

平成 29 年度

文部科学省 国家課題対応型研究開発推進事業  
英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業

高温ガス炉の確率論的安全評価手法の開発

成果報告書

平成 30 年 3 月

国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構

本報告書は、文部科学省の英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業による委託業務として、国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構が実施した平成 27-29 年度「高温ガス炉の確率論的安全評価手法の開発」の成果を取りまとめたものです。

## 目次

概略	vi
1. はじめに	1-1
2. 業務計画	
2.1 全体計画	2.1-1
3. 業務の実施内容及び成果	
3.1 事故シーケンス頻度評価手法の開発	3.1-1
3.1.1 HTR 運転経験の調査・分析	3.1-1
3.1.2 事故シーケンス評価手法の開発(再委託先:東京都市大学)	3.1-2
3.2 影響評価手法の開発	3.2-1
3.2.1 ソースターム評価手法の開発	3.2-1
3.2.2 損傷モードの検討(再委託先:東京大学)	3.2-14
3.3 実用高温ガス炉への適用性評価	3.3-1
3.3.1 事故シーケンス評価(再委託先:東京都市大学)	3.3-1
3.3.2 影響評価	3.3-6
3.3.3 開発手法の適用性評価(再委託先:日揮)	3.3-11
3.4 研究推進	3.4-1
4. 結言	4.1

表一覧

表 3.1.1-1	調査・分析対象 SSC	3.1-7
表 3.1.1-2	故障情報	3.1-8
表 3.1.1-3	PRA 用パラメータ推定事前分布の出典	3.1-8
表 3.1.1-4	PRA 用パラメータ事後分布	3.1-9
表 3.1.2-1	信頼性データベースが備えるべき要件の概要	3.1-10
表 3.1.2-2	信頼性データベースの構成（第 1 次案）	3.1-12
表 3.2.1-1	固有値解析結果（NS 方向）地盤ばねモデル（側面ばねあり）	3.2-21
表 3.2.1-2	材料物性	3.2-21
表 3.2.1-3	損傷部位の応答値	3.2-22
表 3.2.1-4	応答値まとめ ミーゼス応力	3.2-22
表 3.2.1-5	固有値解析結果（NS 方向）地盤ばねモデル（側面ばねなし）	3.2-22
表 3.2.1-6	応答値まとめ ミーゼス応力（w26）	3.2-23
表 3.2.1-7	燃料温度に対する重要因子の感度解析結果	3.2-24
表 3.2.2-1	地震フラジリティ評価において、地震ハザードから伝播させる情報	3.2-53
表 3.2.2-2	異常発生防止系の故障モード分析結果	3.2-54
表 3.2.2-3	異常影響緩和系 SSC の故障モード分析結果	3.2-56
表 3.2.2-4	フラジリティ評価対象物の評価部位	3.2-57
表 3.2.2-5	代表事故シーケンスで想定する損傷部位と損傷・破壊クライテリア	3.2-59
表 3.2.2-6	損傷の相関の評価結果	3.2-61
表 3.3.3-1	耐震 PRA 実施基準に対する適用性と開発手法の対応	3.3-18
表 3.3.3-2	非軽水炉先進炉のための PRA 実施基準と軽水炉 PRA 実施基準の比較	3.3-19
表 3.3.3-3	Capability Category の定義	3.3-20
表 3.3.3-4	リスク評価体系に係る技術要件	3.3-21
表 3.3.3-5	事故シーケンス分類に係る技術要件	3.3-22
表 3.3.3-6	事故シーケンス評価に係る技術要件	3.3-23
表 3.3.3-7	ソースターム評価に係る技術要件	3.3-23
表 3.3.3-8	PIRT	3.3-24
表 A.2-1	MHTGR PRA 報告書の目次構成	A-7
表 B.1-1	核熱流動特性評価計算コードにおいて検証が必要な事項	B-3

図一覧

図 1	本事業で構築した高温ガス炉地震リスク評価体系	viii
図 2.1	本事業の全体計画	2.1-2
図 3.1.1-1	機器バウンダリ	3.1-14
図 3.1.1-2	後備停止系駆動装置のデマンド故障率及び不確かさ幅と サーベイランス試験回数との関係	3.1-15
図 3.1.2-1	事故の影響の大きさに応じた発生頻度で表現された安全目標の例	3.1-16
図 3.2.1-1	地震応答解析法の概要	3.2-25

図 3.2.1-2	モデル化上の地盤仮定	3.2-25
図 3.2.1-3	モデルプラント建屋モデル	3.2-26
図 3.2.1-4	前川モデルにより応力-ひずみ関係	3.2-26
図 3.2.1-5	原子炉構造の三次元有限要素モデル	3.2-27
図 3.2.1-6	復元力特性の設定	3.2-27
図 3.2.1-7	建屋三次元モデルの評価位置	3.2-28
図 3.2.1-8	三次元詳細モデルを用いた地震応答解析結果の例 (最大応答せん断力、最大応答せん断ひずみ高さ方向分布、 側面ばねあり、W26)	3.2-29
図 3.2.1-9	3種類の地震動の加速度応答スペクトル	3.2-30
図 3.2.1-10	3種類の地震動による最大応答値	3.2-30
図 3.2.1-11	機器モデルの入力位置	3.2-30
図 3.2.1-12	原子炉構造の応力分布例	3.2-31
図 3.2.1-13	建屋質点系モデル及三次元詳細モデルを用いた地震応答解析結果の例 (最大応答せん断力、最大応答せん断ひずみの高さ方向分布、 側面ばねなし、W26)	3.2-32
図 3.2.1-14	建屋質点系モデル及三次元詳細モデルを用いた地震応答解析結果の例 (最大応答加速度の高さ方向分布、側面ばねなし)	3.2-33
図 3.2.1-15	出力位置 (B3F 節点 5)	3.2-34
図 3.2.1-16	応答加速度波形 (B3F w26)	3.2-34
図 3.2.1-17	モデルプラント原子炉水平断面	3.2-35
図 3.2.1-18	黒鉛構造物地震応答計算モデル	3.2-35
図 3.2.1-19	ソースターム評価計算コードシステムの構成	3.2-36
図 3.2.1-20	逆止ダンパー損傷時のコンファインメント自然循環流挙動評価結果	3.2-36
図 3.2.1-21	健全時と各損傷モードにおける炉心構成要素の有効熱伝導度	3.2-37
図 3.2.1-22	粒子径と体積割合及び圧力損失の関係	3.2-37
図 3.2.1-23	不確かさ因子分析実施フロー	3.2-38
図 3.2.1-24	モデルプラントの事故時放射性物質移行段階及び移行経路	3.2-38
図 3.2.1-25	不確かさ因子分析に用いたロジックダイアグラム	3.2-39
図 3.2.1-26	燃料温度の不確か伝播解析結果	3.2-50
図 3.2.1-27	ソースターム不確か伝播解析結果	3.2-51
図 3.2.1-28	燃料温度及びソースタームに対する重要因子の寄与度分析結果	3.2-52
図 3.2.2-1	地震動シミュレーションによるハザードに適合する入力地震動の作成手順	3.2-62
図 3.2.2-2	フラジリティ評価用入力地震動 (解放基盤位置)	3.2-63
図 3.2.2-3	地震フラジリティ解析コードの体系	3.2-63
図 3.2.2-4	地震フラジリティ解析コードの GUI の例	3.2-64
図 3.2.2-5	地震フラジリティ評価対象部位	3.2-64
図 3.2.2-6	モデルプラントの応答解析モデル	3.2-65
図 3.2.2-7	LHS 法により発生させた地盤・建屋のパラメータのサンプル	3.2-66

図 3. 2. 2-8	フラジリティ評価対象部位における入力地震動加速度と応答値の関係	3. 2-67
図 3. 2. 2-9	求めた地震フラジリティ曲線	3. 2-68
図 3. 2. 2-10	建屋三次元モデルから得られる情報の例	3. 2-68
図 3. 3. 1-1	事故シーケンスのモデル化検討のための起回事象及び緩和系の単純化	3. 3-26
図 3. 3. 1-2	階層イベントツリーによる起回事象の分類	3. 3-26
図 3. 3. 1-3	多分岐イベントツリーによる起回事象の分類	3. 3-27
図 3. 3. 1-4	改良された階層イベントツリーを用いた事故シーケンス分類	3. 3-27
図 3. 3. 1-5	統合型フォールトツリーの例	3. 3-28
図 3. 3. 1-6	F-C プロットにより多分岐 ET と階層 ET による計算結果の比較	3. 3-28
図 3. 3. 1-7	事故シーケンス評価で用いた地震ハザード曲線	3. 3-29
図 3. 3. 1-8	事故シーケンス評価で用いた簡略化された損傷の相関係数	3. 3-29
図 3. 3. 1-9	平成 29 年度の事故シーケンス評価で評価対象とした事故シーケンス	3. 3-30
図 3. 3. 1-10	起回事象の条件付き発生確率	3. 3-31
図 3. 3. 1-11	原子炉停止機能喪失の条件付き発生確率	3. 3-31
図 3. 3. 1-12	化学反応制御機能喪失の条件付き発生確率	3. 3-32
図 3. 3. 1-13	考慮した化学反応制御機能喪失の 4 つの形態	3. 3-32
図 3. 3. 1-14	事故シーケンスの条件付き発生確率	3. 3-33
図 3. 3. 1-15	事故シーケンスの条件付き発生確率(確率は対数目盛)	3. 3-33
図 3. 3. 1-16	事故シーケンスの発生頻度	3. 3-34
図 3. 3. 1-17	リスクプロファイル分析例(英国の安全目標との比較)	3. 3-34
図 3. 3. 1-18	影響の大きい事故シーケンスグループの発生頻度に関する 重要度指標の例	3. 3-35
図 3. 3. 2-1	モデルプラント原子炉モデル化範囲	3. 3-35
図 3. 3. 2-2	モデルプラント原子炉 RELAP5 計算ノード	3. 3-36
図 3. 3. 2-3	モデルプラント原子炉 THYTAN 計算ノード	3. 3-36
図 3. 3. 2-4	二重管破断+スタンドパイプ破損時の原子炉出力及び燃料温度の短期挙動	3. 3-37
図 3. 3. 2-5	原子炉出力及び燃料温度の短期的な挙動、並びに、燃料温度と炉心流量の 長期的な挙動に対する反応度制御機能の影響	3. 3-37
図 3. 3. 2-6	燃料温度と炉心流量の長期的な挙動に関する反応度制御機能 及び炉心冷却機能の影響	3. 3-38
図 3. 3. 2-7	保守的条件適用時に対するノミナル条件適用時の核分裂生成物量の比	3. 3-38
図 3. 3. 2-8	圧力放出スタックからの原子炉冷却材放出量	3. 3-39
図 3. 3. 2-9	公衆被ばく線量	3. 3-39
図 3. 3. 2-10	黒鉛構造物損傷時の核熱流動特性評価結果	3. 3-40
図 3. 3. 2-11	黒鉛構造物損傷時のソースターム評価結果	3. 3-41
図 3. 3. 2-12	建屋損傷時の核熱流動特性評価結果	3. 3-41
図 3. 3. 3-1	注目パラメータ抽出を目的としたマスターロジックダイアグラム	3. 3-42
図 A. 2-1	MHTGR の概要図	A-8

図 A. 2-2	起因事象の選定のためのマスターロジックダイアグラム	A-9
図 A. 2-3	PRA の手法と活用	A-9
図 A. 2-4	起因事象の選定のための分析のフロー図	A-10
図 A. 2-5	放出カテゴリーごとの頻度と影響の評価例	A-10
図 B. 1-1	核熱流動特性評価計算コードにおいて検証が必要な事項	B-3
図 B. 2. 2-1	9MW からスクラムした場合のゼノン反応度	B-4
図 B. 2. 2-2	9MW からの LOFC 試験を用いた断面積の温度依存性の感度解析結果	B-4
図 B. 2. 2-3	ゼノン反応度評価の従来モデルと改良モデルの比較	B-5
図 C. 2. 3-1	THYTAN の検証解析結果	C-2
図 C. 2. 3-2	他解析コードの検証解析結果	C-3

#### 略語一覧

ASME	The American Society of Mechanical Engineers (米国機械学会)
ANS	American Nuclear Society (米国原子力学会)
CCF	Common Cause Failure (共通要因故障)
EAB	Exclusion area boundary (非居住区域境界)
ET	Event Tree (イベントツリー)
FMEA	Fault Mode Effect Analysis (故障モード影響解析)
FT	Fault Tress (フォルトツリー)
GUI	Graphical User Interface (グラフィカルユーザーインターフェイス)
HLR	High Level Requirement (高レベル要件)
HTTR	High Temperature Engineering Test Reactor (高温工学試験研究炉)
IE	Initiating Event (起因事象)
LBE	Licensing Basis Event (許認可基礎事象)
LHS	Latten Hypercube Sampling (ラテン超方格サンプリング)
MHTGR	Modular High Temperature Gas-cooled Reactor (モジュラー型高温ガス炉)
NRC	Nuclear Regulatory Commission (米国原子力規制委員会)
NUCIA	Nuclear Information Archives (原子力施設情報公開ライブラリー)
PAG	Protective Action Guide (防護活動指針)
PIRT	Phenomena Identification Ranking Table (重要度ランクテーブル)
PRA	Probabilistic Risk Analysis (確率論的リスク評価)
PSID	Preliminary Safety Information Document (予備安全情報書)
QHO	Quantitative Health Objective (健康に関する定量的目標)
QRA	Quantitative Risk Assessment (定量的リスク評価)
ROP	Reactor Oversight Process (原子炉監視プロセス)
SR	Surporting Requirement (サポート要件)
SSC	Structure, System and Component (構築物、系統及び機器)

## 概略

高温ガス炉は、セラミックス被覆粒子燃料、黒鉛減速材、ヘリウム冷却材の基本要素が有する固有の特性から、炉心溶融が想定されず、溶融燃料による格納系への脅威がないという優れた安全上の特長を有する。また、この優れた安全上の特長を活用することで、実用高温ガス炉では安全機能を静的構築物、系統及び機器（SSC）のみで担うことが可能であり、支援系が不要、又は、簡素という設計上の特長を有している。これらの特長から、高温ガス炉は事故シナリオが簡素であるため、高温工学試験研究炉（HTTR）建設時の安全評価を含め、我が国ではこれまで決定論的手法のみに焦点が当てられてきた。一方、東京電力福島第一原子力発電所での事故を受けて、実用炉では重大事故対策の有効性評価を目的とした重要事故シーケンス導出や原子力プラントの安全性向上に確率論的安全評価（確率論的リスク評価；PRA）の積極的活用が求められている。また、平成 26 年 4 月に閣議決定された「エネルギー基本計画」を受けて、文部科学省の原子力科学技術委員会に設置された高温ガス炉技術研究開発作業部会が、PRA により高温ガス炉概念の技術的成立性の見通しを得る必要性を提言している。このような社会的背景から、高温ガス炉の実用化に向けては PRA 実施が必要である。

高温ガス炉を対象とした PRA は、これまで、米国、独国、中国等において実施されており、内的事象を起因とする事故シーケンスにおいては、放射性物質の大規模放出に至らないことが示されていた。しかしながら、事故シーケンスの打切り頻度を設定しており、静的 SSC の機能喪失が想定されていないことが問題であった。すなわち、静的 SSC が機能喪失に至ると想定される地震起因の事故シーケンス網羅性が不十分であった。また、機器故障率に軽水炉等のデータベースを使用しており、高温ガス炉特有の SSC について信頼性データベースを構築することが課題であった。

そこで、本事業は、高温ガス炉にとって公衆被ばく上最も厳しいことが想定される地震起因の事故シーケンスの定量化手法構築を目的として、HTTR 運転経験に基づく PRA 用パラメータ推手法や、静的 SSC の多重故障を考慮した事故シーケンス評価手法、地震フラジリティ評価手法及びソースターム評価手法の開発を実施した。具体的には、平成 27～平成 29 年度にかけて以下を実施した。

