津波防護の概要）

取水施設（平面図）



取水施設（断面図）

第４図　泊３号炉取水施設

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

追而【T.P.16.5m 津波による敷地浸水解析結果を反映】

第５図　T.P.16.5m 津波による敷地内最大浸水深分布

3.　T.P.16.5m を超える津波による事故シナリオについて

追而【津波ハザード評価結果及び敷地浸水解析結果を踏まえて
記載する】

以　上

4. レベル 1.5PRA

4.1 内部事象 PRA

4.1.1 出力運転時 PRA

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

4.1.1.a. プラントの構成・特性

① 対象プラントに関する説明

(1) 機器・系統の配置及び形状・設備容量

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

(2) 事故の緩和操作

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

(3) 燃料及び溶融炉心の移動経路

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

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

4.1.1.b. プラント損傷状態の分類及び発生頻度

内部事象レベル１PRA（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，事象進展及び事故の緩和操作の類似性からプラント損傷状態

（PDS）に分類し，プラント損傷状態の発生頻度を評価する。

① プラント損傷状態の一覧

(1) プラント損傷状態の考え方，定義

プラント損傷状態は，熱水力挙動の類似性として，事象進展の相違から，独立に考慮すべき事故のタイプ及び１次冷却材圧力，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（LOCA（RCP シール LOCA を含む），トランジェント（LOCA の発生がない過渡事象等），格納容器先行破損，格納容器バイパス事象）により分類する。

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

b. 炉心損傷時期

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

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

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

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

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

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

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

② プラント損傷状態ごとの発生頻度

プラント損傷状態（PDS）ごとに発生頻度を整理した結果を第 4.1.1.b-5 表に示す。レベル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に関連するプラント損傷状態の寄与が支配的となっている。原子炉補機冷却機能喪失が約 89%を占める理由は，レベル１PRA において原子炉補機冷却機能喪失に伴い必ず発生するとしている RCP シール LOCA（小破断 LOCA に分類）により，使用可能な緩和策がなくそのまま炉心損傷となるためである。レベル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 89%，PDS：SED，TED）
・２次冷却系からの除熱機能喪失（寄与：約９%，PDS：SED，SEW，SEI，TED，TEW，TEI，Ｇ）
・全交流動力電源喪失（寄与：約２%，PDS：TED）

4.1.1.c. 格納容器破損モード

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

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

(1) 水蒸気爆発（αモード，ηモード）

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

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

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

(4) 水蒸気（崩壊熱）による過圧（θモード）

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

(5) 格納容器雰囲気直接加熱（σモード）

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

(6) 格納容器への直接接触（μモード）

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

(7) ベースマット溶融貫通（εモード）

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

(8) 過温破損（τモード）

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

(9) 格納容器隔離機能喪失（βモード）

炉心が損傷した時点で，原子炉格納容器の隔離に失敗している破損モードである。

(10) 格納容器バイパス（ｇモード，νモード）

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

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

4.1.1.d. 事故シーケンス

① 格納容器イベントツリー構築の考え方及びプロセス

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

② 格納容器イベントツリー

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

a. 重要な物理現象，対処設備の作動・不作動

格納容器イベントツリーの構築に際し，炉心損傷から原子炉格納容器破損に

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

b. 運転員操作

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

c. ヘディング間の従属性

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

(2) 格納容器イベントツリー

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

格納容器イベントツリーについては補足 4.1.1.d-1 に示す。

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

T1：事故発生から原子炉容器破損まで

T2：原子炉容器破損直後

T3：原子炉容器破損後長時間経過後

4.1.1.e. 事故進展解析

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

・ 緩和系の復旧操作等のための時間余裕の評価

・ 物理化学現象の発生の有無と格納容器への負荷

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

① 解析対象とした事故シーケンスと対象事故シーケンスの説明

格納容器イベントツリーのヘディングの分岐確率の計算に必要なデータを得る

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

(1) 解析対象事故シーケンスの選定

a. 解析対象 PDS の選定

事故進展解析の対象とする PDS として

・全 CDF に対する割合の大きい PDS

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

b. 解析対象事故シーケンスの選定

事故シーケンスの選定に際しては

・CDF が大きく確率的にその PDS を代表する

・事故進展が相対的に速い（安全設備及び事故時緩和操作の時間余裕が厳しくなるため）

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

(2) 事故進展解析の解析条件

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

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

なお，事故進展解析には，事故シーケンスに含まれる物理化学現象，機器・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 4.1.1.e-1～e-12 図に示す。１次冷却系内及び原子炉格納容器内の熱水力挙動の事象進展を表す主要事象発生時刻を第 4.1.1.e-4 表に示す。

また，格納容器イベントツリーの定量化に必要なシビアアクシデント時の水素燃焼，格納容器雰囲気直接加熱（DCH），水蒸気爆発，ベースマット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 4.1.1.e-5 表に示す。

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

(1) プラント損傷状態：AED

AED のシーケンスは，大中破断 LOCA が発生する一方，原子炉格納容器への燃料取替用水ピット（以下「RWSP」という。）水の移送がないため，原子炉格納容器内が過熱状態で過圧破損に至る。事故発生後約 9.5 時間で限界圧力 0.566MPa[gage]に達し，このときの原子炉格納容器内温度は約 170℃，ベースマット侵食深さは約 0.2m である。

（分岐確率の設定に参考となる知見）

・水素濃度は，事故早期から事故後期にかけて 4 vol％未満であり水素燃焼の可能性は低い。
⇒ ヘディング HB1，HB2，HB3（水素燃焼）の分岐確率として，[redacted]に適用される[redacted]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，[redacted]に適用される[redacted]を設定

・ベースマッ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（ベースマット溶融貫通）の分岐確率として，[redacted]に適用される[redacted]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，[redacted]に適用される[redacted]を設定

(2) プラント損傷状態：AEW

AEW のシーケンスは，大中破断 LOCA が発生し，原子炉格納容器内への RWSP 水の移送はあるが，格納容器スプレイによる継続的な除熱に失敗し，原子炉格納容器内が飽和状態で過圧破損に至る。事故発生後約 4 秒で格納容器スプレイ作動設定値に達し，約 14 時間で限界圧力 0.566MPa[gage]に達する。このときの原子炉格納容器内の温度は約 158℃，ベースマット侵食はごくわずかである。

□ 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

（分岐確率の設定に参考となる知見）

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

⇒ ヘディング HB1，HB2，HB3（水素燃焼）の分岐確率として，[redacted]に適用される[redacted]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 DC（キャビティ内水量）の分岐確率として，[redacted]に適用される[redacted]を設定

・ベースマット溶融貫通の可能性は低い。

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

(3) プラント損傷状態：AEI

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

（分岐確率の設定に参考となる知見）

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

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

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

・ベースマット溶融貫通の可能性は低い。

⇒ ヘディング BM（ベースマット溶融貫通）の分岐確率として，[redacted]に適用される[redacted]を設定（前段となる原子炉格納容器内除熱のヘディング NCC で溶融炉心冷却失敗の分岐確率として，[redacted]に適用される[redacted]を設定）

・格納容器スプレイで雰囲気の除熱に成功しており，原子炉格納容器破損の可能性は低い。

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

(4) プラント損傷状態：SED

SED のシーケンスは，小破断 LOCA が発生し，原子炉格納容器への RWSP 水の移送がないため，原子炉格納容器内が過熱状態で過圧破損に至る。事故発生後約 13 時間で限界圧力 0.566MPa[gage]に達し，このときの原子炉格納容器内の温度は約 167℃，ベースマット侵食深さは約 0.2m である。

（分岐確率の設定に参考となる知見）

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

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

・ベースマッ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（ベースマット溶融貫通）の分岐確率として，[redacted]に適用される[redacted]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，[redacted]に適用される[redacted]を設定

□ 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

(5) プラント損傷状態：TED

TED のシーケンスは，トランジェントが発生し，原子炉格納容器内への RWSP 水の移送がないため，原子炉格納容器内が過熱状態で過圧破損に至る。事故発生から約 16 時間で限界圧力 0.566MPa[gage]に達し，このときの原子炉格納容器内温度は約 175℃，ベースマット侵食深さは約 0.2m である。

（分岐確率の設定に参考となる知見）

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

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

・ベースマッ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（ベースマット溶融貫通）の分岐確率として，[redacted]に適用される[redacted]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，[redacted]に適用される[redacted]を設定

(6) プラント損傷状態：TEI

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

（分岐確率の設定に参考となる知見）

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

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

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

・原子炉容器破損時には原子炉下部キャビティに十分な水が流入せず，水蒸気爆発の可能性は低い。
　⇒ ヘディングDC（キャビティ内水量）の分岐確率として，[redacted] に適用される [redacted] 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 [redacted] に適用される [redacted] を設定

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

4.1.1.f. 格納容器破損頻度

① 格納容器破損頻度の評価方法

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

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

② 格納容器イベントツリーヘディングの分岐確率

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

[redacted]

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

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

③ 格納容器破損頻度の評価結果

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

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

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

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

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

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

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

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

溶融貫通に至る前に格納容器圧力が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（CFF：1.1×10^{-5}（／炉年），全 CFF への寄与割合：約 5.1%）

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

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

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

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

手動停止等のトランジェントが発生し補助給水に失敗することで炉心損傷に至る。

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

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

④ 重要度評価について

レベル 1.5PRA として重要度評価は実施していないが，レベル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（条件付き格納容器破損確率（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 CFF の約 95％が SED の「原子炉補機冷却機能喪失＋RCP シール LOCA」シーケンスであり，レベル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），加圧器安全弁（閉失敗）及び補助給水ポンプ起動信号失敗共通原因故障の寄与が大きくなるものと考えられるが，いずれの場合においても代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ及び格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器の破損を防止することができる。
- 「σモード（格納容器雰囲気直接加熱）」では CFF の約 96％が SED の「原子炉補機冷却機能喪失＋RCP シール LOCA」シーケンスであり，レベル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）の寄与が大きくなるものと考えられるが，代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ及び格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器の破損を防止することができる。

4.1.1.g．不確実さ解析及び感度解析

① 不確実さ解析

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

(1) プラント損傷状態別の格納容器破損頻度の不確実さ解析

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 4.1.1.g-2 表及び第 4.1.1.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，SED が支配的であることが確認できた。したがって，プラント損傷状態別の格納容器破損頻度の特徴について不確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4.1.1.g-3表及び第4.1.1.g-2図に示す。

・不確実さ解析の結果，格納容器破損モード別の点推定値は概ね不確実さ分布内にあり，格納容器破損モード別の点推定値と不確実さ解析結果の傾向に大きな差はなく，過圧破損（δ）が支配的であることが確認できた。したがって，格納容器破損モード別の格納容器破損頻度の特徴について不確実さが有意に影響することは考えにくい。

・点推定値が不確実さ分布内にないσ（格納容器雰囲気直接加熱），μ（格納容器直接接触），τ（過温破損）については，PDS 別の炉心損傷頻度において支配的なSEDの溶融物分散放出の分岐確率について，点推定評価では事故進展解析結果に基づいて分散放出すると判断しているが，事故進展解析結果が判断基準値に非常に近く（判断基準 2.0MPa[gage]に対して2.1MPa[gage]），溶融物分散放出の不確実さを考慮すると分散放出しない可能性が高いと評価したことによる影響である。ただし，これらの格納容器破損モードの格納容器破損頻度は全体の格納容器破損頻度に対して小さく，全体の格納容器破損頻度への影響はない。

・今回のPRAを格納容器破損モードの選定に適用する際には，格納容器破損頻度の絶対値よりも相対値に注目している。格納容器破損モードの選定において格納容器破損頻度が小さいことを不採用の理由としているg（温度誘因蒸気発生器伝熱管破損（TI-SGTR））とα（原子炉容器内水蒸気爆発）は，g（温度誘因蒸気発生器伝熱管破損（TI-SGTR））にg（蒸気発生器伝熱管破損）の格納容器破損頻度を加えても，それぞれの格納容器破損頻度は全体の格納容器破損頻度に対して３～５桁小さく，不確実さを考えても全体の格納容器破損頻度に対して十分に小さいことを確認した。

(3) 格納容器破損カテゴリ別の格納容器破損頻度の不確実さ解析

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

・不確実さ解析の結果，格納容器破損カテゴリ別の点推定値は概ね不確実さ分布内にあり，格納容器破損カテゴリ別の点推定値と不確実さ解析結果の傾向に大きな差はなく，「水蒸気（崩壊熱）による過圧」が支配的であることが確認できた。したがって，格納容器破損カテゴリ別の格納容器破損頻度の特徴について不確実さが有意に影響することは考えにくい。

・点推定値が不確実さ分布内にない「格納容器への直接接触」，「格納容器雰囲気直接加熱」，「貫通部過温」については，PDS 別の炉心損傷頻度において支配的なSEDの溶融物分散放出の分岐確率について，点推定評価では事故進展解析結果に基づいて分散放出すると判断しているが，事故進展解析結果が判断基準値に非常に近く（判断基準 2.0MPa[gage]に対して 2.1MPa[gage]），

溶融物分散放出の不確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カテゴリの格納容器破損頻度は全体の格納容器破損頻度に対して小さく，全体の格納容器破損頻度への影響はない。

② 感度解析

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

○ ベースケース（ケース１）：プラント損傷状態 S**に対して，溶融物分散放出が発生しない分岐確率として[redacted]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[redacted]を設定。

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

・ プラント損傷状態別炉心損傷頻度で支配的なプラント損傷状態 SED において，溶融物分散放出が発生しない可能性が高くなったことから，σ（格納容器雰囲気直接加熱），τ（過温破損），μ（格納容器直接接触）が減少した。また，逆に溶融物分散放出の発生により緩和されていた ε（ベースマット溶融貫通）が増加した。

・ SED と同じ小破断 LOCA のプラント損傷状態であり，溶融物分散放出に関して SED と同じ分岐確率を設定しているが，原子炉容器破損時に原子炉下部キャビティ内に水がある SEW，SEI，SLW，SLI において溶融物分散放出が発生しない可能性が高くなったことから，η（原子炉容器外水蒸気爆発）が増加した。

□枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

第 4.1.1.a-1 表　原子炉格納容器の主要仕様

項目	仕様等
型式	鋼製上部半球形下部さら形円筒形
自由体積	約66000㎥
最高使用圧力	0.283MPa[gage]
最高使用温度	132℃
限界圧力	0.566MPa[gage] （最高使用圧力の２倍）
限界温度	200℃

第 4.1.1.b-1 表　事故シーケンスの識別子

（事故のタイプと１次冷却材圧力の分類）

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

（炉心損傷時期の分類）

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

（原子炉格納容器内事故進展の分類）

識別子	内　容
D	ECCS や格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内注水がなく，溶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，溶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，溶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，溶融炉心の冷却が達成される可能性があるもの。原子炉格納容器内熱除去が行われていない状態で，原子炉格納容器の破損後に炉心損傷に至る可能性があるもの

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

PDS	事故シーケンス
AED	大破断 LOCA＋低圧注入失敗＋高圧注入失敗＋格納容器スプレイ注入失敗
	中破断 LOCA＋低圧注入失敗＋高圧注入失敗＋格納容器スプレイ注入失敗
AEW	大破断 LOCA＋低圧再循環失敗＋高圧再循環失敗＋格納容器スプレイ再循環失敗
	大破断 LOCA＋低圧再循環失敗＋高圧再循環失敗＋格納容器スプレイ注入失敗
	大破断 LOCA＋蓄圧注入失敗＋格納容器スプレイ再循環失敗
	大破断 LOCA＋蓄圧注入失敗＋格納容器スプレイ注入失敗
	大破断 LOCA＋低圧注入失敗＋格納容器スプレイ再循環失敗
	大破断 LOCA＋低圧注入失敗＋格納容器スプレイ注入失敗
	中破断 LOCA＋高圧再循環失敗＋格納容器スプレイ再循環失敗
	中破断 LOCA＋高圧再循環失敗＋格納容器スプレイ注入失敗
	中破断 LOCA＋蓄圧注入失敗＋格納容器スプレイ再循環失敗
	中破断 LOCA＋蓄圧注入失敗＋格納容器スプレイ注入失敗
	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 4.1.1.b-2 表　プラント損傷状態とイベントツリーから抽出される事故シーケンス (2/2)

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

第 4.1.1.b-3 表　炉心損傷に至る事故シーケンス

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

第 4.1.1.b-4 表　プラント損傷状態の分類結果

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

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

第 4.1.1.b-5 表　プラント損傷状態の発生頻度

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

第 4.1.1.c-1 表　原子炉格納容器の健全性に影響を与える負荷の抽出

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

第 4.1.1.c-2 表　プラント損傷状態と負荷の対応

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

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

破損カテゴリ	対応する破損モード	判断基準
水蒸気（崩壊熱）による過圧	δ，θ	原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が原子炉格納容器の限界圧力 0.566MPa[gage]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原子炉格納容器の限界温度 200℃を上回ること。
漏えい箇所の隔離機能喪失	ν，g	炉心損傷後に，漏えい箇所（破損蒸気発生器，余熱除去隔離弁）の隔離に失敗していること。
格納容器隔離機能喪失	β	炉心損傷後に，原子炉格納容器の隔離に失敗していること。
水蒸気爆発 （水蒸気スパイク）	α，η	炉内水蒸気爆発によってミサイルとなった原子炉容器上蓋のエネルギーが原子炉格納容器の破損エネルギーを上回ること。 炉外水蒸気爆発によって発生した機械的エネルギーが 1 次遮蔽壁スリーブ若しくは原子炉下部キ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限界圧力 0.566MPa[gage]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限界圧力 0.566MPa[gage]を上回ること。
可燃性ガスの高濃度での燃焼	γ，γ'，γ''	可燃性ガスの高濃度での燃焼によって原子炉格納容器が破損すること。（注１）
格納容器への直接接触	μ	格納容器直接接触によって原子炉格納容器が破損すること。（注２）

（注１）爆轟が発生すると衝撃波やそれによる飛来物が発生し，原子炉格納容器に動的な荷重がかかる。
（注２）原子炉容器破損時に分散放出した溶融炉心が原子炉格納容器本体に付着し，ライナーを溶融侵食する。

第 4.1.1.c-4 表　格納容器破損モードの選定

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

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

第 4.1.1.d-1 表　シビアアクシデント時の物理化学現象の整理

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

第 4.1.1.d-2 表　ヘディングの選定及び定義

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

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

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

第 4.1.1.d-3 表　ヘディングの従属性

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

第 4.1.1.e-1 表　事故進展解析の対象とした事故シーケンス

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

第 4.1.1.e-2 表　基本解析条件

項　　目	条件	備考
炉心燃料条件	MOX 装荷炉心燃料	
燃料（UO_2）重量	8.32×10^4kg	
被覆管（ジルコニウム）重量	2.00×10^4kg	
炉心崩壊熱	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	2,652×1.02MWt	102%出力運転
1次冷却材圧力	15.41＋0.21MPa[gage]	設計値＋計測誤差
1次冷却材平均温度	302.3＋2.2℃	設計値＋計測誤差
ループ全流量	45.7×10^6kg/h	100%T.D.F.ベース
蒸気発生器伝熱管施栓率	10%	
原子炉格納容器区画室分割	5分割	
原子炉格納容器区画全自由体積	67,400m^3	最小評価値
原子炉格納容器初期圧力	9.8kPa[gage]	最大値（保安規定値考慮）
原子炉格納容器初期温度	49℃	通常運転時 C/V 内最高温度
原子炉格納容器ヒートシンク温度	49℃	通常運転時 C/V 内最高温度
蓄圧タンク作動基数	3基	
蓄圧タンク保持圧力	4.04MPa[gage]	最小値
蓄圧タンク保有水量	29.0m^3/基	最小値

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

第 4.1.1.e-3 表　各事故シーケンスの事故進展解析条件

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

第 4.1.1.e-4 表　事故進展解析結果（主要事象発生時刻）

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

*1：格納容器圧力 2 Pd 到達時間を格納容器過圧破損時間とする。

*2：格納容器雰囲気温度 200℃到達時間を格納容器過温破損時間とする。

第 4.1.1.e-5 表　事故進展解析結果（シビアアクシデント負荷）

PDS	原子炉容器破損前		原子炉格納容器破損前		原子炉容器破損前			原子炉容器破損後（30 分）			原子炉容器破損後後期※1		
	1次冷却材圧力 (MPa[gage])	原子炉下部キャビティ内水量 (t)	格納容器雰囲気温度 (℃)	原子炉下部キャビティ侵食深さ (m)	水素濃度 (vol%)	水蒸気濃度 (vol%)	全炉心 Zr75%補正水素濃度 (vol%)※2	水素濃度 (vol%)	水蒸気濃度 (vol%)	全炉心 Zr75%補正水素濃度 (vol%)※2	水素濃度 (vol%)	水蒸気濃度 (vol%)	全炉心 Zr75%補正水素濃度 (vol%)※2
AED	0.2	57.6	170.2	0.2	2.5	47.7	5.7	2.2	57.6	4.6	2.6	75.3	2.9
AEW	0.1	179.9	157.7	0.0	3.4	35.4	6.9	3.1	43.8	6.1	1.4	74.8	2.8
AEI	0.1	169.4	−	−	4.2	18.6	8.7	4.1	23.3	8.2	4.6	16.1	9.0
SED	2.1	28.2	166.9	0.2	3.1	51.4	5.2	3.0	56.7	4.7	2.5	75.6	2.8
TED	17.1	8.3	174.7	0.2	4.4	68.3	6.4	3.9	48.5	5.5	3.1	74.5	3.1
TEI	15.6	41.8	−	−	5.7	13.0	8.1	6.9	15.8	8.9	7.0	15.9	8.9

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

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

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

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

第 4. 1. 1. f-1 表　分岐確率のあてはめ方法

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

第 4.1.1.f-2 表　格納容器イベントツリー分岐確率の設定（1/5）

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

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

第 4.1.1.f-2 表　格納容器イベントツリー分岐確率の設定（2/5）

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

□枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

第 4.1.1.f-2 表　格納容器イベントツリー分岐確率の設定（3/5）

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

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

第 4.1.1.f-2 表　格納容器イベントツリー分岐確率の設定（4/5）

現象等	発生条件	分岐確率	分岐確率の考え方
格納容器内気相部冷却（NCC）			格納容器除熱（格納容器スプレイ）に失敗する場合，あるいは原子炉格納容器除熱に成功しても溶融炉心冷却に失敗した場合に格納容器内気相部冷却が失敗したと判断する。溶融炉心の冷却性としては，溶融炉心の分散の有無，溶融炉心の落下時の冠水状態，溶融炉心が長期間冷却されることの不確かさを考慮する。格納容器除熱機能はプラント損傷状態（原子炉格納容器への水の持ち込みの有無等）を考慮して設定する。
			格納容器除熱（格納容器スプレイ）に失敗する場合，あるいは格納容器除熱に成功しても溶融炉心冷却に失敗した場合に格納容器内気相部冷却が失敗したと判断する。
原子炉容器破損後長期の水素燃焼（HB3）			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。
格納容器破損（OP3）			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。

□ 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

第 4.1.1.f-2 表　格納容器イベントツリー分岐確率の設定（5/5）

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

□ 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

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

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

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

SED：原子炉補機冷却機能喪失＋RCP シール LOCA

TED：手動停止＋補助給水失敗＋格納容器スプレイ注入失敗

TEI：手動停止＋補助給水失敗

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

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

第4.1.1.f-5表　起因事象別格納容器破損頻度

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

第 4.1.1.g-1 表　格納容器破損頻度不確実さ解析

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

第 4.1.1.g-2 表　プラント損傷状態別格納容器破損頻度不確実さ解析

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

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

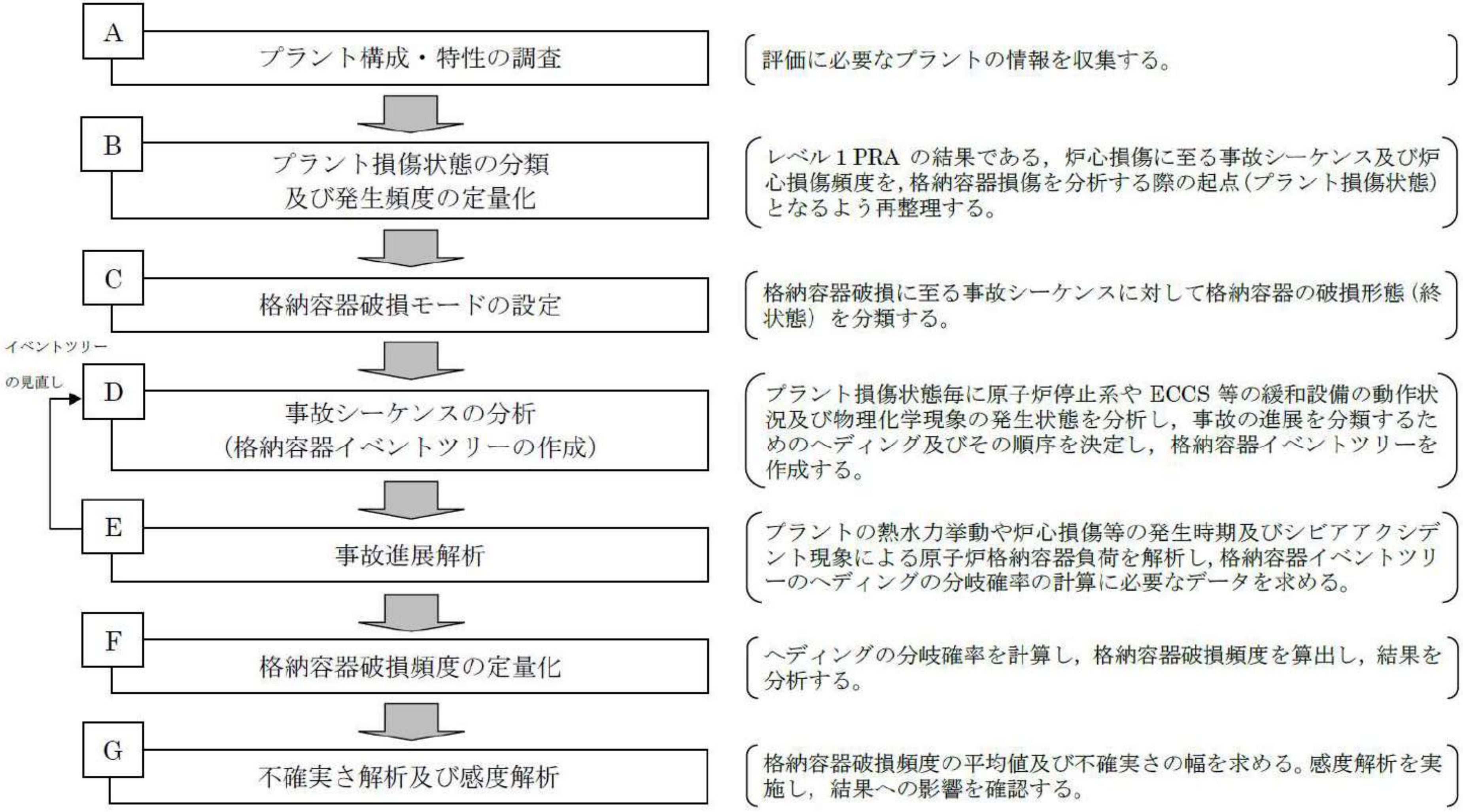
格納容器破損モード	格納容器破損頻度（／炉年）				
	5％値	50％値	95％値	平均値	点推定値
α	1.2E-10	1.0E-09	5.6E-09	1.7E-09	1.7E-09
β	9.4E-08	4.1E-07	3.9E-06	1.1E-06	1.1E-06
γ	4.6E-11	3.0E-10	4.6E-09	2.0E-09	3.5E-10
γ'	4.5E-11	3.0E-10	8.3E-09	7.3E-09	3.3E-10
γ''	6.0E-10	1.4E-08	1.7E-07	4.5E-08	6.7E-08
δ	9.7E-06	6.6E-05	6.7E-04	1.8E-04	2.0E-04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

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

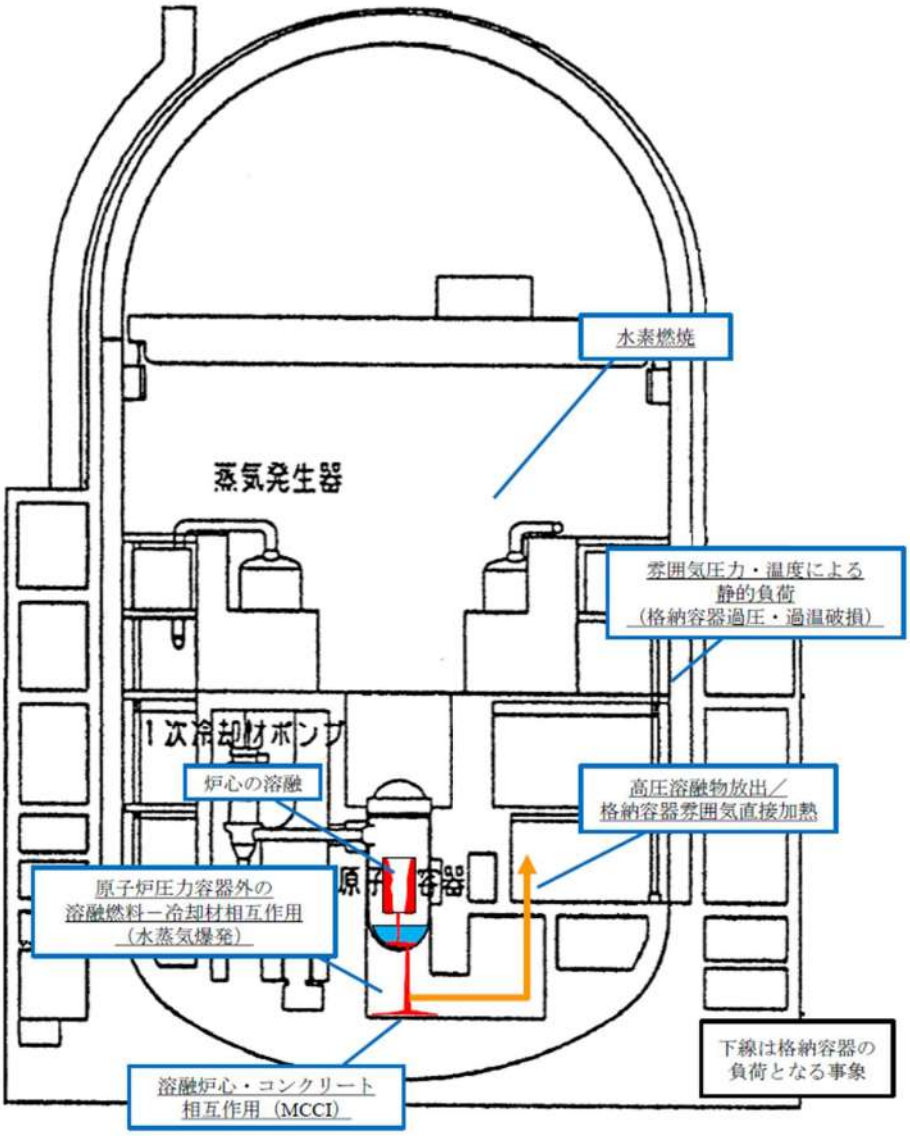
格納容器 破損カテゴリ	格納容器破損頻度（／炉年）				
	5％値	50％値	95％値	平均値	点推定値
水蒸気（崩壊熱）による過圧	9.8E-06	6.6E-05	6.7E-04	1.8E-04	2.1E-04
コンクリート侵食	8.6E-07	6.5E-06	7.0E-05	1.9E-05	1.8E-06
漏えい箇所の隔離機能喪失	1.6E-08	2.1E-07	2.2E-06	6.5E-07	4.5E-07
可燃性ガスの高濃度での燃焼	1.4E-09	1.8E-08	2.1E-07	5.4E-08	6.8E-08
格納容器隔離機能喪失	9.4E-08	4.1E-07	3.9E-06	1.1E-06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

第 4.1.1.g-5 表　格納容器破損モード別，格納容器破損カテゴリ別格納容器破損頻度の比較

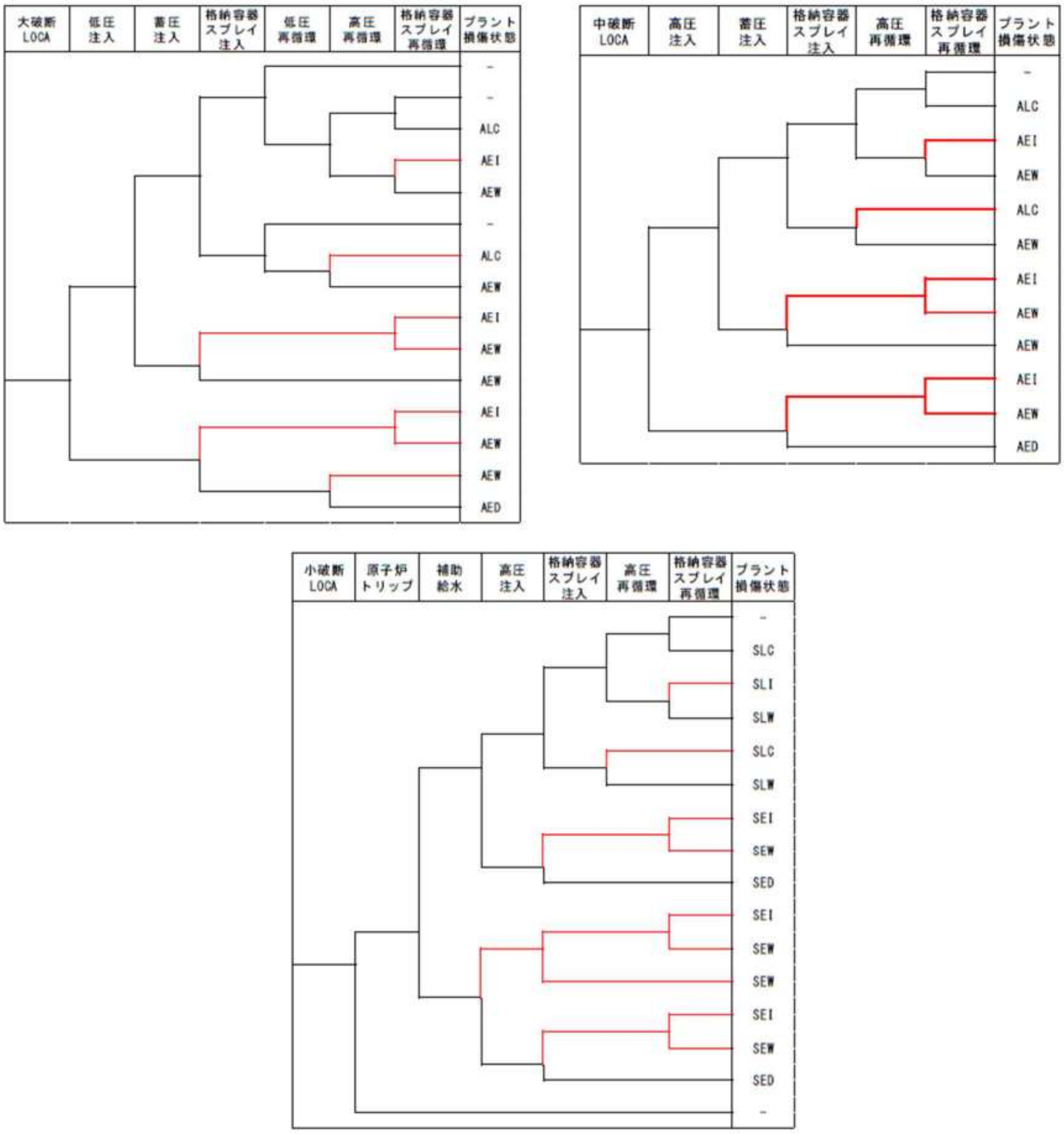
破損モード別	ケース1（ベースケース）		ケース2		ケース2／ケース1（—）
	格納容器破損頻度（／炉年）	割合（%）	格納容器破損頻度（／炉年）	割合（%）	
α（原子炉容器内水蒸気爆発）	1.7E-09	<0.1	1.7E-09	<0.1	1.00
β（格納容器隔離失敗）	1.1E-06	0.5	1.1E-06	0.5	1.00
γ（水素燃焼（原子炉容器破損以前））	3.5E-10	<0.1	3.5E-10	<0.1	1.00
γ'（水素燃焼（原子炉容器破損直後））	3.3E-10	<0.1	3.3E-10	<0.1	1.00
γ"（水素燃焼（原子炉容器破損後長時間経過後））	6.7E-08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



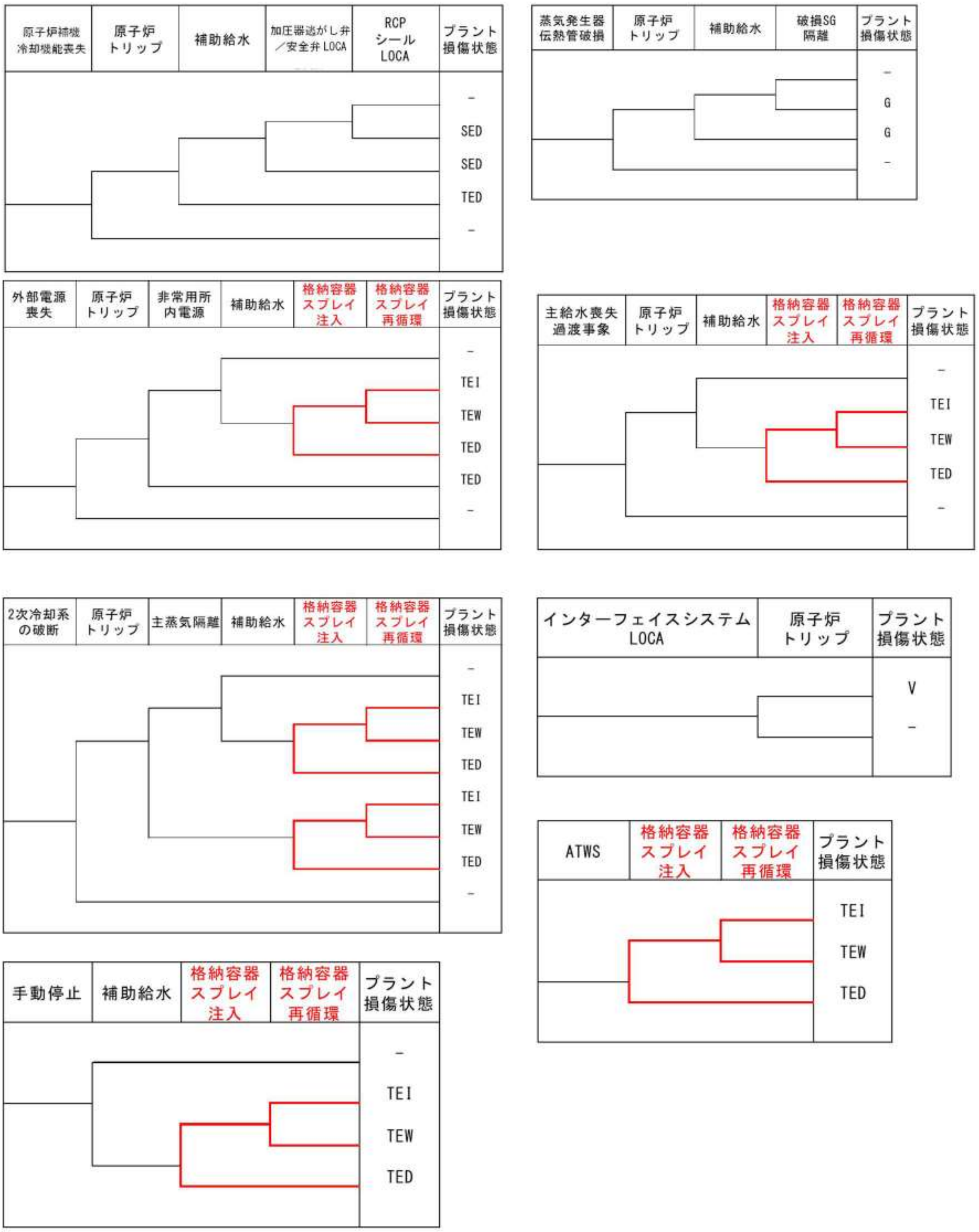
第 4.1.1-1 図　内部事象レベル 1.5PRA 評価フロー図



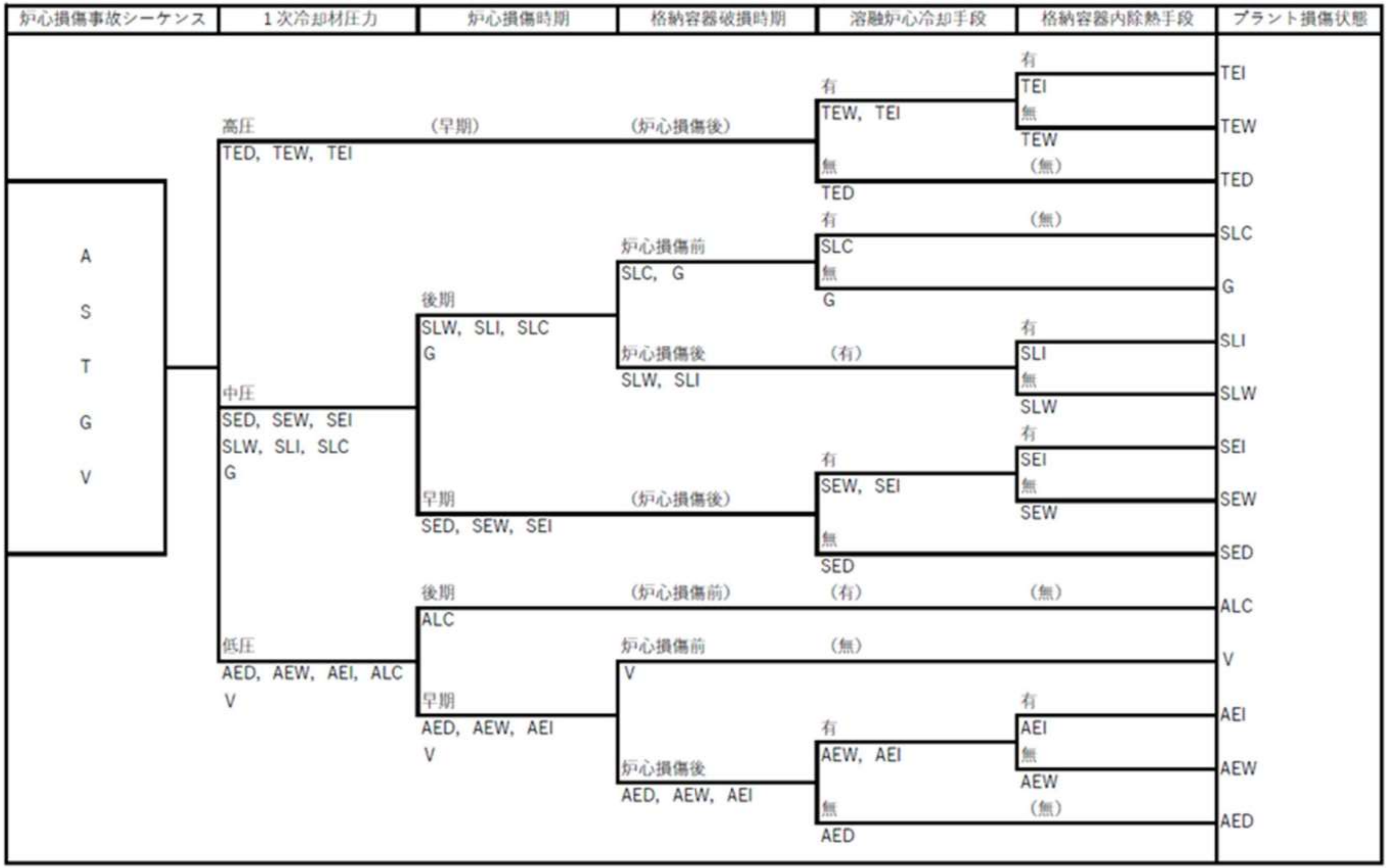
第 4.1.1.a-1 図　原子炉格納容器の形状及び溶融炉心の移動経路



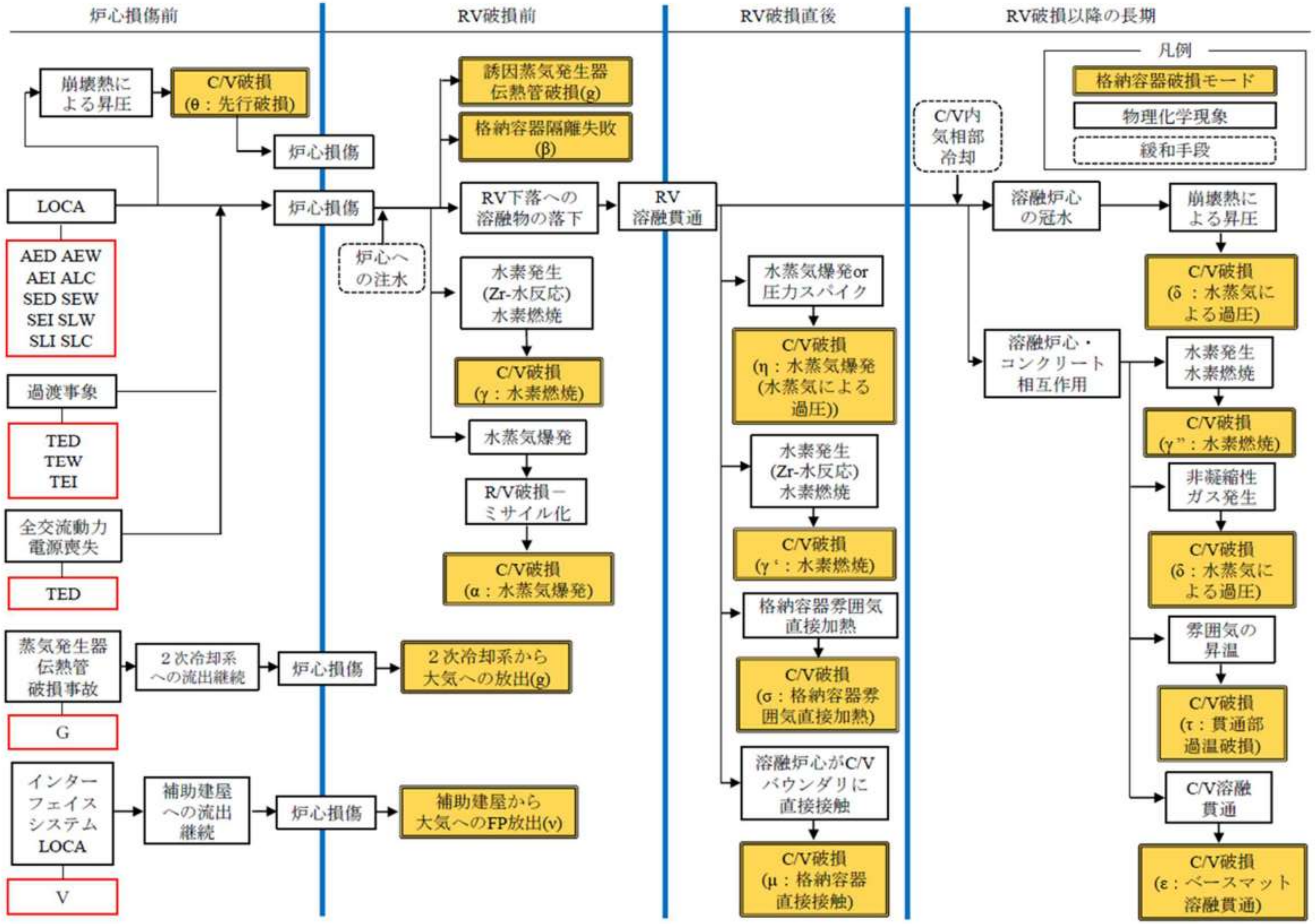
第 4.1.1.b-1 図　レベル 1.5PRA 用のレベル 1 PRA イベントツリー（1/2）