### (1) 事故シーケンス頻度評価手法の開発

#### ① HTTR 運転経験の調査・分析

高温ガス炉特有の環境下で使用する機器や他データベースで取扱わない機器で、かつ、HTTR での同種、又は、類似機器について機器リストを作成するとともに、当該機器について HTTR の信頼性データを収集した。また、収集データした信頼性データを用いて PRA 用パラメータ試算を行った。

#### ② 事故シーケンス評価手法の開発

信頼性データベースに関する専門家委員会について 5 名の専門家を委嘱し、合計 6 回の会合を開催した。また、そこでの議論を参考として高温ガス炉用の信頼性データ整備の方法について検討した。さらに、複数の事象の組み合わせによる起因事象を含む地震時事故シーケンス分類方法を検討するとともに、事故シーケンス頻度評価用コード SECOM2-DQFM-U について、影響の大きさ

に基づいた事故シーケンスのグループ区分や各グループの発生頻度の算定やその不確実さ評価、グループ発生頻度への影響度を用いた SSC の重要度評価に関する改良を行った。

## (2) 影響評価手法の開発

### ① ソースターム評価手法の開発

地震応答解析については、実用高温ガス炉の設計情報や文献・資料等をもとに、モデルプラントの建屋及び原子炉構造の三次元詳細モデルを整備した。また、損傷モードの検討への活用を目的として地震応答解析を実施し、局所応答結果データ等を取りまとめた。

ソースターム評価手法については、黒鉛構造物や建屋の損傷を考慮可能な評価モデルや多重故障起因事象に緩和設備の多重故障が重畳する事故シーケンスのソースタームを評価可能な計算コードシステム、リスク情報活用に資するソースターム不確実さ因子分析手順を検討した。

### ② 損傷モードの検討

共通原因故障の発生を地震応答解析結果から直接算出するための地震フラジリティ評価手法を検討するとともに、その解析コードを整備した。また、モデルプラントのフラジリティ評価を行い、事故シーケンス評価やソースターム評価で必要となる入力情報を評価した。

## (3) 実用高温ガス炉への適用性評価

### ① 事故シーケンス評価

実用高温ガス炉の原子炉の設計情報や文献・資料等をもとに、モデルプラントの起因事象イベントツリー (ET) 及び緩和系 ET、並びにフォルトツリー (FT) を検討した。また、地震フラジリティ評価結果を反映して、空気侵入を伴う事故シーケンス群の発生頻度及びその不確実さ評価を行った。さらに、影響の大きさで区分された事故シーケンスグループの発生頻度の評価及び基事象に関する重要度指標の算定を行った。

### ② 影響評価

実用高温ガス炉の建屋及び原子炉の設計情報や文献・資料等をもとに、モデルプラントのソースターム評価用計算モデルを整備した。また、1次系配管破損とスタンドパイプ破損の多重故障起因事象に緩和機能喪失が重畳する事故シーケンスのソースターム試算を行った。

### ③ 開発手法の適用性評価

原子力施設や化学プラントのプラント設計、安全設計及び安全評価に関する知見に基づき、開発手法の実用高温ガス炉への適用性の観点から、研究計画、事故シーケンスや影響評価の妥当性を評価した。また、改良事項を提言した。

## (4) 研究推進

研究代表者と再委託先との間での研究打ち合わせを合計 29 回行うなど研究代表者の下で各研究項目間における連携を密にして研究を進めた。また、開発手法の適用性評価を目的に 2 名の専門家を委嘱し、計 6 回の会合を開催し、広く意見を聴きながら研究を進めた。さらに、日本原子

力学会の春の年会及び秋の大会において本事業の成果を 14 件発表するとともに、国際会議「2017 The International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP2017)」において、技術セッション「HTR PRA」として5件のシリーズ発表を行った。

本事業では、高温ガス炉安全性やリスク評価、耐震シミュレーションや地震工学等の専門家間での議論を重ねた結果、高温ガス炉における公衆被ばく上最も厳しい地震起因の事故シナリオとして、二重管両端破断とスタンドパイプ破損の多重起因故障に緩和機能喪失が重畳するシナリオを同定し、フラジリティ評価対象を抽出した。また、世界で初めて、高温ガス炉の地震リスク評価体系、すなわち、評価手順と評価ツールを構築した（図 1 参照）。さらに、開発手法をモデルプラントに適用し、多重起因故障に緩和設備の多重故障が重畳する事故シーケンスにおいてもプラント状態の急激な変化や事故影響の急峻な増大が見られないことを確認するとともに、静的 SSC の相対的な脆弱性を明らかにし、開発した手法が安全性向上に向けたプラント設計改善の検討へ活用できる目途を得た。以上のとおり、3 年間の研究を通じ、所期の目標を達成した。

今後は、より現実的なリスク評価や不確かさ低減に向けた手法改良が重要である。具体的には、黒鉛構造物の地震応答解析への非線形性の考慮や、三次元有限要素モデルによる建屋や原子炉構造の地震応答解析手法や崩壊熱評価モデルの検証等が必要である。また、高温ガス炉の多様な産業利用に向けて、本事業での開発手法を化学プラントと接続した高温ガス炉プラントに適用し、当該プラントのリスクプロファイルを同定することが重要である。

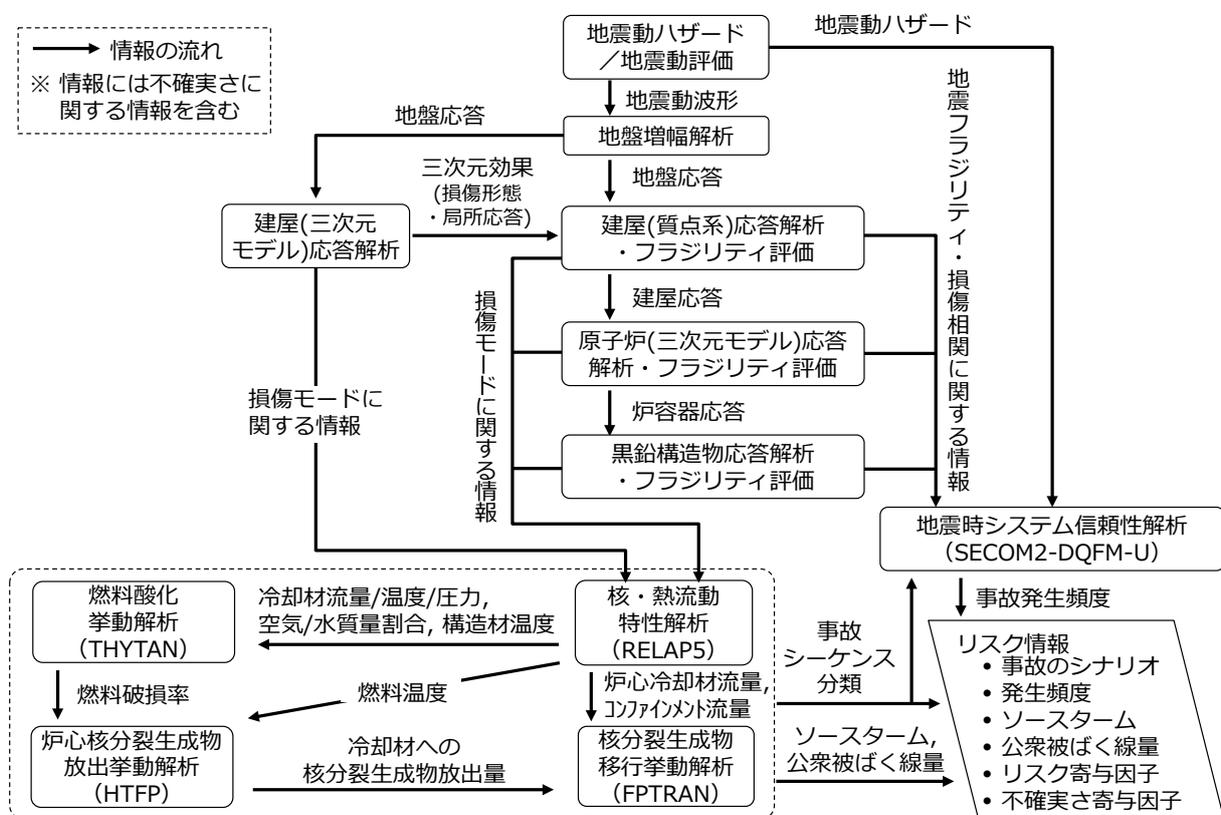


図 1 本事業で構築した高温ガス炉地震リスク評価体系

## 1. はじめに

高温ガス炉は、セラミックス被覆粒子燃料、黒鉛減速材、ヘリウム冷却材の基本要素が有する固有の特性から、炉心溶融が想定されず、溶融燃料による格納系への脅威がないという優れた安全上の特長を有する。また、この優れた安全上の特長を活用することで、実用高温ガス炉では安全機能を静的構築物、系統及び機器（SSC）のみで担うことが可能であり、支援系が不要、又は、簡素という設計上の特長を有している。これらの特長から、高温ガス炉は事故シナリオが簡素であるため、高温工学試験研究炉（HTTR）建設時の安全評価を含め、我が国ではこれまで決定論的手法のみに焦点が当てられてきた。一方で、東京電力福島第一原子力発電所での事故を受けて、実用炉では重大事故対策の有効性評価を目的とした重要事故シーケンス導出や原子力プラントの安全性向上に確率論的安全評価（確率論的リスク評価；PRA）の積極的活用が求められている。また、平成 26 年 4 月に閣議決定された「エネルギー基本計画」を受けて、文部科学省の原子力科学技術委員会に設置された高温ガス炉技術研究開発作業部会が、PRA により高温ガス炉概念の技術的成立性を見通しを得る必要性を提言している[1-1]。このような社会的背景から、高温ガス炉の実用化に向けては PRA 実施が必要である。

高温ガス炉を対象とした PRA は、これまで、米国、独国、中国等において実施されており、内的事象を起因とする事故シーケンスにおいては、放射性物質の大規模放出に至らないことが示されていた。しかしながら、事故シーケンスの打ち切り頻度を設定しており、静的 SSC の機能喪失が想定されていないことが問題であった。すなわち、静的 SSC が機能喪失に至ると想定される地震起因の事故シーケンス網羅性が不十分であった。また、機器故障率に軽水炉等のデータベースを使用しており、高温ガス炉特有の SSC について信頼性データベースを構築することが課題であった。

そこで、本事業は、高温ガス炉にとって公衆被ばく上最も厳しいことが想定される地震起因の事故シーケンスの定量化手法構築を目的として、HTTR 運転経験に基づく PRA 用パラメータ推手法や、静的 SSC の多重故障を考慮した事故シーケンス評価手法、地震フラジリティ評価手法及びソースターム評価手法の開発を実施した。黒鉛建造物や建屋等の静的 SSC の多重故障を考慮可能なリスク評価手法を構築し、高温ガス炉のクリフエッジの所在特定を試みることは革新性や独創性に富んだ先端的研究である。

本研究の達成により、高温ガス炉を対象とした地震 PRA 評価体系が確立されることから、高温ガス炉の安全性評価技術、すなわち、原子力基盤技術の向上への大きな寄与が期待できる。また、高温ガス炉の相対的な脆弱性の把握が可能となり、設計改良等により高温ガス炉の更なる安全性向上が図られることで、原子力の安全性向上に向けて世界的な貢献が期待できる。

本報告書では、第 2 章に本事業の業務計画、第 3 章に本事業の成果をそれぞれ述べるとともに、第 4 章にまとめを述べる。

## 参考文献

[1-1] 科学技術・学術審議会研究計画・評価分科会原子力科学技術委員会 高温ガス炉技術研究開発作業部会、「高温ガス炉技術開発に係る今後の研究開発の進め方について」、平成 26 年 9 月。

## 2. 業務計画

### 2.1 全体計画

本事業における研究開発項目を以下に示す。

#### (1) 事故シーケンス頻度評価手法の開発

##### ① HTTR 運転経験の調査・分析

高温ガス炉特有の環境下や他データベースで取扱わない機器に焦点を当て、HTTR 運転保守データを収集するとともに、故障率推定に必要なデータを整理する。

##### ② 事故シーケンス評価手法の開発（再委託先：東京都市大学）

国内外の PRA のためのデータベース整備の実施状況や経験を文献調査及び専門家委員会を通じて収集し、これを基に HTTR を活用した高温ガス炉用信頼性パラメータ整備手法を検討し提案する。また、軽水炉 PRA 手法に関する日本原子力学会標準、高温ガス炉 PRA 実施例や事故影響評価結果等を調査し、これを基に高温ガス炉の特徴である静的機器を考慮した内的及び地震起因事象を対象とする PRA のための事故シーケンス分類と頻度評価手法を検討し提案する。また、地震時事故シーケンス頻度評価コードについて、ソースターム情報の取り入れ等に係る改良整備を行う。

#### (2) 影響評価手法の開発

##### ① ソースターム評価手法の開発

モデルプラント地震応答評価のためのモデルを整備し、設計想定を上回る地震動に対するモデルプラントの地震応答評価を行うとともに、得られた結果から原子炉構造への影響を分析し、大破損の可能性をまとめる。また、公衆被ばく上の支配因子の組合せが最も厳しくなる事故シナリオでのソースタームを評価可能な計算コードシステムを構築する。ソースターム評価計算コードシステムは HTTR 安全評価コードをベースに、黒鉛構造物等の損傷の考慮を含めた改良を行う。

##### ② 損傷モードの検討（再委託先：東京大学）

モデルプラントの地震応答解析結果を利用し、原子炉建屋等の損傷形態を設定する。また、地震時確率論的応答解析コードを整備し、評価対象の構築物、系統及び機器のフラジリティ評価を実施する。

#### (3) 実用高温ガス炉への適用性評価

##### ① 事故シーケンス評価（再委託先：東京都市大学）

モデルプラントのシステムモデルを構築し、選定された事故シーケンス頻度評価を行うとともに、重要度解析、感度解析、不確実さ解析等により、リスクへの寄与因子及び不確実さへの寄与因子を分析し、安全性向上策の検討、実用炉設計、データベース整備及び安全研究の参考となる情報を抽出する。

##### ② 影響評価

HTTR や実用高温ガス炉の設計資料を基にモデルプラント事故時のソースターム評価モデルを

構築し、選定された事故シーケンスの影響評価を実施して、重要事故シーケンスを特定するとともに、安全性向上策を分析する。

③ 開発手法の適用性評価（再委託先：日揮）

原子力施設や化学プラントのプラント設計、安全設計及び安全評価に関する知見に基づき、開発手法の実用高温ガス炉への適用性の観点から、研究計画、事故シーケンスや影響評価の妥当性を評価する。また、必要に応じて改良事項を提言する。

(4) 研究推進

研究代表者の下で各研究項目間における連携を密にして研究を進めるとともに、広く意見を聴きながら研究を進めるための委員会を開催する。

本事業の全体計画を図 2-1 に示す。

項目	年度	平成 27 年度	平成 28 年度	平成 29 年度
(1) 事故シーケンス頻度評価手法の開発 ① HTR 運転経験の調査・分析 (原子力機構) ② 事故シーケンス評価手法の開発 (東京都市大学) (2) 影響評価手法の開発 ① ソースタム評価手法の開発 (原子力機構) ② 損傷モードの検討 (東京大学) (3) 実用高温ガス炉への適用性評価 ① 事故シーケンス評価 (東京都市大学) ② 影響評価 (原子力機構) ③ 開発手法の適用性評価 (日揮) (4) 研究推進			要素研究フェーズ (方針検討、評価手法構築)	検証フェーズ (適用性評価)
		データ収集	データ整理	データ整理
		データ分析、コード整備	評価手法検討	評価手法とりまとめ
		モデル整備、開発方針検討	評価手法検討	評価手法とりまとめ
		評価手法構築	損傷モード同定	不確実性因子分析、感度評価
		モデル構築方針検討	評価モデル構築	解析実施、分析
		データ収集	評価モデル構築	解析実施、分析
		計画評価	評価手法の評価	適用性評価
		まとめ・評価	まとめ・評価	まとめ・評価

図 2-1 本事業の全体計画

### 3. 業務の実施内容及び成果

#### 3.1 事故シーケンス頻度評価手法の開発

##### 3.1.1 HTTR 運転経験の調査・分析

3カ年の研究を通して、高温ガス炉の信頼性データベース構築に際し、HTTR から収集される信頼性データの利用が有効であることを確認した。以下に具体的な実施内容と成果の詳細を述べる。

HTTR 運転経験の調査・分析は、① 調査・分析対象機器の選定、② 機器バンドリ及び損傷モードの設定、③ 運転経験の収集及び分析、④ PRA 用パラメータの試算の順に実施した。

##### (1) 調査・分析対象機器の選定（平成 27 年度）

調査・分析対象を、以下クライテリアに基づき選定した。

- a) 実用高温ガス炉で安全機能を有する
- b) 高温照射環境で使用する
- c) 構造が特徴的である
- d) HTTR に同種、又は、類似機器がある。

検討の結果、表 3.1.1-1 に示すとおり、制御棒系や後備停止系、検出系を選定した。具体的には、制御棒、制御棒駆動装置、後備停止系駆動装置、出力領域中性子検出器及び広領域中性子検出器を選定した。また、選定した機器について、タグ番号、構成部品、主要材料及び使用環境条件を調査し、機器リストを作成した。

##### (2) 機器バンドリ及び損傷モードの設定、運転経験の収集及び分析（平成 28 年度）

故障情報の抽出に先立ち、原子力施設情報公開ライブラリー（NUCIA）の PRA 用機器バンドリ及びモデルプラントの原子炉停止機能に関する FT を参考に、分析対象機器の機器バンドリを設定した。広領域中性子検出器及び制御棒駆動装置の機器バンドリを図 3.1.1-1 に示す。また、FT で基事象を参考にそれぞれの機器の故障モードを設定するとともに、対応する PRA 用パラメータやパラメータ推定用必要情報の項目を整理した。パラメータ推定用必要情報は以下方針に基づき調査した。

- 制御棒、制御棒駆動装置及び後備停止系駆動装置の対象待機期間は、使用前検査合格日を起点とし、制御棒引抜きから全制御棒挿入までの期間の積算時間とした。
- 中性子検出器の対象運転時については、燃料装荷開始日を起点として暦時間とした。
- 制御棒、制御棒駆動装置の対象デマンド数については、実際のスクラム回数とした。
- 後備停止系駆動装置の対象デマンド数については、作動試験回数とした。
- 対象デマンド数は、使用前検査成績書、施設定期検査計画書、施設定期検査成績書、月例サーベイランス作動試験記録を情報源とした。

さらに、故障情報を運転保守データベースから調査した。表 3.1.1-2 に調査結果を示す。後備

停止系駆動装置の1件の故障はグリースの電動機への混入に起因するが故障後に改良が図られている（参考文献[3.1.1-1]）ことから、改良前と改良後、それぞれに対する対象デマンド数及び対象デマンドに対する故障回数を区別して整理した。

### (3) PRA用パラメータの試算（平成29年度）

調査・分析対象機器について、ガス冷却炉及び軽水炉信頼性データベースの機器故障率（表3.1.1-3）を事前分布に、HTTRから収集した信頼性データを用いたベイズ更新により起因事象発生頻度、デマンド故障確率及び機能維持失敗確率を試算した。本試算では、マルコフ連鎖モンテカルロ法を用いたフリーソフトウェアBUGsを用いて、事後サンプリングを評価した。更新後のPRA用パラメータの平均値、5%下限値及び95%上限値を表3.1.1-4に示す。

改良が図られた後の後備停止系駆動装置のデマンド故障率については、HTTR 運転保守データの蓄積により低減できる可能性がある。図3.1.1-2に、今後、故障が発生しない条件のもとでの後備停止系駆動装置のサーベイランス試験回数とデマンド故障率の関係を示す。図に示すように、最初の数千回の試験実施により、デマンド故障率の点推定値及び不確かさ幅は大きく低減可能である。

## 3.1.2 事故シーケンス評価手法の開発（再委託先：東京都市大学）

### (1) 信頼性データベースに関する専門家委員会の設置と運営（平成27年度～平成29年度）

信頼性データベースに関する専門家委員会を設置した。ここでは、各年度5名又は6名の専門家を委嘱し、2回ずつの会合を開催した。年度別の概要を以下に示す。得られたコメントは、研究の実施及び今後の課題の検討に役立てている。

#### ① 平成27年度（第1回及び第2回会合）

信頼性データベースの整備の進め方並びに事故シーケンス評価の進め方の計画について審議を受け、委員から、信頼性データベース整備においてはリスクを支配する事故シーケンス（地震リスク、中頻度事象など）の評価を含むよう意識して整備を進めるべきことなどのコメントを得た。

#### ② 平成28年度（第3回及び第4回会合）

信頼性データベースの整備及び事故シーケンス評価手法検討の計画と進捗状況について審議を受け、委員からは、発電炉で信頼性のデータ整備の経験に基づいて、データ収集では故障記録の報告基準を定めておく必要があるが、例えば機能喪失に至った事例のみを報告するといった定め方では情報が少なすぎ、PRAに使えるものになったという経験があり、保守など施設管理業務の中で収集する情報をうまく使うことも考えて、十分な情報を収集するよう配慮すべきであることなどのコメントを得た。

#### ③ 平成29年度（第5回及び第6回会合）

信頼性データベースの整備及び事故シーケンス評価手法の整備結果を中心に成果の全体概要を説明し、成果のまとめかたを含めて審議を受けた。委員からは、被ばく線量が1から10mSvの範囲の事故シーケンス（2カ所の破断を含むケース）の発生頻度が比較的大きいことについては誤

解のないよう適切な説明が必要であることなどのコメントを得た。

## (2) 機器故障率等のデータベースに関する検討（平成 27 年度～平成 29 年度）

### ① 機器故障率等のデータベースに関する情報収集とデータベースが備えるべき要件の検討（平成 27 年度）

国内の機器故障率等のデータベースに関する情報を収集し、データベースが備えるべき要件を検討した。ここでは、機器故障率等については、原子力安全推進協会が運営するデータベース等に関する情報を収集するとともに、日本原子力学会の PRA 実施手順に関する標準類及び米国原子力学会(ANS)及び米国機械学会(ASME)発行の軽水炉以外の原子炉の PRA 標準を参考に、データベースが備えるべき基本的な要件をとりまとめた。要件の概要を表 3.1.2-1 に示す。

### ② 機器故障率等のデータベースの構成の検討（平成 28 年度）

上述の要件に基づいてデータベースの構成を検討した。構成の概要を表 3.1.2-2 に示す。

ここでは、特に、次の 2 点について留意する必要がある。

#### 1) 故障等の記録の収集方法について

信頼性データベースに関する専門家委員会の委員からは、軽水炉からの経験によれば、機器故障率算定のための故障記録の収集では、単純に安全機能の喪失に至った事例の報告を求めるだけでは、十分な情報を得ることはできず、有効なデータを得るためには、データの収集方法に工夫が必要であることが指摘されている。また、そのような方法の一例として、米国では原子炉監視プロセス（ROP）制度において要求されている広範な不適合管理の記録を活用していることが指摘された。我が国でも、現在、原子力規制委員会や電気事業者において同様の制度の導入が検討がなされている。さらに、ROP でなくとも、既存の設備管理の仕組みにおいても、修理伝票や購買用伝票などについて OA 化された管理システムがあれば、それと連携させることも考えられる。

#### 2) PRA の更新管理への配慮について

PRA のデータやモデルは、プラントの設計や運転方法の変更を常時反映して、最新の状態に維持する必要がある。このためには、例えば開発段階の炉では設計プロセスに応じて、運転段階では定期検査の周期や安全向上評価の周期に合わせて、PRA の更新管理を行うことが考えられる。信頼性データベースについても、PRA の更新管理の計画に連動させて、計画的な更新管理ができるよう更新の手順やツールを整備しておく必要がある。

### ③ 機器故障率等のデータベースの構成の地震 PRA の観点からの見直し（平成 29 年度）

平成 29 年度には、地震起因事故シーケンスに関する特定事故シーケンスの発生頻度評価を実施した結果から、地震 PRA で用いるパラメータについても、サイト及びプラント特有のデータを継続的に収集することにより地震 PRA の定量結果の信頼性を高めることの重要性が認識された。

このようなデータとしては次が考えられた。

- 1) 地震ハザード評価における震源モデル及び地震動予測式の地域依存性のあるパラメータを適切に定めるためのデータ

- 2) 地盤応答特性に係わるデータ
- 3) 建屋の応答特性及び耐力に設計情報、建設時に計測されるデータ、運転開始後に計測されるデータ
- 4) 機器の応答特性及び耐力に係わる設計情報、製作・製造時に計測されるデータ、運転開始後に計測又は記録されるデータ・事象記録
- 5) 当該プラント及び類似プラントでの地震発生時の影響の記録
- 6) 地震を想定した事故時対応訓練の実施マニュアル、実施計画、対応所要時間記録

なお、こうしたデータは、地震 PRA におけるは地震ハザード評価、フラジリティ評価、事故シーケンス評価における各種パラメータの偶然的及び認識論不確実さを低減させることに繋がる。また、個別のパラメータの不確実さを低減することは、一般的には、リスクの評価結果としての事故発生頻度の不確実さ幅を低減することにより地震 PRA 結果の意思決定における信頼度を高めることとなり、地震 PRA の結果を継続的安全性向上のための意思決定に役立てる上でも重要な価値がある。さらに、個別のパラメータの不確実さを低減することは、一般的には、事故発生頻度の点推定値及び平均値とともに低減する結果になることも知られている。

### (3) 高温ガス炉に適した事故シーケンス分類方法の検討

まず検討の参考として、米国において実施された MHTGR の PRA 実施例を調査し、手法上の改善課題について検討するとともに、前述の ANS 及び ASME 発行の軽水炉以外の原子炉の PRA 標準における事故シーケンス分類の要件を調査した。次いで、これらを参考に、高温ガス炉における事故シーケンス分類のあり方をとりまとめた。その概要は、次の通りである。

- 事故シーケンスの網羅性を確保するため、起因事象の同定及び事故シーケンスの分類には体系的な分析手法を用いる。
- 起因事象同定のための体系的分析手法としては各種標準で推奨されている故障モード影響分析 (FMEA) とマスターロジックダイアグラム (MLD) を併用する。
- 地震リスク評価では構造的な損傷も考えられるので、FMEA は機器レベルで行い、影響を設計上の機能喪失だけでなく、他の機器への物理的な影響についても考慮する。
- MLD は全体的見通しを良くし、漏れを防ぐ観点で用いる。
- 事故シーケンスの分類のための体系的な手法としては、各種標準で推奨されている ET 法を用いる。
- 事故の進展及び終息に関わる緩和系や運転操作などの因子を同定し、ET に反映する。
- 事故の進展及び終息に関わる因子については、その影響の度合いを含めて、今後、既往知見の調査及び解析を行って、知見を集める必要がある。
- 最終的な結果として、事故シーケンスごとに事故影響(ソースターム及び施設近傍での被曝線量)と頻度を評価できることを目指すため、事故影響の支配因子を同定し、ET のヘディングに反映させる。
- 事故影響の支配因子としては、水侵入や空気侵入の有無、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性、主冷却系強制循環の有無、炉容器冷却設備の自然循環の有無などが知られているが、これらの影響の定量的な度合いやこれら以外の重要因子の有無については、さらに調査及び

解析が必要である。

なお、モデルプラントに関する事故シーケンス評価の中で行っている ET の作成方法の検討は、評価手法の開発と考えると本節に書くこともできるが、具体的なモデルや評価結果はプラントの設計に強く依存しているので、モデルの検討や評価結果の説明は次節に含めて記載することとする。

#### (4) 事故シーケンス評価用計算コードの整備

##### ① SECOM2-DQFM コードの機能確認と概略モデルによる試算（平成 27 年度～平成 28 年度）

事故シーケンス分類の考え方に基づいて概略的な ET/FT モデルを試作し、事故シーケンス頻度評価用コード及び入力データに関する検証計算を行った。

計算コードと入力データの検証としては、SECOM2-DQFM コードによる計算を行い、事故シーケンス発生頻度評価及び重要度解析、不確実さ解析が可能なこと、並びにソースターム評価結果を与えることにより、リスクプロファイル図が作成可能なことを確認した。さらに、計算コードの出力結果が入力データから予想されるようになっているかを検討し、特に不合理な点があれば入力データの誤りがないか調べ、修正するといった作業を繰り返して行い、最終的に妥当と考えられる結果が得られていることを確認した。また、計算コードの誤りと考えられる不合理な計算結果は見られないことを確認している。

ET 及び FT 等の情報は、3.3.1 章に記載するモデルプラントに関する事故シーケンス評価の中で作成したものを用いているので、具体的なモデルとそれを用いた計算結果については、3.3.1 章に記載する。

東京都市大学では、SECOM2-DQFM コードを用いた試算から得られた次の 3 件の改善提案を、具体的な改善方法を含めて、開発元である日本原子力研究開発機構に提供した。

- 入力データとして与えられた応答及び耐力に関する相関係数マトリックスをチェックし、不適切であれば、そのことを警告するように改良すること（従来は、入力データが不適切な場合でも計算は実行されるため、ユーザーが誤りに気付かない恐れがあった。）
- いくつかの関数プログラムは、有料で市販されている関数ライブラリを用いているが、それを購入できないユーザーのために、同機能を持ちかつ品質が広く認められた無料の関数ライブラリ LAPACK 及び BLAS を使用できるよう変更すること
- 事故シーケンスごとの影響（ソースターム又は被ばく線量）の情報を入力で与えて、事故シーケンスごとの頻度（F）と影響（C）を合わせて表示するグラフ（F-C プロット）を作成するためのデータ編集機能を追加すること

日本原子力研究開発機構では、これまで不確実さ解析機能をもつバージョンは公開していなかったが、本プロジェクトにより不確実さ解析機能の利用経験が得られ、特に問題がないとの結果を得たことから、最新版を SECOM2-DQFM-U コードとして平成 29 年 11 月に一般に公開した。この公開版には、上述の 3 件の提案も反映された。応答及び耐力に関する相関性を考慮しつつ重要度解析及び不確実さ解析を行う機能を持つ地震時事故シーケンス評価用コードは、このコードが唯一のものであり、その公開に貢献したことは重要な成果である。

## ② SECOM2-DQFM-U コードへの機能追加（平成 29 年度）

平成 28 年度までに作成した F-C プロット用データ編集機能は、単純に事故シーケンスの発生頻度と影響のデータを並べて出力するだけであった。しかし、今後、高温ガス炉のリスク情報活用では、事故の影響の大きさに応じて異なるレベルの発生頻度をあたえるような安全目標を、設計の目標として設定することが想定される。そのような安全目標の例としては、英国の安全評価原則（SAP）や米国のモジュラー型高温ガス炉の設計のために設定された目標がある。これらの形式を図 3.1.2-1 に示す。このような安全目標を活用するには、影響の大きさの区分に応じて事故シーケンスをグループ化したうえで、そのグループ毎に発生頻度を算出し、さらにそのグループ発生頻度に関して、重要度評価や不確実さ評価を実施できる機能が望まれる。平成 29 年度には、最新版の SECOM2-DQFM-U を対象に、このような事故シーケンスのグループ化と、グループの発生頻度に関する重要度解析及び不確実さ解析機能の機能を付加するための改良方法の検討を行った。

3.2.1 節には、東京都市大学で作成した暫定的な改良版を用いた計算結果を示している。これらは、東京都市大学で試みに行った改良版（暫定版）の検証となっている。

ここで作成された暫定版は、日本原子力研究開発機構における今後の SECOM2-DQFM-U の改良版の作成と公開のための参考情報として活用される予定である。

## 参考文献

- [3.1.1-1] A. Shimizu, et al., "Operation and maintenance experience from the HTTR database," J. Nucl. Sci. Technol. 51, 1444-1451 (2014).
- [3.1.1-2] IAEA, "Component reliability data for use in probabilistic safety assessment," IAEA-TECDOC-478 (1988).
- [3.1.1-3] US Nuclear Regulatory Commission, "Reactor safety Study An Assessment of Accident Risks in U.S. Commercial Nuclear Power Plants," WASH-1400 (1975).
- [3.1.1-4] K. N. FLEMING, "HTGR accident initiation and progression analysis status report. Phase II risk assessment," GA-A-15000 (1978).
- [3.1.1-5] GA Technologies Inc., "GA Proprietary Supplement Probabilistic Risk Assessment for the Standard Modular High Temperature Gas-cooled Reactor, DOE-HTGR-86-011, Rev.3, Vol.2, (1987).
- [3.1.1-6] T. R. MEACHUM, et al., "Common-cause fault rates for instrumentation and control assemblies. Estimates based on Licensee Event Reports at US commercial nuclear power plants, 1976-1981," NUREG/CR-2099 (1983).