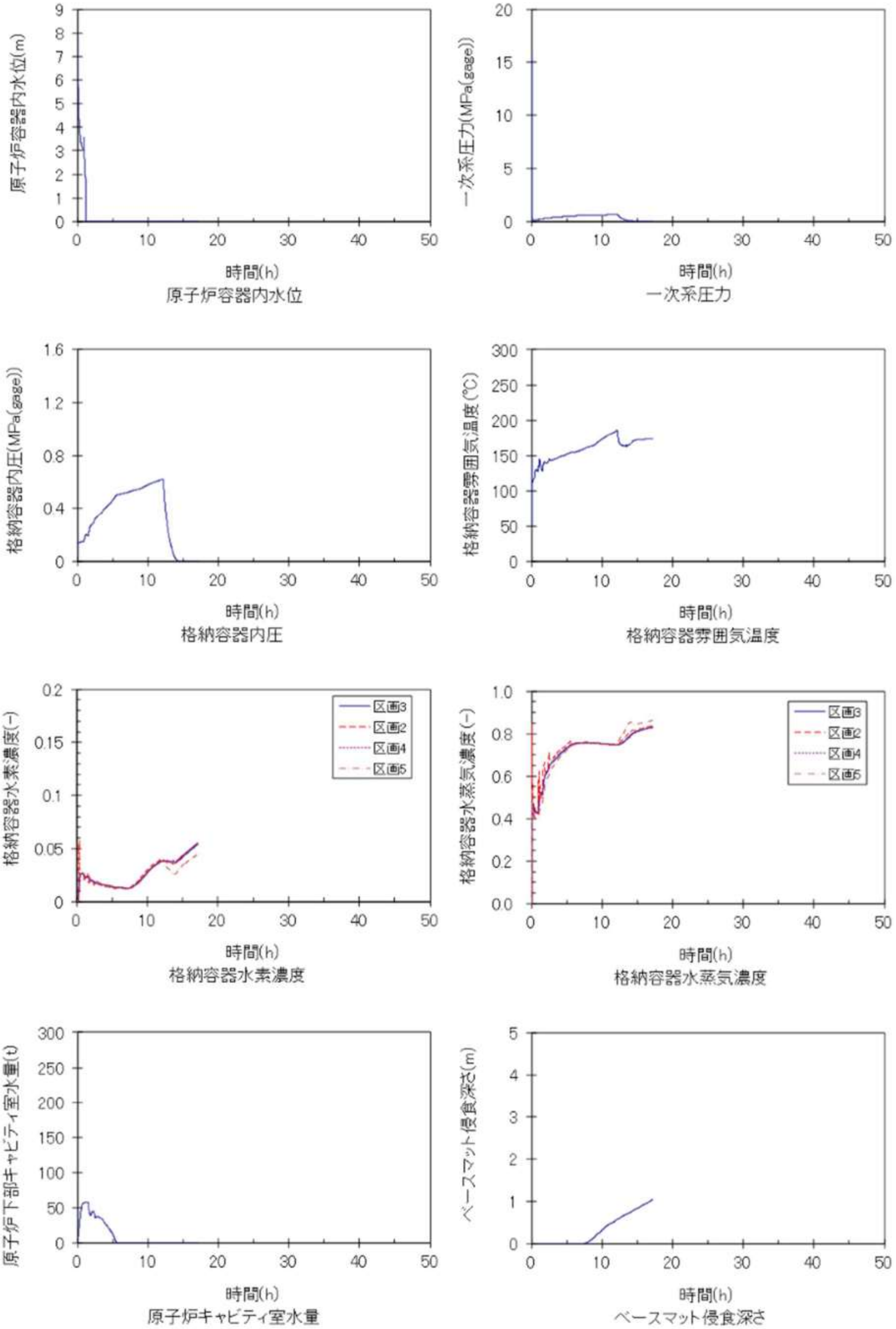
第 4.1.1.b-1 図　レベル 1.5PRA 用のレベル 1 PRA イベントツリー（2/2）



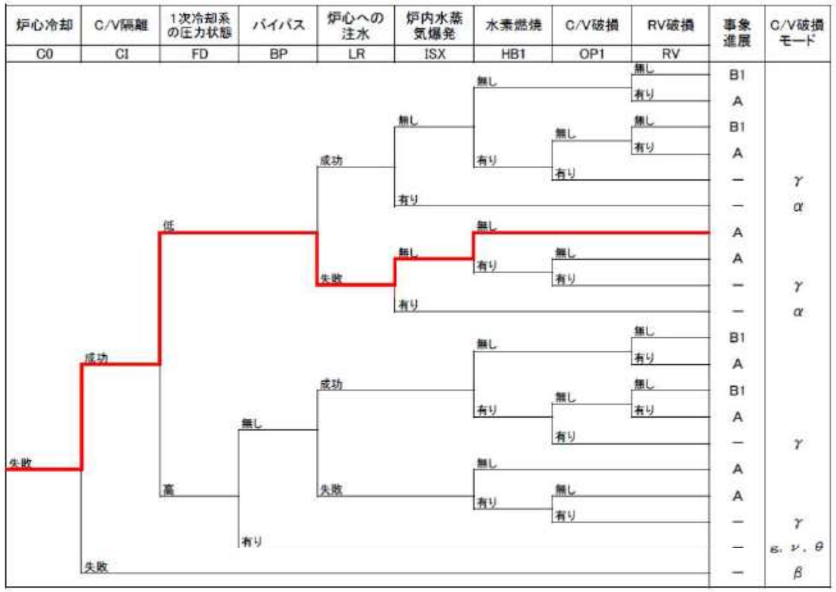
第 4.1.1.b-2図　プラント損傷状態の分類

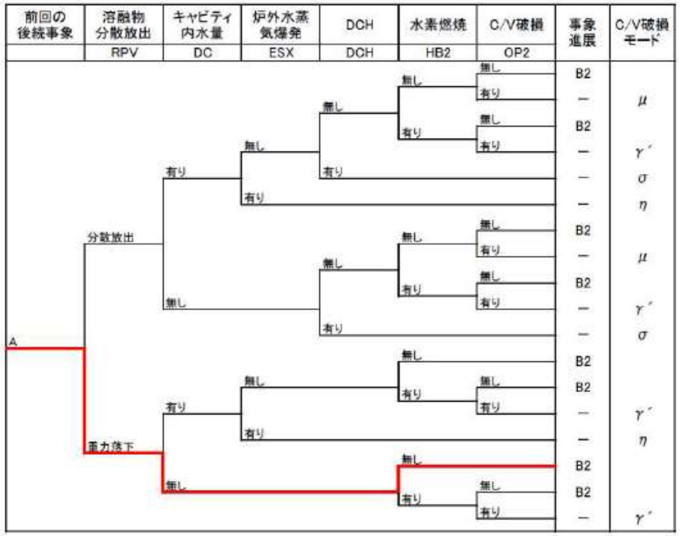


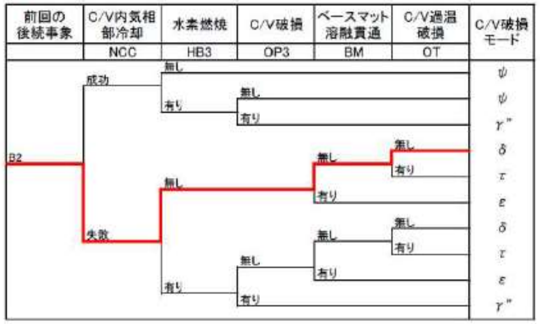
第 4.1.1.c-1 図　PWR のシビアアクシデントで考えられる事故進展



第 4.1.1.e-1 図　代表的な物理量の時間変化（AED）





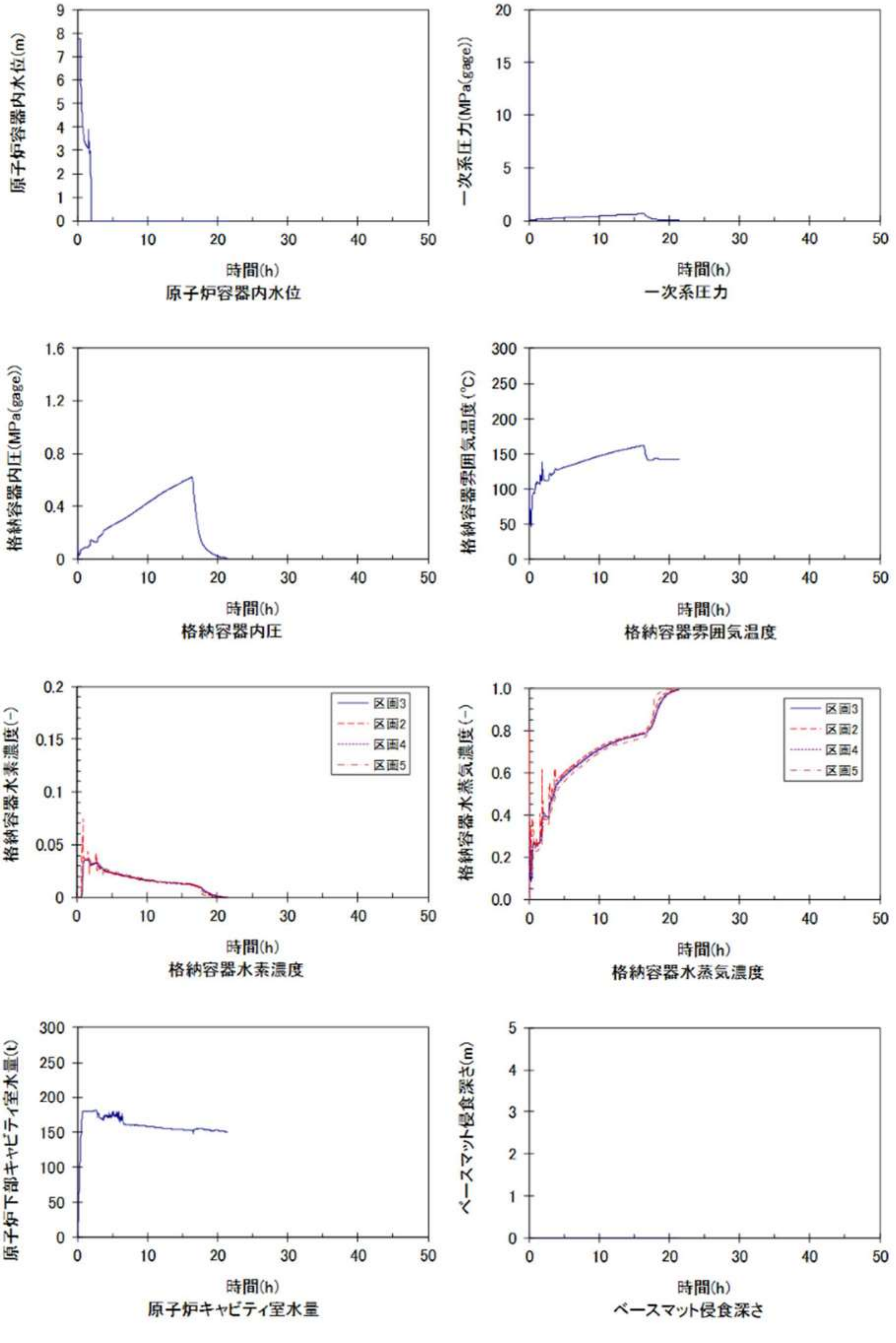


（注1）　事故進展の－は，その時点での格納容器破損を意味する。

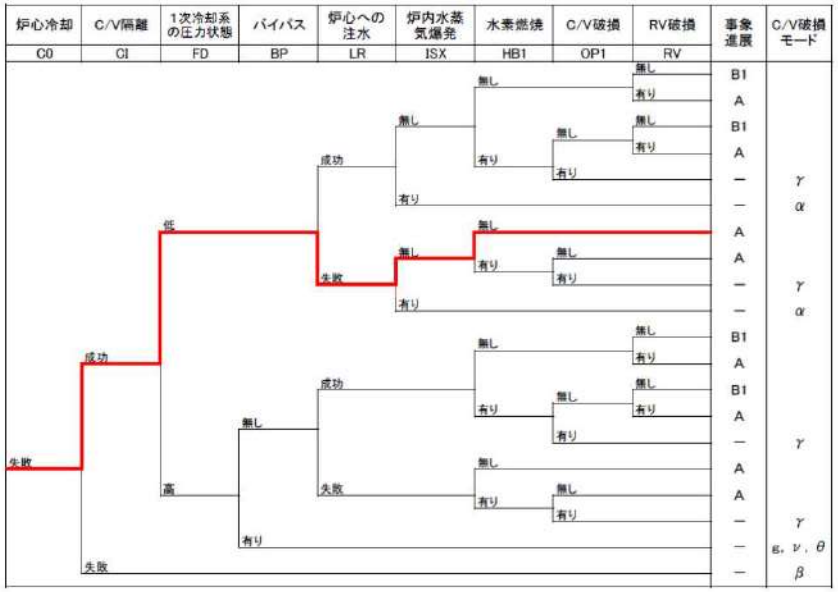
（注2）　格納容器破損モード:
α＝原子炉容器内での水蒸気爆発による破損
β＝格納容器隔離失敗
γ，γ'，γ''＝水素燃焼又は水素爆轟による格納容器過圧破損
δ＝水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による準静的な過圧による破損
ε＝デブリ・コンクリート相互作用によるベースマット溶融貫通
θ＝水蒸気蓄積による準静的な加圧による格納容器先行破損
η＝格納容器内での水蒸気爆発又は水蒸気スパイクによる破損
σ＝格納容器雰囲気直接加熱による破損
g＝蒸気発生器伝熱管破損後の炉心損傷による格納容器バイパス
ν＝余熱除去系隔離弁 LOCA 後の炉心損傷による格納容器バイパス
μ＝デブリの格納容器構造物への直接接触による格納容器破損
τ＝格納容器貫通部過温破損
ψ＝格納容器が健全に維持され，事故が収束

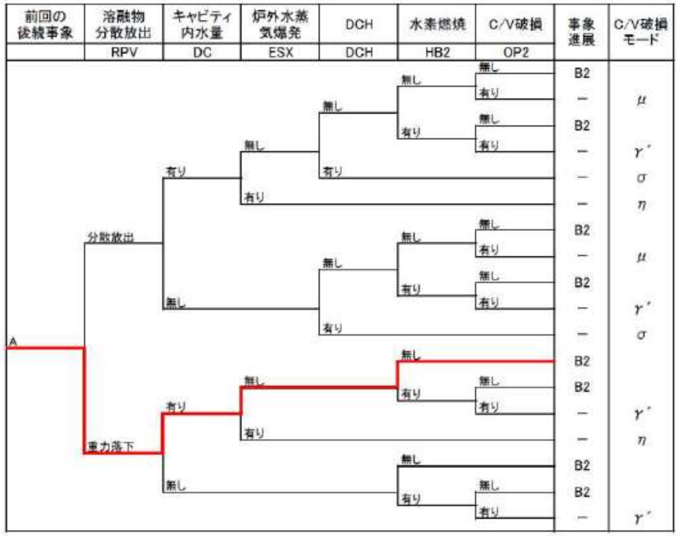
（注3）　A　:原子炉容器破損有り
B1:原子炉容器破損無し
B2:原子炉容器破損有り

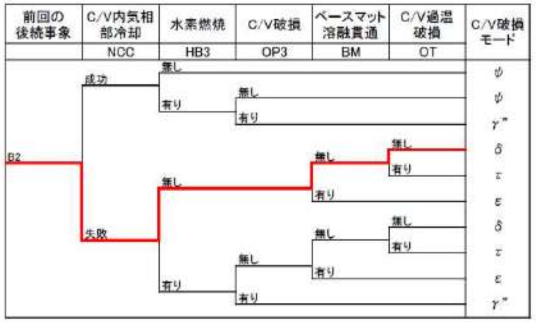
第 4.1.1.e-2 図　代表シーケンスにおける事故進展例（AED）



第 4.1.1.e-3 図　代表的な物理量の時間変化（AEW）





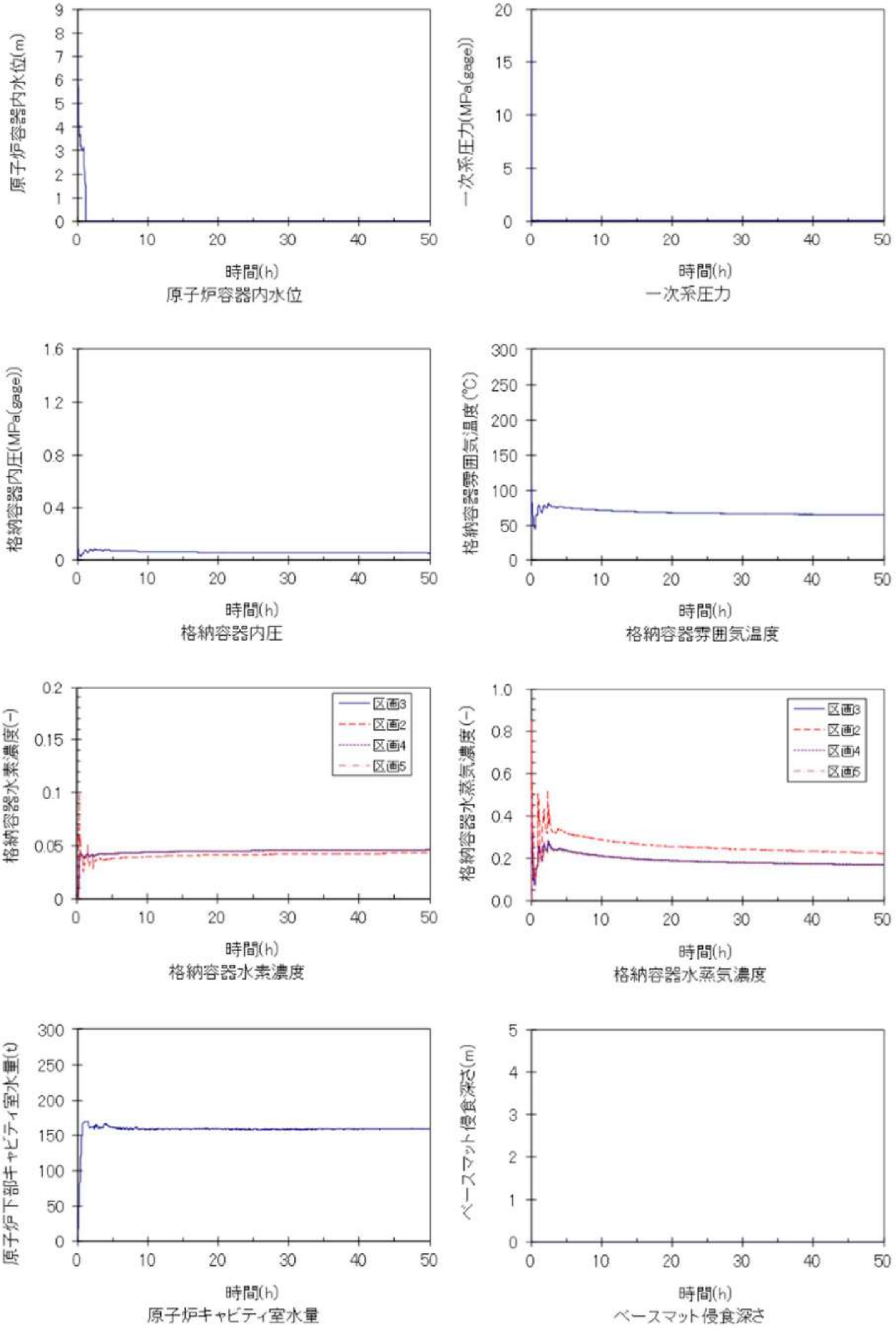


（注1）　事故進展の－は、その時点での格納容器破損を意味する。

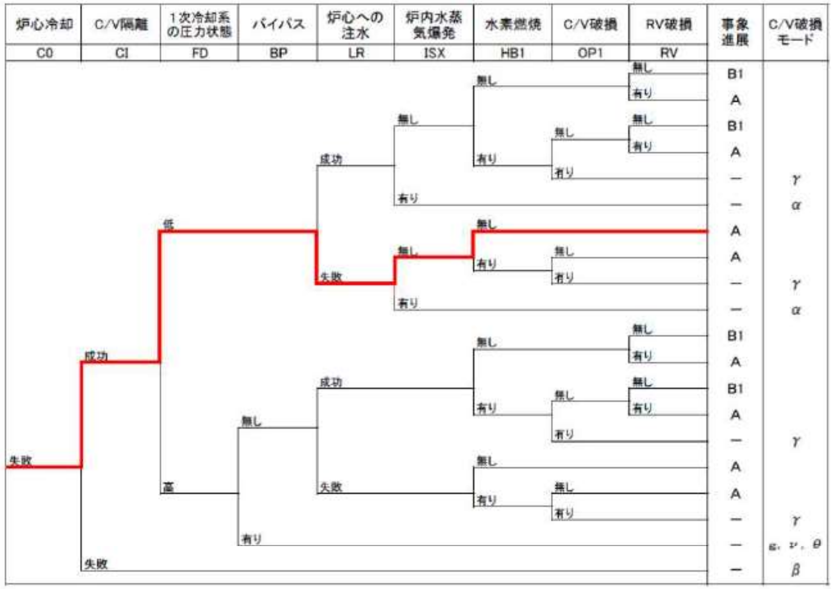
（注2）　格納容器破損モード:
α＝原子炉容器内での水蒸気爆発による破損
β＝格納容器隔離失敗
γ，γ'，γ"＝水素燃焼又は水素爆轟による格納容器過圧破損
δ＝水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による準静的な過圧による破損
ε＝デブリ・コンクリート相互作用によるベースマット溶融貫通
θ＝水蒸気蓄積による準静的な加圧による格納容器先行破損
η＝格納容器内での水蒸気爆発又は水蒸気スパイクによる破損
σ＝格納容器雰囲気直接加熱による破損
g＝蒸気発生器伝熱管破損後の炉心損傷による格納容器バイパス
ν＝余熱除去系隔離弁 LOCA 後の炉心損傷による格納容器バイパス
μ＝デブリの格納容器構造物への直接接触による格納容器破損
τ＝格納容器貫通部過温破損
ψ＝格納容器が健全に維持され、事故が収束

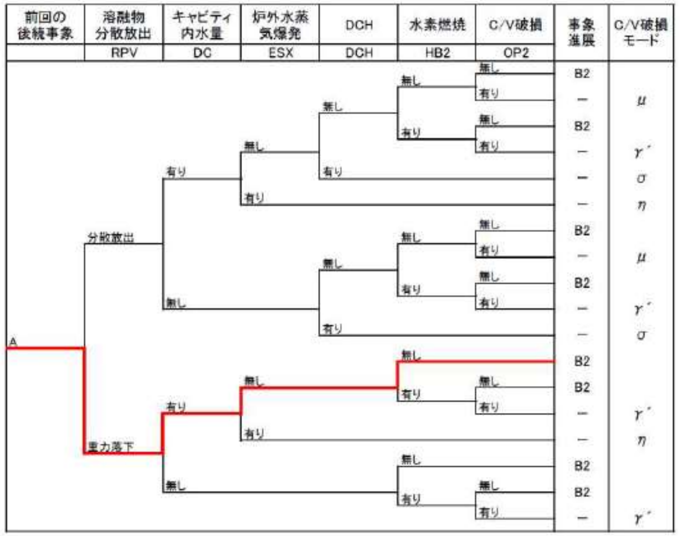
（注3）　A ：原子炉容器破損有り
B1：原子炉容器破損無し
B2：原子炉容器破損有り

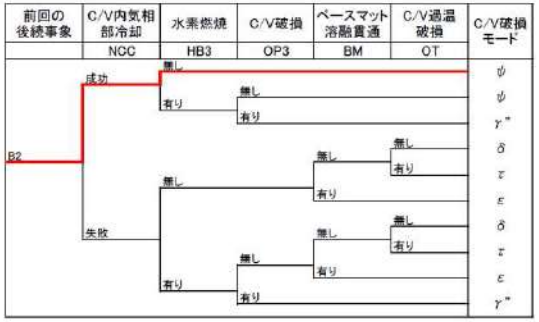
第 4.1.1.e-4 図　代表シーケンスにおける事故進展例（AEW）



第 4.1.1.e-5 図　代表的な物理量の時間変化（AEI）





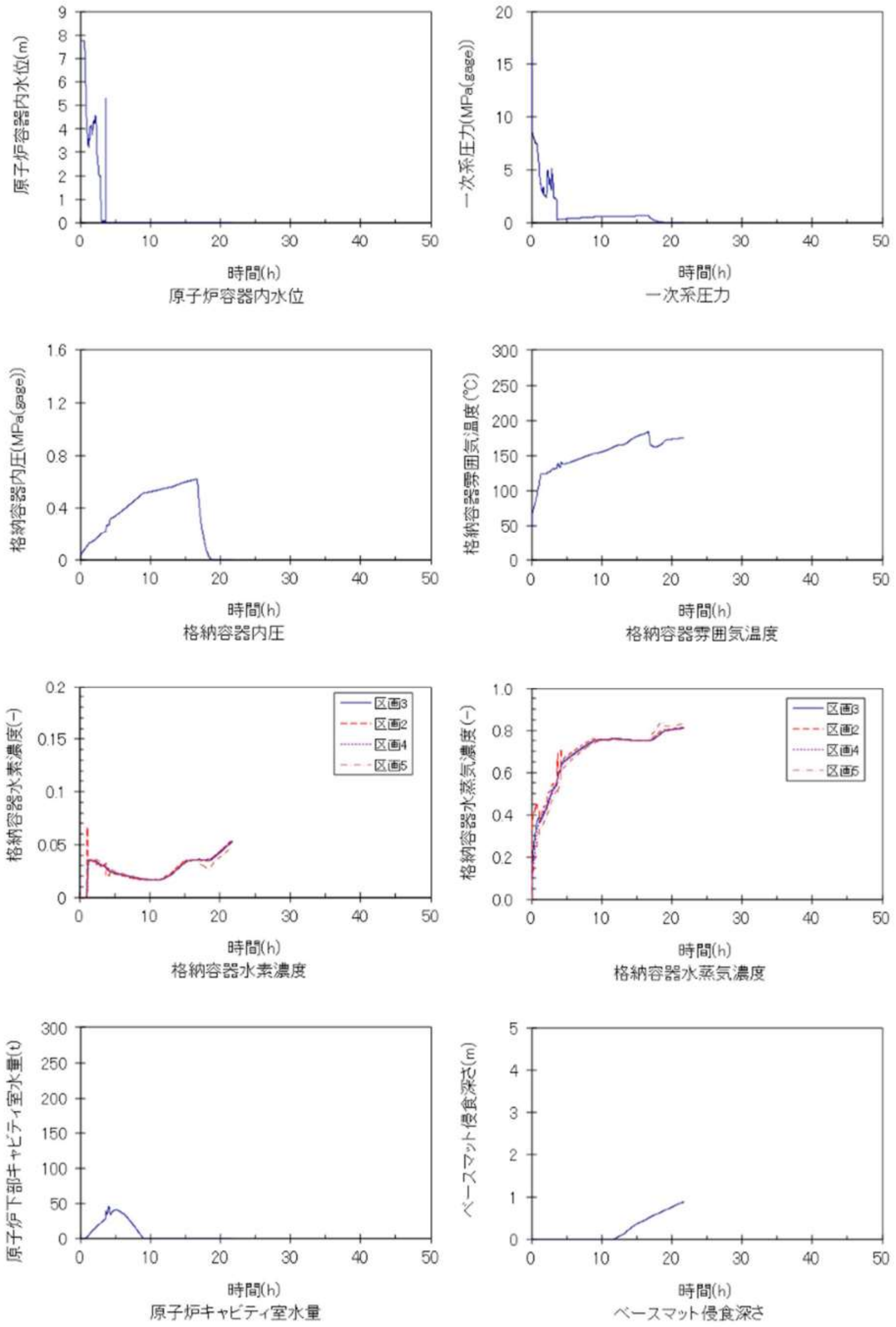


（注1）　事故進展の－は、その時点での格納容器破損を意味する。

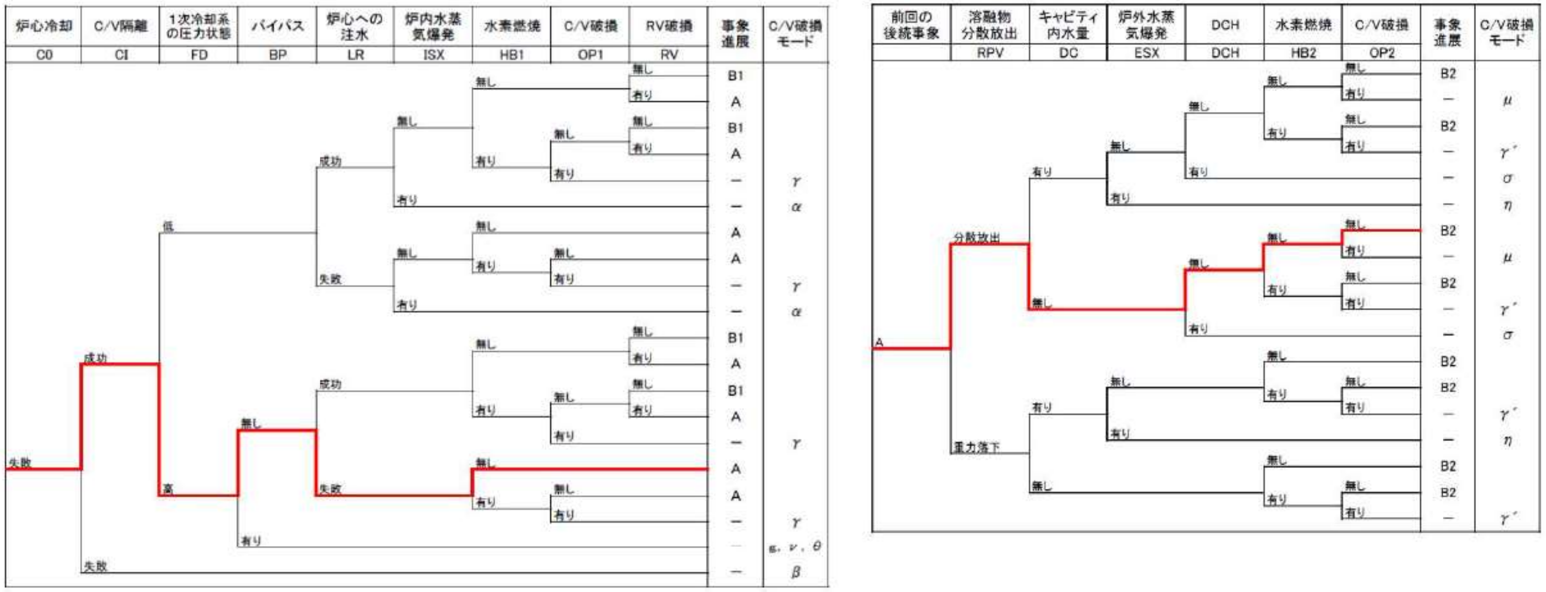
（注2）　格納容器破損モード：
α＝原子炉容器内での水蒸気爆発による破損
β＝格納容器隔離失敗
γ、γ'、γ"＝水素燃焼又は水素爆轟による格納容器過圧破損
δ＝水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による準静的な過圧による破損
ε＝デブリ・コンクリート相互作用によるベースマット溶融貫通
θ＝水蒸気蓄積による準静的な加圧による格納容器先行破損
η＝格納容器内での水蒸気爆発又は水蒸気スパイクによる破損
σ＝格納容器雰囲気直接加熱による破損
g＝蒸気発生器伝熱管破損後の炉心損傷による格納容器バイパス
ν＝余熱除去系隔離弁 LOCA 後の炉心損傷による格納容器バイパス
μ＝デブリの格納容器構造物への直接接触による格納容器破損
τ＝格納容器貫通部過温破損
ψ＝格納容器が健全に維持され、事故が収束

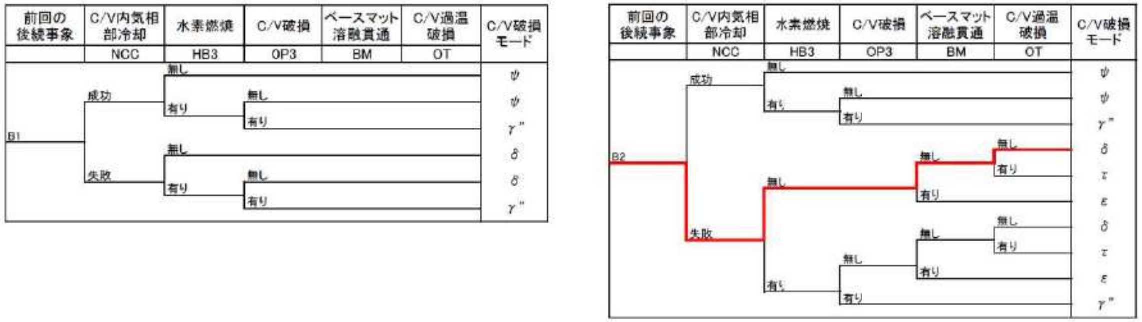
（注3）　A　：原子炉容器破損有り
B1：原子炉容器破損無し
B2：原子炉容器破損有り

第 4.1.1.e-6 図　代表シーケンスにおける事故進展例（AEI）



第 4.1.1.e-7 図　代表的な物理量の時間変化（SED）



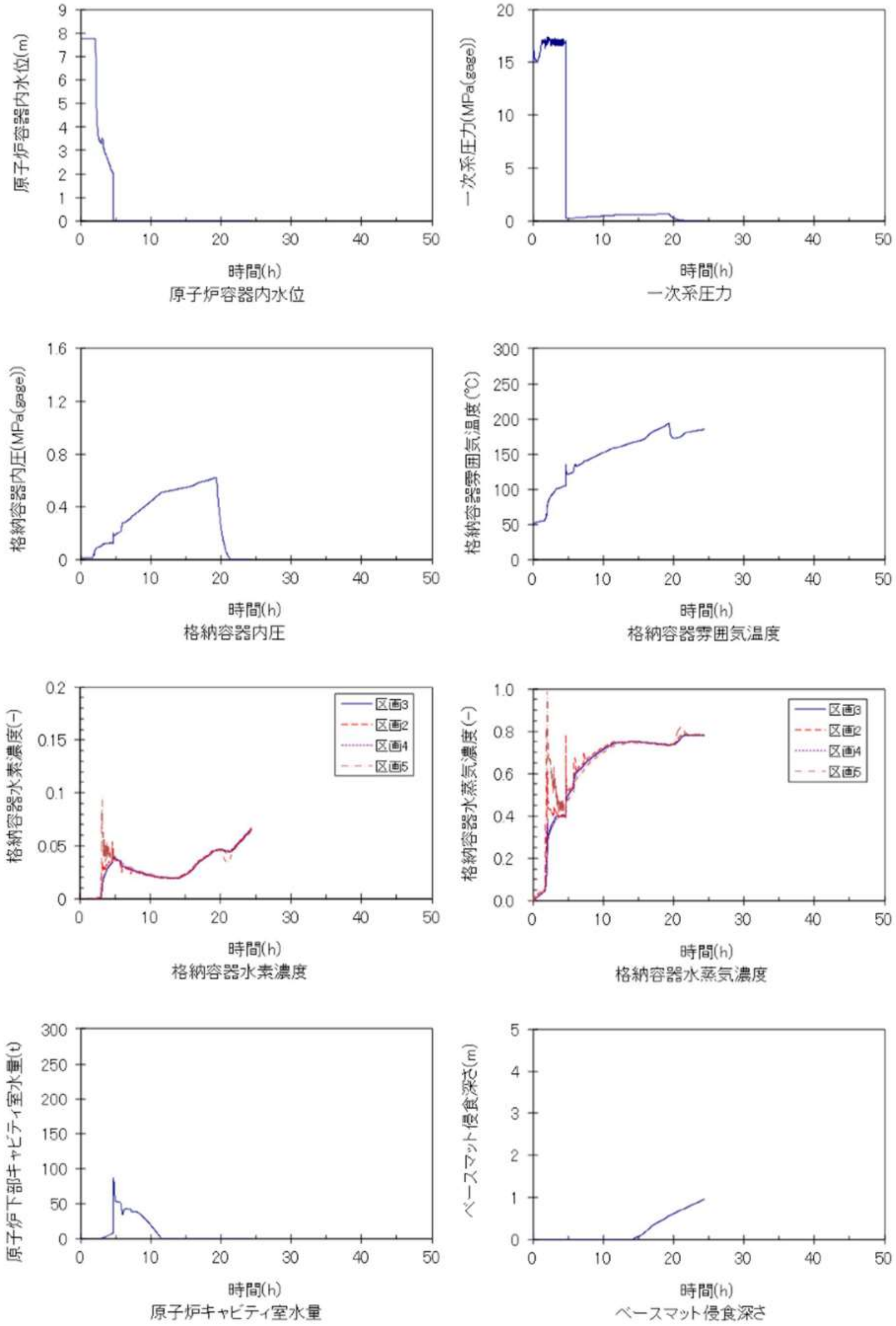


（注1）　事故進展の－は，その時点での格納容器破損を意味する。

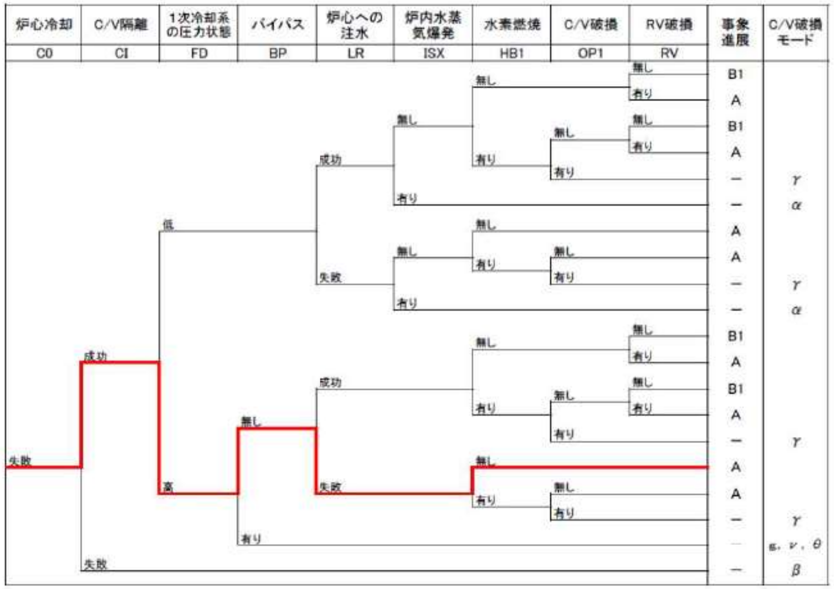
（注2）　格納容器破損モード:
α＝原子炉容器内での水蒸気爆発による破損
β＝格納容器隔離失敗
γ，γ'，γ"＝水素燃焼又は水素爆轟による格納容器過圧破損
δ＝水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による準静的な過圧による破損
ε＝デブリ・コンクリート相互作用によるベースマット溶融貫通
θ＝水蒸気蓄積による準静的な加圧による格納容器先行破損
η＝格納容器内での水蒸気爆発又は水蒸気スパイクによる破損
σ＝格納容器雰囲気直接加熱による破損
g＝蒸気発生器伝熱管破損後の炉心損傷による格納容器バイパス
ν＝余熱除去系隔離弁 LOCA 後の炉心損傷による格納容器バイパス
μ＝デブリの格納容器構造物への直接接触による格納容器破損
τ＝格納容器貫通部過温破損
ψ＝格納容器が健全に維持され，事故が収束

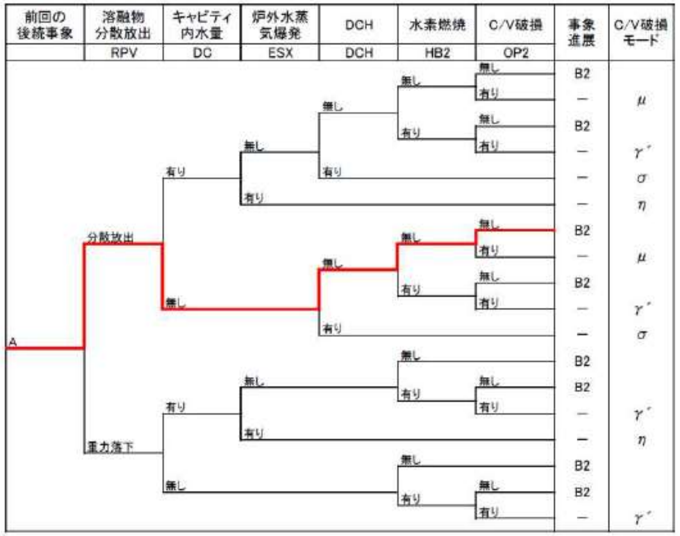
（注3）　A ：原子炉容器破損有り
B1：原子炉容器破損無し
B2：原子炉容器破損有り

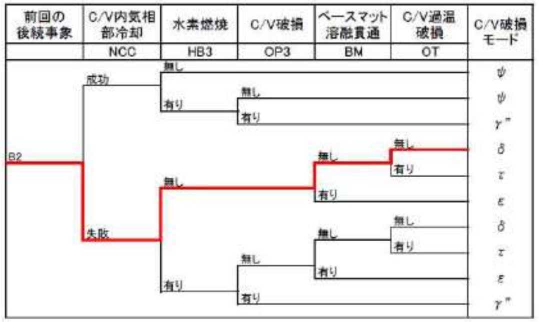
第 4.1.1.e-8 図　代表シーケンスにおける事故進展例（SED）



第 4.1.1.e-9 図　代表的な物理量の時間変化（TED）





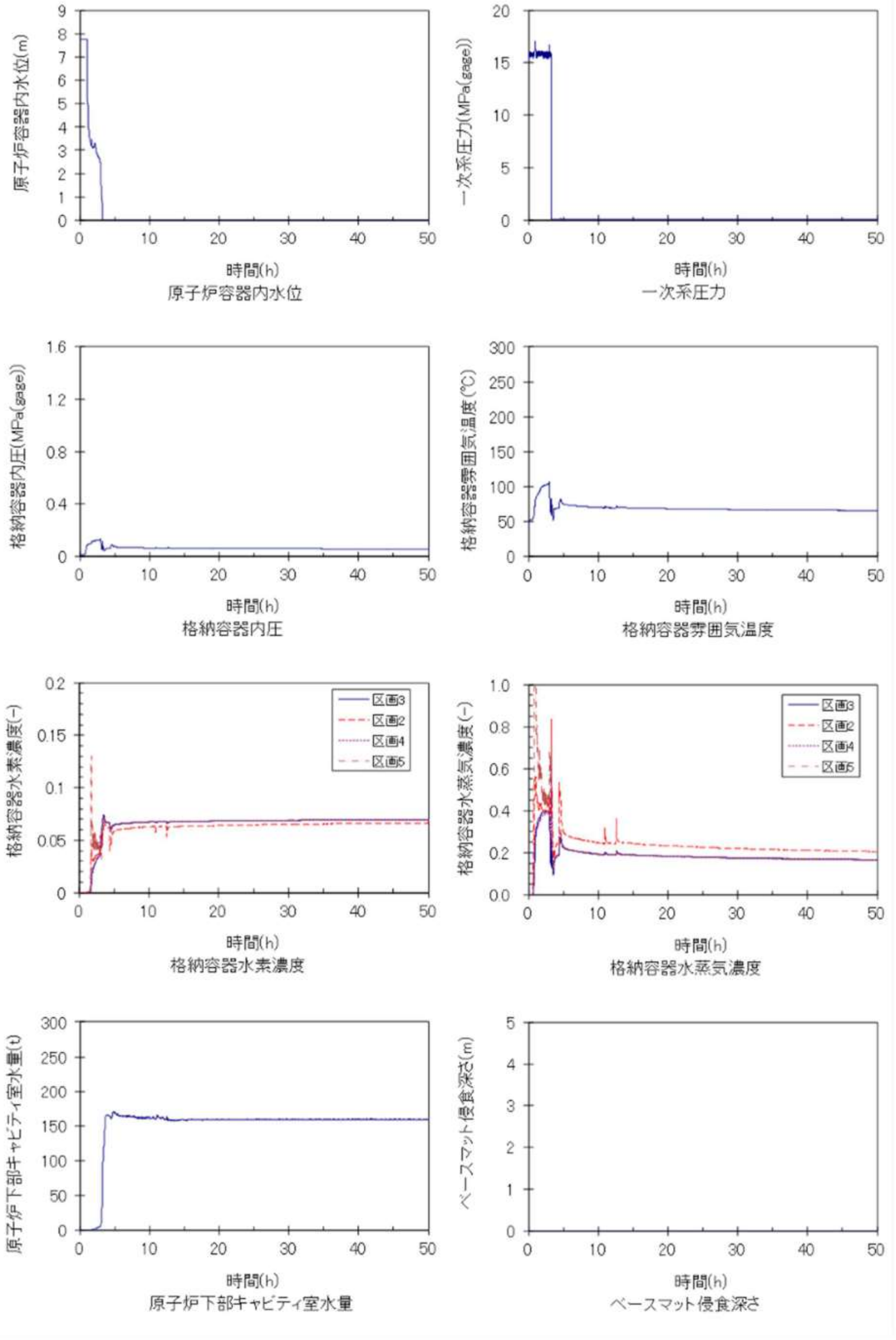


（注1）　事故進展の－は，その時点での格納容器破損を意味する。

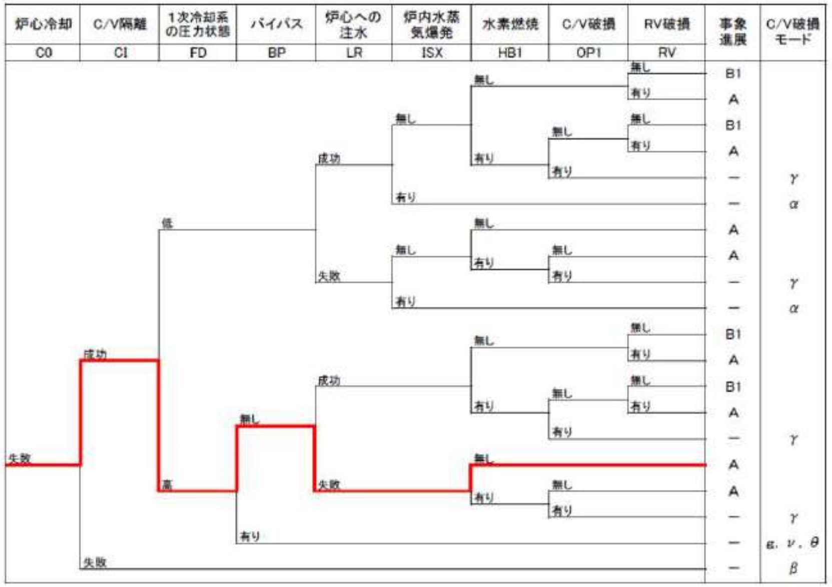
（注2）　格納容器破損モード:
α＝原子炉容器内での水蒸気爆発による破損
β＝格納容器隔離失敗
γ，γ'，γ"＝水素燃焼又は水素爆轟による格納容器過圧破損
δ＝水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による準静的な過圧による破損
ε＝デブリ・コンクリート相互作用によるベースマット溶融貫通
θ＝水蒸気蓄積による準静的な加圧による格納容器先行破損
η＝格納容器内での水蒸気爆発又は水蒸気スパイクによる破損
σ＝格納容器雰囲気直接加熱による破損
g＝蒸気発生器伝熱管破損後の炉心損傷による格納容器バイパス
ν＝余熱除去系隔離弁 LOCA 後の炉心損傷による格納容器バイパス
μ＝デブリの格納容器構造物への直接接触による格納容器破損
τ＝格納容器貫通部過温破損
ψ＝格納容器が健全に維持され，事故が収束

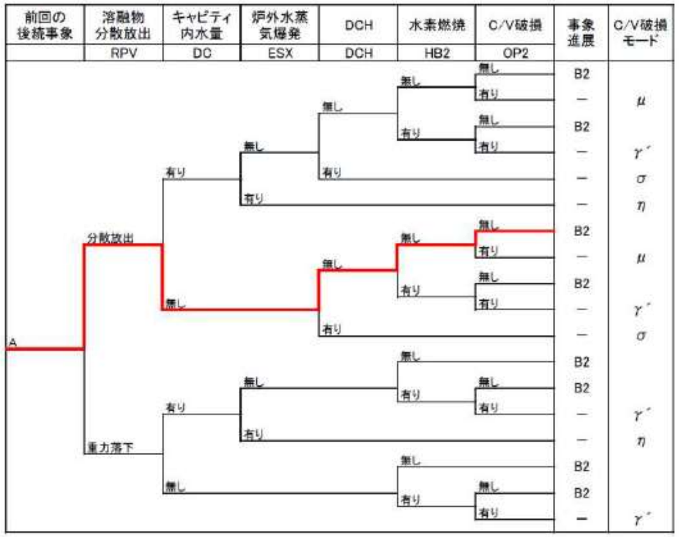
（注3）　A ：原子炉容器破損有り
B1：原子炉容器破損無し
B2：原子炉容器破損有り

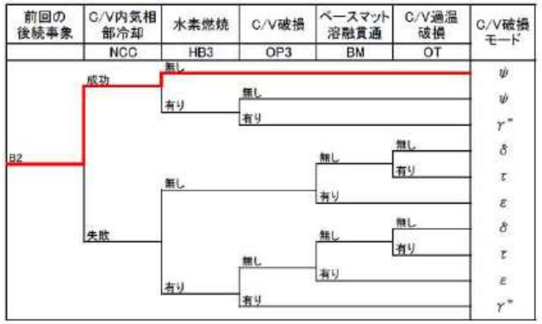
第 4.1.1.e-10 図　代表シーケンスにおける事故進展例（TED）



第 4.1.1.e-11 図　代表的な物理量の時間変化（TEI）





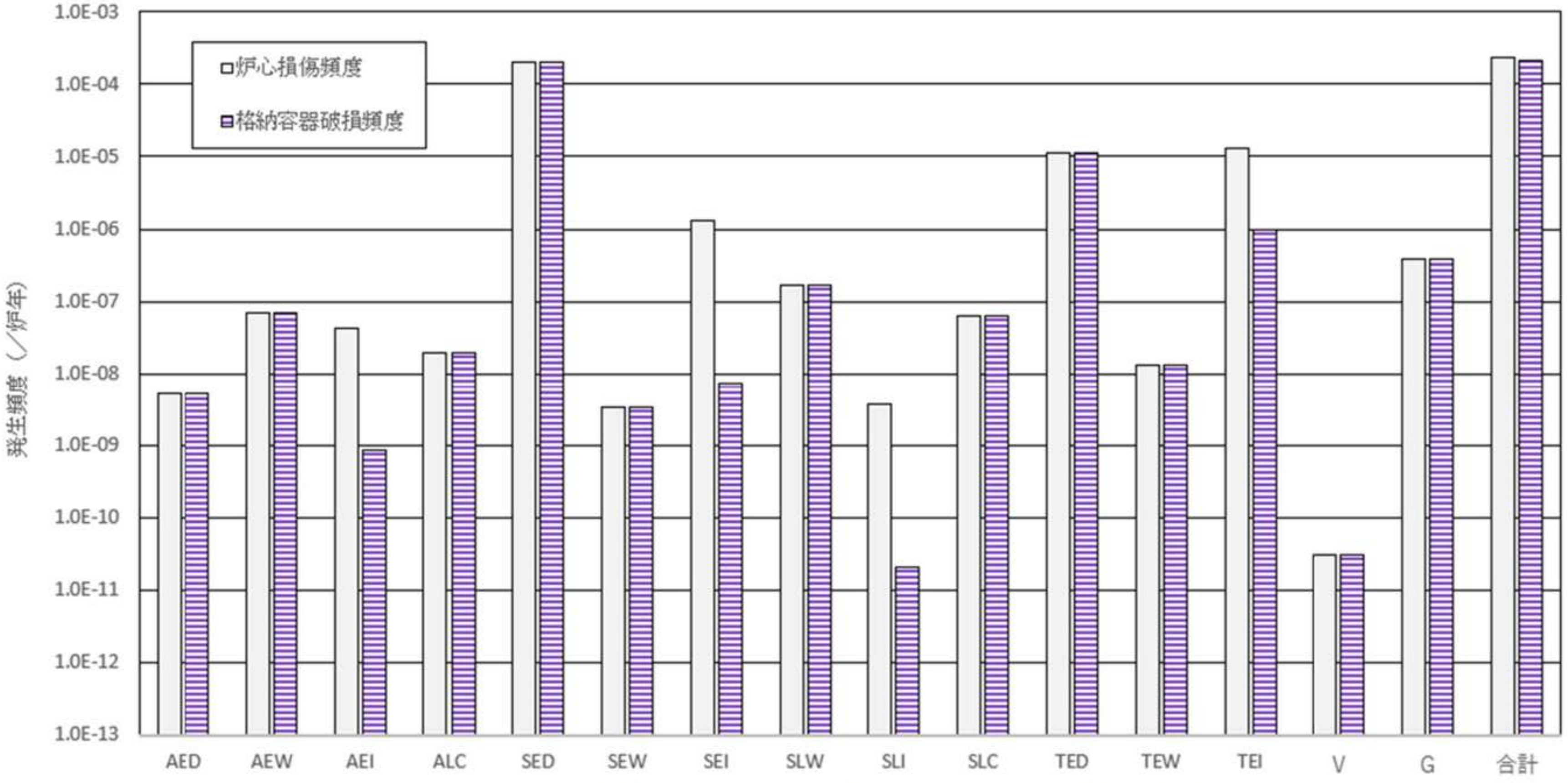


（注1）　事故進展の－は，その時点での格納容器破損を意味する。

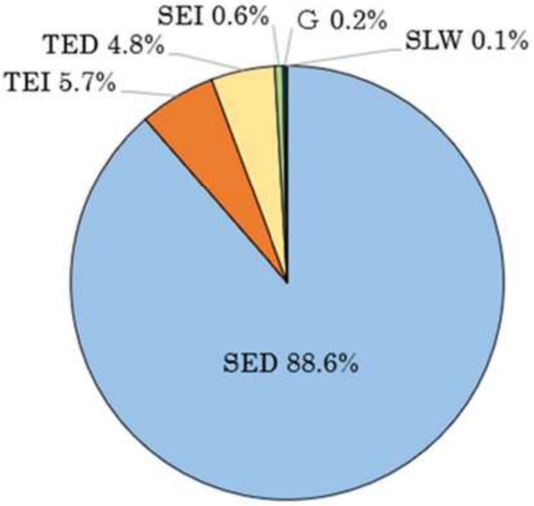
（注2）　格納容器破損モード：
α＝原子炉容器内での水蒸気爆発による破損
β＝格納容器隔離失敗
γ，γ'，γ''＝水素燃焼又は水素爆轟による格納容器過圧破損
δ＝水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による準静的な過圧による破損
ε＝デブリ・コンクリート相互作用によるベースマット溶融貫通
θ＝水蒸気蓄積による準静的な加圧による格納容器先行破損
η＝格納容器内での水蒸気爆発又は水蒸気スパイクによる破損
σ＝格納容器雰囲気直接加熱による破損
g＝蒸気発生器伝熱管破損後の炉心損傷による格納容器バイパス
ν＝余熱除去系隔離弁 LOCA 後の炉心損傷による格納容器バイパス
μ＝デブリの格納容器構造物への直接接触による格納容器破損
τ＝格納容器貫通部過温破損
ψ＝格納容器が健全に維持され，事故が収束

（注3）　A ：原子炉容器破損有り
B1：原子炉容器破損無し
B2：原子炉容器破損有り

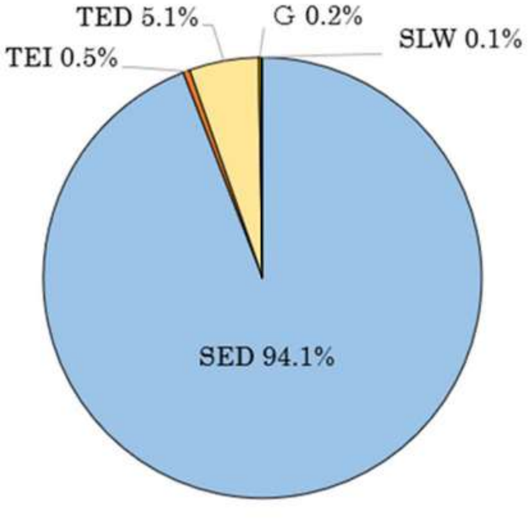
第 4.1.1.e-12 図　代表シーケンスにおける事故進展例（TEI）



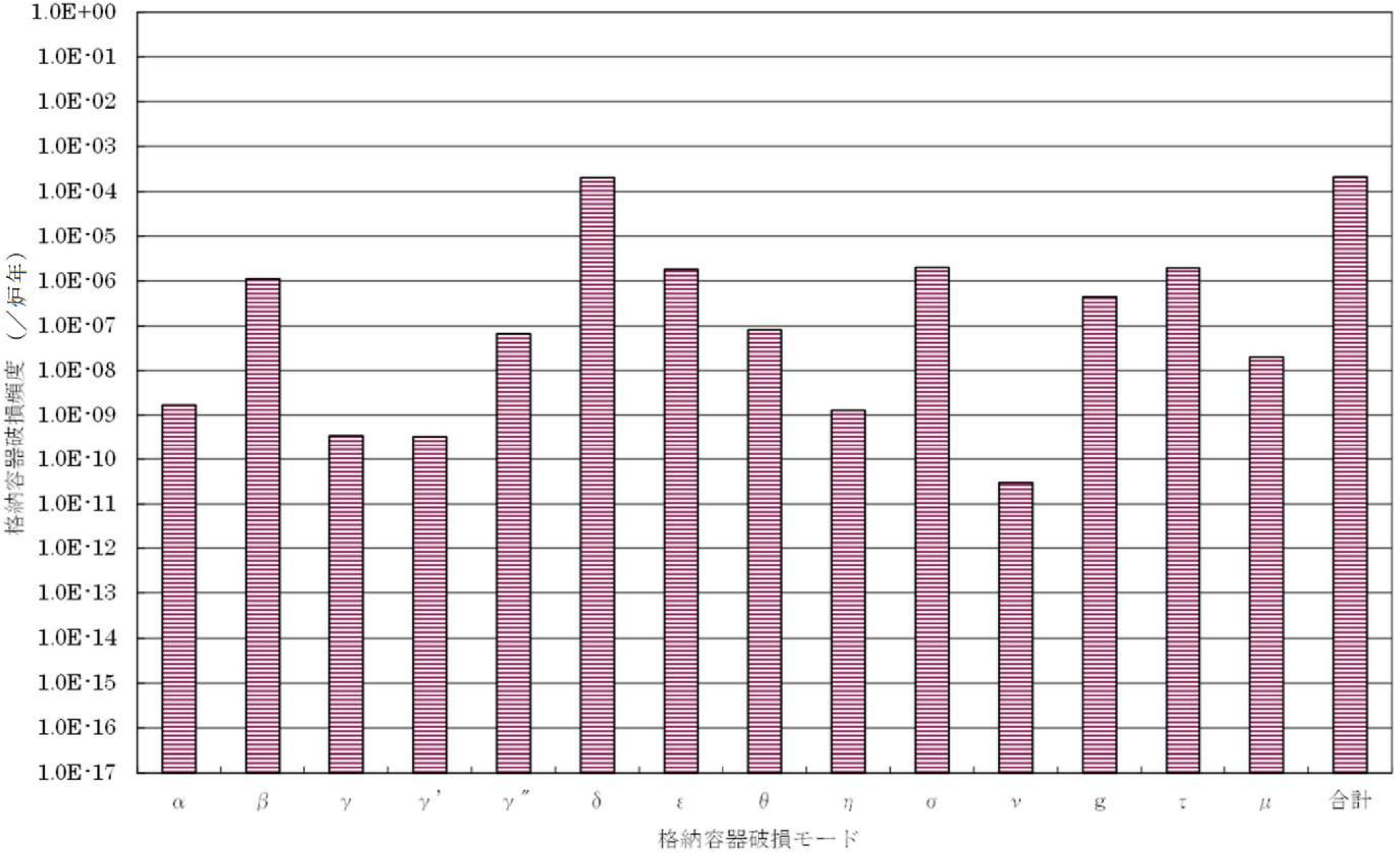
第 4. 1. 1. f-1 図　プラント損傷状態別の炉心損傷頻度及び格納容器破損頻度の比較



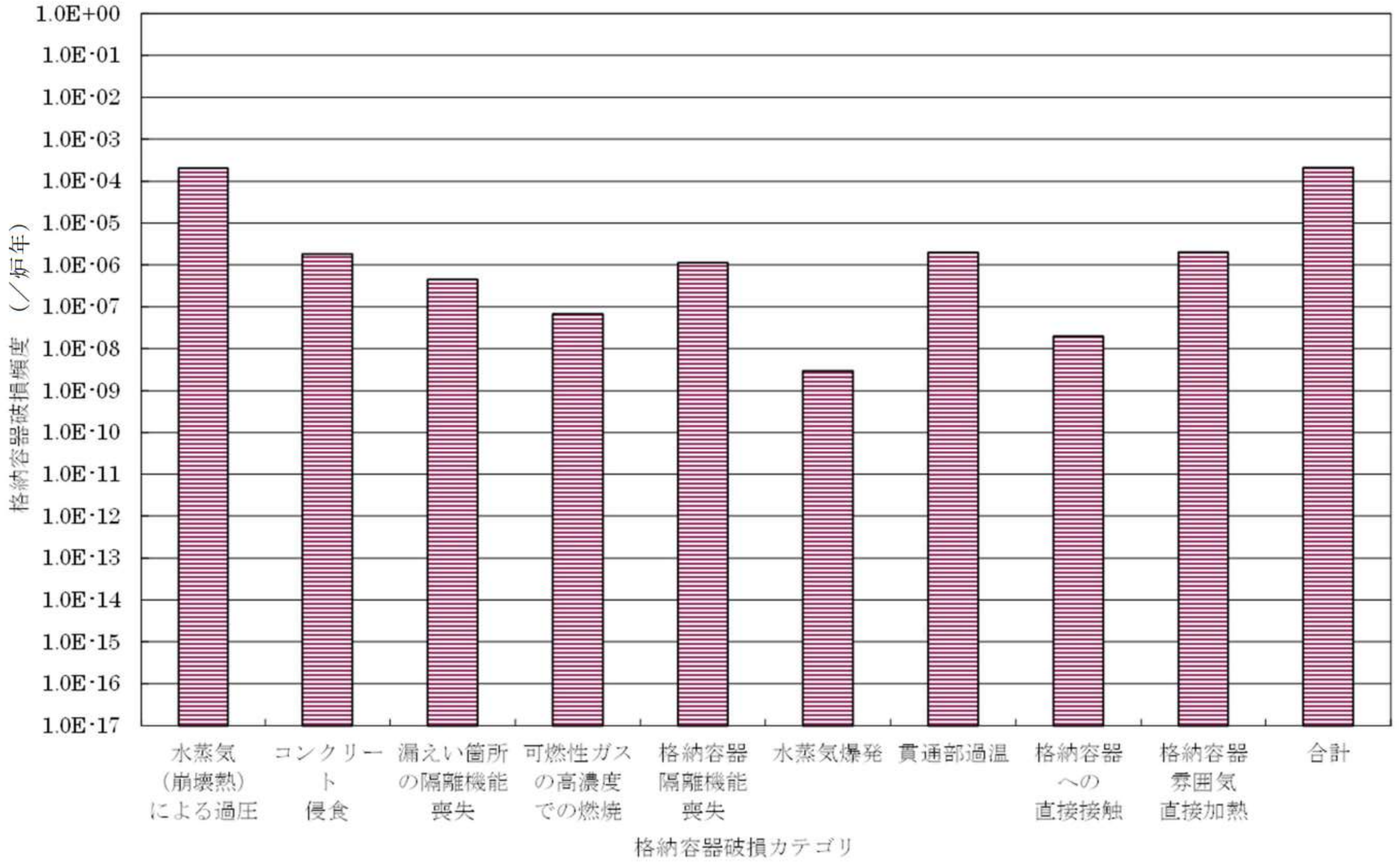
第 4. 1. 1. f-2 図　プラント損傷状態別炉心損傷頻度



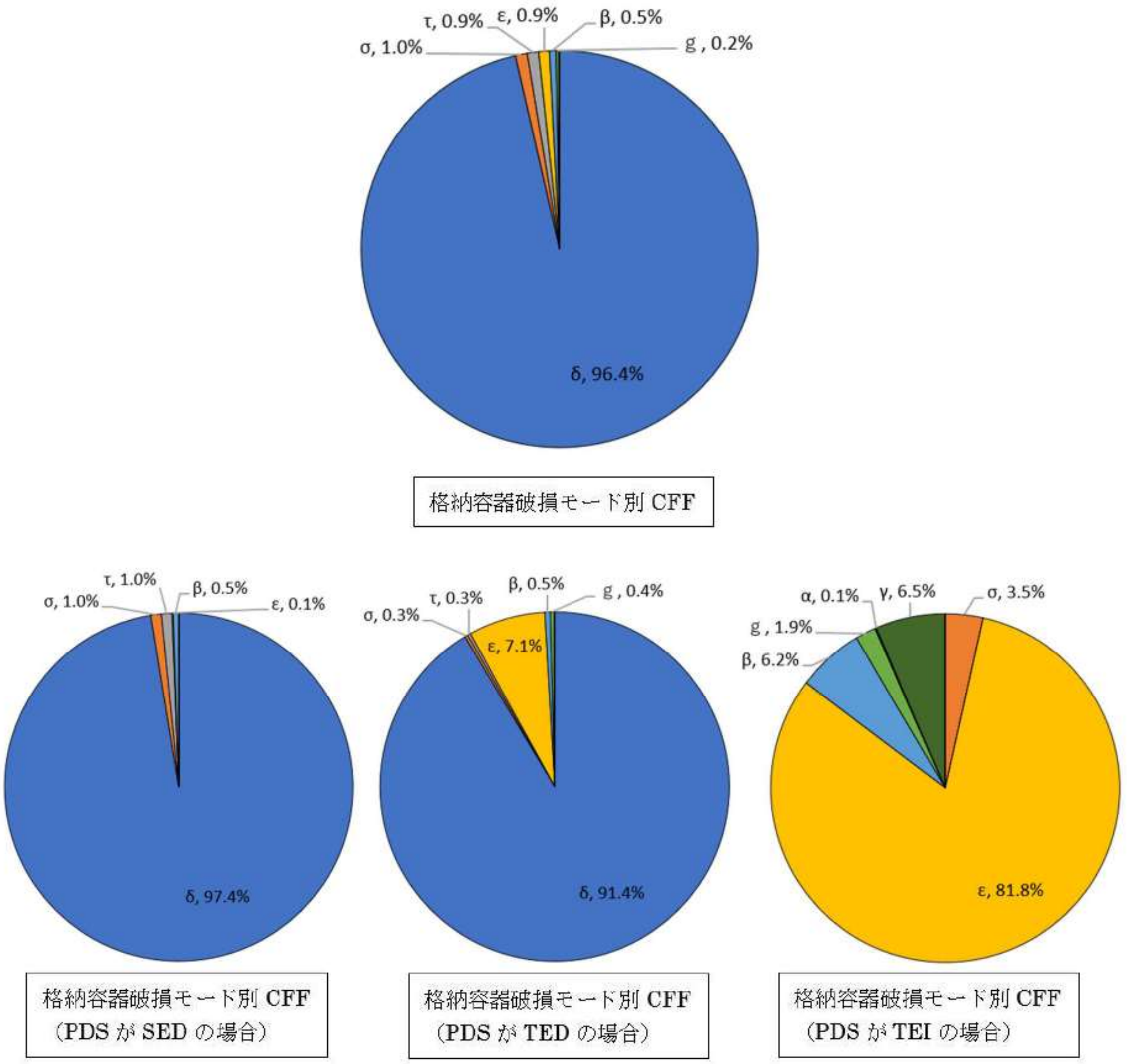
第 4. 1. 1. f-3 図　プラント損傷状態別格納容器破損頻度



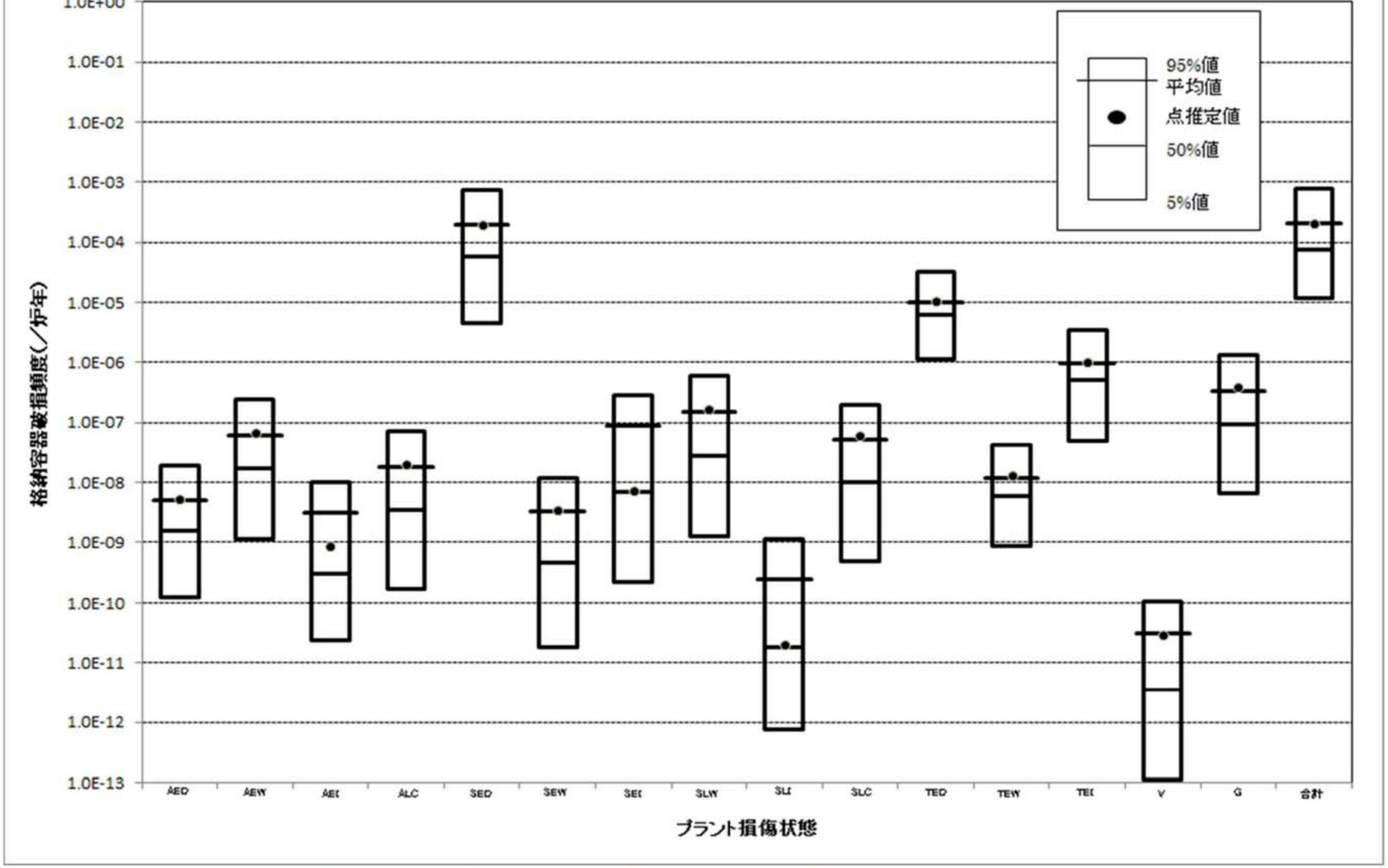
第 4. 1. 1. f-4 図　格納容器破損モード別格納容器破損頻度



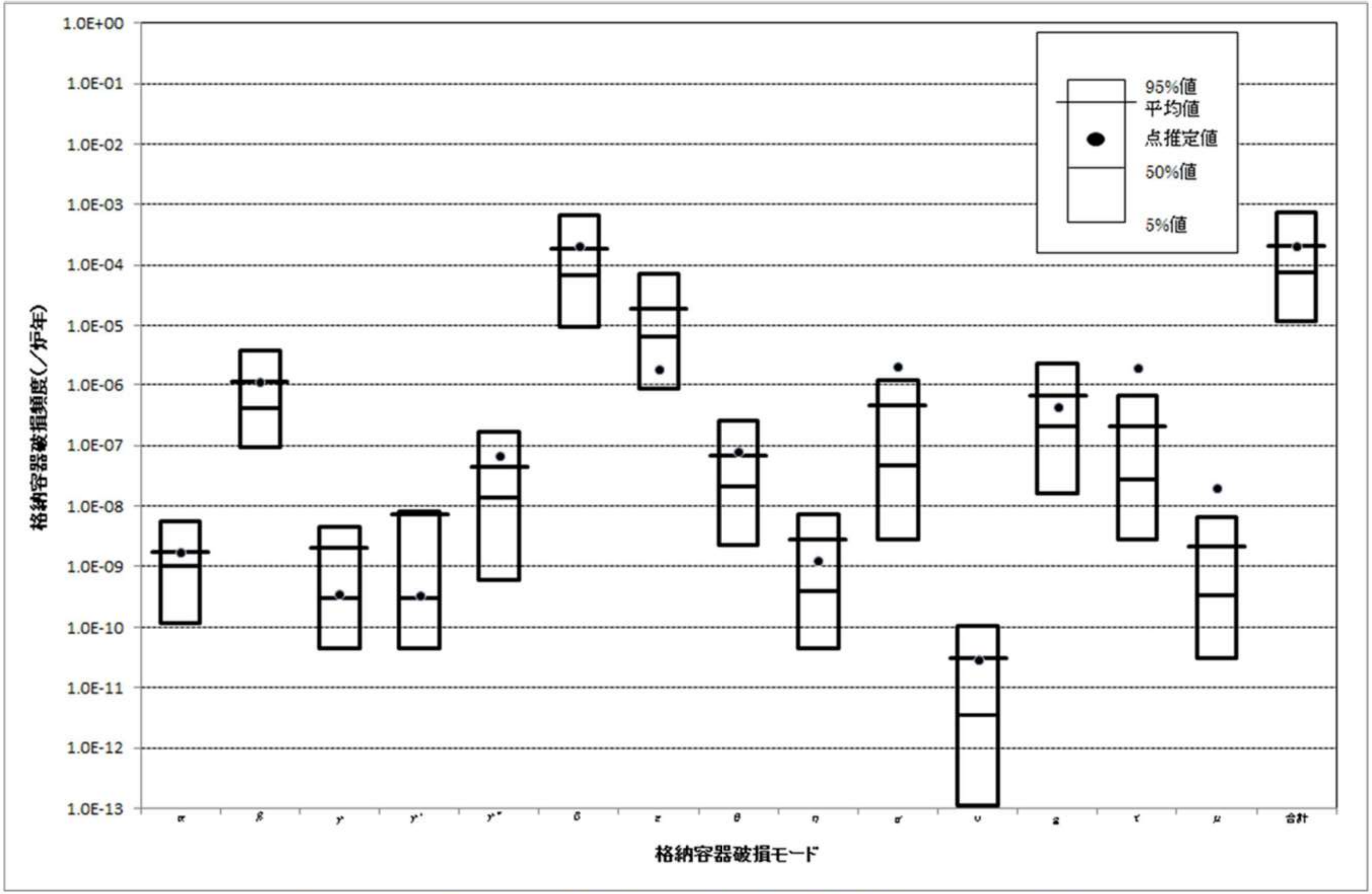
第 4.1.1.f-5 図　格納容器破損カテゴリ別格納容器破損頻度



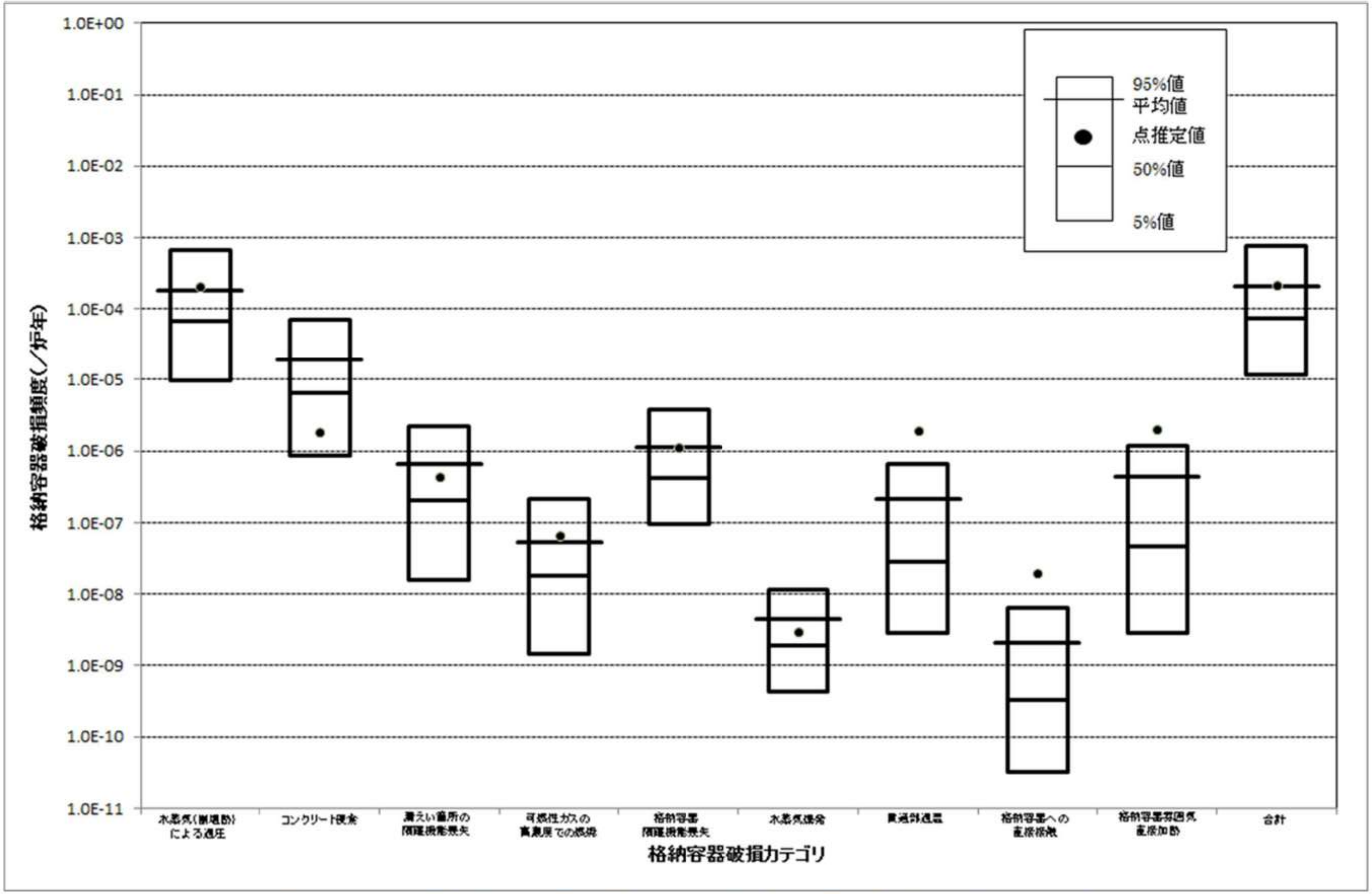
第 4.1.1.f-6 図　主要な PDS における格納容器破損モード別格納容器破損頻度割合



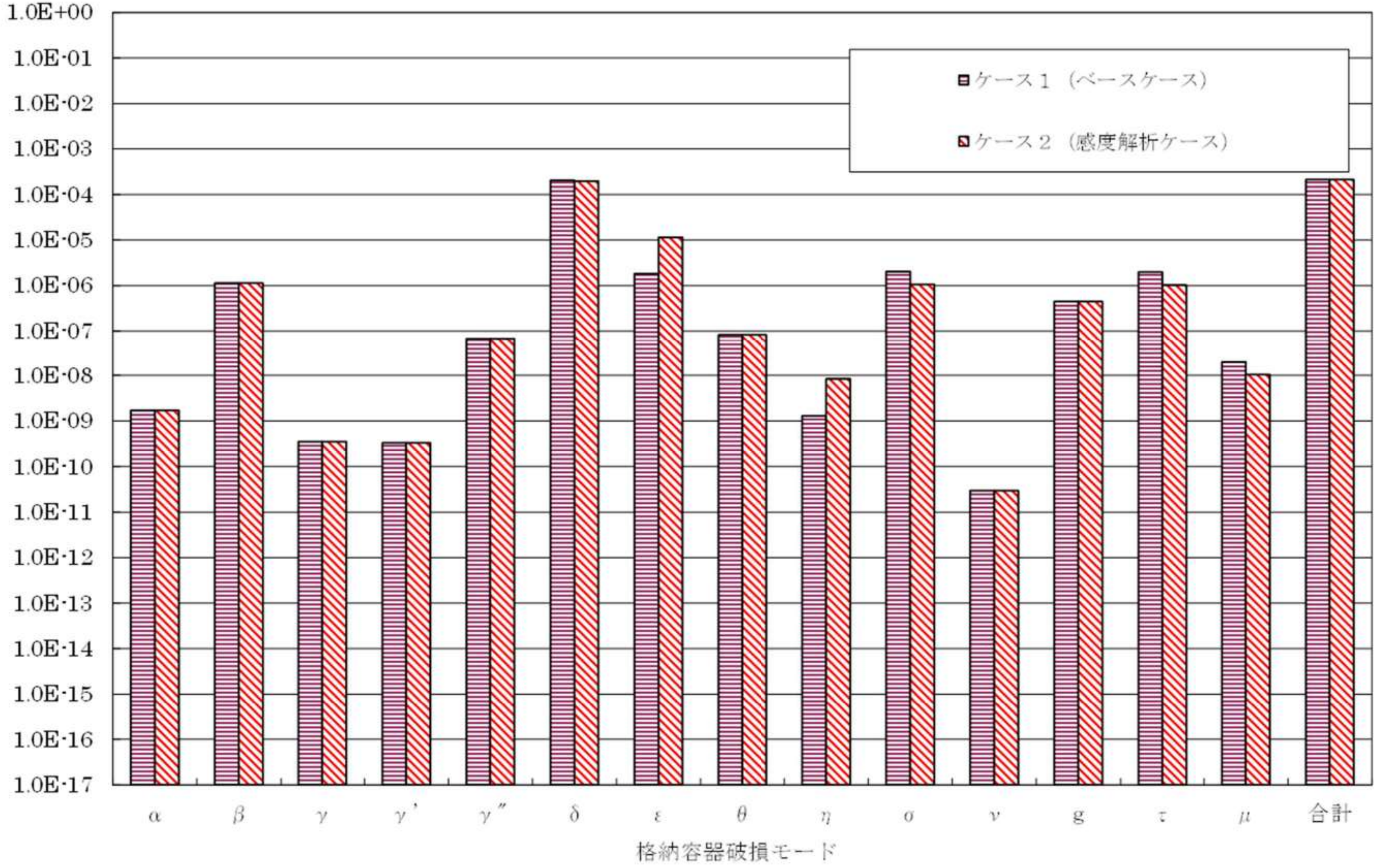
第 4.1.1.g-1 図　プラント損傷状態別格納容器破損頻度不確実さ解析



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



第 4.1.1.g-3 図　格納容器破損カテゴリ別格納容器破損頻度不確実さ解析

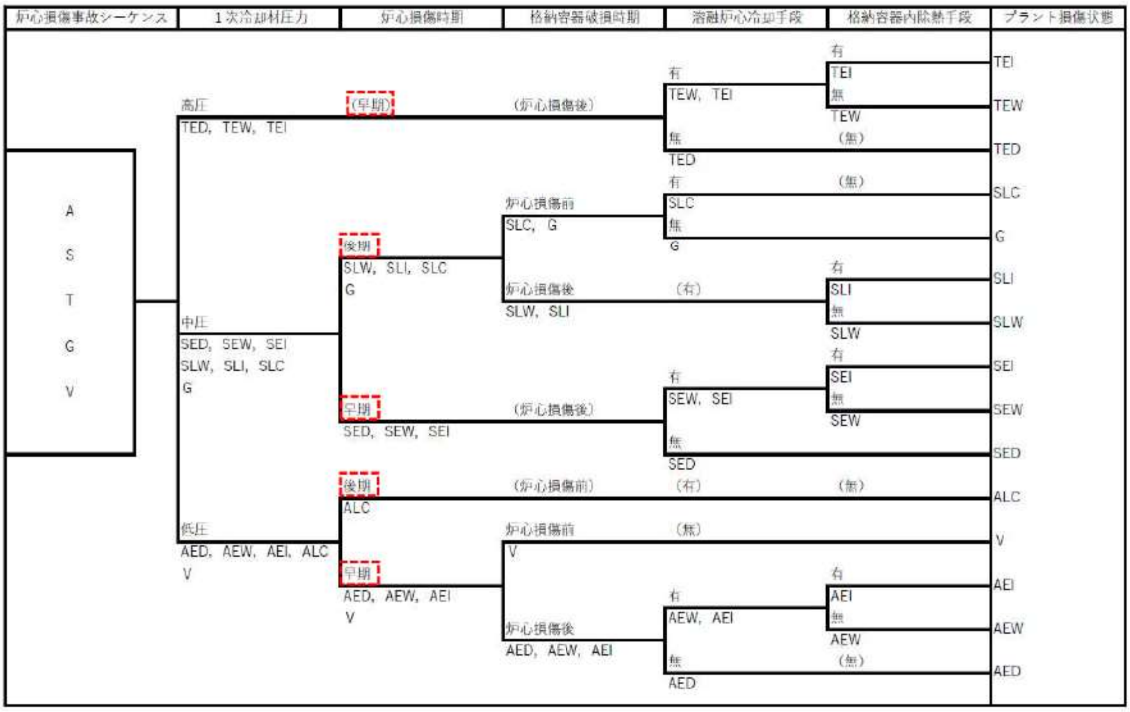


第 4.1.1.g-4 図　格納容器破損モード別格納容器破損頻度

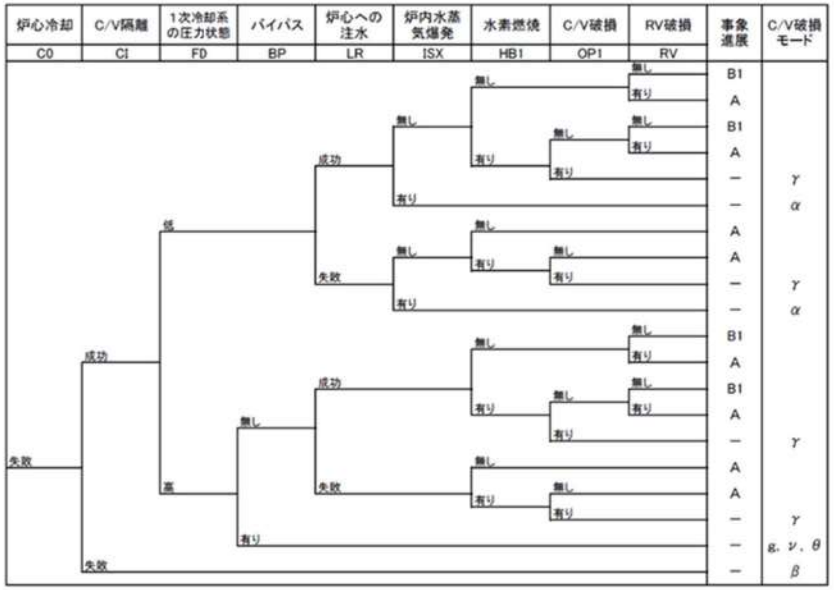
炉心損傷時期を分類する基準について

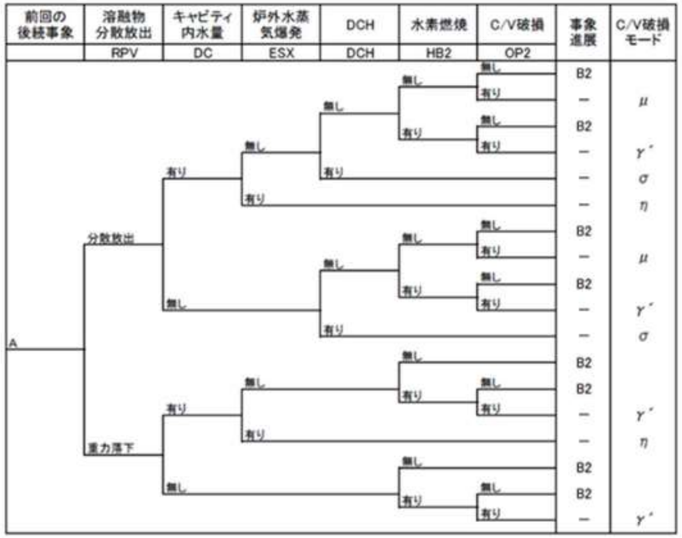
レベル 1.5PRA では，トランジェント（LOCA の発生がない過渡事象等）又は大中破断 LOCA 時に ECCS 注入若しくは ECCS 再循環に失敗している事象の炉心損傷時期を早期に分類し，大中破断 LOCA 時に ECCS 注入及び ECCS 再循環に成功している事象の炉心損傷時期を後期に分類している。小破断 LOCA については，補助給水による除熱に失敗している場合は，ECCS 注入に成功していても破断流のみでは 1 次冷却系の発熱を系外に除去することができないため，ECCS の成否にかかわらず炉心損傷時期を早期に分類し，補助給水による除熱に成功している場合は，ECCS 注入に成功し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

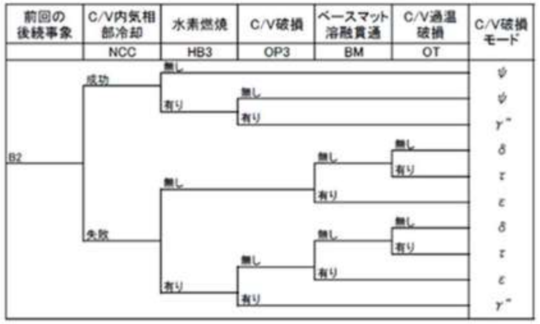
以上を踏まえて，下図に示すとおりプラント損傷状態を早期，後期に分類している。



泊発電所３号炉
内部事象運転時レベル1.5PRAイベントツリー







（注1） 事故進展の－は，その時点での格納容器破損を意味する。

（注2） 格納容器破損モード:
α＝原子炉容器内での水蒸気爆発による破損
β＝格納容器隔離失敗
γ，γ'，γ"＝水素燃焼又は水素爆轟による格納容器過圧破損
δ＝水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による準静的な過圧による破損
ε＝デブリ・コンクリート相互作用によるベースマット溶融貫通
θ＝水蒸気蓄積による準静的な加圧による格納容器先行破損
η＝格納容器内での水蒸気爆発又は水蒸気スパイクによる破損
σ＝格納容器雰囲気直接加熱による破損
g＝蒸気発生器伝熱管破損後の炉心損傷による格納容器バイパス
ν＝余熱除去系隔離弁 LOCA 後の炉心損傷による格納容器バイパス
μ＝デブリの格納容器構造物への直接接触による格納容器破損
τ＝格納容器貫通部過温破損
ψ＝格納容器が健全に維持され，事故が収束

（注3） A ：原子炉容器破損有り
B1：原子炉容器破損無し
B2：原子炉容器破損有り

図　格納容器イベントツリー

原子炉格納容器隔離の分岐確率の妥当性と格納容器隔離失敗事象への対応

1. 格納容器隔離失敗確率の参考文献

米国の格納容器隔離機能の信頼性を検討した文献（NUREG/CR-4220[1]）では，隔離失敗による大規模漏えい事象の発生確率として5×10^{-3}を算出している。この値は，米国NRCのLER（Licensee Event Report）データベース（1965年～1983年）から大規模漏えいに至る事象を4件抽出，事象継続時間を1年として，運転炉年（740 炉年）に対する割合として求められたものである。抽出された4件は，手順の問題や運転員の操作ミスの結果生じる格納容器の破損を含む事象であり，第1表の通りである。

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

第1表　大規模漏えいとして抽出された事象（NUREG/CR-4220）

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

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

2. 実プラントで想定される格納容器隔離失敗の経路

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

(1) 機械的破損による隔離機能喪失

a) 格納容器貫通部からの漏えい

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

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

b) 格納容器アクセス部からの漏えい

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

c) 格納容器隔離弁からの漏えい

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

d) 格納容器外バウンダリからの漏えい

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

(2) 人的過誤による隔離機能喪失

a) 漏えい試験配管からの漏えい

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

b) 燃料移送管からの漏えい

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

3. 最近の米国の格納容器隔離失敗実績に関する参考文献

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

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

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

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

第2表　EPRI 報告書で抽出された比較的大きな漏えい事象[2]

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

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

4. 格納容器隔離失敗事象への対応

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

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

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

格納容器直接接触の分岐確率の設定について

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

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

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

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

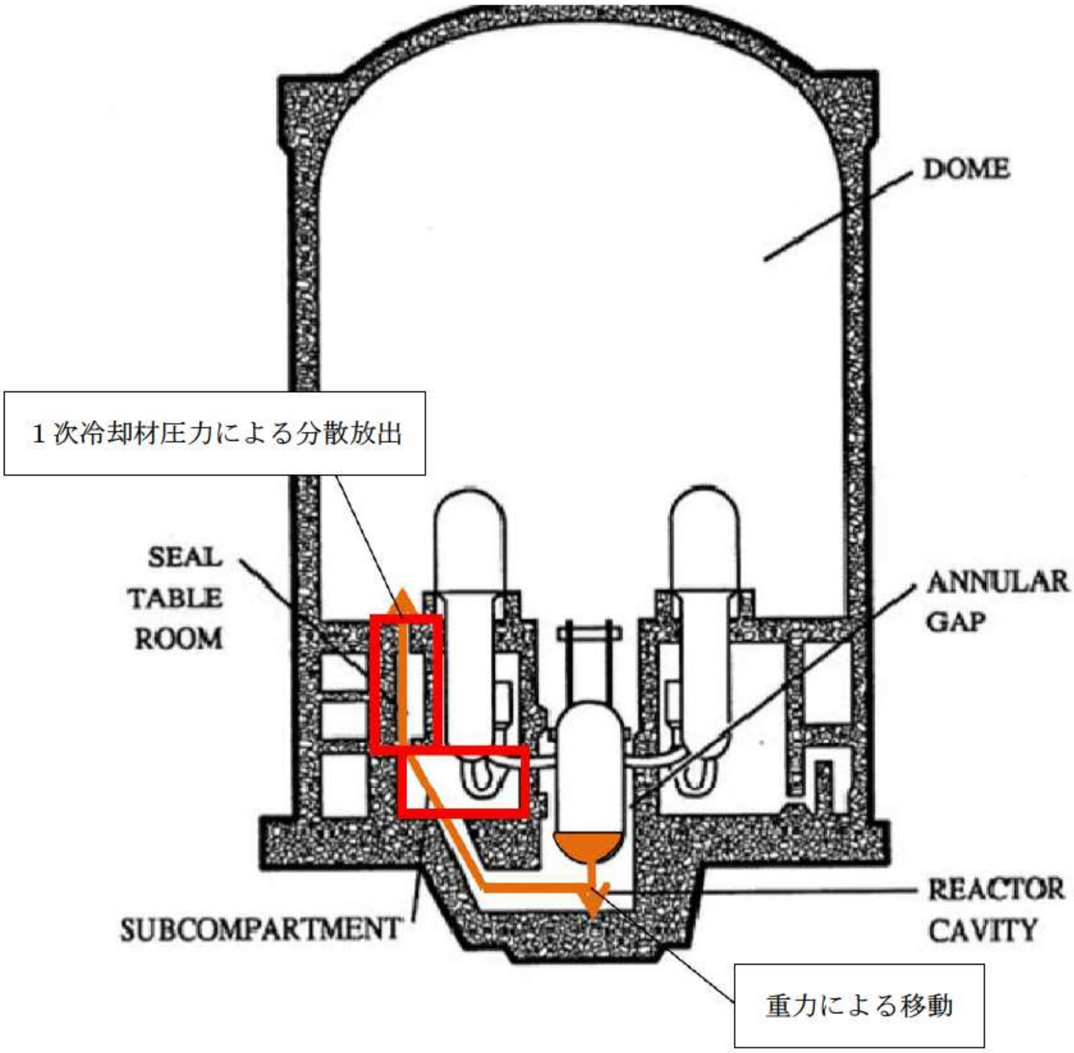
*溶融炉心放出先の区画において，溶融炉心放出口からC/V内壁までの距離が，泊３号炉で約10m，Zionで約７m，Surryで約９m，Sequoyahで約３mとなっており，泊３号炉はSurryに最も近い構造となっている。

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

表　各プラントの格納容器直接接触に関する文献及びその概要

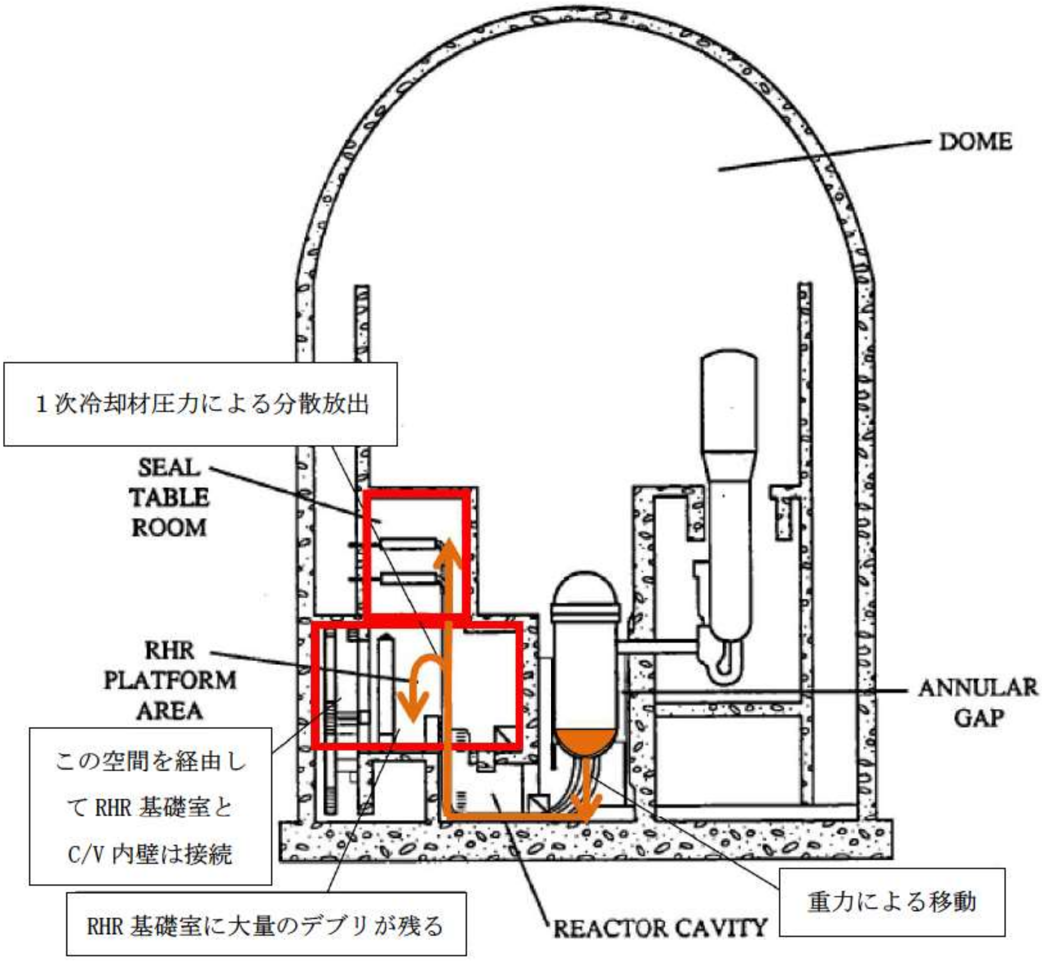
プラント	文献	概要	溶融炉心放出経路	直接接触のCCFP
Zion	NUREG/CR-6075	・格納容器直接接触に係る記載なし。 （ROAAM（Risk Oriented Accident Analysis Methodology）手法を用いて，Zionプラント（大型ドライ型C/VPWR）でのDCH評価を実施している。評価の結果，DCHによるC/Vへの負荷はC/V耐力を下回り，全シナリオのCCFPは10^{-3}以下となった。）	経路は第1図に示す。 RV下部キャビティへ落下し，RV下からICISトンネルを通過し，キャビティ出口上部に位置するシールテーブル室に入り，さらに上部にあるドーム部へ分散される。	― （NUREG/CR-6427に，これらドライ型プラントでは大量の溶融炉心がC/Vライナーに蓄積するような溶融炉心放出経路はないと記載あり）
Surry	NUREG/CR-6109	・格納容器直接接触に係る記載なし。 （NUREG/CR-6075と同一手法，シナリオにて，Surryプラント（負圧維持型C/V）を対象としたDCHを評価している。評価の結果，DCHによるC/Vへの負荷はC/V耐力を下回った。）	経路は第2図に示す。 RV下部キャビティへ落下し，RV下からICISトンネルを通過し，RHR基礎室に入り，大量の溶融炉心が残る。一部の溶融炉心はRHR基礎室上部のシールテーブル室を通過し，外側部分を経由し，さらに上部にあるドーム部へ分散される。	
Sequoyah	NUREG/CR-6427	・DCH現象に係る評価結果の一部に格納容器直接接触に係る記載有 （Westinghouse社製アイスコンデンサ型プラント（代表：Sequoyahプラント）では，大型ドライ型C/V又は負圧維持型C/VプラントとDCH現象が異なるため，NUREG-1150のETを簡素化した確率論的フレームワークよりアプローチする手法を使用している。）	経路は第3図に示す。RV下部キャビティへ落下し，RV下からICISトンネルを通過し，キャビティ出口上部にあるシールテーブルを経由し，シールテーブルの設置されている区画へ分散される。	0.240 （1次系高圧及び原子炉下部キャビティに水なしの場合，NUREG-1150）
泊３号炉	原子炉設置許可申請書	―	経路は第4図に示す。 RV下部キャビティへ落下し，RV下からICISトンネルを通過し，キャビティ出口上部にあるシールテーブルを経由し，上部にあるドーム部へ分散される。	