表 3.1.1-1 調査・分析対象 SSC

SSC 名称	A	B	C	選定結果	備考
原子炉圧力容器	×	×	×	×	軽水炉 DB を使用可能
動力変換容器	×	×	×	×	軽水炉 DB を使用可能
熱交換器収納容器	×	×	×	×	軽水炉 DB を使用可能
二重管、単管	×	○	×	×	軽水炉 DB を使用可能
前置冷却器伝熱管	×	×	○	×	軽水炉 DB を使用可能
停止時冷却器伝熱管	×	×	○	×	軽水炉 DB を使用可能
炉内構造物	○	○	○	×	外的事象による故障のみ
スタンドパイプ	○	×	×	×	軽水炉 DB を使用可能
制御棒系（後備停止系）	○	○	○	○	ガス冷却炉特有の駆動機構
主冷却設備安全弁	×	×	○	×	軽水炉 DB を使用可能
安全保護系	×	×	○	×	軽水炉 DB を使用可能
検出系	○	×	○	○	高温、照射環境で使用
ヘリウムガスタービン	×	○	×	×	産業用ガスタービン DB を使用可能
冷却水設備	×	×	○	×	軽水炉 DB を使用可能
タービンバイパス弁	×	×	○	×	軽水炉 DB を使用可能
冷却水設備遮断弁	×	×	○	×	軽水炉 DB を使用可能
停止時冷却設備遮断弁	×	×	○	×	軽水炉 DB を使用可能
炉容器冷却設備	×	○	×	×	外的事象による故障のみ
コンファインメント	×	×	×	×	外的事象による故障のみ

※A. 高温照射環境で使用する、B. 構造が特徴的、C. HTTR に同種、又は、類似機器がある。

表 3.1.1-2 故障情報

機器名称	パラメータ推定用 必要情報	値
制御棒駆動装置	対象供用時間	234, 229 hr
	対象供用時間における 起因事象発生数	0
制御棒、 制御棒駆動装置	対象デマンド数	475
	対象デマンドに対する 故障回数	0
後備停止系 駆動装置	対象デマンド数	1, 417/314 <sup>*</sup>
	対象デマンドに対する 故障回数	1/0 <sup>*</sup>
広領域 中性子検出器	対象待機時間	473, 364 hr
	対象待機時間に対する 故障回数	4
出力領域 中性子検出器	対象待機時間	473, 364 hr
	対象待機時間に対する 故障回数	0

※改良前/改良後

表 3.1.1-3 PRA 用パラメータ推定事前分布の出典

機器名称	PRA 用パラメータ	事前分布出典
制御棒	デマンド故障確率	Control rod, probability of “fail to insert” [3.1.1-2]
制御棒 駆動装置	起因事象発生頻度	Clutch electrical, failure frequency of “disengagement” [3.1.1-3]
	デマンド故障確率	CRDM, failure rate of “common mode failure of three or more CRDMs” [3.1.1-4]
後備停止系 駆動装置	デマンド故障確率	RSCE control, demand failure probability of “fail to operate” [3.1.1-5]
広領域/出力領域 中性子検出器	機能維持失敗確率	Neutron flux sensor, failure frequency of “fail to operate” [3.1.1-6]

表 3.1.1-4 PRA 用パラメータ事後分布

基事象	5%下限値	平均値	95%上限値
制御棒挿入失敗	3.3E-5/d	1.2E-4/d	2.9E-4/d
制御棒駆動装置切離 (制御棒誤落下)	8.0E-8/hr	1.1E-6/hr	3.7E-6/hr
制御棒駆動装置 作動失敗 (制御棒挿入失敗)	3.3E-5/d	1.2E-4/d	2.9E-4/d
後備停止系駆動装置 作動失敗	1.2E-5/d	1.7E-4/d	5.8E-4/d
広領域中性子検出器 状態維持失敗	1.4E-6/hr	4.1E-6/hr	8.3E-6/hr
出力領域中性子検出器 状態維持失敗	2.1E-7/hr	9.5E-7/hr	2.4E-6/hr

表3.1.2-1 信頼性データベースが備えるべき要件の概要 (1/2)

評価項目	基本的要件	評価手法	収集すべき情報/データ	備考
起 因 事 象	<ul style="list-style-type: none"> <li>起 因 事 象 の 同 定 と グ ル ー プ 化</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>ハザード分析、事故シナリオの概括的分析、成功基準解析などに基づき起 因 事 象 を 明 確 に す る。</li> </ul>		
	<ul style="list-style-type: none"> <li>起 因 事 象 発 生 頻 度 の 評 価</li> <li>起 因 事 象 例                             <ul style="list-style-type: none"> <li>➢ 冷 却 材 喪 失</li> <li>◇ 配 管 破 損</li> <li>◇ 伝 熱 管 破 損</li> <li>◇ 弁 誤 開 放</li> <li>➢ 反 応 度 制 御 機 能 故 障</li> <li>➢ 外 部 電 源 喪 失</li> <li>➢ 炉 心 流 量 喪 失</li> <li>➢ 2 次 系 冷 却 喪 失</li> <li>➢ そ の 他</li> </ul> </li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>プ ラ ン ト 固 有 デ ー タ 又 は 類 似 プ ラ ン ト の 運 転 経 験 デ ー タ ( 一 般 デ ー タ ) に 基 づ く 推 定                             <ul style="list-style-type: none"> <li>➢ 起 因 事 象 の 定 義 と 事 象 発 生 デ ー タ の 収 集 基 準 を 整 合 さ せ る。</li> <li>◇ プ ラ ン ト の 運 転 状 態 ( 停 止 時 、 出 力 運 転 時 等 ) 、 シ ス テ ム の コ ン フ ィ ギ ュ レ ー シ ョ ン ( 系 等 構 成 状 態 ) を 整 合 さ せ る</li> <li>➢ 一 般 デ ー タ を 援 用 す る 場 合 は 、 当 該 PRA に お け る 起 因 事 象 定 義 と 完 全 に は 一 致 し な い の で 、 一 致 さ せ た 場 合 の パ ラ メ ー タ を 推 定 す る か 又 は 不 一 致 の 影 響 を 推 定 し て お く 必 要 が あ る。</li> <li>➢ 母 集 団 と な る 運 転 時 間 を 適 切 に 推 定 す る</li> <li>➢ プ ラ ン ト の 運 転 時 間 と 起 因 事 象 の 発 生 回 数 の デ ー タ を 用 い て 、 ベ イ ズ 法 に よ り 、 中 央 値 、 エ ラ ー フ ァ ク タ ー 、 平 均 値 を 推 定 す る。</li> </ul> </li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>同 種 プ ラ ン ト で の 起 因 事 象 発 生 デ ー タ の 蓄 積</li> </ul>	
		<ul style="list-style-type: none"> <li>運 転 経 験 デ ー タ が 少 な い 場 合 は 、 起 因 事 象 の 発 生 を フ ォ ー ル ト ツ リ ー 等 に よ り モ デ ル 化 し 、 発 生 頻 度 を 推 定 す る。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>起 因 事 象 に 繋 がる 機 器 と そ の 故 障 モ ー ド の 組 み 合 わ せ を 明 確 に し て 、 故 障 デ ー タ を 収 集 す る</li> <li>人 的 過 誤 に よ る 起 因 事 象 発 生 も 記 録 す る</li> </ul>	

表3.1.2-1 信頼性データベースが備えるべき要件の概要 (2/2)

評価項目	基本的要件	評価手法	収集すべき情報/データ	備考
機器故障率	<ul style="list-style-type: none"> <li>故障率の評価</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>プラント固有データ又は類似プラントの運転経験データ(一般データ)に基づく評価                             <ul style="list-style-type: none"> <li>機器タイプ分類、機器の設計、機器境界、故障モード、機器の使用環境、機器の使用条件、機能喪失の判断基準などを当該プラントの設計及び現状での運転状況を明確にした上で、故障データを収集する。</li> <li>機器の運転時間について推定が必要になる</li> <li>一般データを用いる場合は、これらの条件が対象プラントと一致するデータを使うことが望ましいが、そのようなデータが不足するときは、条件の違いを明示し、影響を考察する。</li> <li>一般データを用いる場合であっても、プラント固有のデータが利用できる場合は、両者を適切に組み合わせてプラント固有のパラメータ推定とする。その際には合わせて不確かさを推定する。</li> </ul> </li> <li>プラントの運転時間と故障の発生回数のデータを用いて、ベイズ法を用いて、中央値、エラーファクター、平均値を推定する。</li> </ul> <p>(注：ベイズ法以外の故障率の計算方法も許容されているが、日本原子力学会標準ではベイズ法が推奨されている。)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>パラメータの推定結果は、推定方法及び根拠としたデータとの対応が追跡できるような形で文書化する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>同種プラントでの故障データの蓄積又は収集                             <ul style="list-style-type: none"> <li>機器タイプ分類、機器境界、故障モード、機能喪失の判断基準などの定義に整合させられるように、故障の発生原因、故障モード、発生した機器、などのデータを記録できるシステムを構築する</li> <li>機器ごとに運転時間のデータを収集する</li> <li>上記のような条件が合わないデータ、又は条件が不明のデータを用いる場合には、調査可能な範囲で情報の特性を明確にする。可能であれば、それによる不確かさを推定する。</li> </ul> </li> </ul>	
保守作業等によるシステムのアンアベイラビリティ	<ul style="list-style-type: none"> <li>システムのアンアベイラビリティの評価</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>システムの保守作業等の記録、定例試験記録、事故/故障等によるデマンドの発生記録、運転時間等からシステムアンアベイラビリティを原因別に評価する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>システムの保守作業</li> <li>定例試験結果</li> <li>事故/故障等によるデマンドの発生</li> <li>システムの運転時間</li> </ul>	

表3.1.2-2 信頼性データベースの構成（第1次案）（1/2）

項目	内容	留意すべき事項	システム設計のための備考
PRAのための設計関連情報	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 機能別に以下の情報を体系的に記載               <ul style="list-style-type: none"> <li>➢ 設備構成</li> <li>➢ 機能</li> <li>➢ 性能（設計上の運転条件、実力での性能）</li> <li>➢ 設備間の依存関係</li> <li>➢ 機器リスト</li> </ul> </li> <li>● 設備構成図</li> <li>● 機器配置図</li> <li>● 配管計装線図</li> <li>● 機器の図・写真</li> <li>● 平常時運転手順（定期検査を含む）</li> <li>● 緊急時運転手順</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 機器リストは、機能、設備（系統、システム）、機器のレベル間のつながりや従属性、関連資料とのつながりを統合的に俯瞰できるようにする。（エクセルの表でも良い）</li> <li>● 設備構成を機能、機能を達成するためのシステム、システムを構成する機器、他のシステムとの依存関係を明示</li> <li>● 変更を反映させる</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 設備変更を反映させるためにプラントの管理システム（管理組織とデータシステム）とのインターフェースが必要</li> </ul>
PRAのための運転管理関連情報	<ul style="list-style-type: none"> <li>● プラントレベル、システムレベル、機器レベル               <ul style="list-style-type: none"> <li>➢ 保守管理計画</li> <li>➢ 試験・検査記録</li> <li>➢ 故障記録</li> <li>➢ リプレース記録</li> </ul> </li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 保守計画・記録は、プラント、システム、機器の各レベルで記録する</li> <li>● 故障記録には、システム及び機能レベルでの機能喪失事象の記録も含める。</li> <li>● 故障記録には、地震被害等外的事象による故障・不具合・修繕を含める</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 保守管理システム（保守管理組織とデータシステム）とのインターフェースが必要</li> <li>● 安全機能の機能喪失事象を記録するためには、故障発見時に、関連する別の系統の待機状態を確認することを運転手順に含める必要がある。</li> </ul>
PRAパラメータ	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 起因事象発生頻度               <ul style="list-style-type: none"> <li>➢ 配管破断発生頻度</li> <li>➢ トランジェント発生頻度</li> </ul> </li> <li>● 故障率</li> <li>● 共通原因故障割合</li> <li>● 人的過誤率</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>● パラメータの設定に用いた設計関連情報、運転関連情報の記録を含める</li> <li>● パラメータの設定に用いたデータ、モデル、解析者の工学的判断、専門家判断等の記録を含める</li> <li>● 設計関連情報や運転関連情報が変更された場合に、確実かつ迅速に反映できる仕組みを構築する</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>● PRAパラメータとPRAのための設計、運転関連情報との間のインターフェースが必要</li> </ul>

表3.1.2-2 信頼性データベースの構成（第1次案）（2/2）

項目	内容	留意すべき事項	システム設計のための備考
PRA モデル	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 起因事象分類</li> <li>● イベントツリー</li> <li>● フォールトツリー</li> <li>● システム間相互作用モデル（従属性、相関性、2次的損傷の可能性）</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>● パラメータの設定に用いた設計関連情報、運転関連情報の記録を含める</li> <li>● パラメータの設定に用いたデータ、計算式、解析者の工学的判断、専門家判断等の記録を含める</li> <li>● 設計関連情報や運転関連情報が変更された場合に、確実に迅速に反映できる仕組みを構築する</li> <li>● システム間従属性については、設計で考慮されている機能的従属性だけでなく、空間的、人的、その他想定しうる従属性を含める</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>● PRAパラメータ及びPRAモデルとPRAのための設計、運転関連情報との間のインタフェースが必要</li> </ul>
PRAのための類似施設に関する情報	<ul style="list-style-type: none"> <li>● PRAのための類似施設に関する情報                             <ul style="list-style-type: none"> <li>➢ PRAのための設計関連情報</li> <li>➢ PRAのための運転管理関連情報</li> <li>➢ PRAパラメータ</li> <li>➢ PRAモデル</li> </ul> </li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 類似施設に関する情報は、PRAに用いたものをデータベースに含める。例えば、国内の軽水炉や米国等の高温ガス炉の故障率パラメータ、HTTRの運転記録に基づく故障率パラメータなどがある。</li> <li>● 関連情報が更新された場合の反映手順を定めておく必要がある。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>● JANSIのNUCIAに基づくデータ等については、更新を定期的にチェックし反映する。</li> </ul>