□ 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



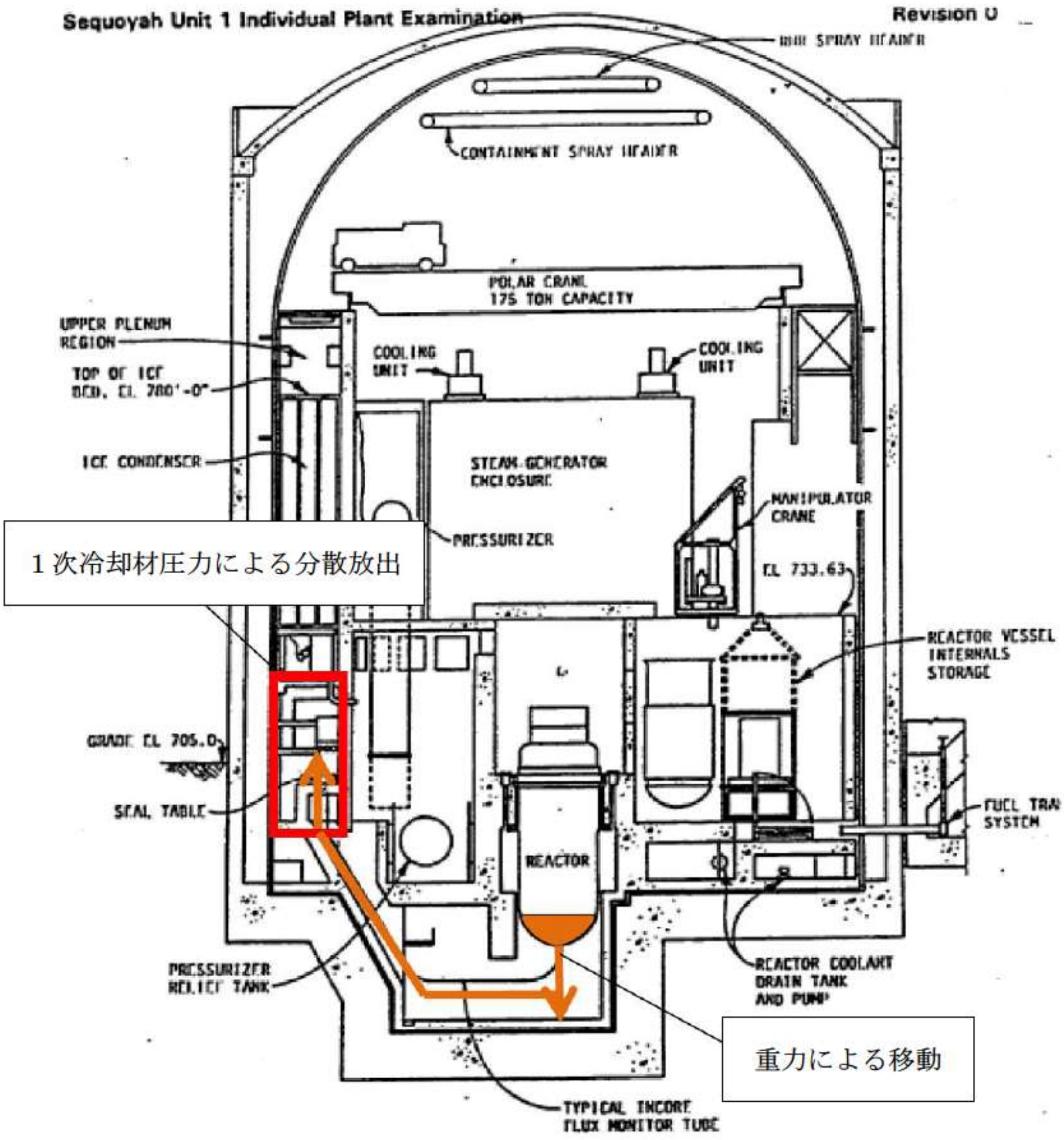
第1図　Zionプラント

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



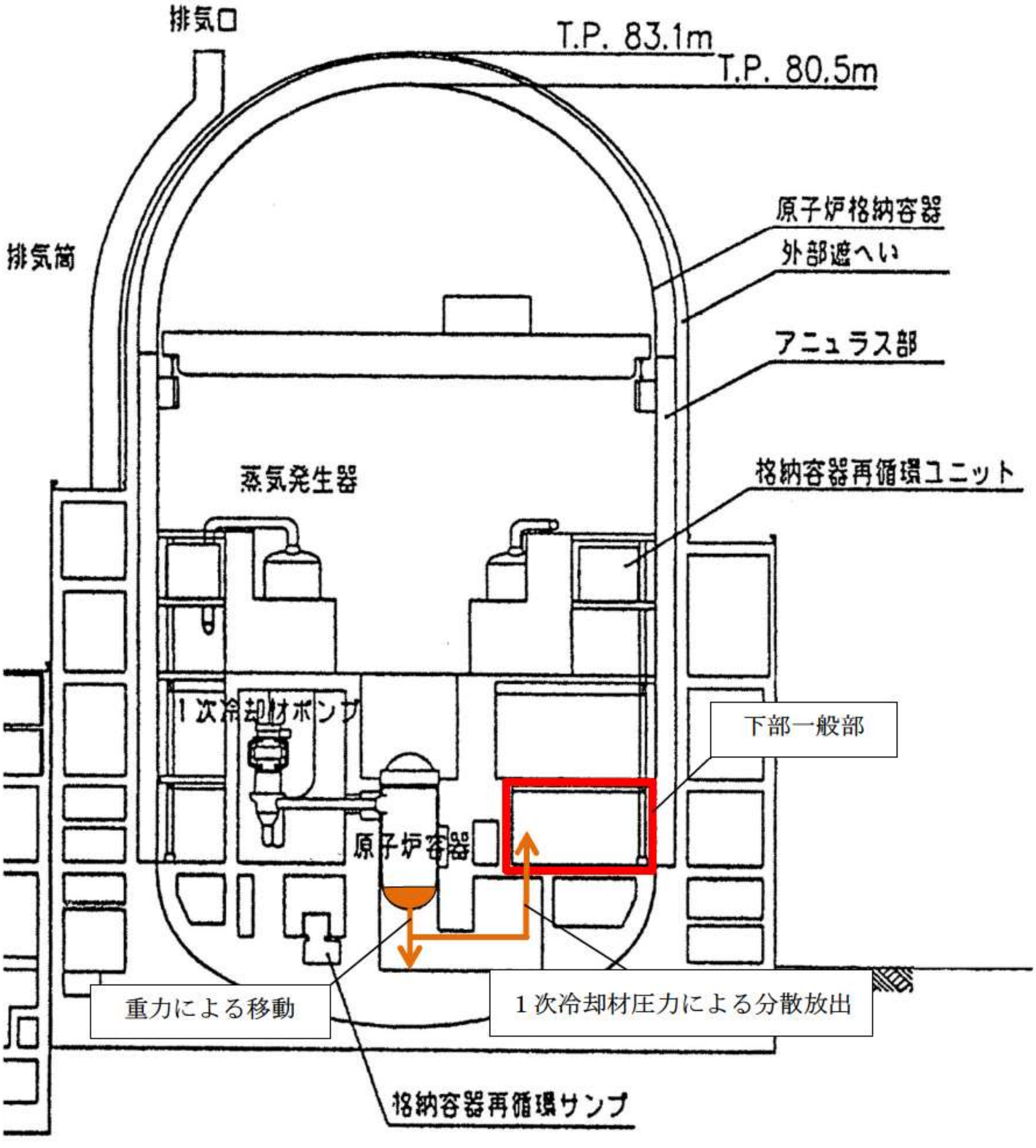
第2図　Surryプラント

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



第3図　Sequoyahプラント

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



第4図　泊３号炉

出典：泊発電所３号炉　原子炉設置許可申請書

泊発電所３号炉審査資料	
資料番号	SAE9　r.11.0
提出年月日	令和5年10月31日

泊発電所３号炉
重大事故等対策の有効性評価

付録２　原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価

令和５年１０月
北海道電力株式会社

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

付録２

原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価

目　　　　次

頁

１．評価の概要 …………………………………………… 1

(1) はじめに …………………………………………… 1

(2) 限界温度・圧力の評価 ………………………………… 1

(3) 健全性確認 …………………………………………… 2

a. 評価対象 …………………………………………… 2

b. 機能喪失要因 ………………………………………… 4

c. 評価方法 …………………………………………… 5

d. 評価結果の概要 ……………………………………… 8

(4) 結論 …………………………………………… 28

1．評価の概要

(1) はじめに

泊発電所３号炉の重大事故等対策の有効性評価において，原子炉格納容器の限界温度・圧力をそれぞれ 200℃，２Pd（0.566MPa[gage]，Pd：最高使用圧力（0.283MPa[gage]））として評価している。以下にその根拠と妥当性を示す。

第１表　原子炉格納容器の設計条件と限界温度・圧力の比較

	設計仕様 （最高使用温度・圧力）	有効性評価で使用する 限界温度・圧力
温度	132℃	200℃
圧力	0.283MPa[gage]（１Pd）	0.566MPa[gage]（２Pd）

(2) 限界温度・圧力の評価

原子炉格納容器の限界温度・圧力については，重大事故等時において，原子炉格納容器の機能である放射性物質の閉じ込め機能を確保できることを条件として設定する。放射性物質の閉じ込め機能を確保するためには，原子炉格納容器バウンダリを構成する機器である原子炉格納容器本体，機器搬入口，エアロック，貫通部，隔離弁等が，重大事故等時において著しい損傷が生じることなく，気密性を確保することが必要である。

重大事故等時の原子炉格納容器閉じ込め機能については，これまでに実施した電力会社等による共同研究（以下「電共研」という。）や，当時の（財）原子力発電技術機構（以下「NUPEC」という。）による「重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）」の研究成果を踏まえた評価等を考慮し，原子炉格納容器バウンダリを構成する機器の機能が健全に維持できることが確認できる条

件を設定する。

これらを踏まえ，有効性評価における重大事故等時の原子炉格納容器の限界温度・圧力をそれぞれ 200℃，２Pd と設定していることに対し，上記に示す電共研や NUPEC の研究成果，解析評価により妥当性を確認するものである。

(3) 健全性確認

a. 評価対象

放射性物質の閉じ込め機能を確保するためには，200℃，２Pd の環境下で原子炉格納容器本体及び開口部等の構造健全性を確認する必要がある。

さらに，福島第一原子力発電所事故において，原子炉格納容器からの漏えい要因の一つとして推定されている原子炉格納容器に設置されるフランジ部等のシール部についても，200℃，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，また，ガスケットの劣化及びシート部の変形に伴いリークパスになる可能性があるシール部が評価対象となり，以下の原子炉格納容器バウンダリ構成部を評価する。

原子炉格納容器バウンダリ構成部の概要を第１図に示す。

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

① 原子炉格納容器本体

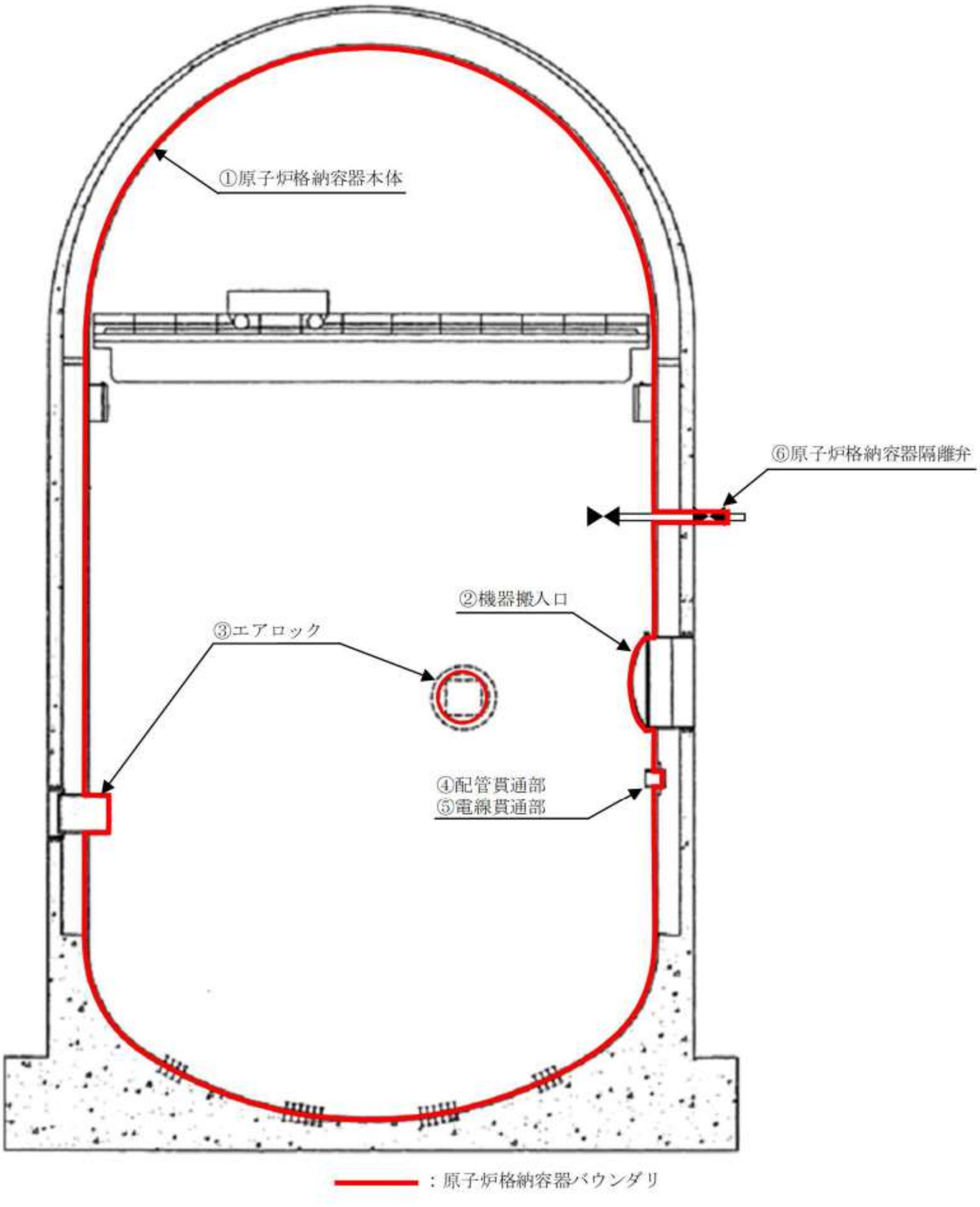
② 機器搬入口

③ エアロック

④ 配管貫通部

⑤ 電線貫通部

⑥ 原子炉格納容器隔離弁



第１図　原子炉格納容器バウンダリ構成部の概要図

b. 機能喪失要因

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

第２表　評価対象における機能喪失要因

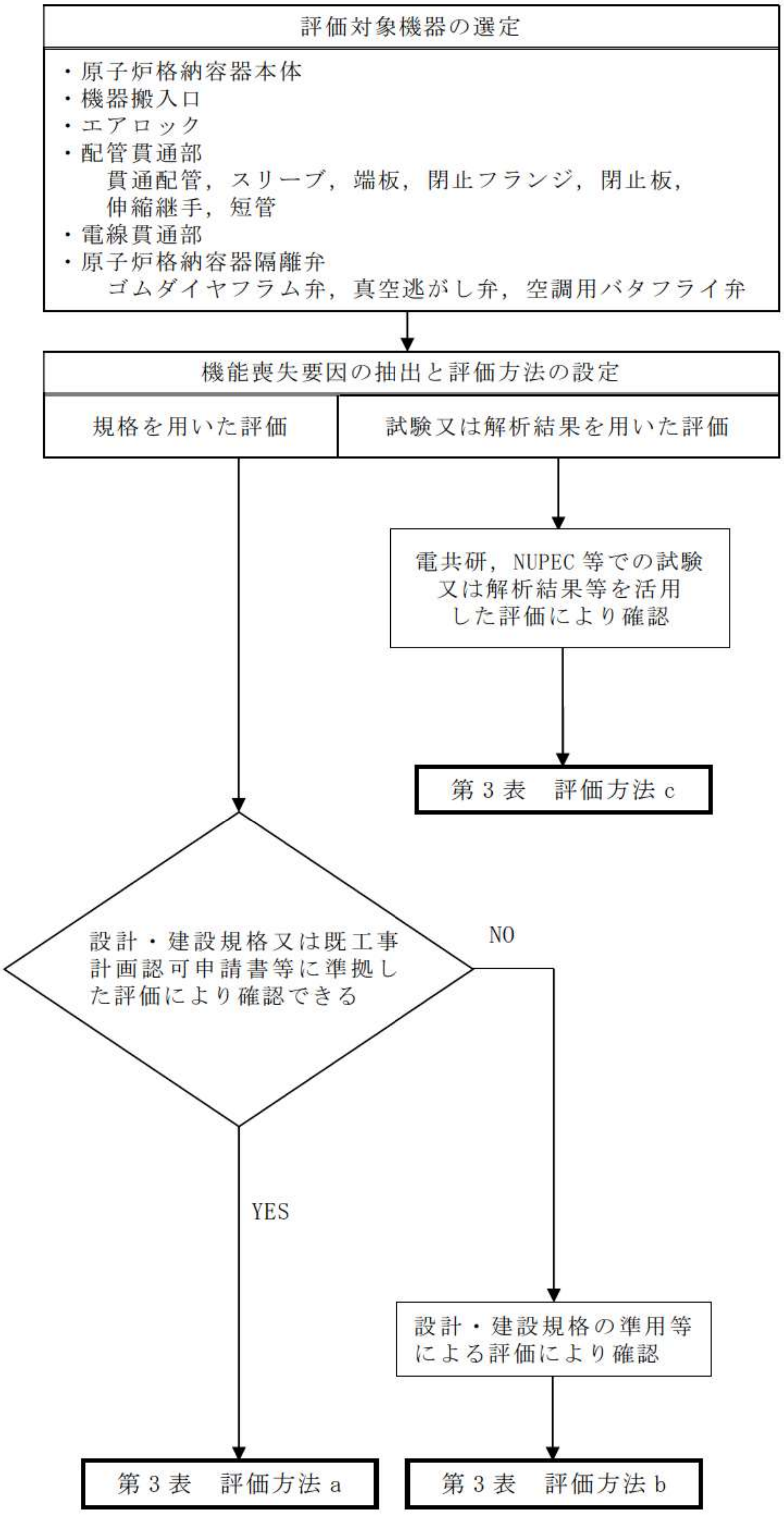
評価対象		機能喪失要因	
		構造部	シール部
①原子炉格納容器本体	一般部及び局部	延性破壊	―
②機器搬入口	蓋	座屈	―
	フランジ	延性破壊	―
	ボルト	延性破壊	―
	シール部	―	変形，高温劣化
③エアロック	隔壁	延性破壊	―
	シール部	―	変形，高温劣化
④配管貫通部	貫通配管	延性破壊	―
	スリーブ	延性破壊	―
	端板	延性破壊	―
	閉止フランジ	延性破壊	シール能力不足による漏えい
	閉止板	延性破壊	―
	伸縮継手	疲労破壊	―
	短管	圧壊	―
⑤電線貫通部	本体及び端板	延性破壊	―
	モジュール	―	エポキシ樹脂付着力低下，Oリング変形
⑥原子炉格納容器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

c. 評価方法

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

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

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



第２図　評価方法による評価対象機器の分類

第３表　評価対象機器の分類及び評価内容

評価対象機器	想定される機能喪失要因	評価方法※1	評価方法の概要	判定基準
①原子炉格納容器本体	延性破壊（一般部及び局部）	b	・原子炉格納容器の一般部について，設計・建設規格の評価式を準用し，判断基準を 200℃における 2/3Su が発生するときの許容圧力を算定（簡易手法）。 ・原子炉格納容器の局部について，代表プラントの有限要素法による応力評価結果及び泊発電所３号炉への適用性を確認する。	・許容圧力は２Pd を上回る。 ・代表プラントにおける評価結果より許容圧力は２Pd を上回る。
②機器搬入口	・座屈（蓋） ・延性破壊（フランジ・ボルト）	b	・胴の許容圧力評価は原子炉格納容器本体の評価結果に包絡されるため，蓋板の座屈について機械工学便覧評価式に基づき許容座屈圧力を算定。 ・フランジ及びボルトについて，機器搬入口の基本形状及び原子炉格納容器への取付状態が同様であり，原子炉格納容器内圧力による変形モードも同傾向であるため，評価結果に相関性があると考えられる代表プラントの結果を使用し，プラント固有条件の差異を考慮し換算評価を実施し，300℃における設計引張強さ（Su）以下であることを確認。	・蓋板において許容座屈圧力が２Pd を上回る。 ・フランジ及びボルトに発生する応力が Su 以下。
②機器搬入口	変形，高温劣化（シール部）	c	シール部の隙間評価結果及びガスケットについて試験結果に基づき評価を実施。	漏えいなし。
③エアロック	延性破壊（隔壁）	b	既工事計画認可申請書の評価結果のうち最も厳しい隔壁の耐圧性能について，応力は圧力に比例することから，当該評価結果を使用して許容応力値が発生する時の圧力を算定。	隔壁の 2/3Su×α（形状係数）相当の応力が発生する時の圧力が２Pd を上回る。
③エアロック	変形，高温劣化（シール部）	c	シール部の隙間評価結果及びガスケットについて試験結果に基づき評価を実施。	漏えいなし。
④配管貫通部	延性破壊（貫通配管）	a	代表配管について，原子炉格納容器変位に伴う曲げ荷重の作用による強度評価を，設計・建設規格 PPC-3530，PPB-3531 又は PPB-3536 に準拠し，既工事計画認可申請書で実績のある手法で評価を実施。	PPC-3530 又は PPB-3531 の許容値を満足する。又は，PPB-3536 に基づく繰返しピーク応力強さの許容値を満足する。
④配管貫通部	延性破壊（スリーブ）	b	原子炉格納容器内圧及び配管からの荷重による応力（一次一般膜応力，一次＋二次応力）を既工事計画認可申請書で評価実績のある方法で応力を算定し，許容値は設計・建設規格を準用し，200℃における 2/3Su，α×2/3Su 以下であることを示す。	発生応力が 200℃における左記許容値を満足する。
④配管貫通部	延性破壊（端板）	a	代表配管からの荷重及び原子炉格納容器内圧が作用した際の応力評価について，既工事計画認可申請書で実績のある評価式を用いて応力を算定。	PVB-3112 の許容値（３S）を満足する。
④配管貫通部	・延性破壊 ・シール能力不足による漏えい（閉止フランジ）	b	・レーティング設計の耐圧能力を確認。 ・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。	・レーティング設計の耐圧能力が２Pd を上回る。 ・管理圧縮量が必要圧縮量を上回る。 材質の耐放射線性能，耐熱性能が重大事故時の原子炉格納容器内の条件を満足する。
④配管貫通部	延性破壊（閉止板）	a	既工事計画認可申請書で実績のある設計・建設規格の PVE-3410 に準拠し，200℃，２Pd に対する必要板厚を算定。	設計上の厚さが必要板厚を上回る。
④配管貫通部	疲労破壊（伸縮継手）	a	原子炉格納容器内圧及び原子炉格納容器変位による強制変位が作用した際の疲労累積係数の評価を，既工事計画認可申請書で実績のある設計・建設規格 PVE-3800 に準拠して実施。	疲労累積係数１以下となる。
④配管貫通部	圧壊（短管）	a	短管に外圧が作用した際，必要な板厚を既工事計画認可申請書で実績のある設計・建設規格 PVE-3230 に準拠して，必要板厚を算定。	設計上の厚さが必要板厚を上回る。
⑤電線貫通部	延性破壊（本体，端板）	a	・本体，端板について，設計・建設規格 PVE-3230，3410 に準拠し，必要板厚を算定。 ・端板のリガメント部に発生する応力について，既工事計画認可申請書評価結果を用いて 200℃，２Pd に対する発生応力・許容応力の換算評価を実施。	・設計上の厚さが必要板厚を上回る。 ・発生応力が許容値（３S）を満足する。
⑤電線貫通部	・エポキシ樹脂付着力低下 ・Oリング変形（モジュール）	c	実機を模擬した検証試験により評価。	漏えいなし。
⑥原子炉格納容器隔離弁　ゴムダイヤフラム弁	延性破壊（耐圧部材）	a	ゴムダイヤフラム弁の強度評価を，設計・建設規格に規定されている許容圧力をもとに評価実施。	２Pd が 200℃における許容圧力以下。
⑥原子炉格納容器隔離弁　ゴムダイヤフラム弁	変形（シール部）	c	EP ゴムの材料加速試験結果に基づいて健全性を確認。また，空調用バタフライ弁の蒸気漏えい試験により確認。	漏えいなし。
⑥原子炉格納容器隔離弁　真空逃がし弁	延性破壊（耐圧部材）	a	・耐圧機能は設計・建設規格に規定されている許容圧力により評価。 ・隔離機能については，既工事計画認可申請書で評価実績のある設計・建設規格に準拠した手法で評価実施。	・耐圧機能：２Pd が 200℃における許容圧力以下。 ・隔離機能：弁体の発生応力が，許容値（1.5S）以下。
⑥原子炉格納容器隔離弁　真空逃がし弁	変形（シール部）	c	EP ゴムの材料加速試験結果に基づいて健全性を確認。また，空調用バタフライ弁の蒸気漏えい試験により確認。	漏えいなし。
⑥原子炉格納容器隔離弁　空調用バタフライ弁	変形	c	蒸気漏えい試験により評価。	漏えいなし。

※１ a：設計・建設規格又は既工認等に準拠した評価
　b：設計・建設規格の準用等による評価
　c：電共研，NUPEC 等での試験又は解析結果等を活用した評価

d. 評価結果の概要

① 原子炉格納容器本体

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

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

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

設計・建設規格における一次応力強さの許容値は，材料の種類及び温度ごとに材料試験（引張試験）を実施した結果を基に国内Su 値検討会で設定された設計引張強さ（Su）に割下げ率を考慮して設定されたものである（設計・建設規格 解説 GNR-2200）。

今回の評価は，設計基準である最高使用温度及び最高使用圧力を超過する原子炉格納容器本体の構造健全性を確認するものであるため，上記割下げ率を P_m（一次一般膜応力強さ）には 1.5，P_L＋P_b（一次局部膜応力強さ＋一次曲げ応力強さ）には 1.0 とした評価を行う。すなわち，原子炉格納容器本体に発生する応力が，P_m が 2/3Su，P_L＋P_b が Su 以下であれば，延性破壊には至らず，構造は健全で機能要求（放射性物質の閉じ込め機能）を確保できると考える。

この許容値の考え方は，設計・建設規格 解説 PVB-3111 に示されるように，供用状態Dの P_m，P_L+P_b の許容値と同等である。なお，耐圧機能維持の観点から，安全評価上の仮定（一次冷却材喪失事故を想定）に保証を与える目的で応力評価を行う設計・建設規格の供用状態Dの許容応力は，鋼材の究極的な強さを基に，弾性計算により塑性不安定現象の評価を行うことへの理論的安全裕度を考慮して規定されている。前者は，膜応力であり断面の応力が Su に到達すると直ちに破損に至るため割下げ率 1.5 を考慮して規定されているが，後者は，断面表面が Su に到達しても断面内部は更なる耐荷能力があり直ちに破損には至らないため割下げ率は 1.0 としている。

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

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

この簡易手法による評価では，泊発電所３号炉の原子炉格納容器本体の一般部の許容圧力は２Pd 以上（半球部及び円筒部ともに約 2.2Pd）であった。

一方，旧原子力発電技術機構（NUPEC）重要構造物安全評価（「原子炉格納容器信頼性実証事業」（平成２年度～平成14年度））において，判断基準を200℃の設計引張強さ（Su）として代表プラントの原子炉格納容器を対象に有限要素法による応力評価（一次＋二次応力評価）が実施されており，これに基づき泊発電所３号炉での原子炉格納容器の局部（設計・建設規格 PVE-3010 で規定されていない部位）の許容圧力を確認する。

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

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

② 機器搬入口

機器搬入口は，フランジ付きの胴板が原子炉格納容器の貫通部に溶接固定され，この胴板のフランジに蓋フランジをボルト固定しており，フランジ間のシールにはシリコンゴムのガスケットを使用している。フランジにはシール溝が二重に配置されており，それぞれのシール溝にガスケットを取り付ける二重シール構造になっている。

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

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

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

このため，下記のとおり200℃，２Pdの環境下での健全性を確認した。

・本体

重要構造物安全評価（「原子炉格納容器信頼性実証事業」（平成２年度～平成14年度））において，代表プラントの鋼製格納容器を対象に有限要素法による応力評価（一次＋二次応力評価）を実施し，判断基準を200℃の設計引張強さ（Su）として許容圧力を評価している。この評価には機器搬入口の胴及び取付部も含めてモデル化されている。機器搬入口の内径は代表プラントと比較し７％程度大きくなるが，機器搬入口の胴及び取付部は，代表プラントと同様に十分に補強されているとともに原子炉格納容器半球部と比較し評価圧力に対して十分裕度があるも

のであり，その評価結果に包絡される。

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

・シール機能

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

ここで，設計・建設規格の解説表 PVB-3110-1 において，延性破壊評価は一次応力の評価を実施することとなっている。一方，設計・建設規格における一次応力強さの許容値は，材料の種類及び温度ごとに材料試験（引張試験）を実施した結果を基に，国内 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 の環境下での機器搬入口の構造健全

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

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

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

・シール材

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

③ エアロック

エアロックは，円筒胴が原子炉格納容器の貫通部に溶接固定されており，円筒胴の両端に平板（隔壁）を溶接し，人が出入りできる開口部を設けている。この開口部に枠板（隔壁）を溶接し，枠板の前面を開閉扉で塞ぐ構造である。枠板の前面と扉間のシールにはシリコンゴムのガスケットを使用している。なお，原子炉格納容器加圧時はエアロック扉が支持部に押しつけられる構造となっているため，扉板が開くことはない。また，隔壁には扉開閉ハンドル軸等が貫通しており，貫通部にシール材を使用している。

エアロックの設計時に考慮される機能喪失要因は，脆性破壊，疲労破壊，座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である 200℃，2Pd の条件を考慮した場合，脆性破壊が生じる温度域でないこと，繰り返し荷重が作用しないこと及び有意な圧縮力がエアロックに生じないことから，脆性破壊，疲労破壊及び座屈は評価対象外と考えることができ，高温状態で原子炉格納容器内圧を受けることによる，過度な塑性変形に伴う延性破壊が機能喪失要因として想定される。そのため，エアロック本体の塑性変形に伴う延性破壊，また，扉の変形及びシール材の高温劣化によるシール機能の低下が考えられる。

このため，下記のとおり 200℃，2Pd の環境下での健全性を確認した。

・本体

重要構造物安全評価（「原子炉格納容器信頼性実証事業」（平成2年度～平成14年度））において，代表プラントの鋼製格納容器を対象に有限要素法による応力評価（一次＋二次応力評価）を実施し，判定基準を200℃の設計引張強さ（Su）として許容圧力を評価している。この評価にはエアロックの胴及び取付部も含めてモデル化されており，代表プラントとエアロックの基本構造は同様で，エアロックの胴及び取付部は，原子炉格納容器半球部と比較し十分裕度があるものであり，その評価結果に包絡される。

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

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

一方，設計・建設規格における一次応力強さの許容値は，材料の種類及び温度ごとに材料試験（引張試験）を実施した結果を基に国内Su値検討会で設定された設計引張強さ（Su）に割下げ率を考慮して設定されたものである（設計・建設規格 解説GNR-2200）。

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

ただし，今回の評価部位である隔壁については，設計・建設規格 表 PVB-3110-1に規定される形状係数 α（＝1.395）を考慮して許容値（α×2/3Su）を設定する。

・シール機能

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

かしながら，原子炉格納容器内圧による扉の変形によりシール部に隙間が発生する。このためシール部に発生する最大隙間がエアロックと材質及びシール方式が同一の機器搬入口のガスケットの試験結果で漏えいが無いとされる隙間以下であることを確認した。

・シール材

扉のシリコンゴムのガスケット以外にエアロックの隔壁貫通部に使用しているシール材は以下のとおりである。

ハンドル軸貫通部Oリング・・・シリコンゴム

圧力計元弁Oリング・・・・・・EPゴム

均圧弁・同配管ガスケット・・・PEEK，シリコンゴム

電線貫通部パッキン・・・・・・EPゴム

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

④ 配管貫通部

・貫通配管

貫通配管の設計時に考慮される機能喪失要因は，脆性破壊，疲労破壊，座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である200℃，2Pdの条件を考慮した場合，脆性破壊が生じる温度域でないこと，繰り返し荷重が作用しないこと及び有意な圧縮力が貫通配管に生じないことから，脆性破壊，疲労破壊及び座屈は評価対象外と考えることができる。一方，200℃，2Pdの環境下では原子炉格納容器が変形すると考えられることから，貫通配管には原子炉格納容器の変位による曲げ荷重が作用する。よって，貫通配管の機能喪失要因は，曲げ荷重に伴う延性破壊が想定される。ここで，貫通配管に加えられる曲げ荷重は二次応力に分類されることから，自重等の一次応力と併せて，一次＋二次応力が許容値を満足することを確認する。

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

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

なお，前述の一次＋二次応力の許容値は既工事認可申請書でも採用しているものである。

・スリーブ

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

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

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

一方，設計・建設規格における一次応力強さの許容値は，材料の種類及び温度ごとに材料試験（引張試験）を実施した結果を基に国内 Su 値検討会で設定された設計引張強さ（Su）に割下げ率を考慮して設定されたものである（設計・建設規格 解説 GNR-2200）。

今回の評価は，設計基準である最高使用温度及び最高使用圧力を超過する 200℃，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（一次冷却材喪失事故を想定）に保証を与える目的で応力評価を行う設計・建設規格の供用状態Dの許容応力は，鋼材の究極的な強さを基に，弾性計算により塑性不安定現象の評価を行うことへの理論的安全裕度を考慮して定めたものであり，P_m は 2/3Su，$P_L + P_b$ は 1.5×2/3Su（＝Su）と規定されている。前者は，膜応力であり断面の応力が Su に到達すると直ちに破損に至るため割下げ率 1.5 を考慮して規定されているが，後者は，断面表面が Su に到達しても断面内部は更なる耐荷能力があり直ちに破損には至らないため割下げ率は 1.0 としている。

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

その結果，スリーブに生じる応力が大きい貫通部を代表として選定し，200℃，2Pd の環境下において，原子炉格納容器内圧及び配管荷重によってスリーブに生じる一次＋二次応力強さが，200℃における設計引張強さ（Su）以下になることを確認した。また，一次一般膜応力強さは，供用状態Dにおける一次

一般膜応力の許容値である 2/3Su 以下であることも確認した。

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

・端板

端板の設計時に考慮される機能喪失要因は，脆性破壊，疲労破壊，座屈及び延性破壊が考えられる。

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

・閉止フランジ

閉止フランジの設計時に考慮される機能喪失要因は，脆性破

壊，疲労破壊，座屈及び延性破壊が考えられる。

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

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

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

・伸縮継手

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

伸縮継手の設計時に考慮される機能喪失要因は，脆性破壊及び疲労破壊が考えられる。今回の評価条件である 200℃，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から，脆性破壊は評価対象外と考えることができる。

一方，200℃，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伸縮継手にも変形が生じる。また，伸縮継手には原子炉格納容器内圧も作用し，それらにより伸縮継手の機能喪失要因は疲労破壊が想定される。伸縮式配管貫通部のうち原子炉格納容器本体の変位が最も大きい位置にあり，伸縮継手に発生する一次＋二次応力が大きくなると考えられる伸縮継手を代表として選定し評価した。具体的には，一次＋二次応力を考慮し，原子炉格納容器内圧及び原子炉格納容器の変位が作用した条件において，設計・建設規格 PVE-3800 に基づき，設計繰返し回数と許容繰返し回数の比である疲労累積係数を求め，通常運転時の疲労累積係数との合計が１以下であることを確認した。

・短管

短管は，原子炉格納容器本体に配管等を接続するために設けた部材であり，スリーブと伸縮継手間，伸縮継手と端板間に溶接構造で取り付けられている。短管の設計時に考慮される機能喪失要因は，脆性破壊，疲労破壊，座屈及び圧壊が考えられる。今回の評価条件である200℃，2Pdの条件を考慮した場合，脆性破壊が生じる温度域でないこと，繰り返し荷重が作用しないこと及び圧縮力が生じないことから，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，原子炉格納容器内圧が短管に対しては外圧として作用する。このとき，短管の機能喪失要因としては外圧が作用することによる圧壊が想定される。200℃，2Pd の環境下で外圧作用による一次応力が生じた際，短管の厚さが，設計・建設規格 PVE-3230 に規定される計算上必要な厚さを上回ることを確認した。

⑤ 電線貫通部

電線貫通部では，電線貫通部のうち本体，端板の設計時に考慮される機能喪失要因は，脆性破壊，疲労破壊，座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である200℃，2Pdの条件を考慮した場合，脆性破壊が生じる温度域でないこと，繰り返し荷重が作用しないこと及び過度の圧縮力が本体，端板に生じないことから，脆性破壊，疲労破壊及び座屈は評価対象外と考えることができる。

したがって，本体，端板の機能喪失要因は，高温状態での内圧による過度な塑性変形に伴う延性破壊が想定される。

本体，端板の板厚が200℃，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[redacted]℃，圧力[redacted]MPa[gage]到達時に破損し（エポキシ樹脂の抜け）し，漏えいが発生した。このことより，200℃，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（0.566MPa[gage]）において電線貫通部の気密性維持は可能と考えられる。

⑥ 原子炉格納容器隔離弁

原子炉格納容器隔離弁のうちゴムダイヤフラム弁，真空逃がし弁及び空調用バタフライ弁について，200℃，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，座屈及び延性破壊が考えられるが，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及び圧縮力が弁本体に生じないこ

[redacted] 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

とから，脆性破壊，疲労破壊及び座屈は評価対象外と考えることができる。したがって，原子炉格納容器隔離弁のうちゴムダイヤフラム弁，真空逃がし弁及び空調用バタフライ弁の耐圧部の機能喪失要因は，高温状態で内圧を受けることによる過度な変形（一次応力）による延性破壊が想定されるため，以下のとおり健全性を確認する。

・ゴムダイヤフラム弁

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

・真空逃がし弁

設計・建設規格（弁の圧力温度基準に基づく評価）に基づき，弁箱の耐圧機能の評価を行い，200℃，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）に影響する部位である弁体及び弁体シート材（EP ゴム）について，原子炉格納容器内圧により弁体に一次応力が作用するが，設計・建設規格に基づく評価により有意な変形はなく耐圧強度を有することを確認した。弁体シート材は，200℃，2Pd の環境下での影響を EP ゴムの材料加

速試験結果より形状及び寸法等の著しい変化はないことを確認した。

・空調用バタフライ弁

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

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

・弁箱は各配管ラインの設計圧力に応じて適切なものが選定されており（耐圧性能が最小のものでも1.03MPa），耐圧上問題になることはない。
・弁のグランド部及びボンネット部のシールには，黒鉛製のパッキン又はガスケットを有しており，耐熱性上問題となることはない。
・弁シート部はすべて金属製である。

(4) 結論

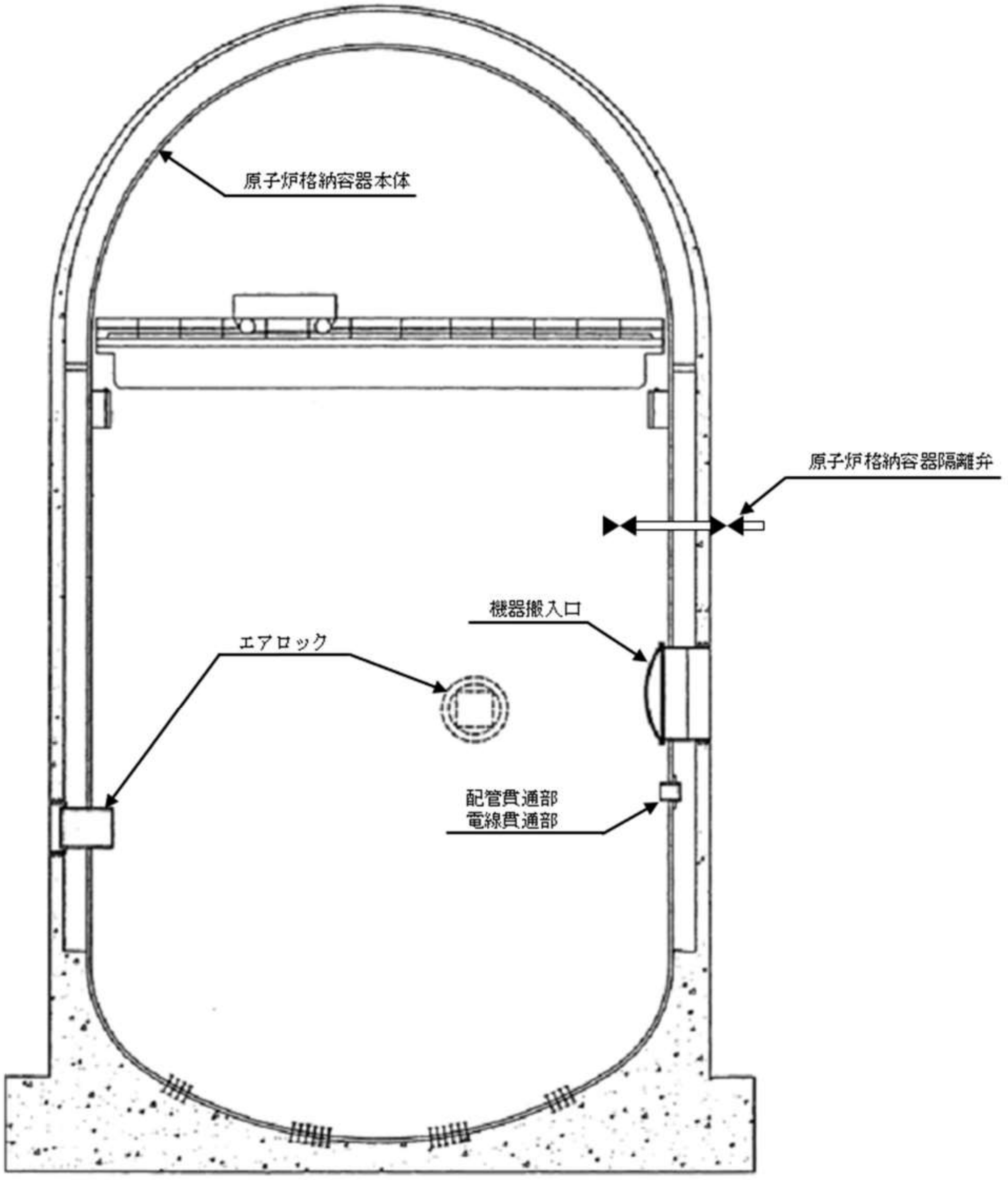
泊発電所3号炉の原子炉格納容器本体並びに原子炉格納容器の開口部（機器搬入口，エアロック），原子炉格納容器貫通部（配管貫通部，電線貫通部）及び原子炉格納容器隔離弁の構造健全性について，有効性評価における限界温度・圧力として設定する 200℃，2Pd に対する妥当性を評価した。また，開口部，原子炉格納容器貫通部及び原子炉格納容器隔離弁に使用されているシール部についても，同様に限界温度・圧力に対する妥当性を評価した。

その結果，構造健全性については，限界温度・圧力環境下において想定される損傷モードにおける評価では，判定値に対して余裕があることから機器に著しい損傷が生じることなく，放射性物質の閉じ込め機能を確保できることを確認した。

一方，シール部については，シール材が高温環境下において劣化する特性を有していることを考慮しても，限界温度・圧力環境下において，シール材に耐環境性に優れたシリコンゴム，EP ゴム及び PEEK 製シール材を用いることにより，放射性物質の閉じ込め機能を確保できることを確認した。