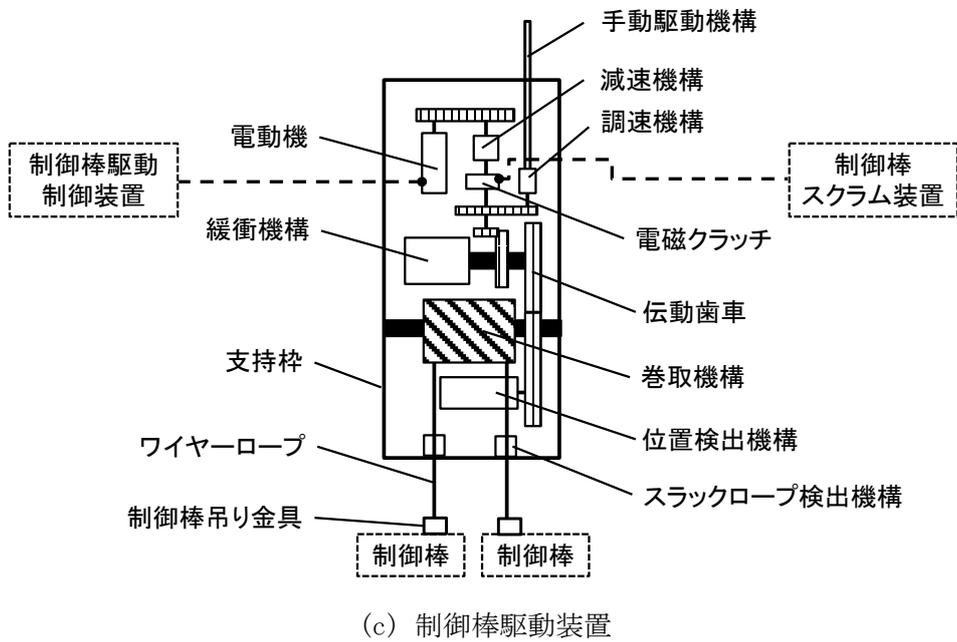
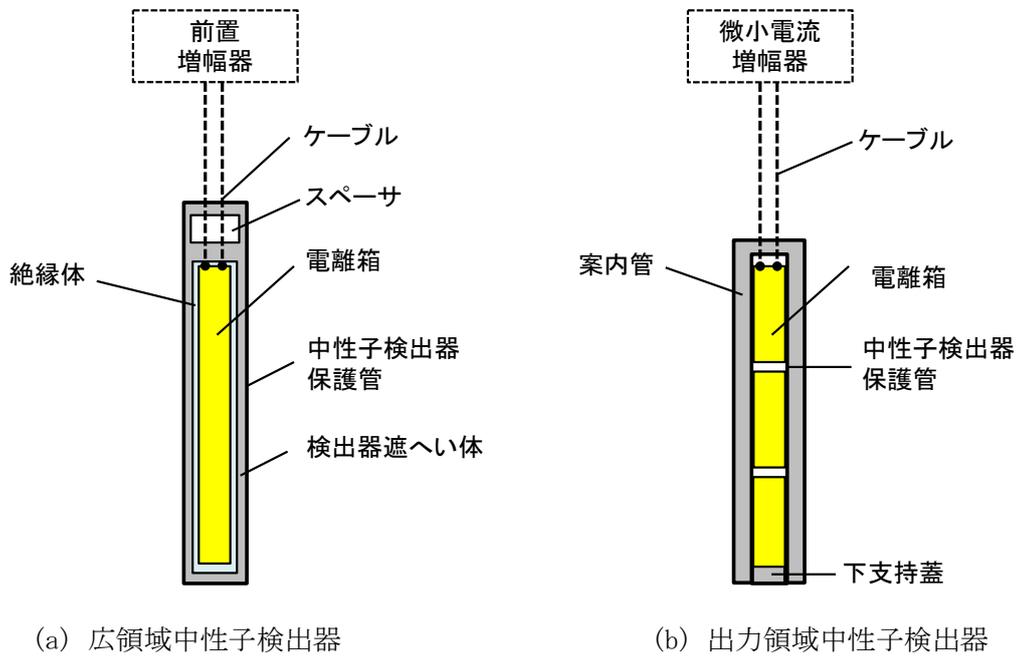


図 3.1.1-1 機器バウンダリ (1/2)

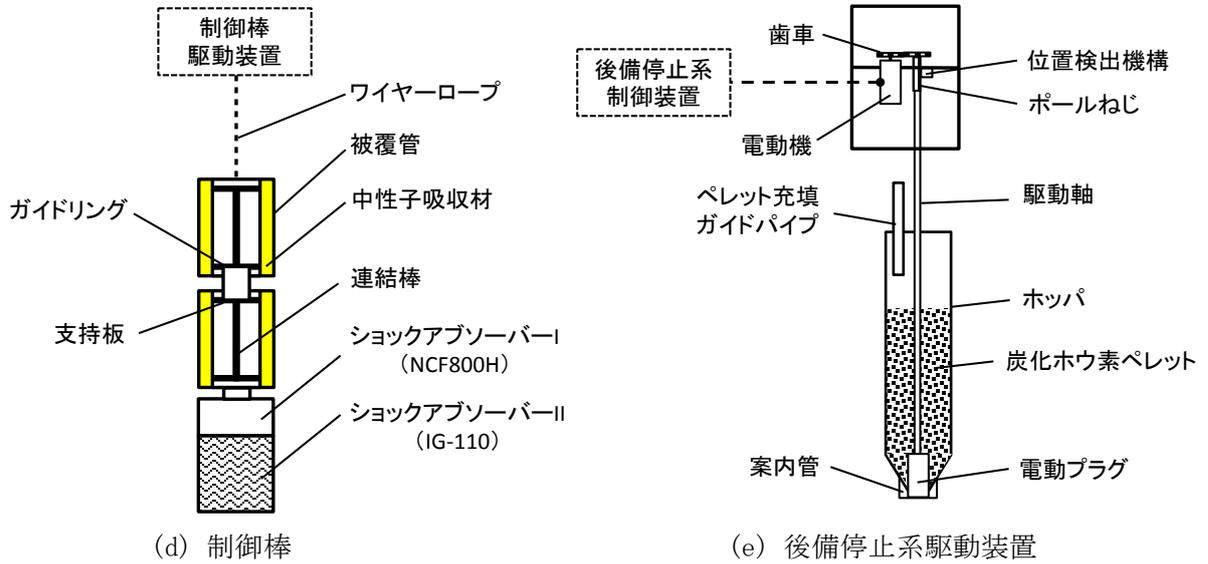


図 3.1.1-1 機器バウンダリ (2/2)

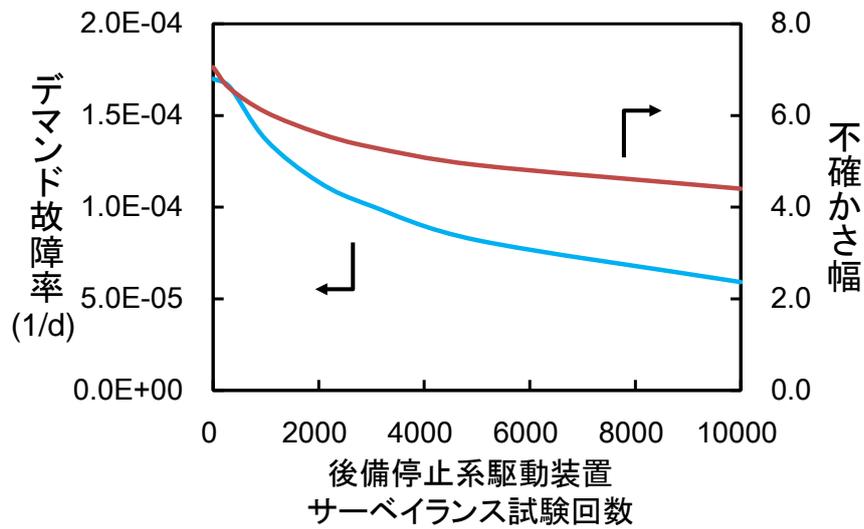
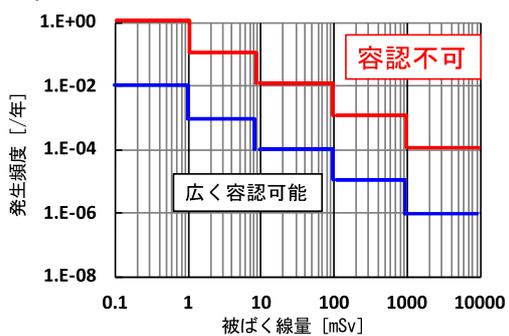


図 3.1.1-2 後備停止系駆動装置のデマンド故障率及び不確かさ幅とサーベイランス試験回数との関係

英国原子力規制局の安全評価原則 (SAP)における定量的目標



米国のモジュラー型高温ガス炉設計での安全目標 (SRM-90-016)

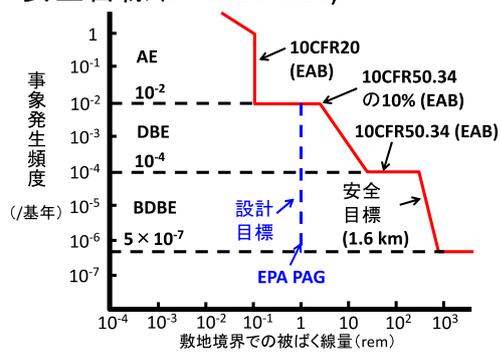


図 3. 1. 2-1 事故の影響の大きさに応じた発生頻度で表現された安全目標の例

## 3.2 影響評価手法の開発

### 3.2.1 ソースターム評価手法の開発

3カ年の研究を通して、プラント地震応答評価のためのモデルを整備し、損傷性状の評価や地震フラジリティ評価のための地震応答解析を行うとともに、結果データ等を取りまとめた。また、公衆被ばく上最も厳しくなる事故シナリオのソースタームを評価可能な計算コードシステムを構築するとともに、黒鉛建造物や建屋の損傷を考慮可能な評価モデルを構築した。さらに、リスク情報活用に資するソースターム不確実さ因子分析手順を構築した。以下に具体的な実施内容と成果の詳細を述べる。

#### (1) 地震応答解析

##### ① モデルプラント建屋のモデルデータ作成（平成 27 年度～平成 28 年度）

実用高温ガス炉の図面情報や既往文献等をもとに、モデルプラント建屋の質点系モデル及び三次元詳細モデルを作成した。

#### 1) 構造の概要

モデルプラント建屋の主体構造は、鉄筋コンクリート造（一部鉄骨コンクリート(SC)構造及び鉄骨造)である。平面寸法は、外面で 95.7m(EW)×84.5m(NS)でほぼ正方形をなしており、地下 6 階地上 4 階建ての建物である。基礎板の厚さは 5.0m のべた基礎とし、EL-54.2m で支持地盤である第 4 紀層の石崎層に直接設置する想定とした。

#### 2) 建屋構造と地盤のモデル化

##### a) 建屋質点系モデル

地震応答解析に用いる建屋・地盤連成モデルは、埋込み考慮のスウェイ・ロッキングモデル（SR モデル）とし、地盤ばね定数と地盤減衰係数を設定して、水平・鉛直ばねと回転ばね、減衰を考慮した。敷地の地盤条件については日本原子力研究開発機構大洗研究開発センターに立地する HTTR の条件に準ずる。建屋・地盤連成系地震応答解析法の概要を図 3.2.1-1 に示す。

建屋への入力地震動を評価する地盤モデルを図 3.2.1-2 に示す。建物の諸元は耐震壁のせん断剛性及び曲げ剛性を評価した。せん断剛性はウェブ面積、曲げ剛性には協力幅を考慮した。なお、既往検討において圧力放出スタックはモデル化範囲にはいなかったため、平成 27 年度作成の建屋質点系モデルは圧力放出スタック無で既往検討結果と比較した。平成 28 年度は建屋三次元詳細モデルの結果を活用して圧力放出スタックをモデルに組込んだ。

##### b) 建屋三次元詳細モデル

建屋三次元詳細モデルを作成するにあたり、まずは図面情報等をもとにモデルプラント建屋の CAD データを作成した。モデル化範囲は、強度材として考えられる壁・床・屋根・柱・屋根トラス等とした。鉄筋コンクリート構造に対しては、鉄筋配置図をもとに鉄筋コンクリート非線形性を考慮し非線形パラメータを設定した。地盤ばねについては、建屋質点系モデルで用いた地盤ばねを三次元詳細モデルに適用した。図 3.2.1-3 にモデル図を示す。節点数は 65,898、要素数はシェル要素 59,129、ソリッド要素 9,856 である。

### 3) 固有値解析

作成したモデルに対して固有値解析を実施した。基礎固定モデル、地盤ばねモデルの2ケースで実施し、平成 27 年度作成の建屋質点系モデルについては、いずれのモデルも既往検討結果との良好な一致を確認した。平成 28 年度作成の建屋質点系モデルと建屋 3 次元詳細モデルの結果についても同様に比較を実施した。結果は概ね一致しており、主要モードにおいて、建屋 3 次元詳細モデルは建屋質点系モデルよりも若干高い固有振動数となっていることを確認した。平成 27 年度及び 28 年度に作成した建屋質点系モデル、建屋 3 次元詳細モデル（地盤ばねモデル）の NS 方向の固有値解析結果をそれぞれ表 3.2.1-1(a)、(b)及び(c)に示す。

### 4) 建屋非線形特性の設定

#### a) 建屋質点系モデル

建屋モデルのせん断変形及び曲げ変形に対する復元力特性は、平成 27 年度は JEAC4601-2008 「3.5.6.1 鉄筋コンクリート造耐震壁の復元力特性の評価法」に準拠して算定した。各評価式の適用範囲は、鉄筋比 0.6~3.0%、シアスパン比 0.24~1.2、軸応力度 0~2.3 N/mm<sup>2</sup>、コンクリート圧縮強度 17~64 N/mm<sup>2</sup>、鉄筋降伏応力度 325~410 N/mm<sup>2</sup>とする。τ-γ 関係、M-φ 関係はともにトリリニア・スケルトンカーブで表すこととした。平成 28 年度は、建屋三次元詳細モデルの結果と比較を行うことを踏まえ、建屋三次元詳細モデルの解析結果を用いて建屋質点系モデルの復元力特性を評価した。詳細は④に示す。

#### b) 建屋三次元詳細モデル

建屋モデルの鉄筋コンクリートの非線形特性は前川モデル[3.2.1-1]を用いた。図 3.2.1-4 に前川モデルによる応力ひずみ関係を示す。コンクリートは圧縮側ピーク強度 2.5E+4 kN/m<sup>2</sup>、圧縮側ピークひずみ 2000 μ、引張強度 1.9664 E+3 kN/m<sup>2</sup>とし、鉄筋はヤング係数 2.05E+8kN/m<sup>2</sup>、降伏強度 3.45E+5 kN/m<sup>2</sup>、付着係数 0.4 とした。

### ② 原子炉のモデルデータ作成（平成 27 年度）

#### 1) 原子炉構造のモデル化

##### a) 三次元有限要素モデル

容器及び配管のモデル化はシェル要素を用いた三次元有限要素モデルとした。計算上スナバ取付部は局部変形を生じるので変形が生じないようにスナバを取り付ける位置には剛梁を配置してモデル化を行った。容器ごとに支持ブラケットをシェル要素としてモデル化し、熱伸び方向については要素座標系を定義して変位自由、熱伸び直角方向及び自重方向については変位拘束とした。スナバは最大容量（500ton）の仕様を対象とし、ばねとして定義した。各機器の三次元有限要素モデルの要素数は、熱交換器収納容器 16, 116、原子炉圧力容器 28, 360、動力変換容器 17, 401、二重配管 13, 780 である。作成した解析モデルを図 3.2.1-5 に示す。

##### b) 材料物性

三次元有限要素モデルに用いる材料物性を表 3.2.1-2 に示す。

### c) 重量調整

各容器の容器内の機器は単位体積質量として付加し、二重配管は（内管+外管）重量を外管に分布させた。原子炉圧力容器は容器全体に単位体積質量を分布させ、熱交換器収納容器、及び動力変換容器は再生熱交換器、前置冷却器、タービン、圧縮機、発電機の位置で質量を配分し調整した。

### d) 拘束条件

原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する設備（原子炉圧力容器、動力変換容器、熱交換器収納容器、二重配管）の熱膨張については、原子炉圧力容器を固定支持点とし、動力変換容器及び熱交換器収納容器は熱膨張を逃がすスライド支持構造とした。各設備の支持構造の設計仕様を以下に示す。解析モデルの支持条件は設計仕様に準じて設定した。