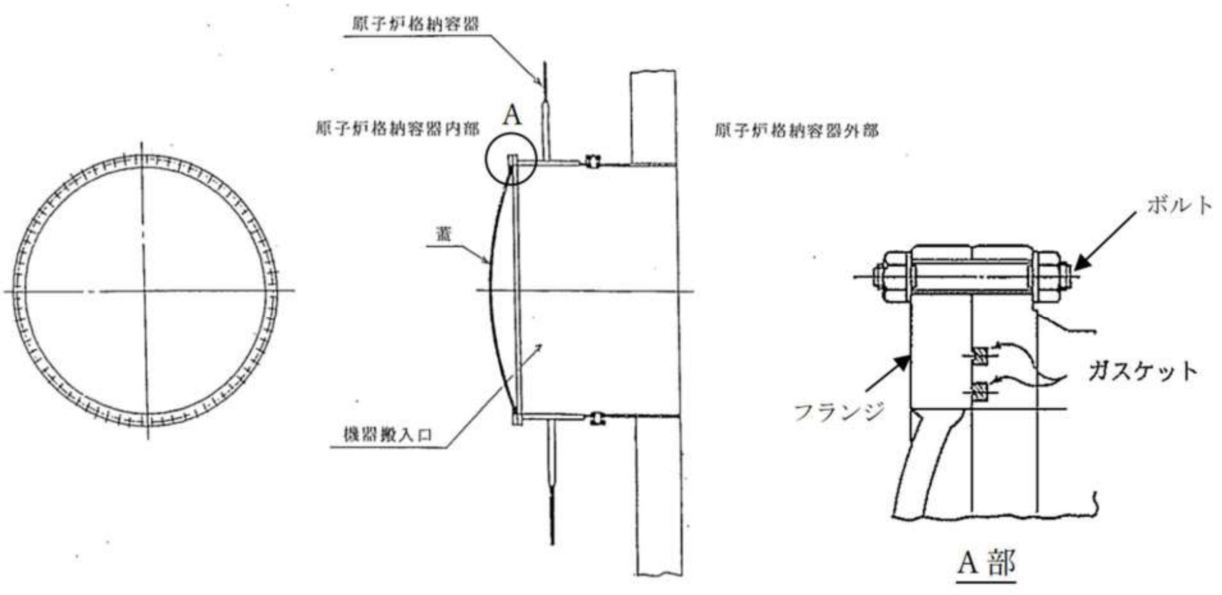
評価対象機器の限界温度・圧力に対する評価結果を第4表に示す。

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

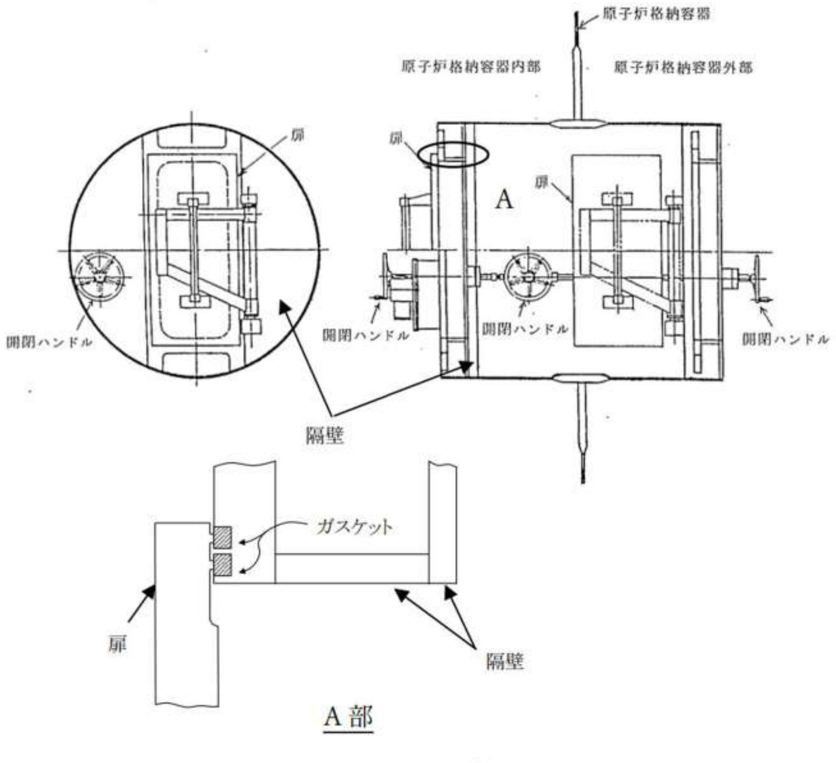


原子炉格納容器本体

第３図　原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図（１／５）

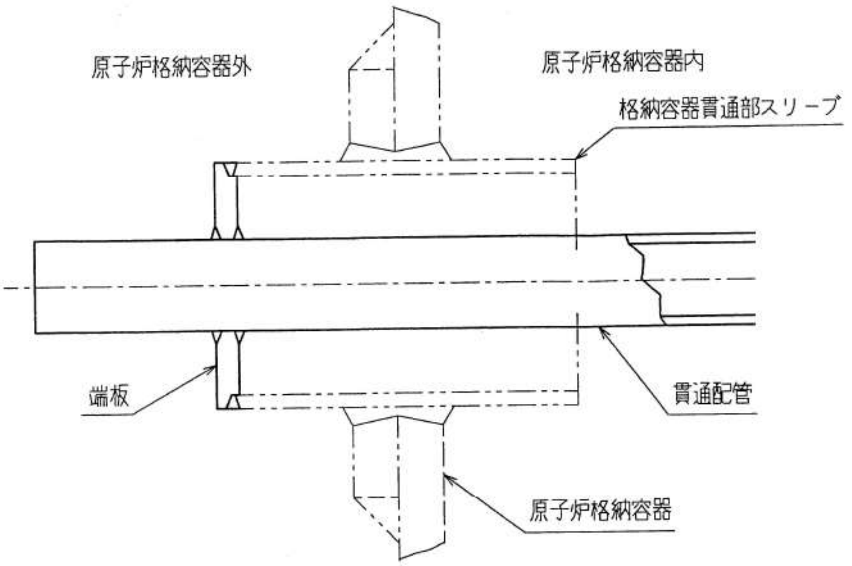


機器搬入口

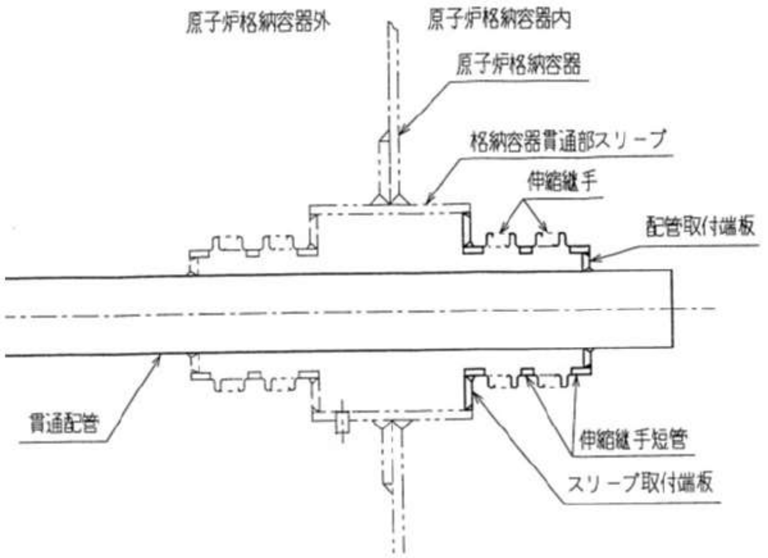


エアロック

第３図　原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図（２／５）

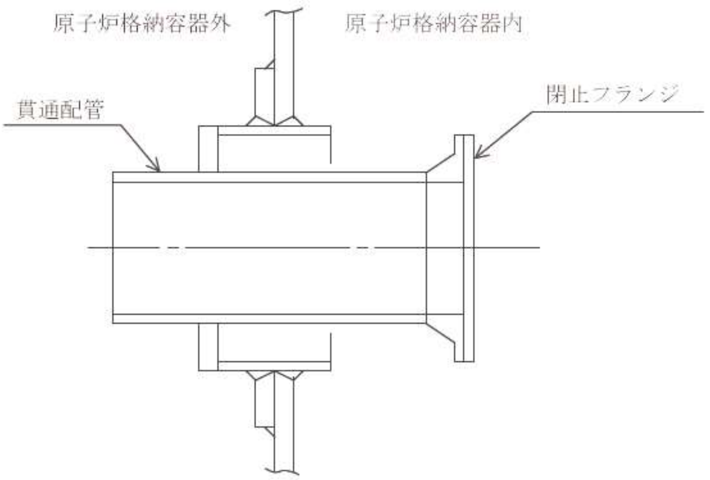


固定式配管貫通部

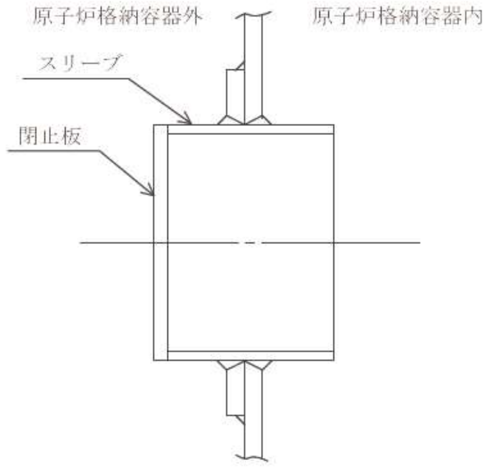


伸縮式配管貫通部

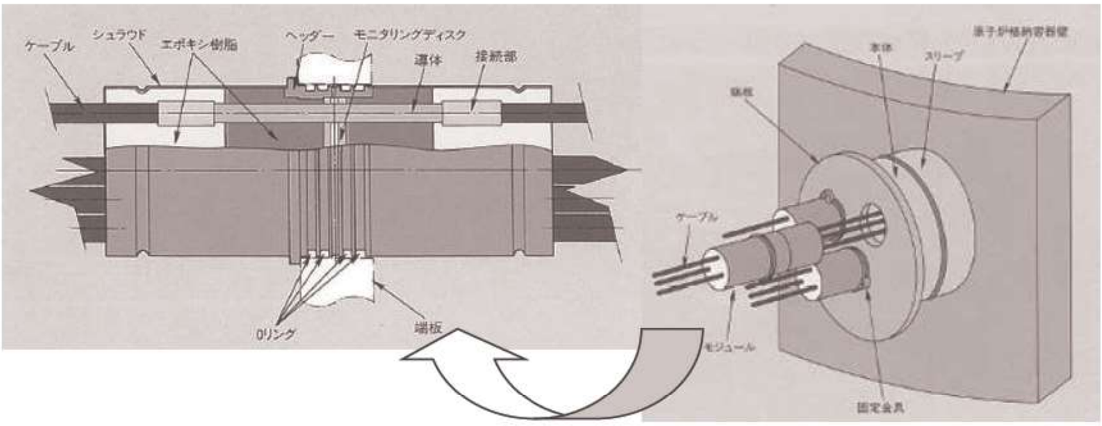
第３図　原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図（３／５）



閉止フランジ



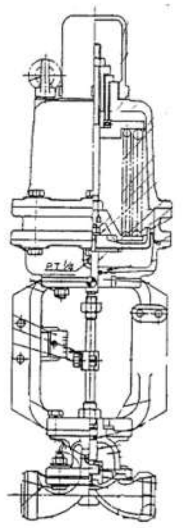
閉止板



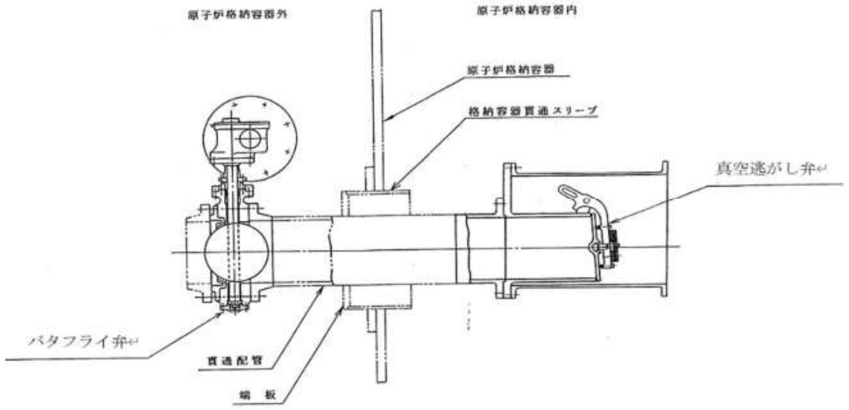
原子炉格納容器内

電線貫通部

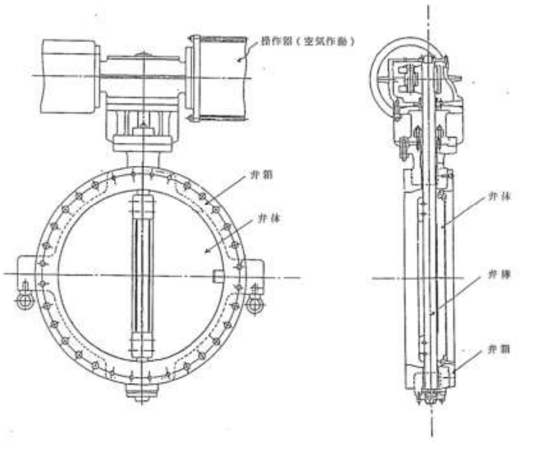
第３図　原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図（４／５）



原子炉格納容器隔離弁（ゴムダイヤフラム弁）



原子炉格納容器隔離弁（真空逃がし弁）



原子炉格納容器隔離弁（空調用バタフライ弁）

第３図　原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図（５／５）

第４表 評価結果まとめ

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

※1:複数評価している項目は最も厳しい値を記載
※2:代表プラント評価値の換算による評価
※3:フランジ隙間許容値以下を確認
※4:レーティング設計による圧力
※5:ガスケット必要圧縮量以上を確認
※6:レーティング設計による200℃での許容圧力

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

付録２
（補足説明資料）

原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価

（補足説明資料）

目　　　　　次

頁

1. 原子炉格納容器本体
1.1 評価方針 ………………………………………………… 1-1
1.2 簡易手法による評価 ……………………………………… 1-2
1.3 有限要素法による評価 …………………………………… 1-2
1.4 評価結果 ………………………………………………… 1-4

2. 機器搬入口
2.1 評価方針 ………………………………………………… 2-1
2.2 評価 ……………………………………………………… 2-6
2.3 評価結果 ………………………………………………… 2-10

3. エアロック
3.1 評価方針 ………………………………………………… 3-1
3.2 評価 ……………………………………………………… 3-5
3.3 評価結果 ………………………………………………… 3-7

4. 配管貫通部　貫通配管
4.1 評価方針 ………………………………………………… 4-1
4.2 評価 ……………………………………………………… 4-1
4.2.1 解析条件 ……………………………………………… 4-2
4.2.2 評価方法 ……………………………………………… 4-3
4.3 評価結果 ………………………………………………… 4-8

5. 配管貫通部　スリーブ
5.1 評価方針 ………………………………………………… 5-1
5.2 評価 ……………………………………………………… 5-3
5.2.1 スリーブの仕様 ……………………………………… 5-3
5.2.2 スリーブ本体 ………………………………………… 5-4
5.2.3 スリーブ取付部 ……………………………………… 5-16
5.3 評価結果 ………………………………………………… 5-25

6. 配管貫通部　端板
6.1 評価方針 ・・ 6-1
6.2 評価 ・・ 6-1
6.2.1 仕様 ・・ 6-1
6.2.2 強度計算に使用する記号の定義 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 6-4
6.2.3 評価方法 ・・ 6-5
6.2.4 計算方法 ・・ 6-5
6.2.5 応力評価 ・・ 6-6
6.3 評価結果 ・・ 6-7

7. 配管貫通部　閉止フランジ
7.1 評価方針 ・・ 7-1
7.2 評価 ・・ 7-1
7.2.1 評価条件 ・・ 7-1
7.2.2 評価に使用する記号の定義 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 7-2
7.2.3 評価方法 ・・ 7-2
7.2.4 計算方法 ・・ 7-2
7.3 評価結果 ・・ 7-2
7.3.1 圧縮量評価 ・・・ 7-2
7.3.2 耐放射性及び耐熱性評価 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 7-3

8. 配管貫通部　閉止板
8.1 評価方針 ・・ 8-1
8.2 評価 ・・ 8-1
8.2.1 記号の定義 ・・・ 8-1
8.2.2 計算方法 ・・ 8-1
8.3 評価結果 ・・ 8-2

9. 配管貫通部　伸縮継手
9.1 評価方針 ・・ 9-1
9.2 評価 ・・ 9-1
9.2.1 評価条件 ・・ 9-1
9.2.2 評価部位 ・・ 9-2
9.2.3 強度計算に使用する記号の定義 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 9-3
9.2.4 評価方法 ・・ 9-4
9.2.5 計算方法 ・・ 9-4
9.2.6 疲労評価 ・・ 9-5
9.3 評価結果 ・・ 9-5

10. 配管貫通部　短管
10.1 評価方針 ・・・・・・ 10-1
10.2 評価 ・・・・・・ 10-1
10.2.1 評価条件 ・・・・・・ 10-1
10.2.2 評価部位 ・・・・・・ 10-2
10.2.3 強度計算に使用する記号の定義 ・・・・・・ 10-3
10.2.4 評価方法 ・・・・・・ 10-3
10.3 評価結果 ・・・・・・ 10-3

11. 電線貫通部
11.1 評価方針 ・・・・・・ 11-1
11.2 評価 ・・・・・・ 11-1
11.2.1 モジュールの評価 ・・・・・・ 11-1
11.2.2 モジュールの長期高温健全性評価 ・・・・・・ 11-3
11.2.3 本体・端板の評価 ・・・・・・ 11-5
11.3 評価結果 ・・・・・・ 11-10

12. 原子炉格納容器隔離弁
12.1 はじめに ・・・・・・ 12-1
12.2 ゴムダイヤフラム弁 ・・・・・・ 12-2
12.2.1 評価方針 ・・・・・・ 12-2
12.2.2 評価結果 ・・・・・・ 12-3
12.3 真空逃がし弁 ・・・・・・ 12-4
12.3.1 評価方針 ・・・・・・ 12-4
12.3.2 評価結果 ・・・・・・ 12-6
12.4 空調用バタフライ弁 ・・・・・・ 12-8
12.4.1 評価方針 ・・・・・・ 12-8
12.4.2 評価結果 ・・・・・・ 12-9

参考資料

1. 原子炉格納容器　限界温度・圧力に対する経年劣化の影響
2. 原子炉格納容器　限界温度・圧力負荷後の耐震性
3. 有効性評価における原子炉格納容器雰囲気温度及び原子炉格納容器圧力の環境条件下における原子炉格納容器漏えい率について
4. 原子炉格納容器貫通部のFP沈着による影響について
5. 原子炉格納容器貫通部リスト
6. 各部位の閉じ込め機能の裕度について
7. 原子炉格納容器本体の解析評価範囲について
8. フランジ部の永久変形について
9. 機器搬入口の開口量評価の妥当性について
10. 経年劣化を考慮したシール機能について
11. 200℃，２Pdの適用可能時間を過ぎてから用いる限界温度・圧力について
12. 実機フランジを模擬した小型試験結果の適用について
13. シリコンゴムガスケット及び各フランジ部の製作公差を考慮した開口量評価について
14. 原子炉格納容器の耐震性について
15. 原子炉格納容器の機能喪失の検出の考え方について
16. 黒鉛製シール材について
17. 原子炉格納容器全体漏えい率検査における漏えいについて
18. 化学薬品や核分裂生成物のシール機能への影響について
19. 原子炉格納容器本体の形状不連続部における応力評価について
20. 原子炉格納容器バウンダリにおけるシール材の変更について
21. 原子炉格納容器の閉じ込め機能に関する漏えい・破損圧力－温度線図

1. 原子炉格納容器本体

1.1 評価方針

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

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

ここで，「発電用原子力設備規格　設計・建設規格（2005 年版（2007 年追補版を含む））〈第Ⅰ編　軽水炉規格〉 JSME S NC1-2005/2007」（以下「設計・建設規格」という。）の解説表 PVB-3110-1 において，延性破壊評価は一次応力の評価を実施することとなっている。

一方，設計・建設規格における一次応力強さの許容値は，材料の種類及び温度ごとに材料試験（引張試験）を実施した結果を基に国内 Su 値検討会で設定された設計引張強さ（Su）に割下げ率を考慮して設定されたものである（設計・建設規格 解説 GNR-2200）。

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

この許容値の考え方は，設計・建設規格 解説 PVB-3111 に示されるように，供用状態Ｄの P_m，P_L＋P_b の許容値と同等である。なお，耐圧機能維持の観点から，安全評価上の仮定（一次冷却材喪失事故を想定）に保証を与える目的で応力評価を行う設計・建設規格の供用状態Ｄの許容応力は，鋼材の究極的な強さを基に，弾性計算により塑性不安定現象の評価を行うことへの理論的安全裕度を考慮して定めたものであり，P_m は 2/3Su，P_L＋P_b は 1.5×2/3Su（＝Su）と規定されている。前者は，膜応力であり断面の応力が Su に到達すると直ちに破損に至るため割下げ率 1.5 を考慮して規定されているが，後者は，断面表面が Su に到達しても断面内部は更なる耐荷能力があり直ちに破損には至らないため割下げ率は 1.0 としている。

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

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

また，旧原子力発電技術機構（NUPEC）重要構造物安全評価（「原子炉格納容器信頼性実証事業」（平成２年度～平成 14 年度））において，判断基準を 200℃の設計引張強さ（Su）として代表プラントの原子炉格納容器をモデル化し，有限要素法による応力評価（一次＋二次応力評価）が実施されており，これに基づき泊発電所３号炉での原子炉格納容器の局部（設計・建設規格 PVE-3010 で規定されていない部位）の許容圧力を確認する（添付 1-2)。

1.2 簡易手法による評価

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

1.3 有限要素法による評価

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

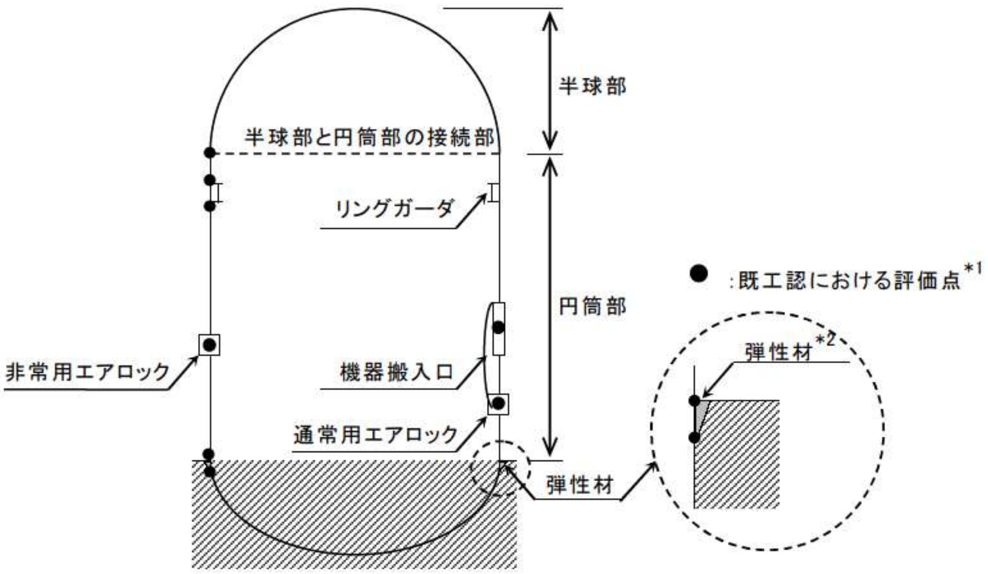


図 1-1　有限要素法によるモデル化部位と泊発電所３号炉の既工事計画認可申請書評価点

*1　既工事計画認可申請書における原子炉格納容器本体の局部評価点は，構造不連続部で一次（膜，曲げ）応力および二次応力が発生する以下の部位である。
- 半球部と円筒部の接続部
- リングガーダ上端部及びリングガーダ下端部
- 弾性材上端部及び弾性材下端部

また，機器搬入口及びエアロックについても構造不連続部で局部応力が発生する原子炉格納容器本体との取付部について既工事計画認可申請書で評価している。

*2　内圧及び熱荷重が作用した際にコンクリートに埋め込まれている円筒部の変位を拘束しないよう，発泡ポリプロピレンを設置している。なお，本解析では下端点で完全固定としている。

代表プラントの解析結果の 2.95Pd における塑性ひずみコンタ図を図 1-2 に示す。代表プラントの原子炉格納容器本体の局部評価点として，弾性材下端点，リングガーダ部，半球部と円筒部の接続部及び大開口廻り（機器搬入口及びその周辺並びにエアロック周辺）が考えられ，本コンタ図によると，弾性材下端点，リングガーダ部及び半球部と円筒部の接続部よりも大開口廻りの塑性ひずみが大きいことから，局部評価点として大開口廻りが選定されていることは妥当と考える。

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

本解析結果では，大開口廻りに関して，設計引張強さ（Su）に到達する圧力を評価した結果，いずれも２Pd 以上あり，最も早く到達するのは機器搬入口周辺で約 3.1Pd であった。これは，代表プラントの解析結果が泊

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

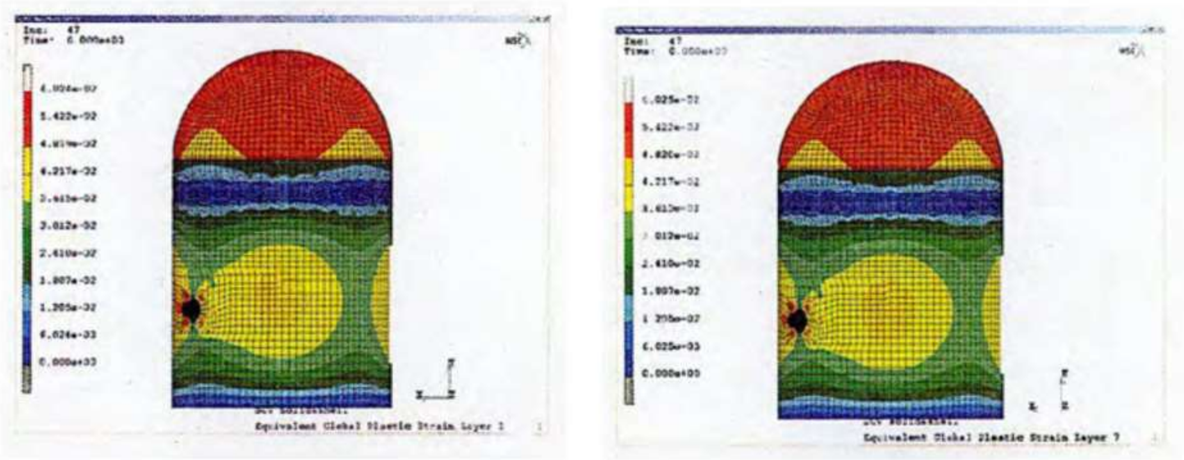


図 1-2　代表プラントの塑性ひずみコンタ図（2.95Pd）
（左：内面　右：外面）

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

1.4 評価結果

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

以上より，原子炉格納容器本体は 200℃，2Pd において構造健全性は維持され，放射性物質の閉じ込め機能は確保される。

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

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

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

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

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

原子炉格納容器一般部の一次一般膜応力評価

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

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

$$P_a = 2S\eta t / (D_i + 1.2t)$$

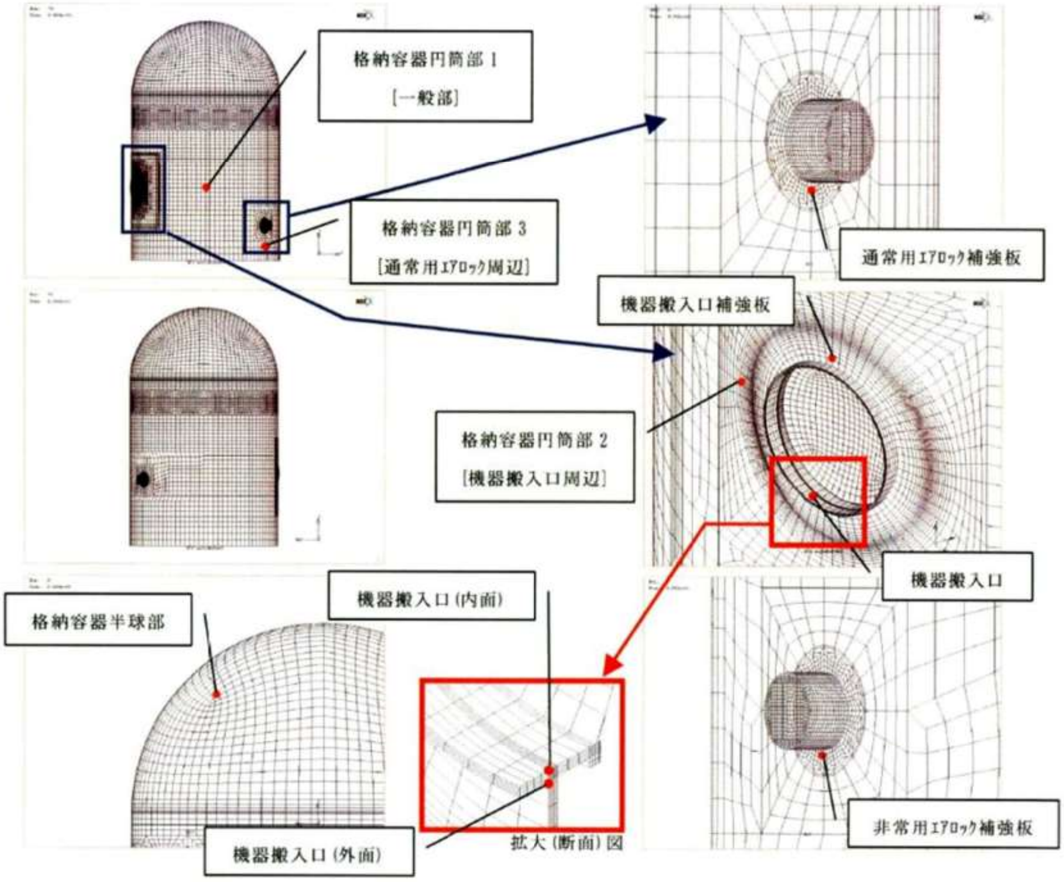
S	200℃における設計引張強さ（MPa）	281
η	継手効率（－）	1.0
t	円筒部板厚（mm）	44.5
Ｄｉ	円筒部の内径（mm）	40,000
Ｐａ	200℃における許容圧力（MPa）	0.624
Ｐｄ	最高使用圧力（MPa）	0.283
Ｐａ／Ｐｄ	最高使用圧力に対する許容圧力の比	2.20

表添付 1-1-2　半球部許容圧力算定式： PVE-3323（1）項を準用

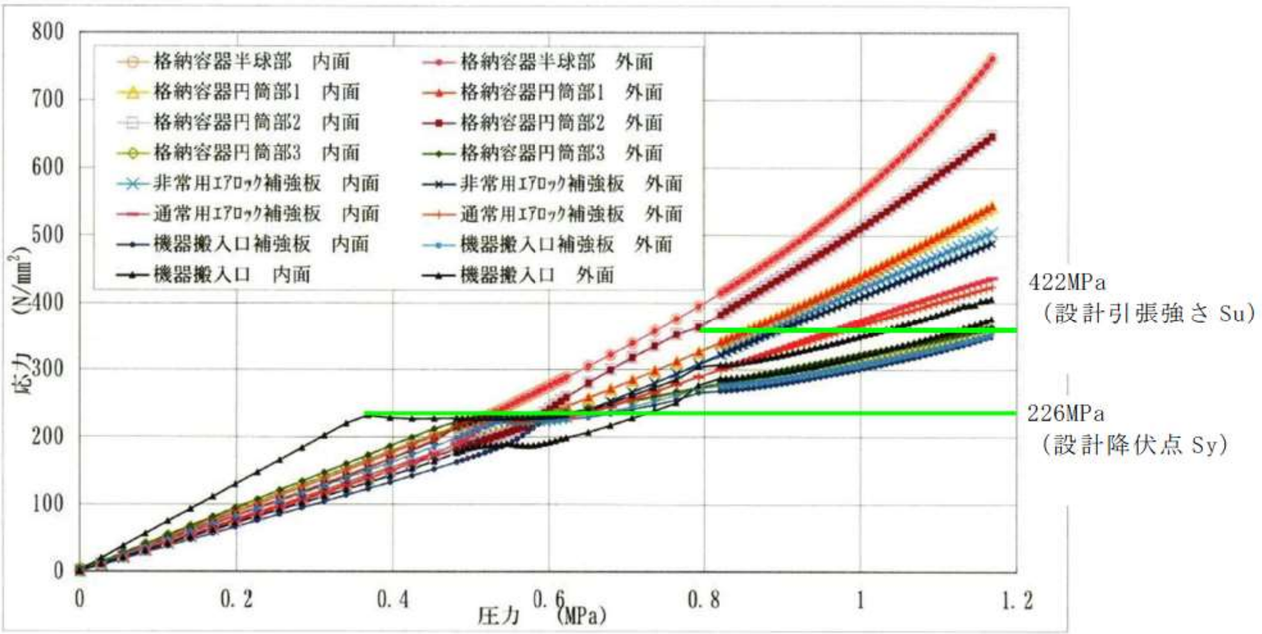
$$P_b = 2S\eta t / (R + 0.2t)$$

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

原子炉格納容器の有限要素法による応力評価



図添付 1-2-1　解析結果出力箇所



図添付 1-2-2　圧力－応力関係図

表添付 1-2-1 各部の降伏，破断圧力

		格納容器 半球部	格納容器 円筒部1	格納容器 円筒部2	格納容器 円筒部3	非常用ｴｱﾛｯｸ 補強板	通常用ｴｱﾛｯｸ 補強板	機器搬入口 補強板
局部解析	降伏荷重	0. 517 MPa (1. 83Pd)	0. 587 MPa (2. 08Pd)	0. 587 MPa (2. 08Pd)	0. 509 MPa (1. 80Pd)	0. 538 MPa (1. 90Pd)	0. 538 MPa (1. 90Pd)	0. 623 MPa (2. 20Pd)
	破断荷重	0. 835 MPa (2. 95Pd)	0. 976 MPa (3. 45Pd)	0. 877 MPa (3. 10Pd)	— (—)	1. 033 MPa (3. 65Pd)	1. 160 MPa (4. 10Pd)	— (—)

—：引張強さに到達せず

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

泊発電所３号炉と代表プラントの仕様比較

① 原子炉格納容器本体主要寸法比較表

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

② 機器搬入口主要寸法比較表

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

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

③ エアロック主要寸法比較表

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

*1 原子炉格納容器胴板取付部

*2 張り出し部

代表プラントの解析結果の適用性について

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

【泊発電所３号炉と代表プラントの原子炉格納容器仕様の違いによる影響】

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

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

また，リングガーダは，代表プラントに比べ板厚が小さく剛性が小さくなるため，リングガーダによる半球部への拘束力が小さくなる傾向であり，半球部の局部応力への影響が小さくなると考える。

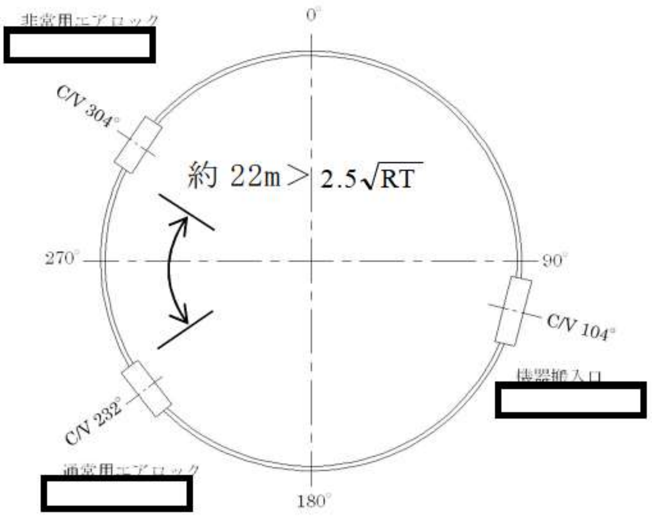
以上から，泊発電所３号炉の原子炉格納容器と代表プラントの原子炉格納容器における主要寸法の相違による発生応力への影響は問題とならないと考える。

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

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

(注) 設計・建設規格の PVE-3281 に従い算出

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



$2.5\sqrt{RT}$ ＝約 2.4m

R：原子炉格納容器平均半径

t：原子炉格納容器板厚

（注）設置高さは，弾性材上端からの高さ

[redacted] 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

2. 機器搬入口

2.1 評価方針

機器搬入口は，フランジ付きの胴板が原子炉格納容器の貫通部に溶接固定され，この胴板のフランジに蓋フランジをボルト固定しており，フランジ間のシールにはシリコンゴムのガスケットを使用している（図 2-1)。フランジにはシール溝が二重に配置されており，それぞれのシール溝にガスケットを取り付ける二重シール構造になっている。

機器搬入口の設計時に考慮される機能喪失要因は，脆性破壊，疲労破壊，座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である 200℃，２Pd を考慮した場合，脆性破壊が生じる温度域でないこと及び繰り返し荷重が作用しないことから，脆性破壊及び疲労破壊は評価対象外と考えることができる。機器搬入口は原子炉格納容器の貫通口の中でも内径が大きいことから，原子炉格納容器膨張による胴のひずみによる強制変位が顕著に作用する。この変位及び高温状態で原子炉格納容器内圧を受けるため，変形が生じ過度な塑性変形に伴う延性破壊が考えられる。また，球殻形状である蓋は，蓋板厚に対し，蓋板内半径が大きいため，その座屈が機能喪失要因として想定される。このため，蓋の座屈，並びにフランジ部の延性破壊及びシール材の高温劣化によるシール機能の低下が考えられ，200℃，２Pd での健全性確認には以下の評価が必要である。

・本体の耐圧
・フランジ固定部の強度
・ガスケットの健全性

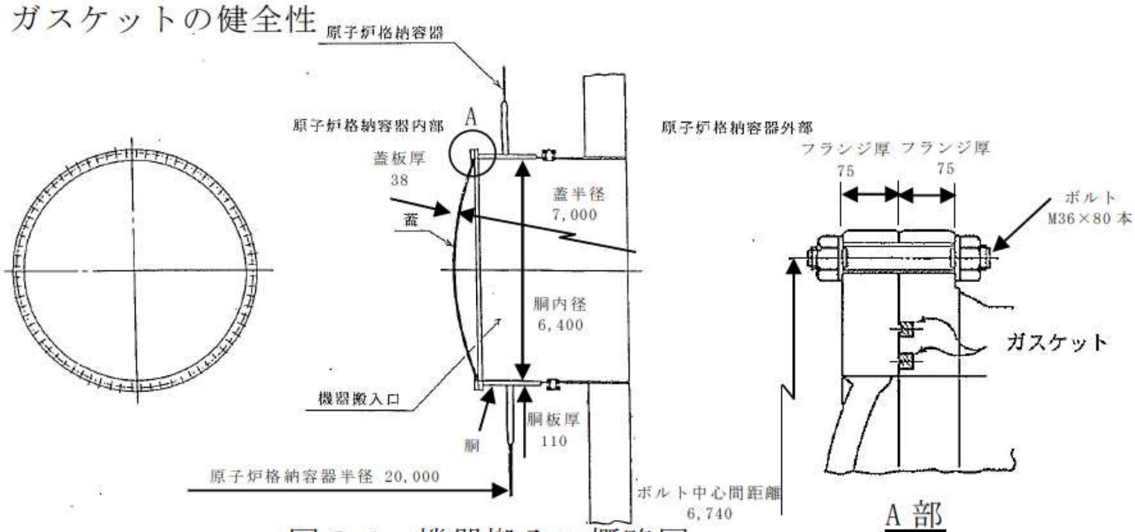


図 2-1　機器搬入口概略図

(1) 本体の耐圧

機器搬入口の胴において，一次一般膜応力は原子炉格納容器本体円筒部と比べ，板厚が大きく，内径が小さいので発生応力も十分小さい。

また，重要構造物安全評価（「原子炉格納容器信頼性実証事業」（平成２年度～平成 14 年度））において，代表プラントの鋼製格納容器を対象に有限要素法による応力評価（一次＋二次応力評価）を実施し，判断基

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

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

表 2-1　原子炉格納容器主要寸法比較

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

表 2-2　機器搬入口主要寸法比較

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

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

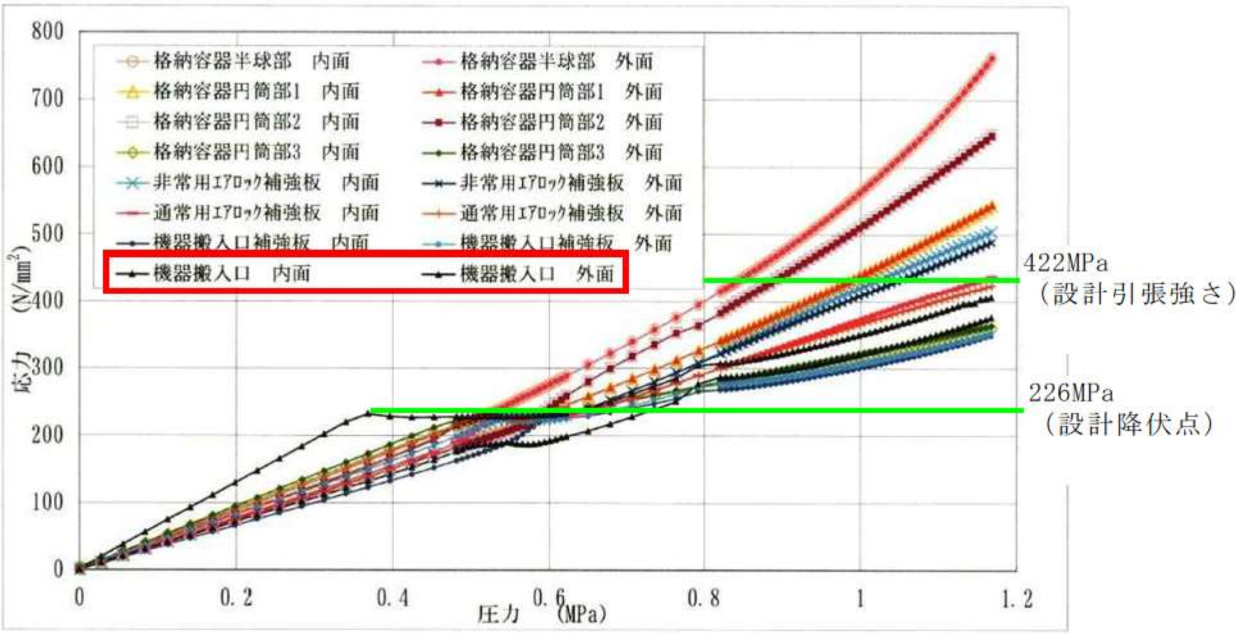


図 2-2　圧力－応力線図

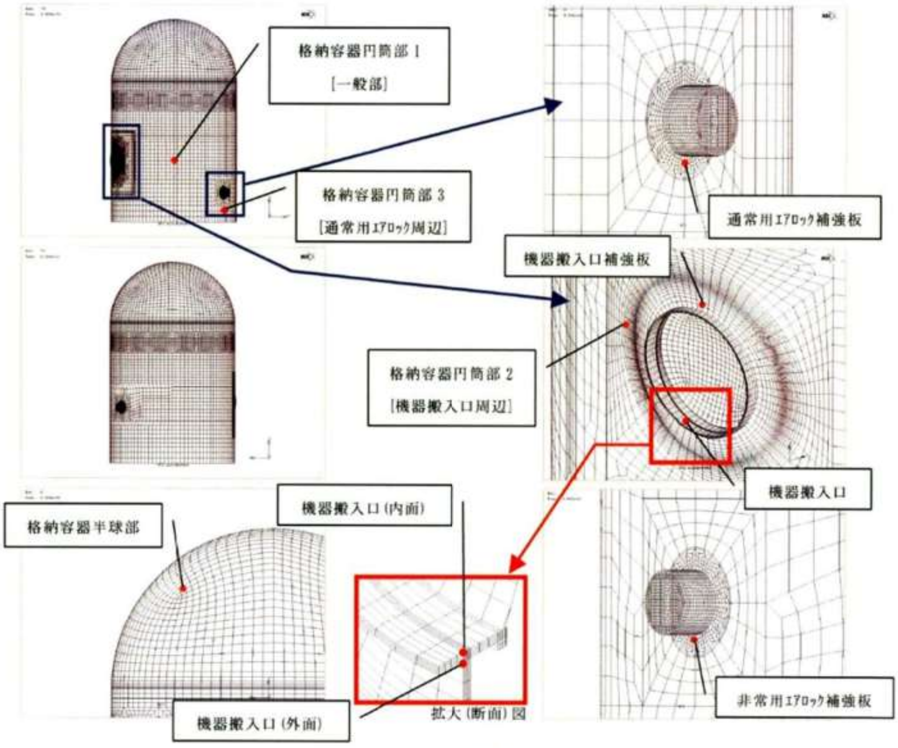


図 2-3　結果出力箇所

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

(2) フランジ固定部の強度

機器搬入口は原子炉格納容器の貫通口の中でも内径が大きいことから，原子炉格納容器内圧により発生する原子炉格納容器胴のひずみに伴う強制変位が顕著に作用する。このため，リーク性能に影響を及ぼすフランジの開口量を含む一般部及び局部の応力評価（一次＋二次応力評価）を行う。

具体的には，機器搬入口の基本形状及び原子炉格納容器への取付状態は同じであり原子炉格納容器内圧による変形モードも同傾向である代表プラントの有限要素法による一般部及び局部の解析評価結果（一次＋二次応力評価）を基に換算評価を行い，フランジ及びボルトに発生する応力が設計引張強さ（Su）以下であることを確認する。なお，代表プラントにおける解析では，原子炉格納容器との取り合い部からの胴部を含む機器搬入口本体を取り出し，軸対象モデル化して温度，圧力，原子炉格納容器本体円筒部の膨張による機器搬入口胴部への強制変位を付与して弾塑性解析を実施している。

ここで，設計・建設規格における一次応力強さの許容値は，材料の種類及び温度ごとに材料試験（引張試験）を実施した結果を基に国内 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 の環境下での機器搬入口の構造健全性を確認するものであるため，上記割下げ率を 1.0 とした評価を行う。すなわち，機器搬入口に発生する応力が，設計引張強さ（Su）以下であれば，延性破壊には至らず，構造は健全で機能要求（放射性物質の閉じ込め機能）を確保できると考える。この許容値の考え方は，設計・建設規格 解説図 PVB-3111-5 に示すように，供用状態Dの P_L+P_b（一次局部膜応力強さ＋一次曲げ応力強さ）の許容値と同等である。なお，耐圧機能維持の観点から，安全評価上の仮定（一次冷却材喪失事故を想定）に保証を与える目的で応力評価を行う設計・建設規格の供用状態Dの許容応力は，鋼材の究極的な強さを基に，弾性計算により塑性不安定現象の評価を行うことへの理論的安全裕度を考慮して定めたものであるのに対し（設計・建設規格 解説 PVB-3111），機器搬入口の限界温度及び限界圧力の状態は，供用状態Dをはるかに超えた事象であり，許容圧力を算出する際に P_L+P_b の許容値として設計引張強さ（ただし，限界温度における設計引張強さ）を適用することは妥当である。

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

の評価では，すべての応力の許容値を設計引張強さ（Su）とする。

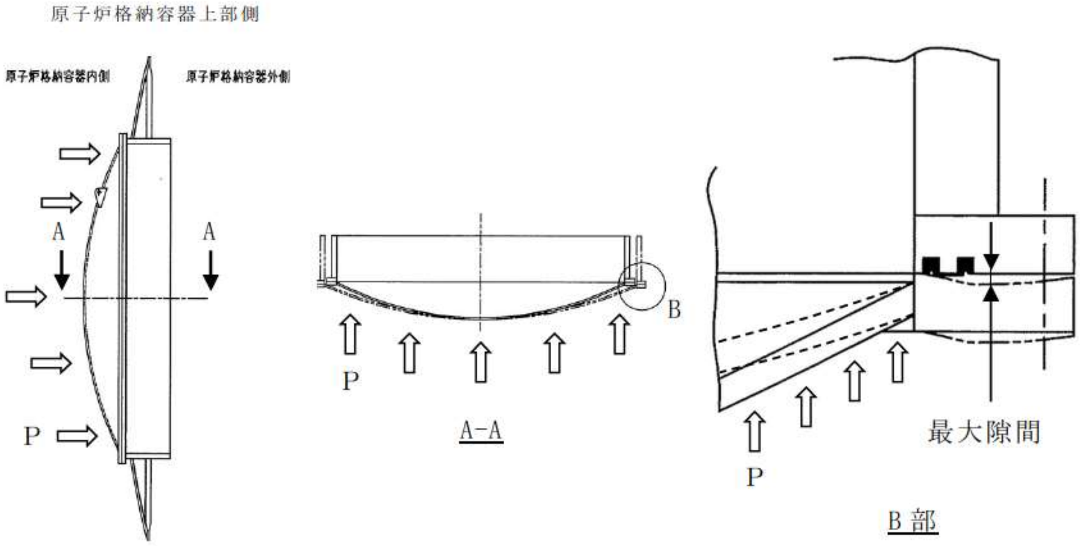


図 2-4　機器搬入口変形概念図

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

(3) ガスケットの健全性

機器搬入口のガスケットの取付状態が同じである代表プラントの試験結果から評価する。

2.2 評価

(1) 本体の耐圧　【泊発電所３号炉評価結果】

蓋（球殻）の許容座屈圧力 P_{cr} を算出（機械工学便覧）

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

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

以上より，本体耐圧　1.22MPa ＞ ２Pd（0.566MPa）

(2) フランジ固定部の強度【代表プラント解析結果より換算評価】

代表プラントからの形状換算における比較項目

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

換算評価

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

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

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

（評価方法）

・フランジ応力

①ひずみが圧力比に比例

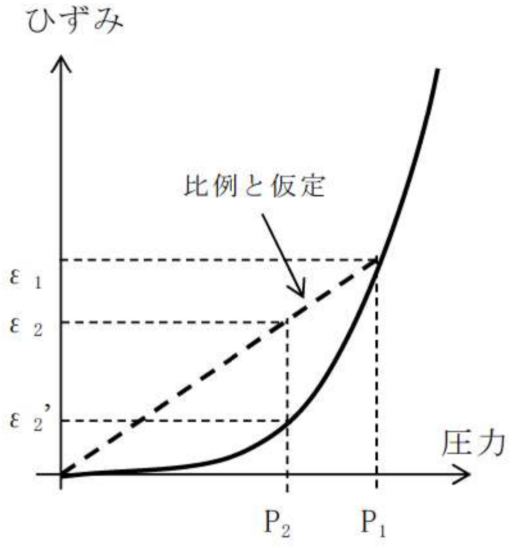
代表プラントのフランジの発生応力結果は塑性変形内になっている。ここで，発生するひずみ ε には，温度 t，原子炉格納容器の変位 u，原子炉格納容器圧力 p が作用している。[ε =f(t,u,p)]

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

温度が同じ場合（[redacted]℃），t が一定となり，ひずみは圧力の関数となる。[ε =f(p)]

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

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



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

図 2-5　塑性時の圧力とひずみの関係

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

②応力-ひずみ線図より発生応力を概算

[redacted]

図 2-6　フランジ材（SGV480）の応力-ひずみ線図（電共研試験結果）

・ボルト応力

①ボルトサイズ比の 2 乗に反比例

②ボルト本数比に反比例

③圧力比に比例（代表プラントの結果が弾性変形内のため）

④胴内径比の 2 乗に比例

ボルト応力 ＝ [redacted] $/(36/42)^2/(80/72)\times(0.566/1.12)\times(6400/6000)^2$

・フランジ開口量

①内径からボルト位置までの距離の比に比例

②胴内径比の 2 乗に比例

③圧力比に比例

④ボルトサイズ比の 2 乗に反比例

⑤ボルト本数比に反比例

フランジ開口量 ＝ [redacted] $\times((6740-6400)/2)/((6360-6000)/2)$
$\times(6400/6000)^2\times(0.566/1.12)/(36/42)^2/(80/72)$

[redacted] 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

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

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

表 2-3　泊発電所３号炉評価結果

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

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

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

フランジ隙間が問題ないことは，実機におけるガスケットの締め付け面からの漏えい挙動を模擬して実施した漏えい試験の結果を活用し，評価する。

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

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

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

試験の方案上，機能維持が確認された時間は十数時間程度であるが，別途実施された試験結果を確認し，同程度の温度で約[redacted]時間経過後，寸法，硬度に大きな変化がないことから，泊発電所３号炉の有効性評価の範囲でシール機能が維持されるものと評価している。

なお，設備は原子炉容器から離れて設置されていること，また，ガスケットは金属部材間で圧縮の状態が維持されることから，実際にはシーケンスで示される条件に対し，シール機能の維持に関する裕度はさらに大きいものと評価している。

試験条件	集積放射線量	[redacted]
	試験圧力	
	試験温度	

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

[redacted] 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

[redacted]

図 2-7　試験体図

ガスケット比較

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

[redacted]

2.3 評価結果

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

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

3. エアロック

3.1 評価方針

エアロックは，円筒胴が原子炉格納容器の貫通部に溶接固定されており，円筒胴の両端に平板（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（図 3-1）。なお，原子炉格納容器加圧時はエアロック扉が支持部に押しつけられる構造となっているため，扉板が開くことはない。また，隔壁には扉開閉ハンドル軸等が貫通しており，貫通部にシール材を使用している。

エアロックの設計時に考慮される機能喪失要因は，脆性破壊，疲労破壊，座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である 200℃，２Pd の条件を考慮した場合，脆性破壊が生じる温度域でないこと，繰り返し荷重が作用しないこと及び有意な圧縮力がエアロックに生じないことから，脆性破壊，疲労破壊及び座屈は評価対象外と考えることができ，高温状態で原子炉格納容器内圧を受けることによる，過度な塑性変形に伴う延性破壊が機能喪失要因として想定される。そのため，エアロック本体の塑性変形に伴う延性破壊，また，扉の変形及びシール材の高温劣化によるシール機能の低下が考えられ，200℃，２Pd での健全性の確認には，以下の評価が必要である。

・本体の耐圧
・シール部の健全性

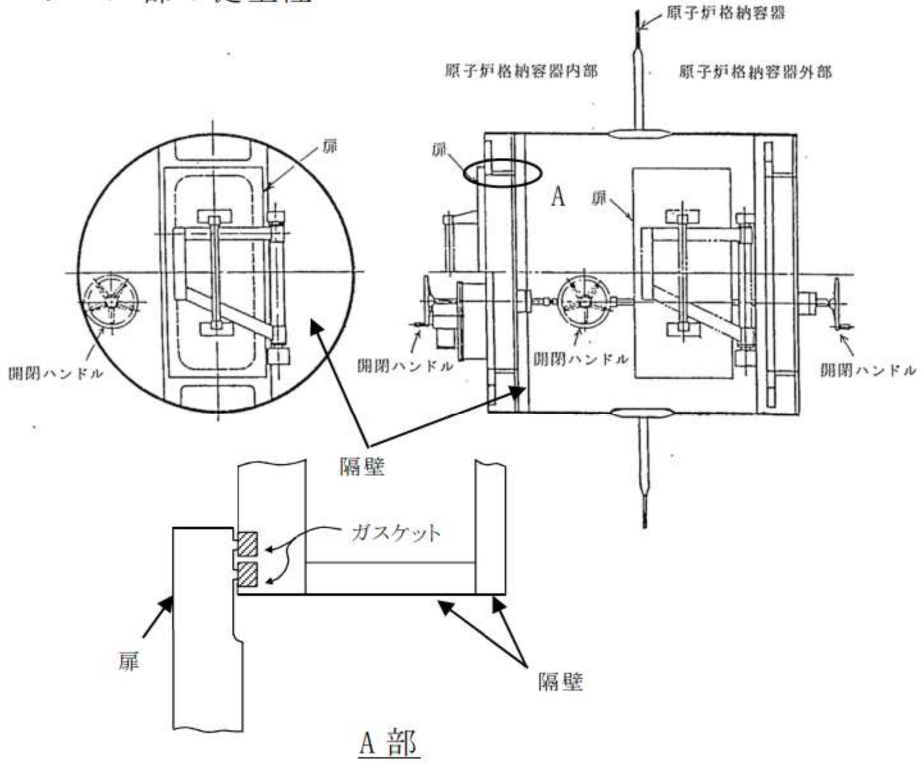


図 3-1　エアロック概略図

(1) 本体の耐圧

重要構造物安全評価（「原子炉格納容器信頼性実証事業」（平成２年度～平成 14 年度））において，代表プラントの鋼製格納容器を対象に有限要素法による応力評価（一次＋二次応力評価）を実施し，判断基準を200℃の設計引張強さ（Su）として許容圧力を評価している。具体的には代表プラントの原子炉格納容器本体に機器搬入口の胴及び取付部，エアロックの胴及び取付部を含めてモデル化し，200℃の条件で解析を行った結果，原子炉格納容器半球部が最も早く破断の基準に達し，その際の原子炉格納容器の内圧は約３Pd（0.835MPa[gage]）であった。泊発電所３号炉のエアロックの基本構造は代表プラントと同様であり，エアロックの胴及び取付部の評価は，その評価結果に包絡される。

また，その他の局部的な部位について，既工事計画認可申請書にて応力が最も厳しい隔壁について検討する。（添付 3-1　既工事計画認可申請書分割第４次申請の添付資料 5-9-4「エアロックの応力解析書」）

具体的には，隔壁の発生応力が圧力に比例するため，工事計画認可申請書結果の応力値（一次応力）から許容値（σa）の応力が発生する時の圧力を算出し，本体耐圧として評価する。なお，原子炉格納容器との取り合い部から隔壁までは距離があり，原子炉格納容器胴のひずみに伴う強制変位の影響（二次応力）は軽微であると考えられるため，一次応力評価を実施する。

ここで，設計・建設規格における一次応力強さの許容値は，材料の種類及び温度ごとに材料試験（引張試験）を実施した結果を基に国内 Su 値検討会で設定された設計引張強さ（Su）に割下げ率を考慮して設定されたものである（設計・建設規格 解説 GNR-2200）。今回の評価は，設計基準である最高使用温度及び最高使用圧力を超過する 200℃，２Pd の環境下でのエアロックの構造健全性を確認するものであるため，上記割下げ率を 1.0 とした評価を行う。すなわち，エアロックに発生する応力が，設計引張強さ（Su）以下であれば，延性破壊には至らず，構造は健全で機能要求（放射性物質の閉じ込め機能）を確保できると考える。この許容値の考え方は，設計・建設規格 解説図 PVB-3111-5 に示すように，供用状態Ｄの $P_L + P_b$（一次局部膜応力強さ＋一次曲げ応力強さ）の許容値と同等である。なお，耐圧機能維持の観点から，安全評価上の仮定（一次冷却材喪失事故を想定）に保証を与える目的で応力評価を行う設計・建設規格の供用状態Ｄの許容応力は，鋼材の究極的な強さを基に，弾性計算により塑性不安定現象の評価を行うことへの理論的安全裕度を考慮して定めたものであるのに対し（設計・建設規格 解説 PVB-3111），エアロックの限界温度及び限界圧力の状態は，供用状態Ｄをはるかに超えた事象であり，許容圧力を算出する際に $P_L + P_b$ の許容値として設計引張強さ（ただし，限界温度における設計引張強さ）を適用することは

妥当であり，許容値を設計引張強さ（Su）とする。ただし，今回の評価部位である隔壁については，設計・建設規格 表 PVB-3110-1 に規定される形状係数 α （＝1.395）を考慮して許容値（α ×2/3Su）を設定する。

(2) シール部の健全性

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

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

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

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

なお，①～④のシール部は，圧力による変形の影響が及ばない構造となっている。

表 3-1　漏えい試験条件（PEEK を使用した均圧弁）

試験条件	集積放射線量	[redacted]
	試験圧力	
	試験温度	

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

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

表 3-2　試験条件（材料単体劣化試験）

試験条件	集積放射線量	[redacted]
	試験圧力	
	試験温度	

表 3-3　劣化環境条件（温度・水蒸気・放射線）経過材料の計測結果比較

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

（優位順：１＞２＞３）

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

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

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

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

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

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

3.2 評価

(1) 本体の耐圧 【泊発電所３号炉評価結果】

許容値（σ_a）の応力が発生する時の圧力 P_{cr} を算出する。

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

σ_a：材料（SGV480）の許容値（200℃）

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

Su：材料の設計引張強さ（200℃）

α：形状係数＝1.395

σ_b：内圧Ｐが作用した場合の隔壁の応力

Ｐ：最高使用圧力

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

以上より，本体耐圧　0.77MPa ＞ ２Pd（0.566MPa）

(2) シール部の健全性　【代表プラント試験結果（機器搬入口）を適用】

① ガスケットの健全性

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

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

[redacted]

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

② 扉の変形による隙間の評価

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

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

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

w：単位荷重

$w=P \times b$

P：２Pd

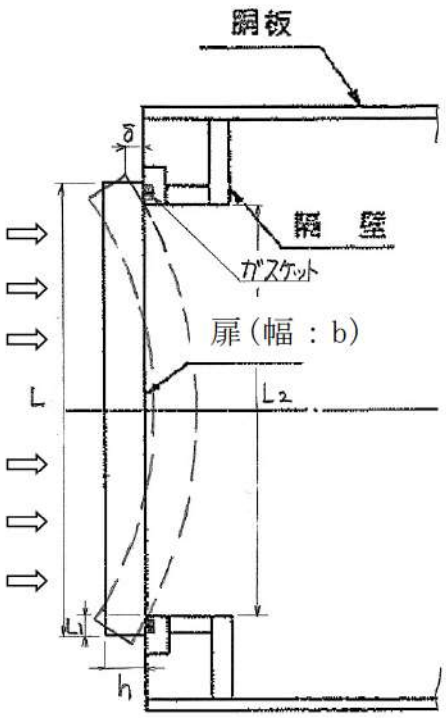
b：扉幅

I：断面二次モーメント

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

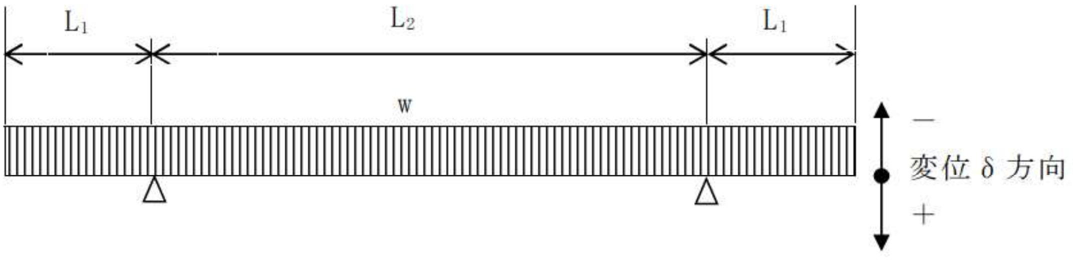
h：扉板厚

P (MPa)	0.566
b (mm)	900
E (MPa)	191,000
h (mm)	75
L_1 (mm)	75
L_2 (mm)	1,850
δ (mm)	-1.7



エアロック扉変形概念図

（評価モデル）



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

3.3 評価結果

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

□ 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

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

3.　応力解析

3.1　計算点

計算点は，次のとおりとする。

胴板一般部（A点）

胴板と隔壁との接続部（B点）

胴板厚さの変化部（C点）

胴板厚さ　22.0 mm（C_1点）

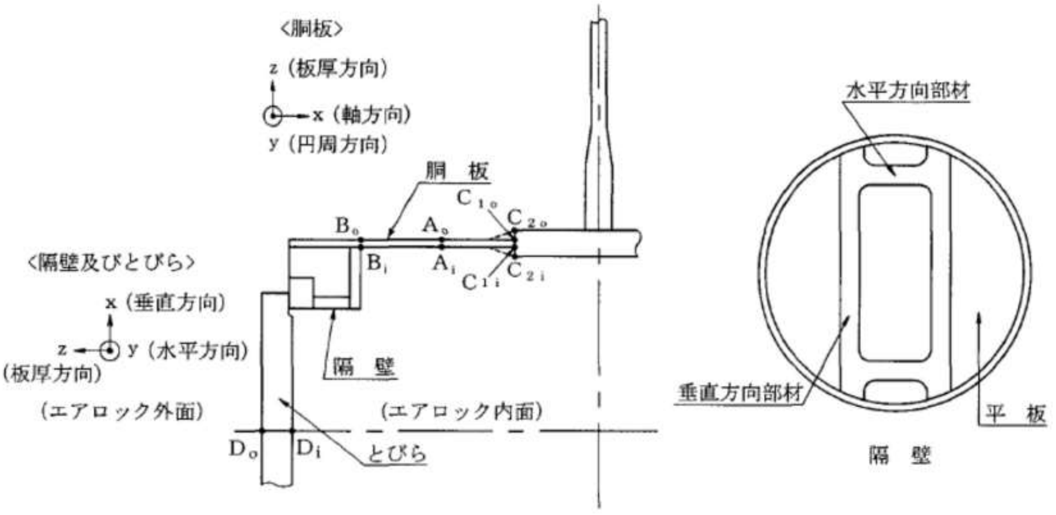
胴板厚さ　80.0 mm（C_2点）

なお，胴板厚さの変化部における勾配部分は安全側に無視する。

隔壁（垂直方向部材，水平方向部材及び平板）

とびら（D点）

各点の計算点及び応力の方向は，第2図のとおりとする。



第2図　計算点

第9表　D＋O＋Lの荷重の組合せにおける胴板の応力

（単位：N/mm²）

計算点 ＼ 応力		一次応力									二次応力						一次＋二次応力		
		一次一般膜応力			一次局部膜応力			一次膜応力＋一次曲げ応力			圧力による曲げ応力			熱による応力					
		σ_x	σ_y	σ_z	σ_x	σ_y	σ_z	σ_x	σ_y	σ_z	σ_x	σ_y	σ_z	σ_x	σ_y	σ_z	σ_x	σ_y	σ_z
A	A_i	-8.4	-16.9	0	0	0	0	-8.4	-16.9	0	0	0	0	56.9	56.9	0	48.5	40.0	0
	A_o	-8.4	-16.9	-0.3	0	0	0	-8.4	-16.9	-0.3	0	0	0	-56.9	-56.9	0	-65.3	-73.8	-0.3
B	B_i	-8.4	-16.9	0	0	14.3	0	-8.4	-2.6	0	-26.0	-7.8	0	56.9	56.9	0	22.5	46.5	0
	B_o	-8.4	-16.9	-0.3	0	14.3	0	-8.4	-2.6	-0.3	26.0	7.8	0	-56.9	-56.9	0	-39.3	-51.7	-0.3
C	C_{1i}	-8.4	-16.9	0	0	7.9	0	-8.4	-9.0	0	-11.4	-3.4	0	-39.7	94.4	0	-59.5	82.0	0
	C_{1o}	-8.4	-16.9	-0.3	0	7.9	0	-8.4	-9.0	-0.3	11.4	3.4	0	39.7	38.6	0	42.7	33.0	-0.3
	C_{2i}	-2.3	-4.6	0	0	-2.5	0	-2.3	-7.1	0	-0.9	-0.3	0	78.9	62.7	0	75.7	55.3	0
	C_{2o}	-2.3	-4.6	-0.3	0	-2.5	0	-2.3	-7.1	-0.3	0.9	0.3	0	-78.9	-105.3	0	-80.3	-112.1	-0.3

（注1）本表は第1表，第2表，第3表，第4表及び第5表の応力を基に算出している。

第10表　D＋O＋Lの荷重の組合せにおける胴板の応力強さ

（単位：N/mm²）

計算点 ＼ 応力強さ		一次一般膜応力強さ（P_m）			一次局部膜応力強さ（P_L）			一次膜応力＋一次曲げ応力強さ（P_L+P_b）			一次＋二次応力強さ（P_L+P_b+Q）		
		$\sigma_x-\sigma_y$	$\sigma_y-\sigma_z$	$\sigma_z-\sigma_x$	$\sigma_x-\sigma_y$	$\sigma_y-\sigma_z$	$\sigma_z-\sigma_x$	$\sigma_x-\sigma_y$	$\sigma_y-\sigma_z$	$\sigma_z-\sigma_x$	$\sigma_x-\sigma_y$	$\sigma_y-\sigma_z$	$\sigma_z-\sigma_x$
A	A_i	9	-17	9	9	-17	9	9	-17	9	9	40	49
	A_o	9	-17	9	9	-17	9	9	-17	9	9	74	65
B	B_i	9	-17	9	-6	-3	9	-6	-3	9	24	47	23
	B_o	9	-17	9	-6	-3	9	-6	-3	9	13	52	39
C	C_{1i}	9	-17	9	1	-9	9	1	-9	9	142	82	60
	C_{1o}	9	-17	9	1	-9	9	1	-9	9	10	34	43
	C_{2i}	3	-5	3	5	-8	3	5	-8	3	21	56	76
	C_{2o}	3	-5	2	5	-7	2	5	-7	2	32	112	80
許容値		S ＝ 131			1.5S ＝ 196			1.5S ＝ 196			3S ＝ 393		

（注2）本表は第9表の応力を基に算出している。

第11表　D＋O＋Lの荷重の組合せにおける隔壁及びとびらの応力

（単位：N/mm²）

計算点 ＼ 応力			圧力による応力
隔壁	垂直方向部材		-143
	水平方向部材		-15
許容値			1.395S ＝ 182
隔壁	平板	エアロック内面	98
		エアロック外面	-98
D	D_i		18
	D_o		-18
許容値			1.5S ＝ 196

PEEK の均圧弁への適用性について

均圧弁のシール材として PEEK を使用するに当たり，均圧弁への適用性について検討を行った。均圧弁に求められる機能として，摺動性，気密性及び耐久性がある。これらの性能を満足することを確認するため，摺動性及び耐久性の確認として原子炉格納容器の設計基準事故時の環境を上回る条件で，気密性の確認として原子炉格納容器の重大事故等時の環境を上回る条件で試験を実施した。その結果，適切なトルク値であること及び有意な漏れがないことから，均圧弁に求められる機能・性能を有していることを確認した。試験結果を表添付 3-2-1 に示す。

表添付 3-2-1　試験項目及び確認結果

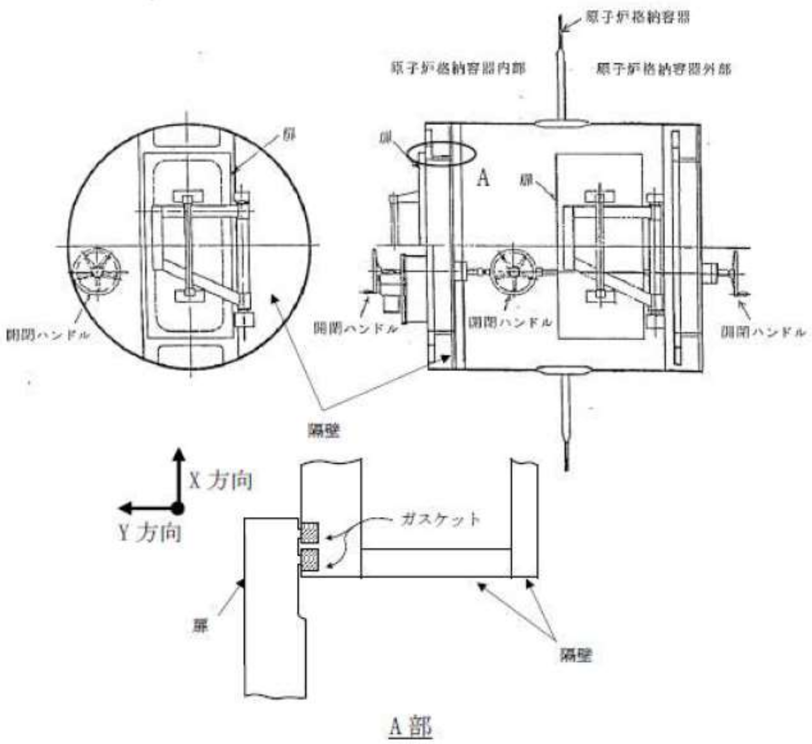
試験項目	試験要領	試験条件	確認結果
作動試験 （摺動性）	規定の空気圧を負荷した状態でバルブを開閉し，開閉トルクを測定する。	試験圧力：[redacted]MPa	弁開閉トルクが設計上定める値以下であることを確認した
耐久試験 （耐久性）	弁を[redacted]回開閉後，漏れ量及び開閉トルクを測定する。	試験圧力：[redacted]MPa 保持時間：[redacted]min	有意な漏れがないことを確認した
		試験圧力：[redacted]MPa	大きなトルク変動がないことを確認した
実力試験 （気密性）	耐久試験後の弁に放射線を照射。 [redacted]℃で[redacted]時間以上保持後，漏れ量を測定する。	放射線：[redacted]MGy 試験温度：[redacted]℃ 試験圧力：[redacted]MPa 保持時間：[redacted]min	有意な漏れがないことを確認した

[redacted] 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

扉の変形による支点の移動について

1. はじめに

エアロックのシール部の評価について，原子炉格納容器内圧による扉の変形に伴うシール部の開口量（Y 方向の変位）評価を実施しているが，ここでは，変形支点の変位（X 方向の変位）の影響について評価する。図添付 3-3-1 にエアロックのシール部の構造を示す。

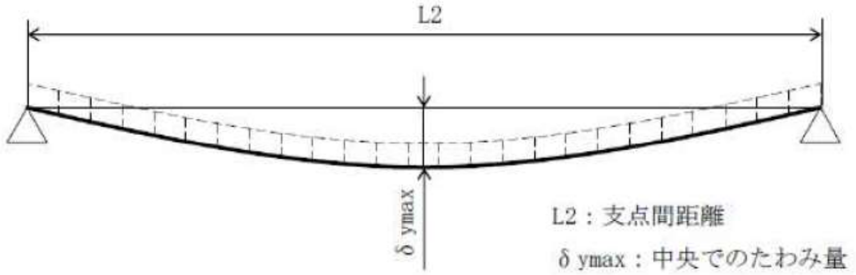


図添付 3-3-1　エアロックのシール部構造

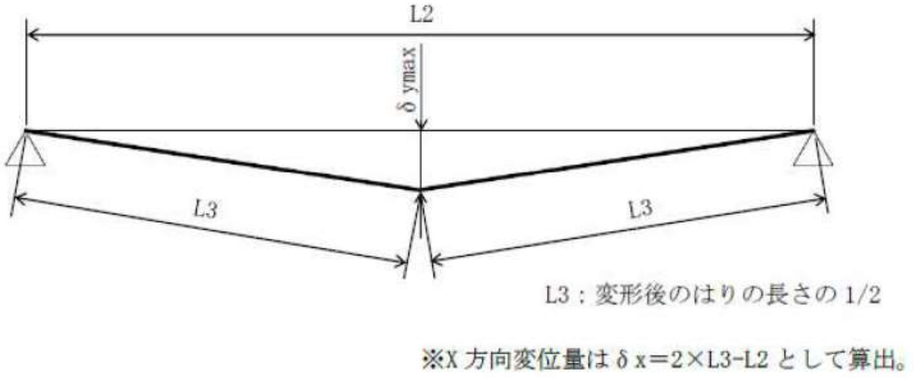
(1) 扉の変形（たわみ等）について

図添付 3-3-2 及び図添付 3-3-3 に示すように，２点支持はりモデルで扉の変形を評価する。なお，扉の形状は平板であり，剛性を考慮したはりモデルで評価を実施していることから，はりモデルとして妥当であると考える。

また，本はりモデルでは変位量が大きくなる扉の長辺側をモデル化していることに加え，実機においては扉の上下左右にも支点があるところを，本はりモデルでは上下支点のみで支持するはりモデルとして評価していることから，保守的に評価していると考える。

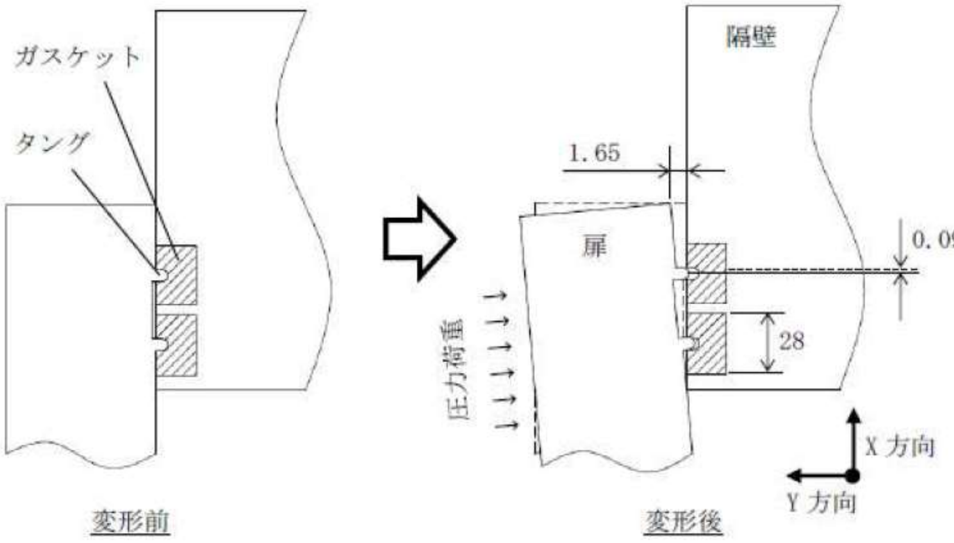


図添付 3-3-2　２点支持はりモデル



図添付 3-3-3　三角形モデル

図添付 3-3-4 にエアロックの扉シール部の変形挙動のイメージを示す。エアロックの変形によって生じる扉の X 方向変位量 δx を評価した結果，0.18mm 程度である。扉の X 方向変位に伴いシール部であるタングも X 方向へわずかに移動（0.09mm 程度）するが，ガスケット幅 28mm と比較した場合，タングの移動量は十分小さくグルーブ側面と干渉しないため，エアロックのシール性に影響しないことを確認した。

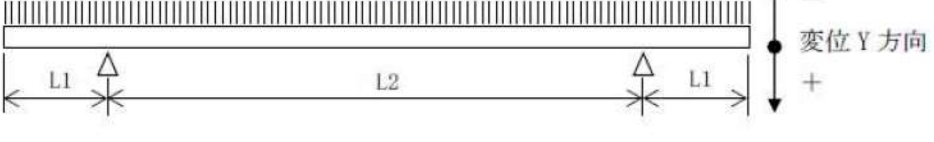


図添付 3-3-4　エアロック扉シール部の変形挙動のイメージ

(2) 変形支点の変位について

上記で示した扉の軸方向へのすべり δx＝0.18mm の場合について，エアロック扉を図添付 3-3-5 のように２点支持のはりとしてモデル化してシール部の開口量を評価した。その結果，扉シール部の開口量は 1.65mm となり，扉の変形による支点の移動を考慮しない場合の開口量 1.66mm より小さくなり，保守側の結果となる。

扉の変形による支点の移動を考慮した場合のエアロック扉シール部の開口量 1.65mm は，許容開口量 [redacted] mm 以下であることから，シール機能は維持される。



図添付 3-3-5　評価モデル

$$\delta y = [w \times L1 / (24 \times E \times I)] \times (3L1^3 + 6L1^2 \times L2 - L2^3) = -1.65\text{mm}$$

[redacted] 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

4. 配管貫通部　貫通配管

4.1 評価方針

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

貫通配管の設計時に考慮される機能喪失要因は，脆性破壊，疲労破壊，座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である 200℃，２Pd の条件を考慮した場合，脆性破壊が生じる温度域でないこと，繰り返し荷重が作用しないこと及び有意な圧縮力が貫通配管に生じないことから，脆性破壊，疲労破壊及び座屈は評価対象外と考えることができる。一方，200℃，２Pd の環境下では原子炉格納容器が変形すると考えられることから，貫通配管には原子炉格納容器の変位による曲げ荷重が作用する。よって，貫通配管の機能喪失要因は，過度な曲げ荷重に伴う延性破壊が想定される。ここで，貫通配管に加えられる曲げ荷重は二次応力に分類されることから，自重等の一次応力と併せて，一次＋二次応力が許容値を満足することを確認する。

一次＋二次応力が許容値を満足しない場合は，設計・建設規格に基づき，簡易弾塑性解析による疲労評価を実施する。なお，原子炉格納容器の変位の影響を受けやすい，固定式配管貫通部を対象とする。

4.2 評価

原子炉格納容器の変位による曲げ荷重に対し，配管に発生する応力が大きい貫通部として，原子炉格納容器変位が大きくなる一方，地震応答を考慮し配管支持スパンが短く設定される，T.P.33.1m 以上の設置位置が高い貫通部の配管を代表として選定する（添付 4-1)。

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，評価荷重により生じる応力を合計した応力として，設計・建設規格の PPC-3530 に規定される一次＋二次応力の許容値を満足することを確認する。

また，PPC-3530 の評価を満足しない場合は，PPC-1210 の PPC 規定に従う代わりに PPB 規定に従ってもよいという規定に基づき，PPB-3531 の一次＋二次応力の許容値（３Sm）を満足すること，又は PPB-3536 に基づく繰返しピーク応力強さが許容値を満足することを確認し，配管の損傷に至らず，放射性物質の閉じ込め機能があることを確認する。

なお，前述の一次＋二次応力の許容値は既工事計画認可申請書でも採用しているものである。

応力解析に使用する解析コードは「MSAP」である。

4.2.1 解析条件

解析条件を以降に示す（表 4-1-1，4-1-2）。また，荷重条件の原子炉格納容器変位は，貫通する配管設置高さにおける値を選定する（表 4-2）。

表 4-1-1　配管仕様　（ブロック①　#414）

名称	単位	貫通部配管	接続配管
呼径	－	6B sch160	6B sch40
材質	－	STS370	STPT370
外径	mm	165.2	165.2
厚さ	mm	18.2	7.1
縦弾性係数	$\times 10^{5}$ MPa	1.91 (注1)	1.91 (注1)
熱膨張係数	$\times 10^{-5}$ mm/mm℃	1.209 (注1)	1.209 (注1)
熱計算温度	℃	200	200
最高使用圧力	MPa	0.566	0.566

（注 1）熱計算温度 200℃における値

表 4-1-2　配管仕様　（ブロック②　#419）

名称	単位	貫通部配管	接続配管
呼径	－	10B sch120	10B
材質	－	SUS304TP	SUS304TPY
外径	mm	267.4	267.4
厚さ	mm	21.4	8.0
縦弾性係数	$\times 10^{5}$ MPa	1.83 (注1)	1.83 (注1)
熱膨張係数	$\times 10^{-5}$ mm/mm℃	1.652 (注1)	1.652 (注1)
熱計算温度	℃	200	200
最高使用圧力	MPa	2.7	2.7

（注 1）熱計算温度 200℃における値

表 4-2　荷重条件

貫通部番号	温度(℃)	泊発電所 3 号炉の原子炉格納容器貫通部変位(mm)	
		水平（原子炉格納容器外向き）	鉛直（鉛直上向き）
414 419	200	110.0	57.4

4.2.2 評価方法

4.2.2.1 PPC-3530 の規定に基づく評価

(1) 強度計算に使用する記号の定義

管の応力計算に用いる記号について以下に説明する。

	記 号	単 位	定　　義
応力計算に使用するもの	S_n	MPa	一次＋二次応力
	S_c	MPa	室温における設計・建設規格 付録材料図表 Part5 表 5 に規定する材料の許容引張応力
	S_h	MPa	使用温度における設計・建設規格 付録材料図表 Part5 表 5 に規定する材料の許容引張応力
	S_a	MPa	一次＋二次応力の許容応力
	P	MPa	最高使用圧力
	D_0	mm	管の外径
	t	mm	管の厚さ
	M_a	N・mm	管の機械的荷重（自重その他の長期的荷重に限る）により生ずるモーメント
	M_c	N・mm	管の熱による支持点の変位及び熱膨張により生ずるモーメント
	Z	mm^3	管の断面係数
	i_1, i_2	－	設計・建設規格 PPC-3530 に規定する応力係数
	f	－	設計・建設規格 PPC-3530 に規定する許容応力低減係数

(2) 材料の許容応力［設計・建設規格 PPC-3530］

設計・建設規格 PPC-3530 に規定される要求事項への適合性を確認する。なお，応力計算に使用する管の外径及び厚さは，公称値を用いる。

(a) 一次＋二次応力（S_n）［設計・建設規格 PPC-3530(1)a.］

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

一次＋二次応力の許容応力は，設計・建設規格 PPC-3530(1)c. に基づき，次式により算出する。なお，今回評価を行う管の温度変化サイクル数はいずれも 7,000 回未満であり，$f = 1.0$ とする。

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

4.2.2.2 PPB-3531 の規定に基づく評価

(1) 強度計算に使用する記号の定義

管の応力計算等に用いる記号について以下に説明する。

	記 号	単 位	定　　義
応力計算に使用するもの	S_n	MPa	一次＋二次応力
	D_0	mm	管の外径
	t	mm	管の厚さ
	Z_b	mm^3	管台又は突合せ溶接式ティーに接続される分岐管の断面係数
	Z_r	mm^3	管台又は突合せ溶接式ティーに接続される主管の断面係数
	Z_i	mm^3	管の断面係数
	C_1 C_2，C_{2b} C_{2r}，C_3	－	設計・建設規格 PPB-3810 に規定する材料の応力係数
	M_{bs}	N･mm	管台又は突合せ溶接式ティーに接続される分岐管の熱膨張，支持点の変位及び機械的荷重（自重を除く）により生ずるモーメント
	M_{rs}	N･mm	管台又は突合せ溶接式ティーに接続される主管の熱膨張，支持点の変位及び機械的荷重（自重を除く）により生ずるモーメント
	M_{is}	N･mm	管の熱膨張，支持点の変位及び機械的荷重（自重を除く）により生ずるモーメント

	記 号	単 位	定 義
応力計算に使用するもの	T_a, T_b	℃	構造上の不連続部分のうち応力集中度が最も高いと推定した点又は材質を異にする点を境とするそれぞれの側における次の計算式により計算した範囲内の平均温度 $\ell_a=\sqrt{d_a t_a}$ $\ell_b=\sqrt{d_b t_b}$
	ℓ_a, ℓ_b	mm	構造上の不連続部分のうち応力集中度が最も高いと推定した点を境とするそれぞれの側における範囲
	d_a, d_b	mm	構造上の不連続部分のうち応力集中度が最も高いと推定した点を境とするそれぞれの側における管の内径
	t_a, t_b	mm	ℓ_a及びℓ_bの範囲内における管の平均厚さ
	α_a α_b	mm/mm℃	構造上の不連続部分のうち応力集中度が最も高いと推定した点を境とするそれぞれの側における室温における設計・建設規格 PPB-3723 に規定する熱膨張係数
	E_{ab}	MPa	構造上の不連続部分のうち応力集中度が最も高いと推定した点，又は材質を異にする点を境とするそれぞれの側の室温における設計・建設規格 PPB-3724 に規定する縦弾性係数の平均値
	P_0	MPa	供用状態Ａ及びＢにおいて生ずる圧力

(2) 応力の算出

PPC-3530 に基づく評価を満足しない場合，配管に発生する応力を設計・建設規格 PPB-3531 に基づく以下の計算式により求める。

(a) 一次＋二次応力（S_n）［設計・建設規格 PPB-3531］

a. 管台及び突合せ溶接式ティー

$$S_n=\frac{C_1P_0D_0}{2t}+\frac{C_{2b}M_{bs}}{Z_b}+\frac{C_{2r}M_{rs}}{Z_r}$$

$$+C_3E_{ab}\left|\alpha_aT_a-\alpha_bT_b\right|$$

b. 管台及び突合せ溶接式ティー以外の管

$$S_n=\frac{C_1P_0D_0}{2t}+\frac{C_2M_{is}}{Z_i}$$

$$+C_3E_{ab}\left|\alpha_aT_a-\alpha_bT_b\right|$$

4.2.2.3 PPB-3536 の規定に基づく評価

(1) 強度計算に使用する記号の定義

管の応力計算等に用いる記号について以下に説明する。

	記 号	単 位	定　　義
応力計算に使用するもの	S_{ℓ}	MPa	繰返しピーク応力強さ
	S_p	MPa	ピーク応力
	E	MPa	室温における PPB-3724 に規定する縦弾性係数
	α	mm/mm℃	室温における PPB-3723 に規定する熱膨張係数
	ΔT_1	℃	線形化した厚さ方向の温度分布における管の内外面温度差
	ΔT_2	℃	管の内面又は外面において生ずる温度とそれに対応する線形化した温度との差のうちいずれか大きい方の温度（負の場合は 0 とする）
	D_0	mm	管の外径
	t	mm	管の厚さ
	Z_b	mm^3	管台又は突合せ溶接式ティーに接続される分岐管の断面係数
	Z_r	mm^3	管台又は突合せ溶接式ティーに接続される主管の断面係数
	Z_i	mm^3	管の断面係数
	C_1, C_2 C_{2b}, C_{2r} C_3, K_1, K_2, K_{2b}, K_{2r}, K_{r3}	－	設計・建設規格 PPB-3810 に規定する材料の応力係数
	M_{bs}	N・mm	管台又は突合せ溶接式ティーに接続される分岐管の熱膨張，支持点の変位及び機械的荷重（自重を除く）により生ずるモーメント
	M_{rs}	N・mm	管台又は突合せ溶接式ティーに接続される主管の熱膨張，支持点の変位及び機械的荷重（自重を除く）により生ずるモーメント
	M_{is}	N・mm	管の熱膨張，支持点の変位及び機械的荷重（自重を除く）により生ずるモーメント

	記 号	単 位	定　　　義
応力計算に使用するもの	T_a, T_b	℃	構造上の不連続部分のうち応力集中度が最も高いと推定した点又は材質を異にする点を境とするそれぞれの側における次の計算式により計算した範囲内の平均温度 $\ell_a=\sqrt{d_a t_a}$ $\ell_b=\sqrt{d_b t_b}$
	ℓ_a, ℓ_b	mm	構造上の不連続部分のうち応力集中度が最も高いと推定した点を境とするそれぞれの側における範囲
	d_a, d_b	mm	構造上の不連続部分のうち応力集中度が最も高いと推定した点を境とするそれぞれの側における管の内径
	t_a, t_b	mm	ℓ_a及びℓ_bの範囲内における管の平均厚さ
	α_a α_b	mm/mm℃	構造上の不連続部分のうち応力集中度が最も高いと推定した点を境とするそれぞれの側における室温における設計・建設規格 PPB-3723 に規定する熱膨張係数
	E_{ab}	MPa	構造上の不連続部分のうち応力集中度が最も高いと推定した点，又は材質を異にする点を境とするそれぞれの側の室温における設計・建設規格 PPB-3724 に規定する縦弾性係数の平均値
	P_0	MPa	供用状態A及びBにおいて生ずる圧力

(2) 応力の算出

PPB-3531 に基づく評価を満足しない場合，配管に発生する繰返しピーク応力強さを設計・建設規格 PPB-3536 に基づく以下の計算式により求める。

(a) 繰返しピーク応力強さ（S_ℓ）［設計・建設規格 PPB-3536］

$$S_\ell=\frac{S_p}{2}$$

a. 管台及び突合せ溶接式ティー

$$S_p=\frac{K_1C_1P_0D_0}{2t}+\frac{K_{2b}C_{2b}M_{bs}}{Z_b}+\frac{K_{2r}C_{2r}M_{rs}}{Z_r}+\frac{K_3E\alpha|\Delta T_1|}{1.4}$$
$$+K_3C_3E_{ab}\,|\,\alpha_aT_a-\alpha_bT_b\,|+\frac{E\alpha|\Delta T_2|}{0.7}$$

b. 管台及び突合せ溶接式ティー以外の管

$$S_p=\frac{K_1C_1P_0D_0}{2t}+\frac{K_2C_2M_{is}}{Z_i}+\frac{K_3E\alpha|\Delta T_1|}{1.4}$$
$$+K_3C_3E_{ab}\,|\,\alpha_aT_a-\alpha_bT_b\,|+\frac{E\alpha|\Delta T_2|}{0.7}$$

4.3 評価結果

評価対象となる解析モデルを以下に示し，評価結果を表 4-3 及び表 4-4 に示す。

ブロック②については PPC-3530 の規定を満足することから，配管の変形が疲労評価上問題とならず，延性破壊の可能性もないことを確認した。ブロック①については PPB-3536 の規定に基づく繰返しピーク応力強さが材料ごとに定められる 10 回の許容繰返し回数に対応する繰返しピーク応力強さの値を超えないことから，配管の変形が延性破壊に至らない程度であることが確認できた。

以上の結果より，200℃，2Pd の環境下においても配管が損傷に至らず，放射性物質の閉じ込め機能を確保できる。

［ブロックの説明］

ブロック①：貫通部番号 414　　（図 4-1 参照）
ブロック②：貫通部番号 419　　（図 4-2 参照）

表 4-3　PPC-3530 の規定に基づく評価結果

（単位：MPa）

対象ブロック番号	節点番号	圧力による応力	外荷重（自重）による応力	二次応力	合計応力	許容値
①	121	3.3	3.4	423.5	431	232
②	882	22.6	15.5	243.3	282	300

（注）評価点は各解析箇所での評価のうち最も厳しい節点である。

表 4-4　PPB-3531 の規定に基づく評価結果

（単位：MPa）

対象ブロック番号	最大応力発生点	圧力による応力	外荷重による応力	構造上の不連続による熱応力	合計応力	許容値
①	121	8.9	520.3	0.0	530	375

（注）評価点は各解析箇所での評価のうち最も厳しい節点である。

PPB-3536 の規定に基づく評価結果

PPB-3536の規定の条文		(1)項		(2)項		(3)項		(4)項		(5)項	(6)項	(7)項	
対象ブロック番号	最大応力発生点	最小降伏点と最小引張強さとの比	許容値	供用状態A及びBにおける温度 (℃)	許容値 (℃)	熱膨張応力を除いた一次＋二次応力 (MPa)	許容値 (MPa)	繰返しピーク応力強さ (MPa)	許容値 ※1 (MPa)	疲労累積係数	熱膨張応力 (MPa)	線形化した厚さ方向の温度分布における管の内外面の温度差の変動範囲 (℃)	許容値 (℃)
①	121	0.58	0.8	200	370	9	375	316	3999	※2	※3	0.00	682.42

(注) 評価点は解析箇所での評価のうち最も厳しい節点である。

※1 設計・建設規格　添付 4-2　3.1 および 3.2 における 10 回の許容繰返し回数に対する許容繰返しピーク応力強さ

※2 今回の評価温度，評価圧力の繰返し回数が 1 回のみであるのに対し，材料ごとに定められる 10 回の許容繰返し回数に対する繰返しピーク応力強さの値を越えないことを確認していることから 1 を超えることはない。

※3 (6)項については今回の評価温度，評価圧力の繰返し回数が 1 回のみであることから，熱膨張による疲労はないことを確認した。

図 4-1　解析モデル図　（ブロック①）

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

図 4-2　解析モデル図　（ブロック②）

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

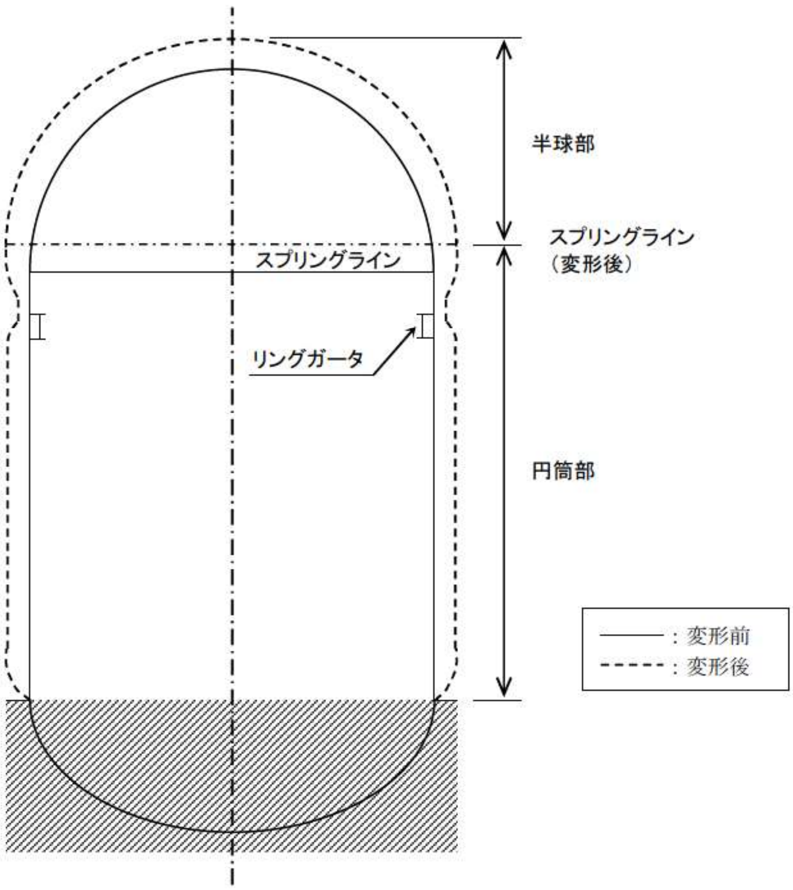


図 4-3　原子炉格納容器の変形イメージ図

貫通配管の評価部位の代表性について

1. はじめに

今回評価を実施した評価部位の代表性を示したものである。

2. 代表選定の考え方

2.1 一般的知見

原子炉格納容器貫通部周りの配管に発生する応力は，原子炉格納容器貫通部の変位と，配管系の拘束条件の関係によって定められる。まず，原子炉格納容器貫通部の変位はT.P.が高くなる程大きくなる（鉛直方向）。

一方，配管は耐震性を確保するために，一定の支持間隔で支持構造物を設置する必要があるが，T.P.が高くなる程，床応答加速度が増加するため，許容応力以内に収めるために支持間隔は T.P.が高くなる程，短く設定している（表添付 4-1-1 参照）。

表添付 4-1-1　配管設置 T.P.と耐震支持間隔の関係（例）

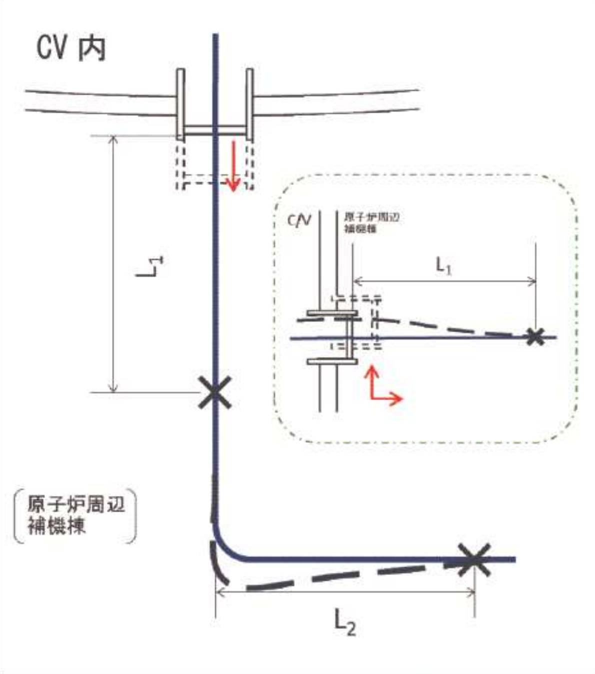
配管仕様 （炭素鋼）	周辺補機棟	
	基礎～T.P.17.8m	～T.P.33.1m
3B SCH40	5.1	4.6
4B SCH40	5.8	5.3
5B SCH40	6.4	5.9
6B SCH40	6.9	6.4
8B SCH40	7.8	7.2
10B SCH40	8.7	8.0

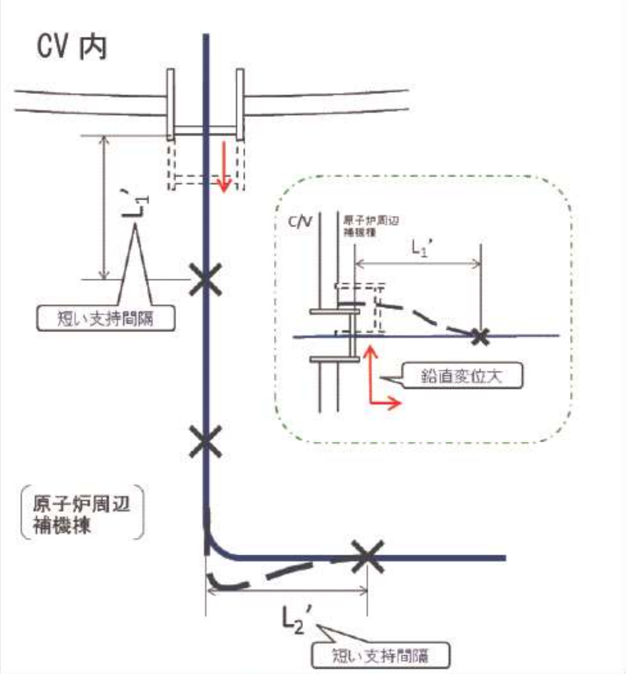
注）既工事計画認可申請書分割第２次申請添付資料 6-4「配管及び弁の耐震計算の方針並びに標準支持間隔の耐震計算書（Ｉ）」の配管耐震支持間隔表より抜粋

このため，一般的には，変位が大きく，かつ，支持間隔が短くなる上部 T.P.が配管応力として厳しいと考えられる。

図添付 4-1-1 に支持構造物配置影響の説明図を示す。

低 T.P. の支持構造物配置	高 T.P. の支持構造物配置





高 T.P. の配管は床応答加速度が大きくなるため，支持間隔を短く設定する必要がある（L_1>L_1'，L_2>L_2'）。このため高 T.P. の配管は，相対的に荷重が厳しい。

図添付 4-1-1　支持構造物配置影響の説明図

2.2 今回の評価

配管の耐震支持間隔は，上記の設計支持間隔内で現場状況に応じて設定されていることから，配管の実支持長さを用いて配管に発生する応力を以下の方法により算出する。

本評価では，材料力学の片端固定はりに基づいた次式より，各貫通部に発生する変位に対する応力を算出し，最大応力値を 1.0 とした場合の応力比を求めた。

$\sigma = 3ED\delta / (2L^2)$

E：縦弾性係数

D：外径

δ ：変位

L：実支持長さ

3. 代表部位選定結果

2.2 に基づき，貫通部に発生する応力比を整理した結果は表添付 4-1-2 のとおりである。T.P. が高いほど変位が大きく，応力が高い傾向を示していることから，T.P.33.1m 以上の貫通部（414,419）を代表配管に選定した（表添付 4-1-3）。

表添付 4-1-2　配管に係る応力比

T.P.	変位 δ [mm]	応力比(注 1)
33.1m 以上(O/F)	約 50～57	0.9～1.0
24.8m～33.1m	約 25～38	0.4～0.7
17.8m～24.8m	約 4～17	0.1～0.3

注 1：最大応力値を 1.0 とした場合の比

表添付 4-1-3　T.P.33.1m 以上の選定貫通部

貫通部番号	貫通配管仕様			
	外径 D [mm]	材質	縦弾性係数 E [$\times 10^5$MPa]	実支持長さ L [m]
414	165.2	STS370	1.91	3.5
419	267.4	SUS304TP	1.83	3.2

5. 配管貫通部 スリーブ

5.1 評価方針

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

したがって，スリーブの機能喪失要因は，高温状態で内圧を受けること，及び原子炉格納容器の変形に伴い配管から荷重を受けることによる，過度な塑性変形に伴う延性破壊が想定される。