- ・ 原子炉圧力容器の自重は二重管中心高さの容器胴部に設けた4基の支持ブラケットで支持する。台座はブラケットの原子炉圧力容器中心から法線方向への熱伸びを逃がすが、回転方向には拘束する。また、原子炉圧力容器の上部にはスタビライザを設けて転倒モーメントに対する支持を行う。
- ・ 熱交換器収納容器の自重は二重管中心高さの容器胴部に設けた2基の支持ブラケットで支持する。ブラケットは原子炉圧力容器との間の二重管の熱伸び方向（X方向）にスライドして熱伸びを逃がすが容器の回転方向及び直行方向（Y方向）には拘束される。また、熱交換器収納容器上部及び容器下部の前置冷却器冷却水ノズル間には油圧防振器（スナバ）を設けて転倒モーメントに対する支持を行う。
- ・ 動力変換容器の自重は二重管中心高さの容器胴部に設けた8基の支持ブラケットで支持する。ブラケットは原子炉圧力容器との間の二重管の熱伸び方向（X方向）にスライドして熱伸びを逃がすが直行方向（Y方向）には拘束される。また、8基中4基のブラケットにはX方向に油圧防振器（スナバ）を設けて動力変換器のX方向の振動に対する支持を行う。
- ・ 原子炉圧力容器～熱交換機収納容器管、原子炉圧力容器～動力変換器及び熱交換器収納容器～動力変換容器間の各二重管は自重の支持は行わず、熱膨張は伸び方向に対して拘束しない。また、熱交換器収納容器～動力変換器の二重管には振動抑制のために配管振れ止め構造及び油圧防振器（スナバ）を設けるが、熱伸びに対しては拘束しない構造とする。

## 2) 検証解析(固有値解析)

熱交換器収納容器及び動力変換容器の1次～3次モードに着目し、既往検討結果の固有値結果である1次：12.5Hz（熱交換器収納容器のX方向振動）、2次：14.9Hz（動力変換容器及び熱交換器収納容器のX方向振動）、3次：17.2Hz（動力変換容器及び熱交換器収納容器のX方向振動）と比較する。対応する固有値解析結果は、1次：12.8Hz、2次：14.5Hz、3次16.1Hzであり、既往文献結果と概ね一致していることから、モデル化は妥当であることを確認した。

## ③ 入力地震動の設定（平成27年度）

平成 28 年度以降の解析に用いる入力地震動として、既往研究 [3. 2. 1-2]等において大洗地区を対象として生成した入力地震動を用いることとした。再委託先である東京大学と協力して入力地震動を選定し、文献[3. 2. 1-3]に示されている地震動群 (250 波) を用いることとした。

#### ④ 建屋質点系モデルの改良 (平成 28 年度)

建屋質点系モデルの復元力特性について、建屋三次元詳細モデルの非線形特性と同等となるように改良を行った。まずは建屋三次元詳細モデルのプッシュオーバー解析 (静的漸増解析) を実施し、得られた荷重変位関係を建屋質点系モデルの復元力特性に適用した。

##### 1) 建屋三次元詳細モデルのプッシュオーバー解析

境界条件は、底面完全固定とし、加振方向以外は拘束、床部材は剛部材として設定した。荷重はモデル全体に慣性力 5G を漸増载荷し、解析結果より以下の条件で  $\tau$ - $\gamma$  関係 (せん断力-せん断ひずみ関係) 及び M- $\phi$  関係 (曲げモーメント - 曲率関係) を算定した。ここに、

- $\tau$  : 荷重値の慣性力 G と該当フロアの総重量 (該当フロアの重量  $\Sigma$  (1 層分の各要素の重量) + 上層階の各要素の重量の合計) を掛けた値 (=Q) を該当フロアのせん断断面積で除した値
- $\gamma$  : フロアレベル間の相対変位/フロア高さ (相対変位は各フロアの平均値から算出)
- M : 節点力 F とモデル高さ L の積より算出 (M=F×L)
- $\phi$  :  $\phi=d\theta/dz$  より、モデル下端と1つ上のメッシュに位置している節点の  $\theta$  を用いて算定 (zはモデル高さ)

##### 2) 建屋質点系モデルの復元力特性の算定

1) の解析結果をもとに、建屋質点系モデルのトリリニア型の復元力特性の数値を設定した。

図 3. 2. 1-6 に三次元詳細モデルの解析結果と建屋質点系モデルで仮定する復元力特性の例を示す。

#### ⑤ モデルプラント建屋及び機器の地震応答解析 1 (平成 28 年度)

##### 1) モデルプラント建屋の地震応答解析

###### a) 基本地震波による地震応答解析 (w26)

平成 27 年度に設定した 250 波の地震波のうち、解放基盤における最大加速度が 900gal から 1000gal の範囲における対象周期帯において平均的な地震波 (w26) を基本地震波として選定した。この基本地震波を入力とし、建屋質点系モデル及び建屋三次元詳細モデルを用いて地震応答解析を行った。解析結果の評価は図 3. 2. 1-7 に示す 3 か所の壁 (+Y 方向壁、-Y 方向壁、中央壁) で行い、得られた最大せん断力と最大せん断ひずみの高さ分布の例を図 3. 2. 1-8 に示す。今回の解析条件においては、建屋質点系モデルと建屋三次元詳細モデルで解析結果の傾向が異なっているが、屋上に設置されている圧力放出スタックの根元や建屋 B3F~B1F の壁、及び、建屋上部壁の最大応答せん断ひずみが比較的大きい結果となっている。

###### b) 3 種類の地震波による地震応答解析 (W24, W26, W46)

平成 28 年度に改良した復元力特性を用いて、3 種類の地震動を入力して建屋質点系モデルを用いて地震応答解析を実施した。3 種類の地震動は、解放基盤における最大加速度が 900gal か

ら 1000gal の範囲における対象周期帯において平均的な地震波（基本地震波：W26）、加速度応答スペクトルが最大の地震波（W24）、建屋 1 次固有周期の加速度応答スペクトルが最大の地震波（W43）として選定された地震波である。3 種類の地震波を図 3.2.1-9 に、得られた建屋質点系モデルの結果の例を図 3.2.1-10 に示す。建屋本体はいずれの地震動の場合も弾性範囲内であったが、スタック部（層 14、逆止ダンパの損傷判定箇所）はいずれも降伏点にあたる第一折れ点を超えていることが確認できる。

#### c) 建屋損傷評価のための地震応答解析 (W26)

建屋の損傷性状を検討するため、基本地震波（W26）を 1、3、5、10 倍として入力し、建屋質点系モデルの地震応答解析を実施した。各層ごとの応答結果を整理し、建屋各層の最大せん断ひずみを評価した結果、荷重 10 倍において逆止ダンパーの一部が最初に損傷するという結果を得た。また、原子炉構造の損傷評価のために、原子炉構造が設置されている床の応答を抽出した。得られた結果を表 3.2.1-3 に示す。

#### 2) 原子炉構造の損傷評価

建屋質点系モデルの出力結果を用いて、原子炉構造の損傷を評価するための地震応答解析を実施した。図 3.2.1-11 に原子炉構造への入力位置を、図 3.2.1-12 に原子炉構造の応力分布の例を示す。二重管の一部の応力が高くなっていることが確認できる。得られた結果を表 3.2.1-4 にまとめて示す。解析結果と許容応力を比較して分かるように、いずれも大きな余裕があることを確認した。

### ⑥ モデルプラント建屋及び機器の地震応答解析 2（平成 29 年度）

#### 1) 建屋及び地盤モデルの解析条件の見直し

平成 28 年度までに整備したモデルプラント建屋及び地盤の解析モデルの境界条件や解析条件について、再委託先の東京大学とともにフラジリティ評価の視点で見直しを行い、地震応答解析を実施して損傷モードの特定に必要な局所応答結果データ等を取りまとめた。建屋モデルについては、側面ばねの有無による結果の違いも検討した。

#### a) 固有値解析

側面ばねを除いたモデルを作成し、側面ばねの有無による振動特性の違いを確認するために、固有値解析を実施した。建屋質点系モデル及び建屋 3 次元詳細モデルの固有値解析結果を表 3.2.1-5 に示す。いずれも側面ばねありの結果と比較して、対応する固有振動数が少し低振動数となっていることを確認した。

#### b) 3 種類の地震波による地震応答解析 (W26, W33, W43)

平成 29 年度は、解放基盤における最大加速度が 900gal から 1000gal の範囲における対象周期帯において平均的な地震波を 3 種類選定（W26, W33, W43）し、建屋質点系モデル及び建屋建屋三次元詳細モデルを用いて地震応答解析を実施した。平均的な地震波とした理由は、フラジリティ評価において 250 種類の異なる地震波を用いてばらつきを考慮した地震応答解析を行うことか

ら、建屋質点系モデルを用いることが現実的と判断し、建屋三次元詳細モデルによる結果は建屋質点系モデルの中央値と比較することを想定したためである。得られた建屋質点系モデル及び建屋三次元詳細モデルの結果の例を図 3.2.1-13 に示す。得られた結果は、図 3.2-1-8 に示す側面ばねがあるモデルの解析結果例と同様の傾向となった。今回の解析条件においては、側面ばねがないモデルを用いた結果よりも側面ばねがあるモデルを用いた結果の建屋応答が大きい結果となっていることから、フラジリティ評価においては、側面ばねがあるモデルの結果を用いることとした。

また、3種類の地震波入力（w26、w33、w43）による解析結果を用いて、建屋質点系モデルと建屋三次元詳細モデルの結果の比較を行った。いずれも平均的な地震波として選定した波であるが、図 3.2.1-14 に示すように建屋応答には明らかな違いが確認される。応答が異なる原因については、今後さらに詳細な検討が必要である。

## 2) 建屋及び原子炉構造の損傷レベルの検討

### a) 三次元効果の確認

建屋三次元詳細モデルを用いた地震応答解析によって得られた各機器の建屋との接合部周辺の応答波形を建屋質点系モデルの応答波形と比較し、機器への入力となる応答の違いを確認する。建屋三次元詳細モデルの出力位置を図 3.2.1-15 に、節点 5 に相当する B3F の加速度波形を図 3.2.1-16 に示す。建屋質点系モデルを用いて得られた応答と比較し、建屋三次元詳細モデルを用いて得られた応答はわずかに低減していることを確認できる。なお、建屋三次元詳細モデルの結果において一部加速度が大きくなっている箇所があるが、これはコンクリートのひび割れ計算において発生した数値的ピークである。

### b) 建屋及び原子炉構造の損傷レベルの検討

a) で示した建屋質点系モデル及び建屋三次元詳細モデルの出力結果を用いて、建屋及び原子炉構造の損傷を評価する。原子炉構造に関しては、3種類の地震波（w26、w33、w43）入力に対する応答結果をもとに、原子炉構造の地震応答解析を実施し、損傷レベルの検討を行った。得られた結果を表 3.2.1-6 にまとめて示す。建屋三次元詳細モデルの応答結果をもとに行った評価結果は、建屋質点系モデルの応答結果をもとに行った評価結果よりも余裕のある結果となっていることを確認できる。

## 3) フラジリティ評価のための原子炉構造の地震応答解析

3.2.2 の損傷モードの検討のため、250 波の地震波のうち、解放基盤における最大加速度が 500gal から 600gal、及び、900gal から 1000gal の各 50 波、計 100 波の地震波に対して、原子炉構造の地震応答解析を実施し、得られた結果を炉内構造物の応答計算の入力として用いるとともに、3.2.2 のフラジリティ評価のために提供した。

以上のように、建屋質点系モデルの解析条件を検討し、フラジリティ評価のためにモデルを提供した。また、原子炉構造についても建屋質点系モデルの応答結果を入力とする地震応答解析を実施し、フラジリティ評価のためにデータを提供した。一方、建屋三次元詳細モデルと建屋質点系モデルの応答結果を比較し、その違いを確認した。同程度の最大加速度を有する入力地震動で

あっても建屋応答には明らかな違いが確認されており、今後詳細に分析を検討する必要がある。

#### ⑦ 黒鉛構造物の地震応答解析モデルの整備（平成 29 年度）

実用高温ガス炉の図面情報や既往文献等をもとに、モデルプラントの黒鉛構造物の地震応答解析モデルを作成した。黒鉛構造物の応答評価には HTTR の黒鉛構造物地震応答解析に使用された SONATINA-2V [3.2.1-4]を使用した。

モデルプラントの原子炉水平断面を図 3.2.1-17 に、黒鉛構造物地震応答計算モデルを図 3.2.1-18 に示す。燃料体は六角柱状の黒鉛ブロックであり、この燃料体を 8 段積み重ねたものを合計 90 個環状に配置している。燃料領域の外内には六角柱状の黒鉛ブロックである可動反射体及び固定反射体を配置している。計算モデルは 1 列を抜き出した領域を対象とし、それぞれの黒鉛構造物を剛体として取り扱う。黒鉛構造物間は炉心設計に基づき、1 mm のギャップを設ける。黒鉛構造物間の衝突力の伝達はバネとダッシュポットによってモデル化している。また、黒鉛構造物の上下間は摩擦力を考慮している。固定反射体は支持枠と接続しており、これらの接続部はバネとダッシュポットによってモデル化している。入力地震動は支持枠に加える。

### (2) ソースターム評価手法の開発

#### ① ソースターム計算コードシステムの構築（平成 27 年度）

ソースターム評価計算コードシステムは、核熱流動特性評価計算コード、燃料酸化挙動評価計算コード、燃料核分裂生成物放出挙動評価計算コード等により構成する。図 3.2.1-19 にソースターム評価計算コードシステムの構成、並びに、受け渡しデータ項目を示す。また、以下に計算コードの概要を示す。

##### 1) 核熱流動特性評価計算コード

核熱流動特性評価には、地震応答解析結果に基づき設定した構築物、系統及び機器の損傷形態に応じた流路や構築物構成、過渡条件、境界条件をインプットとして、原子炉システム内の流体温度や圧力、流量、流体中の空気や水の質量割合、構造材温度の過渡挙動を出力することが要求される。本事業では、任意の流路構成についていくつかのボリュームとそれらを連結するジャンクションとで構成し、質量、運動量及びエネルギー保存式を解くことで流体の過渡流力状態を求めることが可能で、炉心や熱交換器等の構造材内温度分布を非定常熱伝導方程式によって求めることが可能で、手法開発の対象とした公衆被ばく上も最も厳しいプラント状態ある空気侵入事故時に必要となる多成分の非凝縮性ガスの取扱いが可能な RELAP5-3D[3.2.1-5]を使用した。本計算コードの妥当性確認結果を付録 B に示す。

##### 2) 燃料酸化挙動評価計算コード

燃料酸化挙動評価には、流体温度や圧力、流量、流体中の空気や水の質量割合、構造材温度をインプットとして、燃料被覆層の酸化による燃料破損率、黒鉛構造物の酸化により発生する化学種の質量割合を出力することが要求される。本事業では、ノードジャンクション法により原子炉システムを流路網でモデル化し、化学反応による生成や消滅を考慮した物質収支式を解くことで冷却材中の化学種組成を求めることが可能で、黒鉛構造物中の化学種濃度分布を非定常拡散方程

式によって求めることが可能な計算コード THYTAN[3.2.1-6]に SiC と酸素、又は、水の熱力学的平衡関係に基づく SiC 酸化条件判定モデルを組み合わせる手法を採用した。また、従来、決定論的安全評価においては保守的条件とするため考慮していなかった、二酸化炭素 (CO<sub>2</sub>) が発生する黒鉛酸化反応 ( $C + O_2 \rightarrow CO_2$ ) 及び流路内での反応 ( $CO + O_2 \rightarrow CO_2$ ) をモデル化するとともにその妥当性を確認した (付録 C 参照)。

### 3) 燃料核分裂生成物放出挙動評価計算コード

燃料核分裂生成物放出挙動評価には、燃料温度や燃料破損率をインプットとして、核分裂生成物量について炉心蓄積量に対する冷却材への放出割合を出力することが要求される。本事業では、燃料要素を対象に、一般化崩壊連鎖モデルや被覆燃料粒子の核分裂放出率相関式を取り込んだ核種総量保存式と拡散方程式を解くことで冷却材への核分裂生成物放出量を求めることが可能な HTFP コード[3.2.1-7]を選定した。本計算コードでは、従来、決定論的安全評価においては保守的条件とするため、放出定数について、BISO 燃料に対する照射試験結果に基づき設定していたのに対し、本事業では、公衆被ばく上影響の大きい核種であるヨウ素について、被覆燃料粒子内の詳細な核分裂生成物放出挙動評価が可能で米国の照射後加熱試験結果により妥当性が確認された FORNAX-A [3.2.1-8]を用いて算定した TRISO 燃料用の放出定数を使用した。

## ② 黒鉛構造物及び建屋損傷評価モデルの構築 (平成 27 年度～平成 29 年度)

ソースターム評価結果における支配因子を検討した結果、原子炉建屋及び黒鉛構造物の損傷に係るものは、空気循環流量、建屋壁間の有効熱伝導度、コンファインメント漏えい率、原子炉有効熱伝導度、原子炉熱容量、原子炉流動抵抗及び炉停止系反応度であった。支配因子と原子炉建屋や黒鉛構造物の損傷形態の相関関係のモデル化方法を検討した。以下に詳細を述べる。

### 1) 空気循環流量 (平成 28 年度)

炉容器冷却設備を流れる空気自然循環流量は、地震等により流路の構成要素である冷却パネルや原子炉建屋の建屋壁が損傷し、流路を流れる空気の「漏えい」、又は、流路の「閉塞」が生じることで減少する。ここでは、流路の構成要素のいずれかひとつが損傷した条件を機能喪失とし、損傷モードは空気自然循環流量が最も小さくなる流路の「閉塞」で代表させる。この時、核熱流動特性を評価する RELAP5 の炉容器冷却設備モデルの流路断面積を極小値に設定することで、流路閉塞をモデル化する。

### 2) 建屋壁間の有効熱伝導度 (平成 29 年度)

建屋壁間の有効熱伝導度は、地震に起因する損傷により建屋形状が変わることで減少する可能性がある。そこで、専門家意見の聞き取りを行い、これに基づき地震に起因する建屋の損傷モードとして、壁傾斜やコンクリート剥離を仮定することとした。また、これら損傷が有効熱伝導度に与える影響を評価した。壁傾斜については、MATLAB を用いて形態係数の変化による輻射熱量の低下を評価した結果、相対する二つの建屋壁面の傾斜角が仮想的に 70 度となった場合、有効熱伝導度は健全時の 20%程度となった。また、コンクリート剥離については、相対する二つの建屋壁面の距離が大きくなると仮定し、MATLAB を用いてこれによる輻射熱量低下を評価した結果、

有効熱伝導度は健全時の 25%程度となった。

### 3) コンファインメント漏えい率（平成 29 年度）

コンファインメント漏えい率増大の要因となり得るコンファインメントの損傷箇所には、逆止ダンパー、ハッチ、配管貫通部及びコンファインメント壁がある。3.2.1(1)での原子炉建屋の地震応答解析結果において建屋そのものに比べて逆止ダンパーが脆弱であること、逆止ダンパー損傷時のコンファインメント開口面積がもっとも大きく漏えい率増大が最大となることが想定されることから、逆止ダンパーの開固着にて建屋損傷を代表させることとした。次に、逆止ダンパー開固着時のコンファインメント漏えい率を RELAP5-3D を用いて評価した。評価は、逆止ダンパー 2カ所の同時損傷時、並びに、1カ所のみ損傷時の 2 ケースとした。コンファインメント内の自然循環流れが最大となる時点における評価結果を図 3.2.1-20 に示す。評価結果から、逆止ダンパー 2カ所の同時損傷時においては炉室を通過する自然循環流れが形成され、この流動により健全時に比べてコンファインメント漏えい率が 3.5 倍程度増加することが示された。一方で、1カ所のみ損傷時には、局所的な対流挙動は見られるものの、自然循環流れは形成されず、コンファインメント漏えい率は健全時と同じとなった。

### 4) 原子炉有効熱伝導度（平成 27 年度～平成 28 年度）

原子炉有効熱伝導度は、地震等により黒鉛構造物が損傷して減少する。この時、核熱流動特性を評価する RELAP5 の黒鉛構造物の有効熱伝導度について、損傷評価モデルを用いて導出した値を適用することで、黒鉛構造物損傷をモデル化する。具体的には、損傷モードを「亀裂の発生」と「全体破壊」の二つに区分し、それぞれの損傷モードごとに評価モデルを構築した。以下に詳細を述べる。

#### a) 亀裂の発生

黒鉛構造物の損傷に対して、材料中に一様に分布するスリット状の気孔を起点として応力集中部に亀裂が生じると仮定した。亀裂の幅については、想定され得る最大値である、黒鉛構造物間のギャップ幅とする。また、亀裂の方向については、有効熱伝導度が最も小さな評価となるよう、熱移動の方向に対して垂直方向とする。有効熱伝導度は直列則に基づき以下式で評価する。

$$\lambda_e = \frac{1}{(1 - v_2)/\lambda_1 + v_2/\lambda_2} \quad (3.2.1-1)$$

ここで、 $\lambda_e$  は有効熱伝導度、 $v_2$  は要素 2 の体積、 $\lambda_1$  は要素 1 の熱伝導度、 $\lambda_2$  は要素 2 の熱伝導度である。

#### b) 全体破壊

黒鉛構造物の損傷に対して潜在クラックの伝播により全体破壊が生じ、黒鉛材料の結晶粒が最密充填構造で分布していると仮定する。原子炉有効熱伝導度の導出に必要な黒鉛構造物の有効熱伝導度には、以下に表される有効媒質理論に基づく評価モデル[3.2.1-9]を用いる。

$$\lambda_e = 1/4 \left( \frac{(3v_2 - 1)\lambda_2 + [3(1 - v_2) - 1]\lambda_1}{+\sqrt{[(3v_2 - 1)\lambda_2 + (3\{1 - v_2\} - 1)\lambda_1]^2 + 8\lambda_1\lambda_2}} \right) \quad (3.2.1-2)$$

ここで、 $\lambda_e$  は有効熱伝導度、 $v_1$  は要素 1 の体積、 $v_2$  は要素 2 の体積、 $\lambda_1$  は要素 1 の熱伝導度、 $\lambda_2$  は要素 2 の熱伝導度である。

原子炉有効熱伝導度は、上記で導出した有効熱伝導度に加えて、その他構造材や気体の熱伝導度を用いて Selengut 相関式[3.2.1-10]から評価する。図 3.2.1-21 に健全時と損傷モードごとの炉心構成要素の有効熱伝導度を示す。

#### 5) 原子炉熱容量

原子炉熱容量は地震等により損傷が生じた場合においても変わらない。そのため、損傷の有無にかかわらず、核熱流動特性を評価する RELAP5 で使用する黒鉛構造物の固体体積熱容量は健全時と同一の値を用いる。

#### 6) 原子炉流動抵抗（平成 27 年度～平成 28 年度）

原子炉流動抵抗は、地震等に起因する損傷により黒鉛構造物内に設けられた流路が閉塞した場合に増加する。黒鉛構造物の損傷形態のうち、「亀裂の発生」時には、亀裂の幅が想定され得る最大値となる黒鉛構造物間のギャップ幅となった場合においても原子炉流動抵抗への影響は僅かである。一方で、「全体破壊」時には、破壊された破片により流路が閉塞し、圧力損失が増加することが想定される。そこで、原子炉流動抵抗では、全体破壊時のみを対象にモデル化を行った。以下に詳細を述べる。

黒鉛構造物の損傷に対して、潜在クラックの伝播により全体破壊が生じ、破壊した破片が分散した多孔質体を形成すると仮定し、以下の多孔質内の巨視的流動の圧力損失評価式（Ergun の式）（参考文献[3.2.1-11]）に基づいて黒鉛構造物の有効熱伝導度を評価する。

$$\frac{\Delta P}{\Delta x} = 150 \frac{\mu}{d^2} \frac{(1 - \varepsilon)^2}{\varepsilon^3} v_s + \frac{1.75\rho}{d} \frac{1 - \varepsilon}{\varepsilon^2} v_s^2 \quad (3.2.1-3)$$

式 (3.2.1-3) を変形し、圧力損失は以下で表すことができる。

$$\Delta P = \frac{\rho v_s^2}{2} \left[ 300 \frac{(1 - \varepsilon)^2}{\varepsilon^3} \frac{\mu}{\rho v_s d} + 3.5 \frac{1 - \varepsilon}{\varepsilon^2} \right] \frac{1}{d} \Delta x \quad (3.2.1-4)$$

$$\Delta P = \frac{\rho v_s^2}{2} \left[ 300 \frac{(1 - \varepsilon)^2}{\varepsilon^3} \frac{1}{\text{Re}} + 3.5 \frac{1 - \varepsilon}{\varepsilon^2} \right] \frac{1}{d} \Delta x \quad (3.2.1-5)$$

ここで、 $\Delta x = H_{fb}$  を評価対象領域の長さとする、

$$\Delta P = \frac{\rho v_s^2}{2} \left[ 300 \frac{(1-\varepsilon)^2 H_{fb}}{\varepsilon^3} \frac{1}{d} \frac{1}{\text{Re}} + 3.5 \frac{1-\varepsilon H_{fb}}{\varepsilon^2} \frac{1}{d} \right] \quad (3.2.1-6)$$

RELAP5 の圧力損失評価式は以下で表される。

$$\Delta P = K \frac{\rho v_s^2}{2} \quad (3.2.1-7)$$

$$K = A + B \cdot \text{Re}^{-C} \quad (3.2.1-8)$$

式 (3.2.1-7) と式 (3.2.1-8) を比較し、RELAP5 の圧力損失に係る形状損失係数は以下となる。

$$A = 3.5 \frac{1-\varepsilon H_{fb}}{\varepsilon^2} \frac{1}{d} \quad (3.2.1-9)$$

$$B = 300 \frac{(1-\varepsilon)^2 H_{fb}}{\varepsilon^3} \frac{1}{d} \quad (3.2.1-10)$$

$$C = 1 \quad (3.2.1-11)$$

ここで、 $\Delta P$  は評価対象部の圧力損失、 $\Delta x$  は評価対象部の長さ、 $\mu$  は粘性係数、 $d$  は粒子径、 $\varepsilon$  は空隙率、 $v_s$  はみかけの流速、 $K$  は形状損失係数である。

上記評価モデルを用いて損傷時の圧力損失を導出するには、粒子径を設定する必要がある。文献調査の結果、衝撃や衝突による破壊で生じる破片サイズには統計則があり、衝撃や衝突による破壊で生じる破片の累積サイズ分布関数が物質や系の大きさに依存することなくべき乗関数で表されることが報告されていることが分かった（参考文献[3.2.1-12]）。そこで、累積サイズ分布関数  $N(d)$  を以下のべき乗関数で評価し、粒子径ごとの圧力損失と体積割合を乗じることで、評価対象領域全体の圧力損失を導出することとした。図 3.2.1-22 に粒子径と圧力損失及び体積割合の関係を示す。

$$N(d) = d^{-\frac{2}{3}} \quad (3.2.1-12)$$

#### 7) 炉停止系反応度（平成 28 年度）

炉停止系反応度は、地震起因による制御棒挿入孔閉塞、挿入孔屈曲、挿入孔不連続が生じることで減少する。ここでは、黒鉛構造物が損傷と判断される場合には、制御棒挿入失敗、すなわち、炉停止系反応度を 0 として、核熱流動特性評価を行う。

### ③ 不確実さ因子の分析（平成 29 年度）

#### 1) 不確実さ因子分析手順の構築

リスク情報活用に資する不確実さ因子分析手順の構築を目的として、既往研究で不明瞭であった不確実さ因子分析プロセスについて、系統的、かつ、追跡性を確保した支配因子の選定が可能な手順を検討した。構築した不確実さ因子分析手順の実施フローを図 3.2.1-23 に示す。各ステップにおける具体的な実施内容は以下のとおりである。

不確実さ因子の抽出：放射性物質移行段階及び移行経路を頂上事象とするロジックダイアグラムを構築し、不確実さ因子を網羅的に抽出する。

重要因子及び変動パラメータ導出：前ステップにて抽出した不確実さ因子を頂上事象に、これらの定量評価に当たり使用する場の方程式や物理モデルを参考として、ロジックダイアグラムを構築して変動パラメータを導出する。展開したロジックダイアグラムを参照し、物理現象に係る階層における因子を重要因子として導出する。

変動パラメータの不確実さの抽出：文献調査結果や分析者の知見に基づき、変動パラメータの不確実さを抽出する。また、抽出した不確実さは偶発的不確実さと認識論的不確実さに分類する。

支配因子候補の選定：重要因子が不確実さ因子に与える影響を把握するため、前ステップに抽出した変動パラメータの不確実さに基づき感度解析を行う。重要因子の変動の最大値と最小値は、不確実さの変動幅に対する知見と分析者の工学的判断に基づき設定する。

専門家意見の収集：ソースターム評価において考慮すべき重要因子について、専門家意見を収集する。具体的な方法としては、最適評価手法で使用されている、着目する事象の中で生じる現象を物理領域ごとに抽出し、安全評価パラメータへの影響度、知識レベルを尺度として分類し整理した表である、重要度ランクテーブル（PIRT）の作成がある。

支配因子候補の決定：前ステップにおいて感度が大きかった重要因子と専門家意見として指摘のあった重要因子を比較、分析の上、支配因子を決定する。

支配因子の不確実さ幅及び分布形の決定：支配因子の不確実さ幅及び分布形を、既存の実験結果やその評価結果、詳細解析結果等に基づき設定する。

支配因子の不確実さ伝播解析：前ステップにて設定した不確実さ幅及び分布形に基づき、ランダムサンプリング、又は、それと同等な方法を用いて支配因子のデータセットをサンプル数作成する。作成した支配因子のデータセットを反映した入力データを用いて不確実さ因子について解析を行う。

結果の分析：不確実さ伝播解析結果を用いて、不確実さ因子の点推定値及び不確実さ幅を導出する。

ここで使用する用語の定義を以下に示す。

不確実さ因子：放出シナリオごとにソースターム評価結果に重要な影響を及ぼす可能性のある因子

重要因子：不確実さ因子に影響を与える物理現象に係る階層における因子

変動パラメータ：重要因子を構成する因子で、計算コードの入力値となる階層におけるパラメータ

支配因子：変動パラメータのうち、不確実さ因子に影響を与える因子

## 2) モデルプラントのソースターム不確実さ評価

前項において構築した不確実さ因子分析手順の実行可能性を確認する観点から、モデルプラントに当該手順を試行し、不確実さ因子の定量化を図るとともに、不確実さ因子に対する各重要因子の寄与度を分析した。

図 3.2.1-24 にモデルプラントの事故時における放射性物質移行段階と移行経路の分析結果を、図 3.2.1-25 に不確実さ因子、重要因子及び変動パラメータの導出のために構築したロジックダイアグラムを示す。分析の結果、101 個の変動パラメータを導出した。

次に、不確実さ因子である燃料温度について不確実さ伝播解析を行った。初めに、ロジックダイアグラムにより導出した重要因子である、ドップラ反応度、減速材温度反応度、キセノン反応度、中性子源効果、動特性パラメータ、熱伝達、熱伝導、熱容量及び輻射を対象に、ソースターム評価に影響を与えることが想定される、事故後の燃料最高温度、並びに、再臨界発生後燃料温度について感度解析を行った。表 3.2.1-7 に感度解析結果を示す。ここで、感度係数は入力として与えた変動幅と感度解析結果における変動幅の比と定義した。解析結果から、減速材反応度、キセノン反応度、崩壊熱、炉内での熱伝導、炉内での熱容量及び炉外での輻射を支配因子候補として選定した。次に、米国規制委員会が高温ガス炉の安全性に関する研究開発項目を選定するために構築した PIRT [3.2.1-13] を専門家意見として活用し、支配因子を決定した。専門家意見では、ドップラ反応度や炉外での熱伝達が選定されていたものの、感度解析結果から不確実さ因子への影響が小さいことから、本検討では支配因子としては選定しなかった。また、同様に、専門家意見で選定されていたサマリウム反応度は、事故時の燃料温度への影響は小さいことから支配因子からは除外した。一方で、専門家意見では炉内の熱容量は選定されていなかったものの、感度解析結果ではその影響は無視できないことが示されたため、本検討では支配因子として選定した。最終的に、減速材反応度、キセノン反応度、崩壊熱、炉内の熱伝導、炉内の熱容量及び炉外の 6 因子を支配因子として選定した。