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

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（一次冷却材喪失事故を想定）に保証を与える目的で応力評価を行う設計・建設規格の供用状態Ｄの許容応力は，鋼材の究極的な強さを基に，弾性計算により塑性不安定現象の評価を行うことへの理論的安全裕度を考慮して定めたものであり，P_m は 2/3Su，P_L+P_b は 1.5×2/3Su（＝Su）と規定されている。前者は，膜応力であり断面の応力が Su に到達すると直ちに破損に至るため割下げ率 1.5 を考慮して規定されているが，後者は，断面表面が Su に到達しても断面内部は更なる耐荷能力があり直ちに破損には至らないため割下げ率は 1.0 としている。

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

具体的には，200℃，２Pd の環境下において，原子炉格納容器内圧及び原子炉格納容器変位による配管荷重が端板に作用しており，その結果，スリーブに生じる応力が大きい貫通部を代表として選定し（添付 5-1），スリーブにかかる一次＋二次応力強さが，200℃における設計引張強さ（Su）以下になること，また，一次一般膜応力強さが 2/3Su 以下になることを確認し，スリーブの損傷に至らず，放射性物質の閉じ込め機能が確保されることを確認する。なお，上記はスリーブ取付部に関するものであり，スリーブ本体については，設計・建設規格　表 PVB-3110-1 に規定される形状係数 α（＝1.3）を考慮して一次＋二次応力評価の許容値を設定する。

なお，原子炉格納容器の変位の影響を受けやすい，固定式配管貫通部を対象とする。

また，貫通部スリーブの溶接は，原子炉格納容器本体と同様にクラス MC 容器の溶接規格によって実施されており，同規格の要求事項である「母材の強度と同等以上の強度を有すること」を機械試験や非破壊試験を行って確認していることから，以降の評価では母材部と同等に扱っている。

5.2 評価

5.2.1 スリーブの仕様

スリーブの基本形状を図 5-1 に，仕様及び評価条件を表 5-1 に示す。

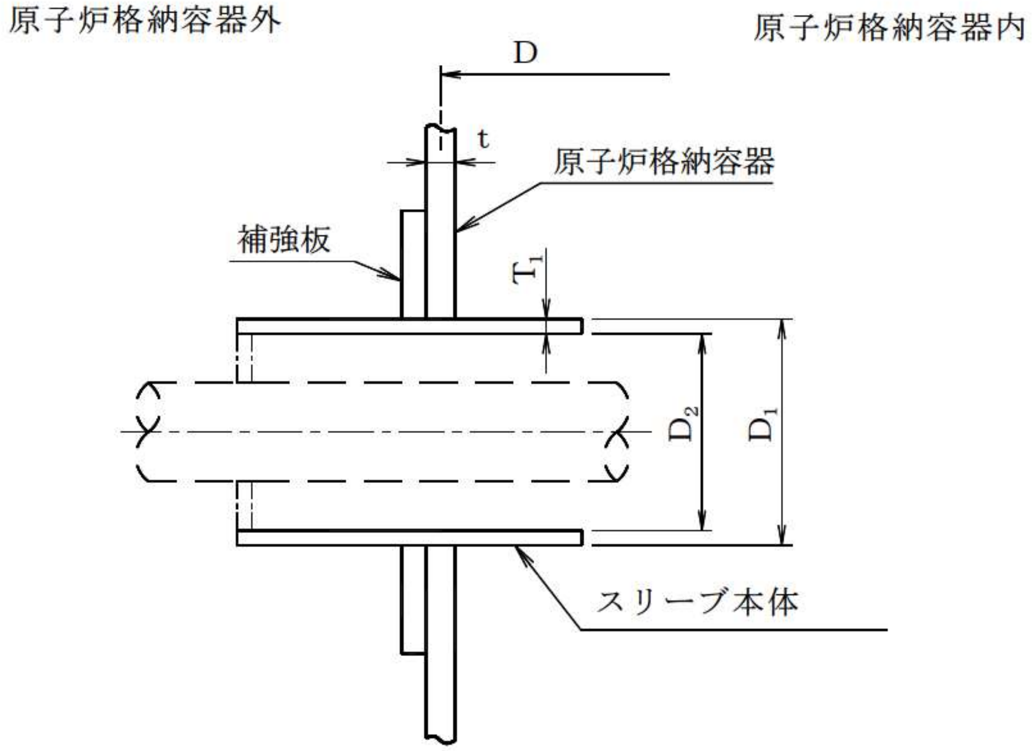


図 5-1　スリーブ基本形状

表 5-1　スリーブの仕様及び評価条件

項　目	泊発電所 3 号炉	
評価対象貫通部番号	413，414	419
原子炉格納容器内圧力　　: P (MPa)	0.566	0.566
原子炉格納容器内温度　　: T (℃)	200	200
スリーブ本体の外径　　: D_1 (mm)		
スリーブ本体の内径　　: D_2 (mm)		
スリーブ本体の厚さ　　: T_1 (mm)		
原子炉格納容器板心直径　　: D (mm)	40044.5	40044.5
原子炉格納容器の厚さ　　: t (mm)	44.5	44.5
評価対象貫通部スリーブ本体呼び径	14B	φ548

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

5.2.2 スリーブ本体

5.2.2.1 記号の定義

スリーブ本体の応力計算に用いる記号について以下に説明する。

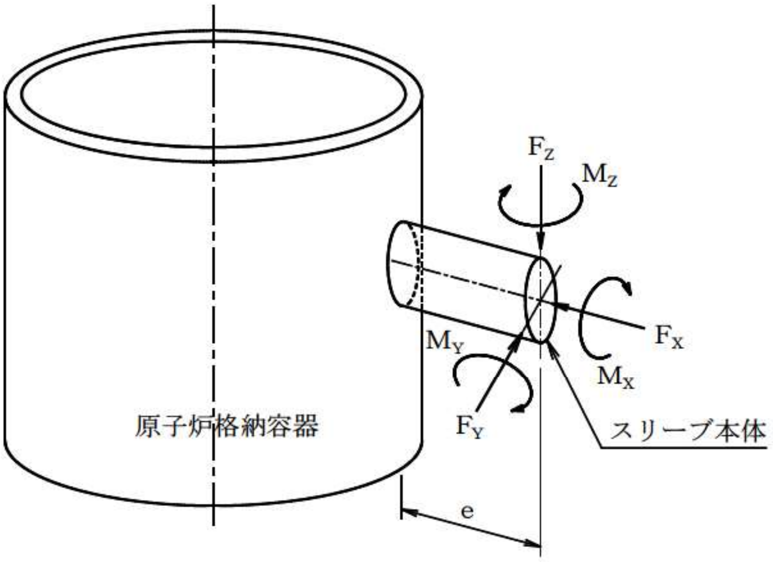
記号	単位	説明
A	mm^2	評価点におけるスリーブ本体断面積 $A=\frac{\pi\left(D_1{}^2-D_2{}^2\right)}{4}$
D	N·mm	曲げ剛性 $D=\frac{E\cdot T_1{}^3}{12\left(1-\nu^2\right)}$
D_1	mm	スリーブ本体の外径
D_2	mm	スリーブ本体の内径
E	MPa	原子炉格納容器内温度における JSME S NC1 付録材料図表 Part6 表 1 に定める 縦弾性係数 E=191,000(MPa)
F_X	N	配管荷重による X 方向反力
F_Y	N	配管荷重による Y 方向反力
F_Z	N	配管荷重による Z 方向反力
M_0	N·mm/mm	原子炉格納容器内圧力による 不静定荷重（曲げモーメント）
M_X	N·m	配管荷重による X 軸回りのねじりモーメント
M_Y	N·m	配管荷重による Y 軸回りの曲げモーメント
M_Z	N·m	配管荷重による Z 軸回りの曲げモーメント
P	MPa	原子炉格納容器内圧力
Q_0	N/mm	原子炉格納容器内圧力による 不静定荷重（せん断力）
R_m	mm	スリーブ本体板心半径
S_u	MPa	原子炉格納容器内温度における JSME S NC1 付録材料図表 Part5 表 9 に定める 設計引張強さ
T_1	mm	スリーブ本体の厚さ
Z	mm^3	評価点におけるスリーブ本体断面係数 $Z=\frac{\pi\left(D_1{}^4-D_2{}^4\right)}{32D_1}$

記号	単位	説明
e	mm	荷重作用点の距離
w_s	mm	不静定荷重によるスリーブ本体変位
α	―	スリーブ本体断面の形状係数でスリーブ本体の純曲げによる全断面降伏荷重と初期降伏荷重の比
β	mm^{-1}	不静定荷重及び変位の算出に用いる係数
δ_s	mm	原子炉格納容器内圧力によるスリーブ本体変位
γ_s	rad	原子炉格納容器内圧力によるスリーブ本体回転角
ν	―	ポアソン比　ν=0.3
θ_s	rad	不静定荷重によるスリーブ本体回転角
σ_x	MPa	スリーブ本体軸方向応力
σ_y	MPa	スリーブ本体円周方向応力
σ_z	MPa	スリーブ本体板厚方向応力

5.2.2.2 計算方法

(1) 基本事項

原子炉格納容器内圧力及び配管荷重による応力の計算を行う。なお，計算にて使用する各部の寸法については，公称値を用いる。



(2) 評価点

スリーブ本体の評価点は，スリーブ本体のうち最大応力の生じる点とし，図 5-2 の L_i 及び L_o 点とする。

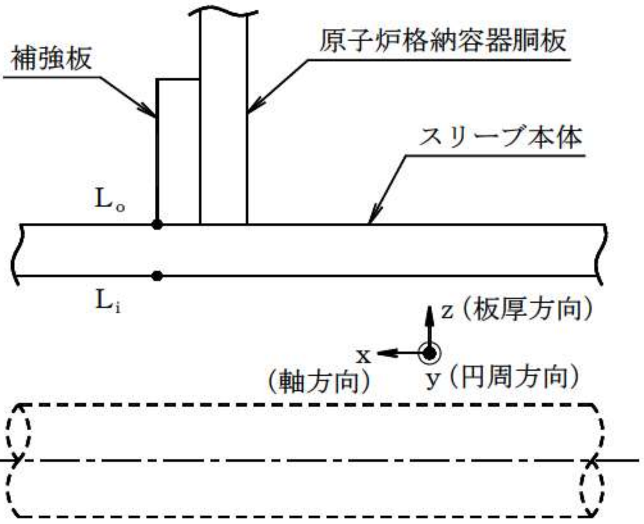


図 5-2　スリーブ本体の評価点

なお，応力の方向は次のとおりとする。

σ_x： スリーブ本体軸方向応力

σ_y： スリーブ本体円周方向応力

σ_z： スリーブ本体板厚方向応力

(3) 評価荷重

a. 原子炉格納容器内圧力による応力

b. 配管荷重による応力

(a) 配管荷重

スリーブ本体に作用する配管外力を 4. 配管貫通部貫通配管に示す配管について多質点系はりモデルにより算出する。

この外力を安全側に 1000N，1000N・m 単位で切り上げたものを配管荷重とする。配管荷重として考慮するものを以下に示す。

① 配管自重による反力及びモーメント

② 配管熱膨張による反力及びモーメント

③ 事故時の原子炉格納容器熱膨張に伴う相対変位による反力及びモーメント

配管荷重の方向を図 5-3 に示す。また，表 5-2 に示す配管荷重は，次のとおり作用する。なお，外力の算出に使用した解析コードは，「MSAP」である。

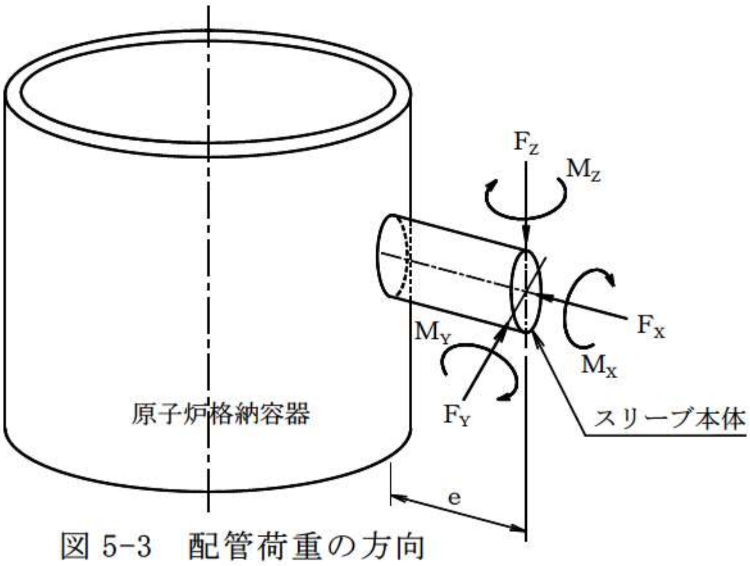


図 5-3　配管荷重の方向

表 5-2　配管荷重

貫通部番号	スリーブ呼び径	Fx	Fy	Fz	Mx	My	Mz
		N			N・m		
413	14B						
414							
419	φ548						

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

(4) 応力算出方法

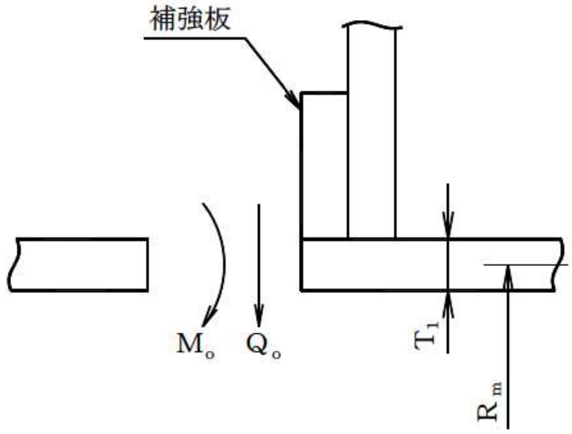
a. 原子炉格納容器内圧力による応力

原子炉格納容器内圧力によりスリーブ本体に発生する応力は，下記の通り既工事計画認可申請書に記載している方法で求める。

(a) 計算要領

補強板との取付部を固定として，不静定荷重（曲げモーメントM_o及びせん断力Q_o）を求め，応力の計算を行う。

ここで，不静定荷重M_o及びQ_oは次の図に示す方向を正とする。また，変位はスリーブ本体外向きを正，回転角は右回りを正とする。



(b) 不静定荷重M_o及びQ_o

評価点における変位及び回転角に関する連続の条件（THEORY OF PLATES AND SHELLS;S.TIMOSHENKO 著）を適用して原子炉格納容器内圧力による不静定荷重を求める。

$$\left\{\begin{array}{l} w_s + \delta_s = 0 \\ \theta_s + \gamma_s = 0 \end{array}\right. \quad \cdots\cdots\cdots \text{連続の条件}$$

ここで，

w_s ： 不静定荷重によるスリーブ本体変位

$$= -\frac{1}{2\beta^3 \cdot D}(\beta \cdot M_o + Q_o)$$

θ_s ： 不静定荷重によるスリーブ本体回転角

$$= \frac{1}{2\beta^2 \cdot D}(2\beta \cdot M_o + Q_o)$$

δ_s ： 原子炉格納容器内圧力によるスリーブ本体変位

$$=\frac{P\cdot R_m^{\ 2}}{E\cdot T_1}\left(1-\frac{\nu}{2}\right)$$

γ_s ： 原子炉格納容器内圧力によるスリーブ本体回転角 ＝ 0

なお，$\beta \ =\sqrt[4]{\dfrac{3\left(1-\nu^2\right)}{R_m^{\ 2}\cdot T_1^{\ 2}}}$

連続の条件より不静定荷重は次の式により求める。

$M_o \ = \ -2\,\delta_s\cdot\beta^2\cdot D$

$Q_o \ = \ 4\,\delta_s\cdot\beta^3\cdot D$

計算の結果，不静定荷重及び変位は表 5-3 に示すとおりとなる。

表 5-3　不静定荷重及び変位の計算結果

スリーブ本体の呼び径	14B	ϕ548
D (N・mm)		
R_m (mm)		
δ_s (mm)		
β (mm^{-1})		
M_o (N・mm/mm)		
Q_o (N/mm)		
w_s (mm)		

(c) 計算式

応力は次の式により求める。

一次一般膜応力

$$\sigma_x \ = \ \frac{P\cdot R_m}{2T_1}$$

$$\sigma_y \ = \ \frac{P\cdot R_m}{T_1}$$

$\sigma_z \ = \ -P$　　（スリーブ本体内面）

　　　0 （スリーブ本体外面）

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

一次局部膜応力

$$\sigma_y = \frac{E \cdot w_s}{R_m}$$

二次応力

$$\sigma_x = \mp \frac{6 M_o}{T_1^{\ 2}}$$

$$\sigma_y = \mp \frac{6 \nu \cdot M_o}{T_1^{\ 2}}$$

b. 配管荷重による応力

配管荷重の軸力及び曲げモーメントによる応力は次の式により求める。

$$\sigma_x = \left(\pm \frac{F_X}{A}\right) + \left(\pm \frac{M_Z'}{Z}\right)$$

$$\sigma_y = 0$$

$$\sigma_z = 0$$

なお，スリーブ本体の評価点にかかる曲げモーメントの合力M_Z'は次の式により求める。

$$M_Z' = \sqrt{(M_Y + F_Z \cdot e)^2 + (M_Z + F_Y \cdot e)^2}$$

配管荷重の軸力及び曲げモーメントを表 5-4 に示す。

表 5-4　配管荷重の軸力及び曲げモーメント

スリーブ本体呼び径	貫通部番号	荷重作用点の距離　e (mm)	配管荷重		評価用荷重	
			Fx (N)	Mz’ (×10^3 N·mm)	Fx (N)	Mz’ (×10^3 N·mm)
14B	413					
	414					
φ548	419					

表 5-4 より，貫通部番号 413，414 の各 Fx，Mz’の値の大きい方の配管荷重を，スリーブ本体呼び径 14B の評価用荷重とする。

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

(5) 応力評価

(4)項に記載する方法により算出した応力強さが，応力強さの限界以下であることを確認する。

スリーブ本体の荷重の組合せ及び応力強さの限界は，表 5-5 に示すとおりである。

また，材料の原子炉格納容器内温度における応力強さの限界を表 5-6 に示す。

表 5-5　荷重の組合せ及び応力強さの限界

荷重の組合せ	応力強さの限界	
	一次一般膜応力強さ	一次＋二次応力強さ
①原子炉格納容器内圧力 ②配管荷重	$\frac{2}{3}$ Su	$\alpha\times\frac{2}{3}$ Su（注）

（注） α ：1.3

表 5-6　材料の原子炉格納容器内温度における応力強さの限界

応力強さ		スリーブ本体呼び径	材料	原子炉格納容器内温度（℃）	応力強さの限界（MPa）
応力強さ	一次一般膜	14B	GSTPL	200	251
		φ548	SGV480		281
応力強さ	一次＋二次	14B	GSTPL		326
		φ548	SGV480		365

(6) 評価結果

スリーブ本体の計算結果を表 5-7～表 5-11 に示す。

① 14B のスリーブ本体

一次一般膜応力強さは，57MPa であり，応力強さの限界（2/3Su）251MPa 以下である。

一次＋二次応力強さは，70MPa であり，応力強さの限界（α×2/3Su）326MPa 以下である。

一次一般膜応力強さ，一次＋二次応力強さともに 200℃における材料の設計降伏点 207MPa 以下であるため，弾性状態である。

② φ548 のスリーブ本体

一次一般膜応力強さは，9MPa であり，応力強さの限界（2/3Su）281MPa 以下である。

一次＋二次応力強さは，20MPa であり，応力強さの限界（α×2/3Su）365MPa 以下である。

一次一般膜応力強さ，一次＋二次応力強さともに 200℃における材料の設計降伏点 226MPa 以下であるため，弾性状態である。

表 5-7　スリーブ本体の原子炉格納容器内圧力による応力

種別	評価点	応力 (MPa)							
		軸方向応力 σ_x			円周方向応力 σ_y				板厚方向応力 σ_z
		一次一般膜応力 $\frac{P \cdot R_m}{2T_1}$	二次応力（曲げ） $\mp\frac{6M_o}{T_1^2}$	合計	一次一般膜応力 $\frac{P \cdot R_m}{T_1}$	一次局部膜応力 $\frac{E \cdot w_s}{R_m}$	二次応力（曲げ） $\mp\frac{6\nu \cdot M_o}{T_1^2}$	合計	一次一般膜応力 −P、0
14B									
φ548									

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

表 5-8　スリーブ本体の配管荷重による応力

種別	評価点	スリーブ本体外径 (mm)	スリーブ本体厚さ (mm)	断面積 (mm^2)	断面係数 ($\times 10^3 mm^3$)	軸方向応力 σ_x 一次一般膜応力 (MPa)		
		D_1	T_1	A	Z	$\pm\frac{F_x}{A}$	$\pm\frac{M_z'}{Z}$	合計
14B	L_i、L_o							
φ548	L_i、L_o							

表 5-9　スリーブ本体の各荷重による応力

種別	評価点	応力 (MPa)											
		原子炉格納容器内圧力による応力									配管荷重による応力		
		(イ) 一次一般膜応力			(ロ) 一次局部膜応力			(ハ) 二次応力			(ニ) 一次一般膜応力		
		σ_x	σ_y	σ_z	σ_x	σ_y	σ_z	σ_x	σ_y	σ_z	σ_x	σ_y	σ_z
14B	L_i	4.4	8.8	-0.6	0	-7.5	0	13.6	4.1	0	51.3	0	0
		4.4	8.8	-0.6	0	-7.5	0	13.6	4.1	0	-51.3	0	0
	L_o	4.4	8.8	0	0	-7.5	0	-13.6	-4.1	0	51.3	0	0
		4.4	8.8	0	0	-7.5	0	-13.6	-4.1	0	-51.3	0	0
φ548	L_i	3.9	7.9	-0.6	0	-6.7	0	12.2	3.6	0	3.0	0	0
		3.9	7.9	-0.6	0	-6.7	0	12.2	3.6	0	-3.0	0	0
	L_o	3.9	7.9	0	0	-6.7	0	-12.2	-3.6	0	3.0	0	0
		3.9	7.9	0	0	-6.7	0	-12.2	-3.6	0	-3.0	0	0

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

表 5-10 スリーブ本体の応力

種別	評価点	応力 (MPa)								
		一次一般膜応力 (イ＋ニ)			一次膜応力＋一次曲げ応力 (イ＋ロ＋ニ)			一次＋二次応力 (イ＋ロ＋ハ＋ニ)		
		σ_x	σ_y	σ_z	σ_x	σ_y	σ_z	σ_x	σ_y	σ_z
14B	L_i	55.7	8.8	-0.6	55.7	1.3	-0.6	69.3	5.4	-0.6
		-46.9	8.8	-0.6	-46.9	1.3	-0.6	-33.3	5.4	-0.6
	L_o	55.7	8.8	0	55.7	1.3	0	42.1	-2.8	0
		-46.9	8.8	0	-46.9	1.3	0	-60.5	-2.8	0
φ548	L_i	6.9	7.9	-0.6	6.9	1.2	-0.6	19.1	4.8	-0.6
		0.9	7.9	-0.6	0.9	1.2	-0.6	13.1	4.8	-0.6
	L_o	6.9	7.9	0	6.9	1.2	0	-5.3	-2.4	0
		0.9	7.9	0	0.9	1.2	0	-11.3	-2.4	0

（注）（イ），（ロ），（ハ）及び（ニ）は表 5-9 参照。

表 5-11　スリーブ本体の応力強さ

種別	評価点	応力強さ (MPa)					
		一次一般膜応力強さ			一次＋二次応力強さ		
		$\sigma_x-\sigma_y$	$\sigma_y-\sigma_z$	$\sigma_z-\sigma_x$	$\sigma_x-\sigma_y$	$\sigma_y-\sigma_z$	$\sigma_z-\sigma_x$
14B	L_i	47	10	-57	64	6	-70
		-56	10	47	-39	6	33
	L_o	47	9	-56	45	-3	-43
		-56	9	47	-58	-3	61
許容値		$\frac{2}{3}Su = 251$			$\alpha\times\frac{2}{3}Su = 326$		
φ548	L_i	-1	9	-8	15	6	-20
		-7	9	-2	9	6	-14
	L_o	-1	8	-7	-3	-3	6
		-7	8	-1	-9	-3	12
許容値		$\frac{2}{3}Su = 281$			$\alpha\times\frac{2}{3}Su = 365$		

5.2.3 スリーブ取付部

5.2.3.1 記号の定義

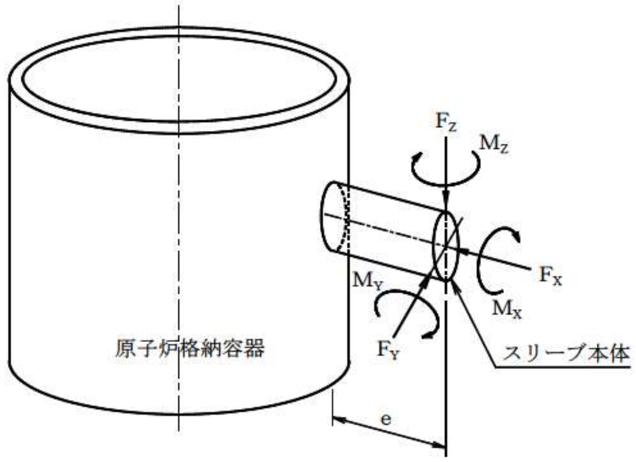
スリーブ取付部の応力計算に用いる記号について以下に説明する。

記号	単位	説明
D	mm	評価点における原子炉格納容器胴板板心直径
F_X	N	配管荷重による X 方向反力
F_Y	N	配管荷重による Y 方向反力
F_Z	N	配管荷重による Z 方向反力
M_X	N・m	配管荷重による X 軸回りのねじりモーメント
M_Y	N・m	配管荷重による Y 軸回りの曲げモーメント
M_Z	N・m	配管荷重による Z 軸回りの曲げモーメント
M_Z'	N・m	スリーブ取付部にかかる 曲げモーメントの合力
P	MPa	原子炉格納容器内圧力
R	mm	評価点における原子炉格納容器胴板板心半径 R=20022.25（mm）
S_u	MPa	原子炉格納容器内温度における JSME S NC1 付録材料図表 Part5 表 9 に定める 設計引張強さ
W_P	N	評価点に作用する原子炉格納容器自重
e	mm	荷重作用点の距離
t	mm	評価点における原子炉格納容器胴板厚さ
σ_x	MPa	スリーブ取付部（原子炉格納容器）軸方向応力
σ_y	MPa	スリーブ取付部（原子炉格納容器）円周方向応力
σ_z	MPa	スリーブ取付部（原子炉格納容器）板厚方向応力

5.2.3.2 計算方法

(1) 基本事項

計算では，原子炉格納容器の自重，原子炉格納容器内圧力及び原子炉格納容器に局部的に作用する配管荷重による応力の計算を行う。なお，計算にて使用する各部の寸法については，公称値を用いる。



(2) 評価点

スリーブ取付部の評価点は，原子炉格納容器胴板の水平断面における補強板端部又は原子炉格納容器とスリーブ本体の接続部のうち最大応力の生じる点とし，図 5-4 のS_i及びS_o点とする。

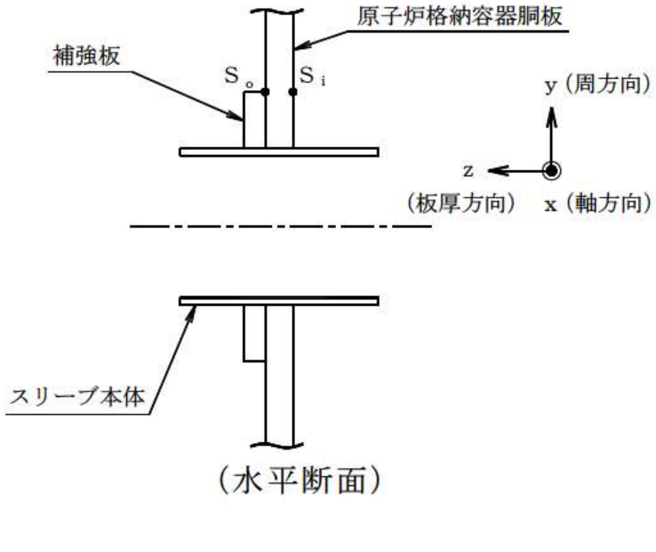


図 5-4　スリーブ取付部の評価点

なお，応力の方向は次のとおりとする。

σ_x:スリーブ取付部（原子炉格納容器）軸方向応力

σ_y:スリーブ取付部（原子炉格納容器）円周方向応力

σ_z:スリーブ取付部（原子炉格納容器）板厚方向応力

(3) 評価荷重

a. 原子炉格納容器の自重

原子炉格納容器固定端での自重とし，既工事計画認可申請書に記載されている値とする。

b. 原子炉格納容器圧力

スリーブ取付部に作用する圧力条件を表 5-1 に示す。

c. 配管荷重

5.2.2.(3).b 項のスリーブ本体に作用する配管荷重とする。

(4) 応力算出方法

a. 原子炉格納容器自重による応力

原子炉格納容器及び附属物の自重による応力は次の式により求める。

$$\sigma_x = -\frac{W_p}{\pi \cdot D \cdot t} \quad \text{（一次一般膜応力）}$$

$$\sigma_y = 0$$

$$\sigma_z = 0$$

b. 原子炉格納容器内圧力による応力

原子炉格納容器の原子炉格納容器内圧力による応力は次の式により求める。

$$\sigma_x = \frac{P \cdot R}{2t} \quad \text{（一次一般膜応力）}$$

$$\sigma_y = \frac{P \cdot R}{t} \quad \text{（一次一般膜応力）}$$

$$\sigma_z = -P \quad \text{（原子炉格納容器内側）} \quad \text{（一次一般膜応力）}$$

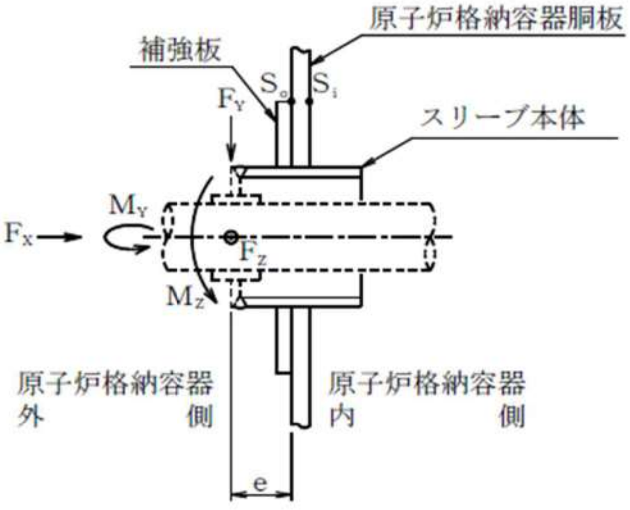
$$\quad 0 \quad \text{（原子炉格納容器外側）}$$

c. 配管荷重による応力

スリーブ取付部の計算に用いる配管荷重を求める。荷重作用点は図 5-3 のとおり，原子炉格納容器胴板より偏心している。このためスリーブ取付部には，曲げモーメントM_Y及びM_Zのほかに，反力F_Y及びF_Zによる曲げモーメントが加わる。

よって，スリーブ取付部にかかる曲げモーメントの合力M_Z'は次の式により求める。

$$M_Z' = \sqrt{(M_Y + F_Z \cdot e)^2 + (M_Z + F_Y \cdot e)^2}$$



（水平断面）

上記で求める応力の計算に使用する配管荷重を表 5-12 に示す。

表 5-12　配管荷重軸力及び曲げモーメント

スリーブ本体呼び径	貫通部番号	荷重作用点の距離 e (mm)	配管荷重		評価用荷重	
			Fx (N)	Mz' (×10³ N·mm)	Fx (N)	Mz' (×10³ N·mm)
14B	413					
	414					
φ548	419					

表 5-12 より，貫通部番号 413，414 の各 Fx，Mz' の値の大きい方の配管荷重を，スリーブ本体呼び径 14B の評価用荷重とする。

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

配管荷重により発生する局部膜及び曲げ応力は，有限要素法解析コード「NASTRAN」を用いて求める。

応力解析は，板要素によりモデル化した図 5-5 の解析モデルで行う。

図 5-5　スリーブ取付部　解析モデル

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

(5) 応力評価

(4) 項に記載する方法により算出した応力強さが，応力強さの限界以下であることを確認する。

スリーブ取付部の荷重の組合せ及び応力強さの限界は，表 5-13 に示すとおりである。

また，材料の原子炉格納容器内温度における応力強さの限界を表 5-14 に示す。

表 5-13　各状態における荷重の組合せ及び応力強さの限界

荷重の組合せ	応力強さの限界	
	一次一般膜応力強さ	一次＋二次応力強さ
①原子炉格納容器自重 ②原子炉格納容器内圧力 ③配管荷重	$\frac{2}{3}$Ｓｕ	Ｓｕ

表 5-14　材料の原子炉格納容器内温度における応力強さの限界

応力強さ	材料	原子炉格納容器内温度（℃）	応力強さの限界 (MPa)
一次一般膜応力強さ	SGV480	200	281
一次＋二次応力強さ			422

(6) 評価結果

スリーブ取付部の計算結果を表 5-15～表 5-20 に示す。

① 14B のスリーブ取付部

一次一般膜応力強さは，256MPa であり，応力強さの限界（2/3Su）281MPa 以下である。また，一次一般膜応力強さは，200℃における材料の設計降伏点（Sy＝226MPa）を上回るが，残留ひずみは１％未満であり，過度の変形は進まない（参考資料-2）。

一次＋二次応力強さは，326MPa であり，応力強さの限界（Su）422MPa 以下である。また，一次＋二次応力強さは，200℃における材料の設計降伏点（Sy＝226MPa）を上回り，一次一般膜応力によるものが主である。そのため，上記同様に残留ひずみは１％未満であり，過度の変形は進まない。

以上より，スリーブ取付部の破壊には至らない。

② φ548 のスリーブ取付部

一次一般膜応力強さは，256MPa であり，応力強さの限界（2/3Su）281MPa 以下である。また，一次一般膜応力強さは，200℃における材料の設計降伏点（Sy＝226MPa）を上回るが，残留ひずみは１％未満であり，過度の変形は進まない（参考資料-2）。

一次＋二次応力強さは，268MPa であり，応力強さの限界（Su）422MPa 以下である。また，一次＋二次応力強さは，200℃における材料の設計降伏点（Sy＝226MPa）を上回り，一次一般膜応力によるものが主である。そのため，上記同様に残留ひずみは１％未満であり，過度の変形は進まない。

以上より，スリーブ取付部の破壊には至らない。

表 5-15　スリーブ取付部の原子炉格納容器自重による応力

種別	評価点	自　重 ($\times 10^3$N)	胴板板心直径 (mm)	胴板厚さ (mm)	軸方向応力 σ_x 一次一般膜応力 (MPa)
		W_p	D	t	$-\dfrac{W_p}{\pi \cdot D \cdot t}$
14B, ϕ548	S_i、S_o				

表 5-16　スリーブ取付部の原子炉格納容器内圧力による応力

種別	評価点	胴板板心半径 (mm)	胴板厚さ (mm)	応　力 (MPa)		
				軸方向応力 σ_x	円周方向応力 σ_y	板厚方向応力 σ_z
				一次一般膜応力	一次一般膜応力	一次一般膜応力
		R	t	$\dfrac{P \cdot R}{2t}$	$\dfrac{P \cdot R}{t}$	$-P$、0
14B, ϕ548	S_i					
	S_o					

表 5-17　スリーブ取付部の配管荷重による応力

種別	評価点	応　力 (MPa)																	
		F_X による応力						M_Z' による応力						配管荷重による応力の合計					
		一次応力 (局部膜)		二次応力 (曲げ)		合計		一次応力 (局部膜)		二次応力 (曲げ)		合計		一次応力 (局部膜)		二次応力 (曲げ)		合計	
		σ_x	σ_y	σ_x	σ_y	σ_x	σ_y	σ_x	σ_y	σ_x	σ_y	σ_x	σ_y	σ_x	σ_y	σ_x	σ_y	σ_x	σ_y
14B	S_i																		
	S_o																		
ϕ548	S_i																		
	S_o																		

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

表 5-18　スリーブ取付部の各荷重による応力

種別	評価点	応力（MPa）											
		自重による応力			原子炉格納容器内圧力による応力			配管荷重による応力					
		（イ）一次一般膜応力			（ロ）一次一般膜応力			（ハ）一次局部膜応力			（ニ）二次応力		
		σ_x	σ_y	σ_z	σ_x	σ_y	σ_z	σ_x	σ_y	σ_z	σ_x	σ_y	σ_z
14B	S_i	-5.7	0	0	127.3	254.7	-0.6	-1.8	-2.4	0	31.5	68.5	0
		-5.7	0	0	127.3	254.7	-0.6	1.8	2.4	0	-31.5	-68.5	0
	S_o	-5.7	0	0	127.3	254.7	0	-1.8	-2.4	0	-31.5	-68.5	0
		-5.7	0	0	127.3	254.7	0	1.8	2.4	0	31.5	68.5	0
φ548	S_i	-5.7	0	0	127.3	254.7	-0.6	-0.6	-0.8	0	5.2	12.2	0
		-5.7	0	0	127.3	254.7	-0.6	0.6	0.8	0	-5.2	-12.2	0
	S_o	-5.7	0	0	127.3	254.7	0	-0.6	-0.8	0	-5.2	-12.2	0
		-5.7	0	0	127.3	254.7	0	0.6	0.8	0	5.2	12.2	0

表 5-19　スリーブ取付部の応力

種別	評価点	応力（MPa）								
		一次一般膜応力（イ＋ロ）			一次膜応力＋一次曲げ応力（イ＋ロ＋ハ）			一次＋二次応力（イ＋ロ＋ハ＋ニ）		
		σ_x	σ_y	σ_z	σ_x	σ_y	σ_z	σ_x	σ_y	σ_z
14B	S_i	121.6	254.7	-0.6	119.8	252.3	-0.6	151.3	320.8	-0.6
		121.6	254.7	-0.6	123.4	257.1	-0.6	91.9	188.6	-0.6
	S_o	121.6	254.7	0	119.8	252.3	0	88.3	183.8	0
		121.6	254.7	0	123.4	257.1	0	154.9	325.6	0
φ548	S_i	121.6	254.7	-0.6	121.0	253.9	-0.6	126.2	266.1	-0.6
		121.6	254.7	-0.6	122.2	255.5	-0.6	117.0	243.3	-0.6
	S_o	121.6	254.7	0	121.0	253.9	0	115.8	241.7	0
		121.6	254.7	0	122.2	255.5	0	127.4	267.7	0

（注）（イ），（ロ），（ハ）及び（ニ）は表 5-18 参照。

表 5-20　スリーブ取付部の応力強さ

種別	評価点	応力強さ (MPa)					
		一次一般膜応力強さ			一次＋二次応力強さ		
		$\sigma_x-\sigma_y$	$\sigma_y-\sigma_z$	$\sigma_z-\sigma_x$	$\sigma_x-\sigma_y$	$\sigma_y-\sigma_z$	$\sigma_z-\sigma_x$
14B	S_i	-134	256	-123	-170	322	-152
		-134	256	-123	-97	190	-93
	S_o	-134	255	-122	-96	184	-89
		-134	255	-122	-171	326	-155
ϕ548	S_i	-134	256	-123	-140	267	-127
		-134	256	-123	-127	244	-118
	S_o	-134	255	-122	-126	242	-116
		-134	255	-122	-141	268	-128
許容値		$\frac{2}{3}$ Su＝281			Su＝422		

5.3 評価結果

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

スリーブの評価部位の代表性について

1. はじめに

今回評価を実施したスリーブの代表性を示したものである。

2. 代表選定の考え方

(1) 添付 4-1 に示す配管応力（曲げ応力）比に，貫通部ごとの配管の断面係数比を乗じることで配管荷重（曲げモーメント）比を算出する（添付表 5-1-1 参照）。

断面係数 $Z=\frac{\pi(Do^4-Di^4)}{32\cdot Do}$ （ Do：配管の外径，Di：配管の内径 ）

(2) 既許可と同じ手法による配管荷重（曲げモーメント）とスリーブ取付部*1 に発生する応力の関係から，単位曲げモーメントによる応力比を算出する（添付表 5-1-2 参照）。

(3) (1)の配管荷重比に(2)の単位曲げモーメントによる応力比を乗じることで，スリーブ取付部の応力比を算出し，最大応力値を 1.0 とした場合の応力比を求める。

なお，添付表 5-1-1～5-1-3 において，各設置 T.P.ごとに添付表 5-1-4 のスリーブ取付部に係る今回評価の応力比が大きい貫通部（251,322,419）を応力比算出例として示す。

*1：今回の評価でスリーブ本体に比べ許容値に対する裕度が小さい（表 5-11 及び表 5-20 参照）スリーブ取付部の応力を評価する。

添付表 5-1-1　配管応力比と配管荷重比の関係（例）

貫通部番号	T.P.	貫通配管外径*2	①配管応力比*3	②配管断面係数比*3	③配管荷重比*3（①×②）
419	33.1m 以上（0/F）	267.4（21.4）	1	1	1
322	24.8m～33.1m	89.1（7.6）	0.2	0.04	0.01
251	17.8m～24.8m	89.1（7.6）	0.52	0.04	0.02

*2：( ) 内数字は配管の厚さ

*3：貫通部番号 419 の値を 1.00 とした場合の比

添付表 5-1-2　配管荷重とスリーブ取付部応力の関係（例）

貫通部番号	スリーブサイズ	④配管荷重 (N･m)	⑤取付部応力		⑥単位モーメントによる応力（＝⑤/④）	
			σ x (N/mm^2)	σ y (N/mm^2)	σ x (kg/mm^2)	σ y (kg/mm^2)
419	φ548	69,260	25.6	58.9	0.37×10^{-3}	0.85×10^{-3}
322	10B	19,830	16.5	33.5	0.83×10^{-3}	1.69×10^{-3}
251	10B	19,830	16.5	33.5	0.83×10^{-3}	1.69×10^{-3}

添付表 5-1-3　応力比と今回評価の応力比の関係（例）

貫通部番号	③配管荷重比	⑦単位モーメントによる応力比*4		⑧今回評価の応力比（＝③×⑦）	
		σ x	σ y	σ x	σ y
419	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00
322	0.01	2.25	1.99	0.02	0.02
251	0.02	2.25	1.99	0.05	0.04

*4：⑥の応力に対して貫通部番号 419 の応力を 1.00 とした場合の比

3. 代表部位選定結果

2. に基づき，スリーブ取付部に発生する応力比を整理した結果は添付表 5-1-4 のとおりである。T.P. が高いほど応力比が高い傾向を示しており，応力比が高い T.P.33.1m 以上の貫通部（413, 414, 419）を代表として選定した。

配管応力比は添付 4-1 のとおり T.P. が高いほど大きく，また添付表 5-1-1 のとおり高 T.P. の貫通配管の断面係数は大きいため，T.P. が高いほどスリーブにかかる配管荷重比が大きくなる傾向にある。スリーブ取付部の応力比には，配管荷重比が大きく影響するため，T.P. が高いほどスリーブ取付部に発生する応力比は大きいと考える。

添付表 5-1-4　スリーブ取付部に係る応力比

T.P.	変位(mm)	応力比*5
33.1m 以上（O/F）	約 50～58	0.1～1
24.8m～33.1m	約 24～38	～0.1
17.8m～24.8m	約 4～18	～0.1

*5：スリーブ取付部に係る最大応力値を 1.0 とした場合の比

添付表 5-1-5　T.P.33.1m 以上の選定貫通部

貫通部番号	スリーブ外径 (mm)	スリーブの厚さ (mm)
413, 414		
419		

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

6. 配管貫通部　端板

6.1 評価方針

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

なお，原子炉格納容器の変位による荷重が大きい，固定式配管貫通部を対象とする。

6.2 評価

6.2.1 仕様

(1) 配管貫通部形状

配管貫通部の形状を図 6-1 に示す。

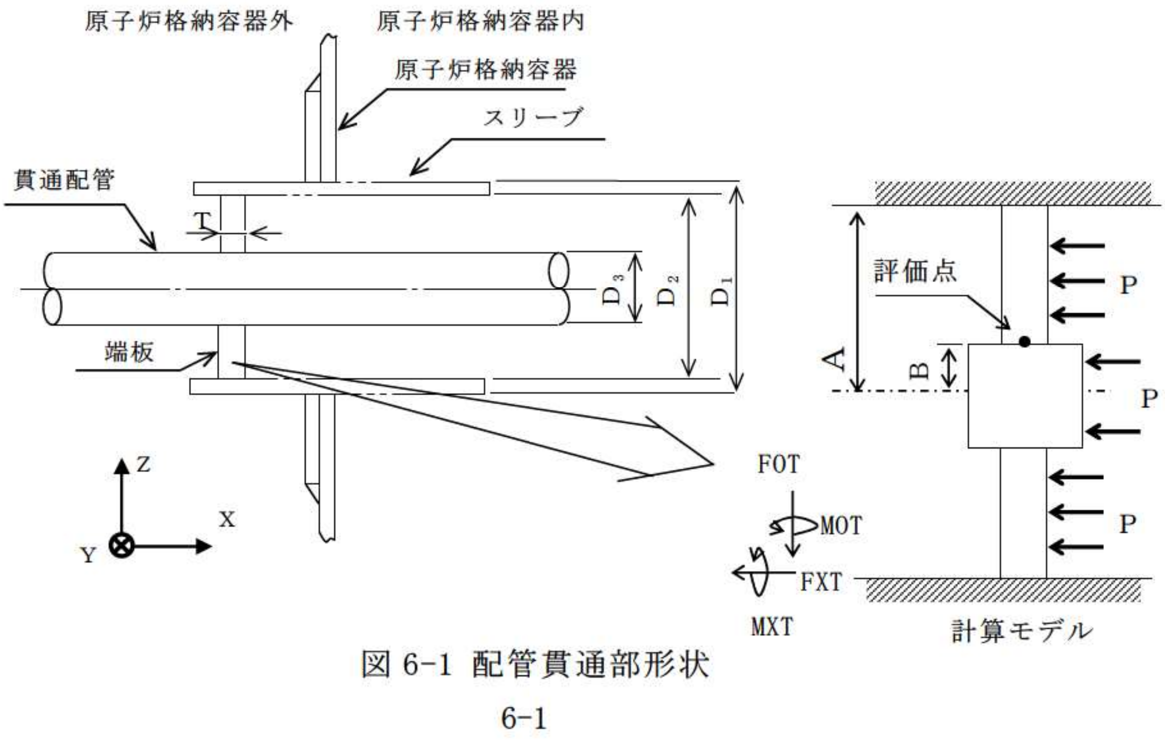


図 6-1 配管貫通部形状

(2) 仕様及び評価条件

a. 仕様

配管貫通部の仕様及び評価条件を表 6-1 に示す。

b. 設計外力

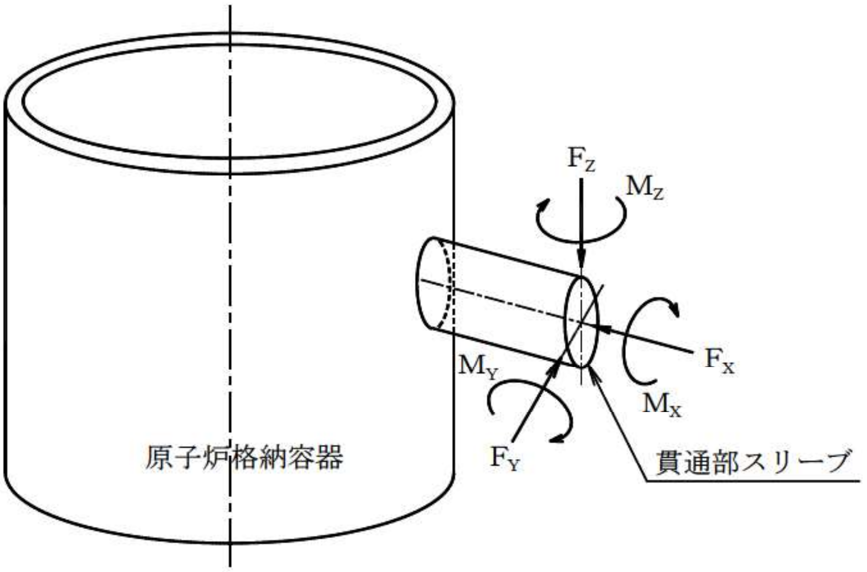
設計外力として考慮するものを以下に示す。

(a) 配管自重による反力及びモーメント

(b) 配管熱膨張による反力及びモーメント

(c) 事故時の原子炉格納容器膨張に伴う相対変位による配管反力及びモーメント

c. 設計外力の作用する方向



記 号	単 位	説　　明
F_X	N	設計外力による X 方向反力
F_Y	N	設計外力による Y 方向反力
F_Z	N	設計外力による Z 方向反力
M_X	N・m	設計外力による X 軸回りのねじりモーメント
M_Y	N・m	設計外力による Y 軸回りの曲げモーメント
M_Z	N・m	設計外力による Z 軸回りの曲げモーメント

表 6-1　配管貫通部の仕様及び評価条件

項目	泊発電所３号炉		備考
原子炉格納容器内圧力(MPa)	0.566		
原子炉格納容器内温度(℃)	200		
配管外径(mm)	165.2	267.4	
配管板厚(mm)	18.2	21.4	
スリーブ外径(mm)	[redacted]		
スリーブ板厚(mm)			
端板板厚(mm)			
端板材質	SGV480	SUS304	
許容引張応力[S](MPa)	131	123	評価温度における値
評価対象配管貫通部番号	413，414	419，420	

(3) 設計外力の算定方法

配管貫通部を固定する端板に発生する配管外力を 4. 配管貫通部貫通配管に示す配管について多質点系はりモデルにより算出する。この外力を安全側に 1,000N，1,000N·m 単位で切り上げたものを設計外力とする。設計外力を表 6-2 に示す。

なお，外力の算出に使用した解析コードは「MSAP」である。

表 6-2　設計外力

貫通部番号	貫通配管(呼び径)	反　力(N)			モーメント (N·m)		
		F_X	F_Y	F_Z	M_X	M_Y	M_Z
413	6B	9,000	15,000	22,000	2,000	46,000	3,000
414		4,000	19,000	21,000	3,000	47,000	5,000
419	10B	6,000	21,000	20,000	4,000	6,000	4,000
420		5,000	12,000	11,000	3,000	1,000	7,000

□ 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

6.2.2 強度計算に使用する記号の定義

端板の応力計算等に用いる記号について以下に説明する。

記 号	単 位	定 義
A	mm	端板の外半径 $\left(A=\frac{D_2}{2}\right)$
B	mm	端板の穴半径 $\left(B=\frac{D_3}{2}\right)$
D_1	mm	スリーブ外径
D_2	mm	端板外径
D_3	mm	端板穴径
FOT	N	地震以外の標準外力（配管荷重）による軸直角方向反力 （$FOT=\sqrt{FYT^2+FZT^2}$）
FXT	N	地震以外の標準外力（配管荷重）による軸方向反力
FYT	N	地震以外の標準外力（配管荷重）によるY方向反力
FZT	N	地震以外の標準外力（配管荷重）によるZ方向反力
MOT	N・mm	地震以外の標準外力（配管荷重）による曲げモーメント （$MOT=\sqrt{MYT^2+MZT^2}$）
MXT	N・mm	地震以外の標準外力（配管荷重）による X軸回りのねじりモーメント
MYT	N・mm	地震以外の標準外力（配管荷重）による Y軸回りの曲げモーメント
MZT	N・mm	地震以外の標準外力（配管荷重）による Z軸回りの曲げモーメント
P	MPa	原子炉格納容器内圧力
S	MPa	原子炉格納容器内温度における設計・建設規格 付録材料図表 Part 5 表3に規定する材料の許容引張応力
SR1	MPa	原子炉格納容器内圧力による一次応力 （等分布荷重による応力）
SR2	MPa	原子炉格納容器内圧力による一次応力 （貫通配管（カラーを含む）取付部の外周荷重による応力）
SR3T	MPa	地震以外の軸方向標準外力による二次応力
SR4T	MPa	地震以外の軸直角方向標準外力による一次一般膜応力
SR5T	MPa	地震以外の曲げモーメント標準外力による二次応力
ST1	MPa	原子炉格納容器内圧力による一次一般膜応力
T	mm	端板の厚さ
T_1	mm	スリーブ厚さ
β	－	曲げモーメントの計算に使用する係数

6.2.3 評価方法

配管貫通部の端板に作用する荷重は，原子炉格納容器内圧力及び配管荷重からなり，これらの荷重により発生する応力は，既工事計画認可申請書分割第４次申請の添付資料 5-9-8「固定式配管貫通部の強度計算書」に記載している Roark 著“Formulas For Stress and Strain”（以下，「Roark」という。）の応力計算式から求める。

なお，荷重，モーメントの考慮に当たっての考え方は，既工事計画認可申請書と同様であり，また，計算にて使用する各部の寸法については，公称値を用いる。

6.2.4 計算方法

(1) 原子炉格納容器内圧力による応力

a. 端板に作用する圧力により生じる応力

ＳＴ１＝Ｐ（一次一般膜応力）

$$SR1=\frac{3\cdot P}{4\cdot T^2}A^2\left|1+\left[\frac{B}{A}\right]^2-\frac{4\cdot B^2}{A^2-B^2}\ell n\frac{A}{B}\right|^{(注)}\ (一次応力)$$

b. 配管に作用する圧力により端板に生じる応力

$$SR2=\frac{3\cdot P}{2\cdot T^2}B^2\left|1-\frac{2\cdot A^2}{A^2-B^2}\ell n\frac{A}{B}\right|^{(注)}\ (一次応力)$$

(2) 配管荷重による応力

a. 軸方向反力による応力（二次応力）

$$SR3T=\frac{3\cdot FXT}{2\cdot \pi\cdot T^2}\left|1-\frac{2\cdot A^2}{A^2-B^2}\ell n\frac{A}{B}\right|^{(注)}$$

b. 軸直角方向反力による応力（二次応力）

$$SR4T=\frac{FOT}{4\cdot B\cdot T}{}^{(注)}$$

c. 曲げモーメントによる応力（二次応力）

$$SR5T=\frac{\beta\cdot MOT}{A\cdot T^2}{}^{(注)}$$

$$\beta=\frac{3A\ (A^2-B^2)}{\pi B\ (A^2+B^2)}$$

（注）Roark の応力計算式を示す。

なお，軸回りのねじりモーメントにより端板に発生するせん断応力については，十分小さいので省略する。

6.2.5 応力評価

6.2.4 項で算出した端板の発生応力を用い，端板が健全であることを確認する。

(1) 荷重の組合せ及び応力強さの限界

端板の荷重の組合せ及び応力強さの限界は，表 6-3 に示すとおりである。また，材料の最高使用温度等における応力強さの限界を表 6-4 に示す。

表 6-3　考慮する外力及び応力強さの限界

荷重の組合せ	応力強さの限界
	設計引張強さ
①配管自重による反力及びモーメント ②配管熱膨張による反力及びモーメント ③事故時の原子炉格納容器膨張に伴う相対変位による配管反力及びモーメント	3S

表 6-4　材料の原子炉格納容器内温度等における応力強さの限界

貫通部番号	応力強さ	材　料	原子炉格納容器内温度 (℃)	応力強さの限界 3S(MPa)
413，414	一次＋二次応力強さ	SGV480	200	393 (注)
419，420	一次＋二次応力強さ	SUS304	200	369 (注)

（注）評価温度における値

6.3 評価結果

端板に生じる応力を表 6-5，評価結果を表 6-6 に示す。

端板に生じる応力は許容値を満足しており，200℃，２Pd の環境下で放射性物質の閉じ込め機能が確保されることを確認した。

表 6-5　端板の発生応力

貫通部番号	応　力 (MPa)					
	原子炉格納容器内圧力による応力			配管荷重による応力		
	軸方向	半径方向		軸方向反力による応力	軸直角方向反力による応力	曲げモーメントによる応力
	ST1	SR1	SR2	SR3T	SR4T	SR5T
413	0.6	3.0	3.8	2.9	2.3	249.1
414	0.6	3.0	3.8	1.3	2.4	255.4
419	0.6	6.2	9.0	1.8	1.6	22.6
420	0.6	6.2	9.0	1.5	0.9	22.2

表 6-6　端板の応力評価

貫通部番号	応　力 (MPa)	
	一次＋二次応力強さ	
	ST1+SR1+SR2+SR3T+SR4T+SR5T	許容値 ３S
413	262	393
414	267	393
419	42	369
420	41	369

原子炉格納容器貫通部の評価部位の代表性について

1. はじめに

今回評価対象とした配管貫通部端板の代表性を示したものである。

2. 配管貫通部端板の代表選定の考え方

配管の代表性について添付 4-1 で説明した配管実支持間隔を基に，配管貫通部端板に発生する応力比について感度評価を実施した。具体的には，下記の方法で評価を行った。

① 端板の評価は，原子炉格納容器の変位の影響を受けやすい，固定式配管貫通部を評価対象とする。

② 端板の配管荷重による応力は，6.3 項に示す通り，曲げモーメントによる応力（SR5T）が支配的である。なお，既工事計画認可申請書評価結果においても同様である。

③ 固定式配管貫通部ごとに，配管外径，板厚，変位及び実支持間隔等から端板に作用する配管荷重による曲げモーメント（MOT）を算出する。曲げモーメント（MOT）は片端固定はりの材料力学の式にて算出する。

$MOT = P \times L$

$P = 3E \cdot I \cdot \delta / L^3$

I：配管の断面二次モーメント

$(I = \pi (D^4 - d^4)/64$　D:外径　d:内径)

E：縦弾性係数

δ：変位

L：実支持長さ

④ 固定式配管貫通部ごとに，③にて算出した配管荷重による曲げモーメント（MOT）による応力（SR5T）について，最大発生応力を 1.0 とし，各貫通部における応力比を求める。

$$SR5T = \frac{\beta \cdot MOT}{A \cdot T^2}$$

（MOT：モーメントによる項
$\beta / (A \cdot T^2)$：端板仕様による項）

3. 評価結果

2.に基づき，端板に発生する応力比を整理した結果は表添付 6-1-1 のとおりである。T.P.が高いほど応力比が高い傾向を示しており，応力比が高い T.P.33.1m 以上の貫通部（413, 414, 419, 420）を代表として選定した（表添付 6-1-2）。

表添付 6-1-1　評価結果

T.P.	変位(mm)	④SR5T の比(注)
33.1m 以上(O/F)	約 51～58	0.4～1.0
24.8m～33.1m	約 25～38	0.1～0.3
17.8m～24.8m	約 4～18	～0.1

(注)端板に作用する配管荷重による曲げモーメント（MOT）より曲げモーメントによる応力（SR5T）を算出し，最大応力値を 1.0 とした場合の比

表添付 6-1-2　T.P.33.1m以上の選定貫通部

貫通部番号	端板外径 (mm)	端板板厚 (mm)
413, 414		
419, 420		

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

7. 配管貫通部　閉止フランジ

7.1 評価方針

閉止フランジの設計時に考慮される機能喪失要因は，脆性破壊，疲労破壊，座屈及び延性破壊が考えられる。

今回の評価条件である200℃，２Pdの条件を考慮した場合，閉止フランジに対しては脆性破壊が生じる温度ではないこと，繰り返し荷重が作用しないこと及び圧縮力が作用しないことから脆性破壊，疲労破壊及び座屈は評価対象外と考えることができる。閉止フランジに対して作用する外力としては，原子炉格納容器内圧が作用するが，閉止フランジはレーティング設計がなされており，150LB の閉止フランジ，すなわち 1.03MPa[gage]の耐圧能力を有していることから，有意な変形は発生しないと考えられる。

一方，閉止フランジに用いられているガスケットへの圧力負荷増による漏えいの懸念がある。このため圧縮量を管理し，締付圧力によりシール能力が決定される閉止フランジ用ガスケットについては，200℃，２Pd の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と管理圧縮量の大小関係を確認する。

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する。

7.2 評価

評価対象は通常運転時に閉止フランジで閉止されている貫通部を対象とする。

7.2.1 評価条件

評価に使用する圧力，温度，フランジ径，ガスケット材質，ガスケット係数を表 7-1 に示す。

表 7-1　評価条件

項目	数値	備考
原子炉格納容器内圧力（MPa）	0.566	
原子炉格納容器内温度（℃）	200	
フランジ径	6B，8B	
ガスケット材質		
ガスケット係数		
評価対象配管貫通部	326，327，328，411，412，415，417	

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

7.2.2 評価に使用する記号の定義

ガスケットの評価に使用する記号について以下に説明する。

記号	単位	定義
P_g	N/mm^2	必要締付圧力
P_f	N/mm^2	流体圧力
m	−	ガスケット係数 締付圧力と流体圧力の比 JIS B 0116（1978）

7.2.3 評価方法

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は，作用する流体圧力とガスケット係数から算出される必要締付圧力と圧縮特性カーブの関係から求めることができる。

7.2.4 計算方法

(1) 必要締付圧力

ガスケットに作用する圧力とガスケット係数より，シールするために必要な締付圧力を算出する。算出式は以下のとおり。

$$P_g = m \cdot P_f$$

7.3 評価結果

以下に示すとおり，200℃，２Pd の環境下で放射性物質の閉じ込め機能が確保されることを確認した。

7.3.1 圧縮量評価

必要締付圧力を表 7-2 に，必要圧縮量を表 7-3 に示す。ここで表 7-3 より，必要圧縮量は管理圧縮量を満足している。

表 7-2　必要締付圧力

ガスケット仕様	必要締付圧力 (MPa)	必要圧縮量 (mm) （注）
[redacted]		

（注）当該ガスケット圧縮特性カーブによる。

表 7-3　必要圧縮量と管理圧縮量

ガスケット仕様	必要圧縮量（mm）	管理圧縮量（mm）
[redacted]		

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

7.3.2 耐放射性及び耐熱性評価

ガスケットに対する放射線の影響としては，当該の[redacted]は黒鉛及び SUS304 から構成されていることから，放射線による劣化の懸念は少なく，シール性への影響は無いものと考えられる。耐熱性についても当該ガスケットの耐熱性が 600℃（酸化性雰囲気では 450℃）のため問題ない。

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

8. 配管貫通部　閉止板

8.1 評価方針

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

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

このため，泊発電所３号炉の配管貫通部予備スリーブの閉止板の厚さが，200℃，２Pd の環境下で，設計・建設規格に規定される必要厚さを上回ることを確認する。ここで，閉止板がある配管貫通部予備スリーブの最大径は φ548 であり，同サイズ未満の閉止板は，φ548 の閉止板と材料，取付方法及び厚さが同じであることから，φ548 の閉止板を代表として評価する。

8.2 評価

8.2.1 記号の定義

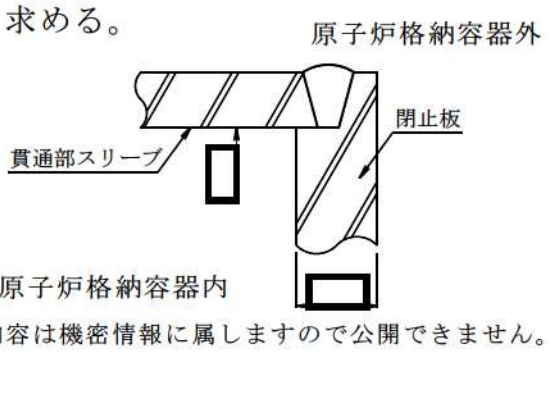
貫通部予備スリーブの閉止板の必要厚さの計算に用いる記号について以下に説明する。

記　号	単　位	説　　　　　明
P	MPa	原子炉格納容器内圧力
S	MPa	許容引張応力
d	mm	閉止板の最小内のり
K	－	閉止板の取付方法による係数
t_{sr}	mm	閉止板の計算上必要な厚さ
t	mm	閉止板の厚さ

8.2.2 計算方法

貫通部予備スリーブの閉止板の計算上必要厚さは，設計・建設規格 PVE-3410 に基づき，次の式により求める。

$$t_{sr} = d\sqrt{\frac{K \cdot P}{S}}$$



枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

8.3 評価結果

以下の表に示すとおり，貫通部予備スリーブの閉止板の厚さは，閉止板の計算上必要な厚さ以上である。これより，200℃，2Pd の環境下で放射性物質の閉じ込め機能が確保されることを確認した。

項目 ＼ 評価箇所			φ548 貫通部予備スリーブの閉止板
原子炉格納容器内圧力	P	MPa	0.566
温度	—	℃	200
許容引張応力	S	MPa	131
材料	—	—	SGV480
閉止板の最小内のり	d	mm	
閉止板の取付方法による係数	K	—	0.33
閉止板の計算上必要な厚さ	t_{sr}	mm	19.3
閉止板の厚さ	t	mm	
評価対象貫通部番号	—	—	228，236，246，252

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

9. 配管貫通部　伸縮継手

9.1 評価方針

伸縮継手は，原子炉格納容器本体に配管等を接続するために設けた部材であり，短管に溶接構造で取り付けられている。伸縮継手の設計時に考慮される機能喪失要因は，脆性破壊及び疲労破壊が考えられる。今回の評価条件である 200℃，２Pd の条件を考慮した場合，脆性破壊が生じる温度域ではないことから，脆性破壊は評価対象外と考えることができる。

一方，200℃，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伸縮継手にも変形が生じる。また，伸縮継手には原子炉格納容器内圧も作用する。伸縮継手は，降伏点を超えた応力領域で使用するものであるため，塑性ひずみが漸次進行，低サイクル疲労を起こすおそれがある。そのため，伸縮継手の機能喪失要因は疲労破壊が想定される。伸縮式配管貫通部のうち原子炉格納容器本体の変位が最も大きい位置にあり，伸縮継手に発生する一次＋二次応力が大きくなると考えられる伸縮継手を代表として選定し評価した。具体的には，原子炉格納容器内圧及び原子炉格納容器の変位が作用した条件において，一次＋二次応力を考慮し，設計・建設規格 PVE-3800 に基づき，設計繰返し回数と許容繰返し回数の比である疲労累積係数を求め，通常運転時の疲労累積係数との合計が１以下であることを確認する※。

9.2 評価

評価対象は，原子炉格納容器の変位により作用する変形が最大となる伸縮継手とする。

9.2.1 評価条件

評価に使用する圧力，温度，変形量，設計繰返し回数，評価対象配管貫通部を表 9-1 に示す。本表に記載なき評価条件は表 9-3（評価結果）に示す。

表 9-1　評価条件

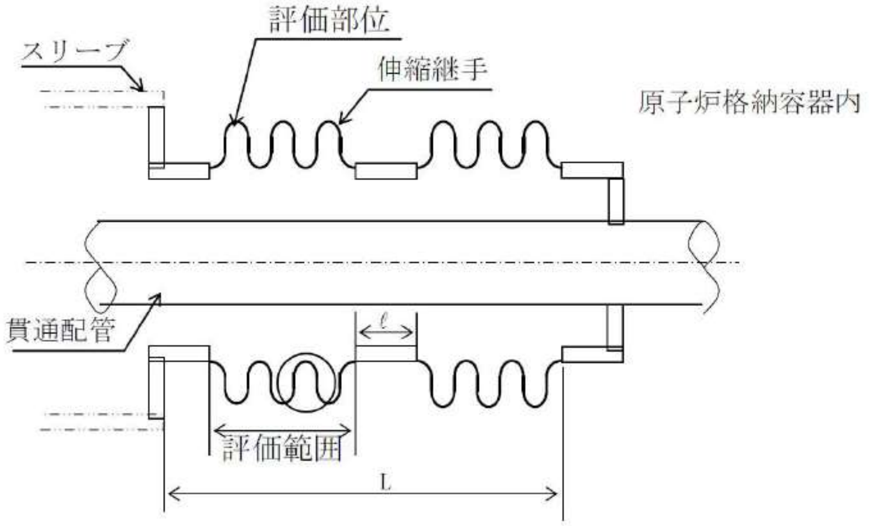
項目	数値	備考
原子炉格納容器内圧力（MPa）	0.566	
原子炉格納容器内温度（℃）	200	
軸方向変位量(mm)		
垂直方向変位量(mm)		
設計繰返し回数(回)	1	
評価対象配管貫通部	401，402，403	

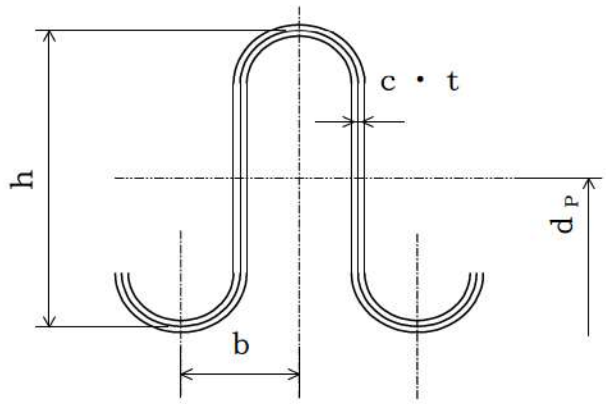
※ 疲労累積係数１を下回る変形であれば，疲労破壊を生じないレベルの応力であることから，伸びによる延性破壊も生じない。このため疲労の可能性の評価により伸縮継手の変形による損傷可能性の有無を評価した。

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

9.2.2 評価部位

伸縮継手の評価部位は，発生応力が最大となる下記に示す伸縮継手の頂部とする。





9.2.3 強度計算に使用する記号の定義

伸縮継手の応力計算等に用いる記号について以下に説明する。

記 号	単 位	定　　　　義
b	mm	継手部の波のピッチの2分の1
c	－	継手部の層数
d_P	mm	継手部の有効径（平均径）
E	MPa	原子炉格納容器内温度における設計・建設規格 付録材料図表 Part6 表1に規定する材料の縦弾性係数
e	mm	継手部の1山当たりの総変位量
e_x	mm	全軸方向変位量による継手部の1山当たりの変位量
e_y	mm	全軸直角方向変位量による継手部の1山当たりの変位量
h	mm	継手部の波の高さ
L	mm	継手部の有効長さ
ℓ	mm	中間の管の長さ
N	－	許容繰返し回数
N_R	－	設計繰返し回数
n	－	継手部の波数の2倍の値
P	MPa	原子炉格納容器内圧力
t	mm	継手部の板の厚さ
U	－	疲労係数
UF	－	疲労累積係数
W_N	－	1個の継手部の山数
X	mm	全軸方向変位量
Y	mm	全軸直角方向変位量
δ	mm	全伸縮量
σ	MPa	合計応力
σ_D	MPa	全伸縮量による応力
σ_P	MPa	最高使用圧力による応力

9.2.4 評価方法

伸縮継手は，次に示す方法により，許容繰返し回数を求め，設計繰返し回数と許容繰返し回数の比（疲労累積係数）が１以下であることを確認する。

伸縮継手の全伸縮量の計算は，Kellogg 社「Design of Piping Systems」（以下「Kellogg」という。）の計算式を用いて実施する。

なお，計算にて使用する各部の寸法については，公称値を用いる。

9.2.5 計算方法

(1) 伸縮継手の全伸縮量［Kellogg の計算式］

a. 全軸方向変位量による継手部の１山当たりの変位量

$$e_x = \frac{X}{2W_N}$$

b. 全軸直角方向変位量による継手部の１山当たりの変位量

$$e_y = \frac{3\,d_P \cdot Y}{2W_N\left\{L + \ell\left(\frac{\ell}{L} + 1\right)\right\}}$$

c. 継手部の１山当たりの総変位量

$$e = e_x + e_y$$

d. 伸縮継手の全伸縮量

$$\delta = e \cdot W_N$$

(2) 伸縮継手の応力と許容繰返し回数［設計・建設規格 PVE-3800］

a. 伸縮継手の応力

(a) 全伸縮量による応力

$$\sigma_D = \frac{1.5E \cdot t \cdot \delta}{n\sqrt{b \cdot h^3}}$$

(b) 原子炉格納容器内圧力による応力

$$\sigma_P = \frac{P \cdot h^2}{2t^2 \cdot c}$$

(c) 合計応力

$$\sigma = \sigma_D + \sigma_P$$

b. 許容繰返し回数

$$N=\left(\frac{11031}{\sigma}\right)^{3.5}$$

(3) 設計繰返し回数

配管貫通部の各状態における伸縮継手の設計繰返し回数を，表 9-2 に示す。

表 9-2　各状態における伸縮継手の設計繰返し回数

状　　態	設計繰返し回数
起動/停止による CV 膨張	[redacted]
通常運転時	
200℃，２Pd 時	1

[redacted]

(4) 疲労係数

$$U_i=\frac{\text{設計繰返し回数}\ N_{Ri}}{\text{許容繰返し回数}\ N_i}$$

(5) 疲労累積係数

各種繰り返し条件における疲労係数の和を求める。

$$UF=\Sigma U_i$$

9.2.6 疲労評価

9.2.5 項により求めた疲労累積係数が 1 以下であることを確認する。

9.3 評価結果

表 9-3 に示すとおり，伸縮継手の 200℃，２Pd 時の疲労累積係数と通常運転時の疲労累積係数との和は１以下であるので，200℃，２Pd の環境下で放射性物質の閉じ込め機能が確保されることを確認した。

[redacted] 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

表 9-3　伸縮継手の強度計算結果

貫通部番号　401，402，403

(1) 諸元

原子炉格納容器内圧力 (MPa)	原子炉格納容器内温度 (℃)	継手部の有効径 (mm)	継手部の波の高さ (mm)	1個の継手部の山数	継手部の波のピッチの2分の1 (mm)	継手部の板の厚さ (mm)	継手部の波数の2倍の値	継手部の層数	材　料	縦弾性係数 (MPa)	伸縮継手の長さ (mm) 中間の管の長さ	伸縮継手の長さ (mm) 継手部の有効長さ
P		d_P	h	W_N	b	t	n	c		E	ℓ	L
0.566	200								SUS304	183000		

(2) 設計条件

	変位量 (mm) 全軸方向	変位量 (mm) 全軸直角方向	設計繰返し回数
	X	Y	N_R
200℃，2Pd 時	110.0	50.0	1

(3) 応力及び疲労

	応力 (MPa) 合計応力	許容繰返し回数	疲労係数	通常運転時疲労係数（注）	疲労累積係数
	σ	N	U_1	U_2	UF
200℃，2Pd 時	1927.7		0.00223	0.01205 0.07428	0.08856
評　価：伸縮継手の疲労累積係数は1以下である。					

（注）既工事計画認可申請書分割第4次申請の添付資料 5-9-6「伸縮式配管貫通部の強度計算書」による。

□ 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

第12表　伸縮継手計算結果及び評価（11/12）

種　別　6　型　式：複　式　（1/2）

ケース1（通常運転時＋S$_1$地震時＋事故時）

1.　諸　元

最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (℃)	継手部の平均径 (mm)	継手部の波の高さ (mm)	1個の継手部の山数	継手部の波のピッチの2分の1 (mm)	継手部の板の厚さ (mm)	継手部の波数の2倍の値	継手部の層数	材　料	縦弾性係数 (N/mm^2)	伸縮継手の長さ(mm) 中間の管の長さ	伸縮継手の長さ(mm) 継手部の有効長さ
P		d_p	h	W_N	b	t	n	c		E	ℓ	L
0.283	291	[redacted]							SUS304	176000	[redacted]	

2.　設計条件

	変位量(mm) 全軸方向 X	変位量(mm) 全軸直角方向 Y	設計繰返し回数 N_R
Ⅰ	29.0	13.0	[redacted]
Ⅱ	21.0	5.0	
地震時（両振幅）	46.0	32.0	
事故時＋地震時	79.0	49.0	1

3.　応力及び疲労

	毎山動き量(mm) 全軸方向	毎山動き量(mm) 全軸直角方向	毎山動き量(mm) 全動き量	全伸縮量 (mm)	応力(N/mm^2) 全変位量による応力	応力(N/mm^2) 最高使用圧力による応力	応力(N/mm^2) 合計応力	許容繰返し回数	疲れ係数	疲れ累積係数
	e_x	e_y	e	δ	σ_D	σ_P	σ	N	U	UF
Ⅰ	[redacted]				440.0	88.6	528.6	[redacted]	0.01205	0.16101
Ⅱ					225.8	88.6	314.4		0.07428	
地震時（両振幅）					937.3	88.6	1025.8		0.07358	
事故時＋地震時					1484.4	88.6	1573.0		0.00110	

評　価：上記伸縮継手の疲れ累積係数は，すべて1以下であるので強度は十分である。

[redacted] 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

10. 配管貫通部　短管

10.1 評価方針

短管は，原子炉格納容器本体に配管等を接続するために設けた部材であり，スリーブと伸縮継手間，伸縮継手と端板間に溶接構造で取り付けられている。

短管の設計時に考慮される機能喪失要因は，脆性破壊，疲労破壊，座屈及び圧壊が考えられる。今回の評価条件である 200℃，２Pd の条件を考慮した場合，脆性破壊が生じる温度域でないこと，繰り返し荷重が作用しないこと及び圧縮力が生じないことから，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，原子炉格納容器内圧が短管に対しては外圧として作用する。このとき，短管の機能喪失要因としては外圧が作用することによる圧壊が想定される。200℃，２Pd の環境下で外圧作用による一次応力が生じた際，短管の厚さが，設計・建設規格 PVE-3230 に規定される計算上必要な厚さを上回ることを確認した。

10.2 評価

評価対象は，外圧に対する計算上必要な厚さが最も要求される短管について行う。

10.2.1 評価条件

評価に使用する圧力，温度，短管の主要寸法，材質，評価対象配管貫通部を表 10-1 に示す。

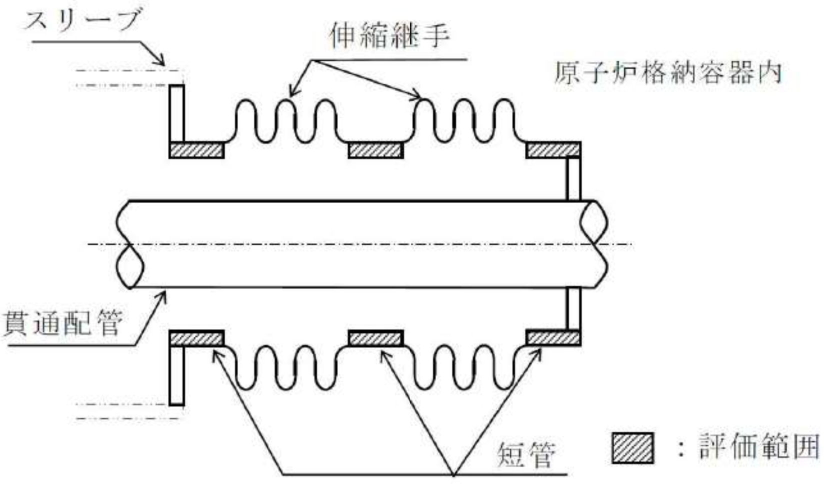
表 10-1　評価条件

項目	数値	備考
原子炉格納容器内圧力（MPa）	0.566	
原子炉格納容器内温度（℃）	200	
短管の外径(mm)		
短管の厚さ(mm)		
短管の長さ(mm)		
短管材質	SUS304	
評価対象配管貫通部	401，402，403	

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

10.2.2 評価部位

評価部位は，下記箇所とする。



10.2.3 強度計算に使用する記号の定義

短管の厚さ計算に用いる記号について以下に説明する。

記 号	単 位	定　　　義
B	－	係数（D_o， t，ℓに基づいて設計・建設規格 付録材料図表 Part7 図 1 及び図 11 により求めた値）
D_o	mm	短管の外径
ℓ	mm	短管の長さ（注）
P_e	MPa	外面に受ける最高の圧力
t	mm	計算上必要な厚さ

（注）外圧による計算上必要な厚さが安全側の値となるように最大長さを使用する。

10.2.4 評価方法

短管の厚さは，下記計算式により求められる計算上必要な厚さ以上であることを示して，強度に対する要求事項に適合することを確認する。

厚さを計算する短管の外径は，公称値を用いる。

区　　分	規格番号	計　　算　　式
外面に圧力を受ける円筒形の胴	PVE-3230(2)c.	$t = \dfrac{3 P_e D_o}{4B}$

10.3 評価結果

表 10-2 に示すとおり，短管の厚さは，計算上必要な厚さ以上であるので，200℃，２Pd の環境下で放射性物質の閉じ込め機能が確保されることを確認した。

表 10-2　短管の強度計算結果

貫通部番号	外面に受ける最高の圧力 (MPa)	短管の外径 (mm)	材　料	付録材料図表 Part7 図 11 により求めた値	計算上必要な厚さ (mm)	短管の長さ (mm)	短管の厚さ (mm)
	P_e	D_o		B	t	ℓ	
401，402，403	0.566			73.3	6.1		

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

11. 電線貫通部

11.1 評価方針

モジュラー型電気ペネトレーションについて，200℃，２Pd の環境下での健全性の評価を行う。なお，電線貫通部スリーブの評価は，5. 配管貫通部　スリーブの中で評価している。

11.2 評価

11.2.1 モジュールの評価【貫通部仕様が同一より試験結果を適用】

(1) 試験対象

電線貫通部モジュールのうち，エポキシ樹脂の付着力低下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を試験体として選定した。なお，モジュールと端板との取り付け方法は泊発電所３号炉と試験体は同一構造としている。構造図を図 11-1 に示す。

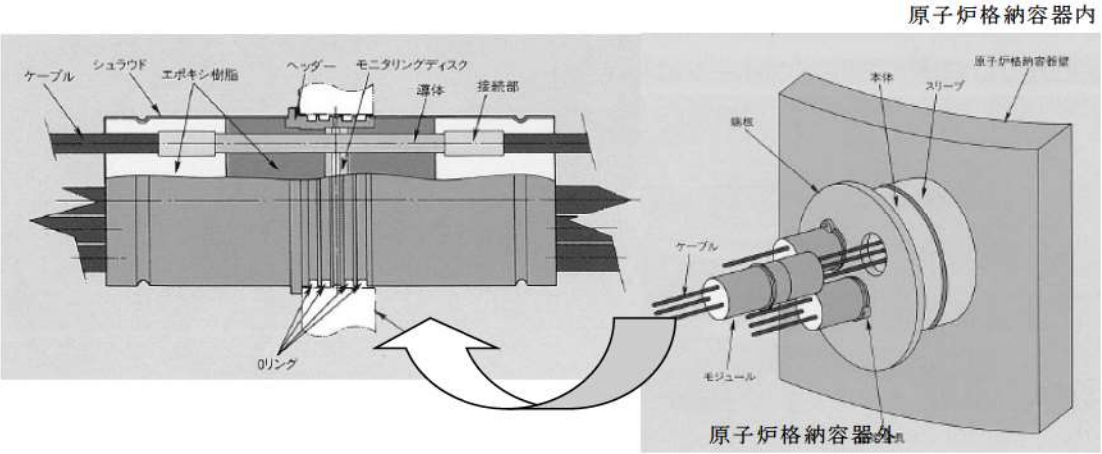


図 11-1　モジュール構造図

(2) 試験方法及び試験条件

図 11-2 の試験装置内において事故時の原子炉格納容器内の環境条件を模擬した試験を実施した。試験条件を表 11-1 に示す。

試験方法は，試験装置内をヒータにより蒸気加熱し，モジュールからの漏えいを蒸気流量及び凝縮水量により測定する。

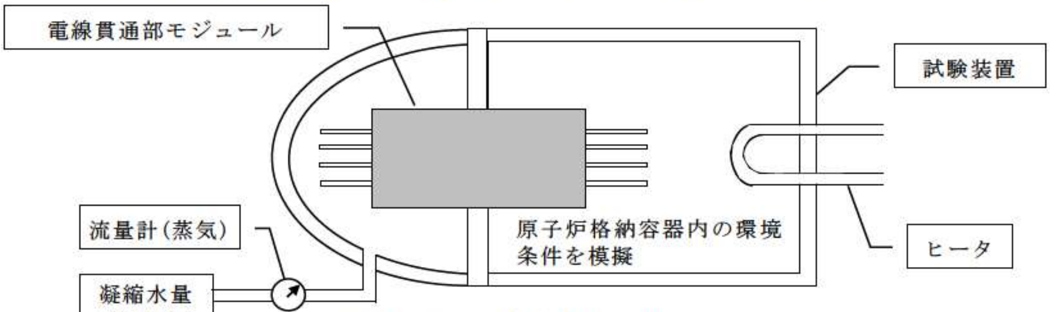


図 11-2　試験装置図

表 11-1　試験条件

試験条件	試験圧力	[redacted]
	試験温度	
	放射線照射	

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

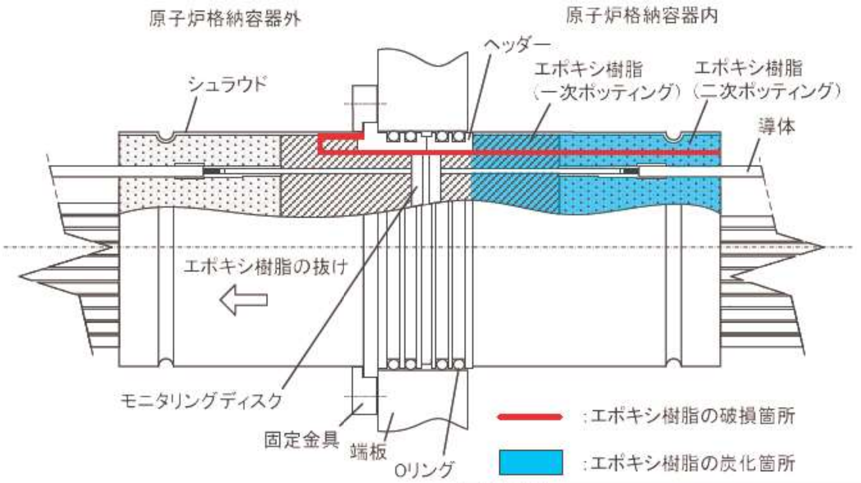
(3) 試験結果

試験条件 [redacted] ℃到達前の温度 [redacted] ℃，圧力 [redacted] MPa 時にモジュールが破損し，試験後のモジュールの外観確認において，原子炉格納容器内側のヘッダー部と接着しているエポキシ樹脂まで炭化していることを確認した（図 11-3）。

このことから，エポキシ樹脂の炭化が進行し，原子炉格納容器内側のエポキシ樹脂の強度及び付着力が著しく低下した状態で，原子炉格納容器内側から圧力がかかり図 11-3 に示すように，エポキシ樹脂が破損しこれに沿って原子炉格納容器外側に抜けたと考えられる。

なお，本試験では，重大事故等対策の有効性評価における原子炉格納容器雰囲気温度，原子炉格納容器圧力の最高値（約 141℃，約 0.360MPa）からエポキシ樹脂の炭化によりモジュールが破損した温度 [redacted] ℃，圧力 [redacted] MPa に至るまでの約 100 時間は漏えいはなかった。このことから，200℃，２Pd の環境下で，シール機能は維持されると考えられる。

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



［役割］
一次ポッティング
・気密性，耐圧性，電気絶縁性
二次ポッティング
・湿気浸入防止，ケーブル保持，電気絶縁性

図 11-3　モジュールの破損箇所

11.2.2 モジュールの長期高温健全性評価

(1) 概要

電線貫通部モジュールの長期高温健全性を確認するために，エポキシ樹脂を試験体として選定し，エポキシ樹脂の炭化有無を確認した。

(2) 試験条件

モジュールは原子炉格納容器圧力に対して主に一次ポッティング部（エポキシ樹脂）で耐圧性を期待しているため，一次ポッティング部を試験対象とする。一次ポッティング部を模擬した供試体を，重大事故等対策の有効性評価における原子炉格納容器雰囲気温度の最高値（約 141℃）を超える[redacted]℃の恒温槽に一定期間入れて熱劣化試験を行った後，取り出して常温（温度によるエポキシ樹脂の熱膨張を考慮しない）状態でリークテストを行うことで健全性を確認する（図 11-4）。

□ 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

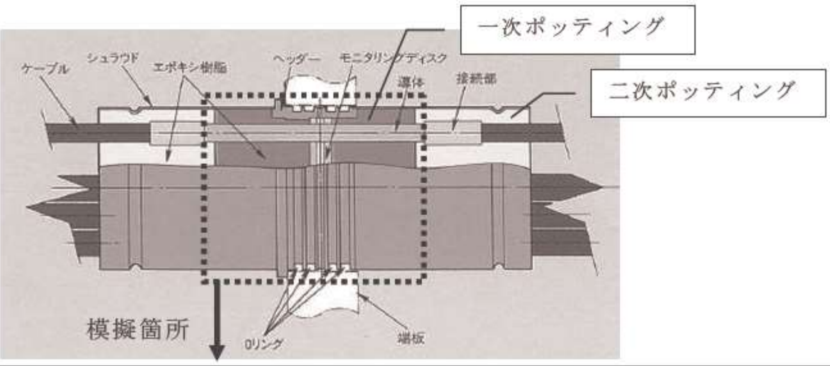


図 11-4　電線貫通部モジュール

(3) 試験結果

供試体を[redacted]℃で約[redacted]日間加熱した後，取り出して常温状態でリークテストを実施した結果，リークは無く，炭化の兆候が無いことを確認した。

これより，有効性評価の範囲及びその後温度・圧力が低下した環境下において，エポキシ樹脂に炭化は発生せず健全性は確保されることから，電線貫通部のシール機能は維持されると考える。

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

11.2.3 本体・端板の評価

(1) 電線貫通部形状

電線貫通部の形状は図 11-5 に示すとおりである。

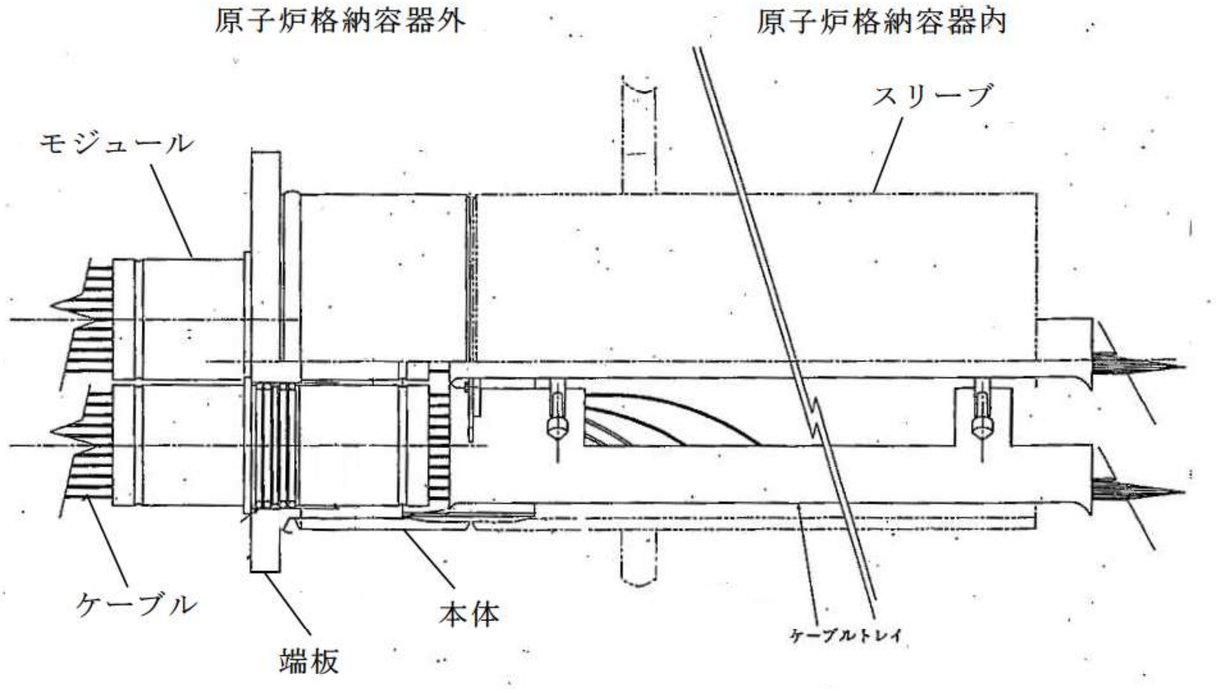


図 11-5　電線貫通部

(2) 本体・端板の板厚計算

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 の条件を考慮した場合，脆性破壊が生じる温度域でないこと，繰り返し荷重が作用しないこと及び過度の圧縮力が本体・端板に生じないことから，脆性破壊，疲労破壊及び座屈は評価対象外と考えることができる。

したがって，本体及び端板の機能喪失要因は，高温状態での内圧による過度な塑性変形に伴う延性破壊が想定される。

そこで，設計・建設規格，既工事計画認可申請書に基づく評価より，200℃・２Pd の環境下で内圧作用による一次応力が生じた際の本体・端板の健全性を評価した。

a. 電線貫通部の本体及び端板の必要厚さの計算に用いる記号

以下に示すとおりとする。

記号	単位	説明
P	MPa	圧力
―	℃	温度
d	mm	内径
S_1	MPa	本体の許容引張応力(STS480)
S_2	MPa	端板の許容引張応力(SUS304L)
η	―	継手効率
t	mm	本体の計算上必要な厚さ
K	―	端板の取付け方法による係数
t_{sr}	mm	端板の計算上必要な厚さ

b. 本体板厚計算方法

電線貫通部の本体板厚の計算上必要厚さは，設計・建設規格に基づき，次の式により求める。

$$t=\frac{\mathrm{P}d}{2S\eta-1.2\mathrm{P}}$$ ［PVE-3230］

計算の結果，下表に示すとおり電線貫通部の本体板厚は計算上必要な厚さ以上である。

項目	記号	単位	数値	
			12B	16B
圧力	P	MPa	0.566	
温度	―	℃	200	
内径	d	mm	[redacted]	
本体の許容引張応力(STS480)	S	MPa	131	
継手効率	η	―	1.00	
本体の計算上必要な厚さ	t	mm	0.7	0.9
本体の最小使用厚さ	―	mm	[redacted]	
評価対象貫通部番号	―	―	すべての電線貫通部が評価対象	

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

c. 端板板厚計算方法

電線貫通部の端板の計算上必要厚さは，設計・建設規格に基づき，次の式により求める。

$$t_{sr}=d\sqrt{\frac{\mathrm{KP}}{\mathrm{S}}}$$ [PVE-3410]

計算の結果，下表に示すとおり電線貫通部の端板板厚は計算上必要な厚さ以上である。

項目	記号	単位	数値	
			12B	16B
圧力	P	MPa	0.566	
温度	―	℃	200	
内径	d	mm		
端板の許容引張応力(SUS304L)	S	MPa	112	
端板の取付け方法による係数	K	―	0.33	
端板の計算上必要な厚さ	t_{sr}	mm	12.2	15.6
端板の最小使用厚さ	―	mm		
評価対象貫通部番号	―	―	すべての電線貫通部が評価対象	

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

(3) 端板の応力解析【既工事計画認可申請書解析結果より換算評価】

a. リガメント部の応力解析

泊発電所３号炉に設置されている電線貫通部の端板にはモジュール取り付け用に貫通穴があり，貫通穴間のリガメント部が強度的に厳しくなることから，既工事計画認可申請書の解析結果に温度，圧力の相違を換算し，既工事計画認可申請書評価と同様に PVE-3270 に規定している一次＋二次応力を評価する。

モジュラー型電線貫通部の端板貫通穴種類は３種類あるが，16B 端板②のリガメント部の幅は 16B 端板①の厚さよりも大きいため，強度的に厳しい端板①で代表している（図 11-6)。

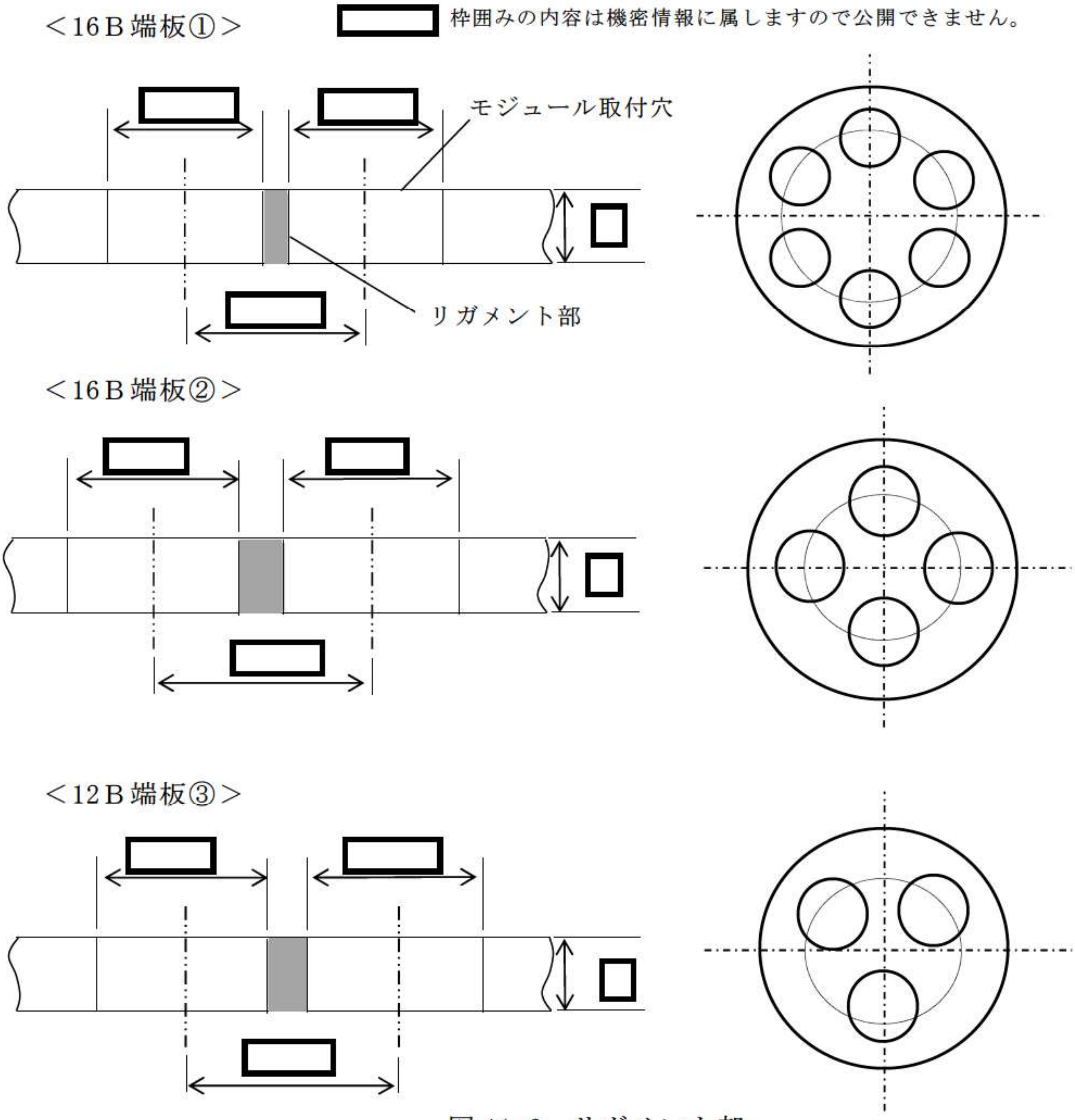


図 11-6　リガメント部