次に、選定した支配因子について、HTTR 設計データベースに基づき不確実さ分布としてエラーファクター1.2 の対数正規分布を仮定し、ラテン超方格サンプリング(LHS)によりパラメータを作成の上、不確実さ伝播解析を行った。評価対象には、公衆被ばく上最も厳しい地震起因の事故シナリオのうち、不確実さをあらかず変動パラメータがもっとも多い、二重管破断とスタンドパイプ破損の多重故障起因事象に反応度制御機能喪失が重畳する事故シーケンスを選定した。また、比較分析を目的として、緩和機能喪失が重畳しない事故シーケンスについても不確実さ伝播解析を行った。図 3.2.1-26 に燃料温度の不確実さ伝播解析結果を示す。燃料最高温度について

は、反応度制御機能の有無によらず、そのばらつきはいずれも  $2\sigma$  240°C程度となった。一方で、事故後長時間経過した段階での燃料温度については、緩和機能喪失を伴わない事故シナリオではばらつきが  $2\sigma$  140°C程度であったのに対して、反応度制御機能喪失を伴う事故シナリオでは、再臨界が発生することで燃料温度のばらつきが低減する ( $2\sigma$  60°C程度) ことが明らかとなった。次に、ソースタームについて不確かさ伝播解析を行った結果 (図 3.2.1-27 参照)。公衆被ばく線量のばらつきは燃料最高温度のばらつきと同じ傾向を示し、反応度制御機能の有無に影響を受けないこと、点推定値の約 2 mSv に対して、95%上限値は 9 mSv 程度となり、そのばらつきが大きいことが示された。

最後に結果の分析として、燃料温度及びソースタームに対する各重要因子の寄与度を評価した。図 3.2.1-28 に寄与度の分析結果を示す。分析結果から、燃料温度、公衆被ばく線量いずれにおいても、反応度制御機能の有無によらず、崩壊熱、熱伝導度、熱容量、輻射の順に寄与度大きく、特に崩壊熱の寄与が大きいことが示された。また、核的な重要因子の寄与度は小さいことが示された。以上の結果から、公衆被ばく線量の不確かさを低減するには崩壊熱の不確かさを低減が重要であることが示唆された。

### 3.2.2 損傷モードの検討 (再委託先：東京大学)

#### (1) フラジリティ評価手法の構築 (平成 27 年度)

地震フラジリティ評価は、解放基盤における入力地震動の強さ (一般的には最大加速度) と設備等の機能喪失確率の関係 (つまり、解放基盤における入力地震動の強さで表した設備等の耐力) をその不確かさも含め評価するものである。フラジリティ評価は、「評価対象と損傷モードの設定」、「現実的な耐力の評価」、「現実的応答の評価」という 3 つの部分からなる。地震は、複数設備に同時作用し共通原因故障を引き起こすことにその特徴がある。本検討では、まず、地震フラジリティ評価において、そのような状況を現実的に評価するための標準的な考え方を整備した。具体的には、地震ハザード評価結果から地震フラジリティ評価に引き継ぐ情報に関する考え方について新しい考え方を提示するとともに、三次元有限要素法など詳細解析を併用してフラジリティ評価を行う際の考え方を整理した。

フラジリティ評価における入力地震動については、一様ハザードスペクトル、あるいは、基準地震動に代表されるように、経時特性などの地震動特性について安全側 (物理的には発生する可能性が低い) に設定した地震動の振幅を定数倍することで用いることが多い。しかし、その場合、地震動の多様性を保守的な設定で代表しているため、現実的な応答が評価できない可能性がある。そこで、本検討では、以下の手順に従い、より現実的な条件として、寄与の大きい震源を特定し、その震源で地震が発生した場合の地震動を断層モデルによる強震動シミュレーションで求めることで、フラジリティ評価の入力地震動とする (図 3.2.2-1) [3.2.2-1]。

1. 確率論的地震ハザード評価
  - ✓ 地震ハザード曲線
2. 地震ハザード曲線の分解
  - ✓ 寄与の大きい震源像
3. 断層の破壊過程を考慮した断層モデルによる地震波合成

- ✓ パラメータの不確かさを考慮し多様な地震動を生成（以下の例では、最大加速度が 500～1000cm/s<sup>2</sup> の 250 波）

地震ハザード評価からフラジリティ評価へ引き継がれる情報について、従来実務で用いられる手法を比較した結果を表 3.2.2-1 に示す。また、フラジリティ評価用入力地震動の例を図 3.2.2-2 に示す。経時特性や振動数特性等が多様であることが分かる。

次に、フラジリティ評価の手順について記載する。本検討では、地震フラジリティ曲線や損傷の相関を応答解析結果に基づき評価する手法を構築する。対象とする部位が損傷（あるいは機能喪失）する地震動の強さ  $A$ （いわゆる「地震フラジリティ曲線」）は以下の式であらわされる。

$$A = \bar{A}\varepsilon_A \quad (3.2.2-1)$$

ここで、 $\bar{A}$ は損傷する地震動強さの中央値で、 $\varepsilon_A$ は不確かさを表す対数正規分布に従う変数（対数平均値 0、対数標準偏差 $\beta_A$ ）である。

損傷する地震動の強さ  $A$ （地震フラジリティ）を求めるためには、対象となる SSC の地震応答特性と、損傷限界値が必要である。

対象とする部位が損傷する限界の応答値を  $C$  とし、以下式で表す。

$$C = \bar{C}\varepsilon_C \quad (3.2.2-2)$$

ここで、 $\bar{C}$ は損傷限界の応答値の中央値、 $\varepsilon_C$ は不確かさを表す対数正規分布に従う変数（対数平均値 0、対数標準偏差 $\beta_C$ ）である。

対象とする部位の応答特性については、応答  $Y$  は、入力地震動強さ  $a$  の関数として、事故シナリオを抽出し、事故発生頻度を評価する上で重要となる入力地震動強さの範囲で、応答（評価対象部位のみでなく、地盤等伝播経路も含む）の非線形性も考慮して、以下式でモデル化する。

$$\log Y = p \cdot \log a + q + \varepsilon_Y \quad (3.2.2-3)$$

ここで、 $\varepsilon_Y$  は時刻歴応答解析結果と (3.2.2-3) 式で求まる平均値 ( $p \cdot \log a + q$ ) の差を確率変数としてモデル化したものであり、本検討では、正規分布（平均 0、標準偏差 $\beta_Y$ ）とする。残差に理論的な確率分布を仮定することで、少ない解析数でのフラジリティ評価が可能となる。

(3.2.2-3) 式を  $\log a$  について整理すると以下式が得られる。

$$\log a = \frac{\log Y - q - \varepsilon_Y}{p} \quad (3.2.2-4)$$

(3.2.2-4) 式より、フラジリティ  $A$  の中央値  $\bar{A}$  は以下式で求まる。

$$\bar{A} = \exp\left(\frac{\log \bar{C} - q}{p}\right) \quad (3.2.2-5)$$

また、フラジリティ  $A$  の不確かさ  $\varepsilon_A$  の対数標準偏差  $\beta_A$  は以下式で求まる。

$$\beta_A = \frac{\sqrt{\beta_Y^2 + \beta_C^2}}{p} \quad (3.2.2-6)$$

以上より、対象とする部位の地震フラジリティ曲線  $F_A(a)$  を以下式のように得る。

$$F_A(a) = \Phi\left(\frac{\log(a/\bar{A})}{\beta_A}\right) \quad (3.2.2-7)$$

次に、損傷の相関については、以下の手順で求める。まず、 $k_1$  番目の部位の応答と  $k_2$  番目の部位の応答の残差の相関係数  $\rho_{Y(k_1, k_2)}$  は次式で求まる。

$$\rho_{Y(k_1, k_2)} = \frac{\text{Cov}(\varepsilon_{Y(k_1)}, \varepsilon_{Y(k_2)})}{\sigma_{Y(k_1)} \sigma_{Y(k_2)}} \quad (3.2.2-8)$$

ここで、 $\text{Cov}$  は共分散、 $\varepsilon_{Y(j)}$  は  $j$  番目の部位の応答の  $\varepsilon_Y$  である。損傷の相関 ( $k_1$  番目の部位の  $\varepsilon_A$  と  $k_2$  番目の部位の  $\varepsilon_A$  の相関係数)  $\rho_{A(k_1, k_2)}$  は、応答の相関  $\rho_{Y(k_1, k_2)}$  と耐力の相関  $\rho_{C(k_1, k_2)}$  から次式で求まる。

$$\rho_{A(k_1, k_2)} = \frac{(\rho_{Y(k_1, k_2)} \sigma_{Y(k_1)} \sigma_{Y(k_2)} + \rho_{C(k_1, k_2)} \sigma_{C(k_1)} \sigma_{C(k_2)}) / p(k_1) p(k_2)}{\sigma_{A(k_1)} \sigma_{A(k_2)}} \quad (3.2.2-9)$$

ここで、 $\rho_{C(k_1, k_2)}$  は耐力  $C_{k_1}$  と  $C_{k_2}$  の相関係数、 $\sigma_{C(k_1)}$ 、 $\sigma_{C(k_2)}$  は耐力の対数標準偏差である。

## (2) 解析コードの作成 (平成 27 年度～平成 29 年度)

(1) の手順に基づきフラジリティ評価を行うための解析コードを整備した。図 3.2.2-3 に解析コードの全体構成を、図 3.2.2-4 にグラフィカルユーザーインターフェイス (GUI) の例を示す。解析コードは、以下の項目からなる。

- 一次元波動伝播解析プログラムによる地盤モデルのばらつきを考慮した地震動伝播解析
- 地盤モデルのばらつきを考慮した地盤インピーダンス算定
- 地震応答解析プログラムによる建屋・機器等のモデルのばらつきを考慮した地震応答解析
- フラジリティ曲線と相関係数の算出

## (3) モデルプラントにおけるフラジリティ評価部位に関する検討 (平成 27 年度)

損傷形態の検討として、フラジリティ評価対象物とその評価部位を検討した。初めに、実用高温ガス炉の設計情報等を参考に、安全機能、すなわち、異常発生防止系と異常影響緩和系に分類される SSC を対象に、故障モード影響解析（FMEA）を行い、プラント運転状態に影響を与える故障やその原因、プラント運転状態に与える影響を抽出した。表 3.2.2-2 に異常発生防止系の FMEA 結果を、表 3.2.2-3 に異常影響緩和系の FMEA 結果を示す。検討の結果、異常発生防止系と異常発生緩和系のフラジリティ評価対象物を選定するとともに、損傷が異常発生防止系と異常発生緩和系の両者に波及する原子炉建屋を対象として選定した。フラジリティ評価対象物の選定結果を以下に示す。

- 原子炉圧力容器
- 動力変換容器
- 熱交換器収納容器
- 二重管、単管
- 前置冷却器
- 停止時冷却設備冷却器
- スタンドパイプ
- 炉心構成要素
- 炉心支持鋼構造物
- 炉心支持黒鉛構造物
- ヘリウムガスタービン
- 冷却水設備
- 冷却水設備循環ポンプ
- 冷却水設備冷却器
- 冷却水設備海水ポンプ
- 制御棒系
- 後備停止系
- 制御棒案内ブロック
- 安全保護系
- 炉容器冷却設備
- 炉心構成要素
- コンファインメント系
- 原子炉建屋

次に、実用高温ガス炉の設計情報と前述の FMEA の検討結果を参考に、フラジリティ評価対象物の各々について、安全機能を踏まえて構造損傷及び機能損傷に分類するとともに評価部位を検討した。表 3.2.2-4 にフラジリティ評価対象物の損傷モード、並びに、評価部位の検討結果を示す。

(4) モデルプラントの代表事故シーケンスに対する評価対象部位と損傷・破壊のクライテリアの

設定（平成 27 年度～平成 28 年度）

(3)で検討した損傷評価部位のうち、以降では、代表事故シーケンスとして原子炉圧力バウンダリの損傷による空気侵入による事故に対して着目し、フラジリティ評価を行う。図 3.2.2-5 に代表事故シーケンスにおけるフラジリティ評価対象部位を、表 3.2.2-5 にそれらの想定部位に対して設定した損傷・破壊のクライテリアを示す。尚、流路壁、炉容器冷却パネルは、直接的なモデル化を行わず、該当する耐震壁が損傷と判定された場合に機能喪失すると仮定した。また、逆止ダンパー（2箇所）については、類似設備の情報に基づき当該位置の床応答最大加速度で機能維持限界を設定した。

スタンドパイプや二重管の損傷については、設計引張強さ（Su 値）に基づき設定した。しかし、配管の損傷クライテリアについては、塑性化や疲労に関するクライテリアの導入など今後検討が必要であると考えられる。また、制御棒挿入に関わる黒鉛構造物の損傷については、過大な水平変位による制御棒挿入孔不連続、過大な角度変位による制御棒挿入孔屈曲、黒鉛ブロック損傷による制御棒挿入孔閉塞、ダウエルピン損傷による制御棒挿入孔不連続の 4 つの機能喪失モードが考えられる。そのうち、ダウエルピン損傷と黒鉛損傷は、今後検討が必要ではあるが、制御棒挿入性に大きな影響はないと仮定し、今回の評価からは除いた。また、水平変位のクライテリアについて、モデルプラントの制御棒径を HTTR と同じに設計するとして仮定し、角度変位のクライテリアについて、制御棒径を見直すことを前提に設定した。また、地震検知から制御棒挿入までの時間余裕等は考慮せず、これらの損傷が発生する場合にはどのような場合でも制御棒が挿入できなくなると仮定した。

(5) モデルプラントを対象とした地震フラジリティ評価（平成 29 年度）

地盤は平行成層を仮定した等価線形解析、建屋は質点系でモデル化し、地盤と建屋の相互作用をスウェイロッキングモデルでモデル化した（図 3.2.2-6(a)）。併せて、地盤と建屋をつなぐバネの設定の仮定について地盤の S 波速度や剛性・減衰のひずみ依存性、建屋の剛性や強度などのパラメータについて、感度解析を行いその影響を確認した。応答解析の実施にあたっては、ラテンハイパーキューブサンプリング（LHS）法で 250 波の乱数を発生させ（図 3.2.2-7）、それぞれ異なる 250 波の地震波を入力地震動とした応答解析を実施した。

尚、建屋については三次元の弾塑性有限要素モデル（図 3.2.2-6(b)）を補足的に活用し、質点系モデルで評価ができない損傷形態や局所応答などの三次元効果を評価することとした。これは、計算負荷が高く、直接フラジリティ評価で用いることは、現時点では非現実的と判断したためである。このため、建屋モデルのパラメータ（各層の初期剛性・圧縮強度・減衰定数・終局ひずみ）の不確かさは考慮せず、平均的な地震動 3 波に対してのみ応答解析を実施した。

また、原子炉構造（図 3.2.2-6(c)）と黒鉛構造物については、弾性有限要素モデルとしてモデル化し、500～600cm/s<sup>2</sup>の 50 波、900～1000cm/s<sup>2</sup>の 50 波の計 100 波の地震波を入力とした応答解析を実施した。

図 3.2.2-8 に応答解析結果を示す。図には最小二乗法で求めた(3.2.2-3)式も併せて示している。(3.2.2-7)式で求めたフラジリティ曲線を図 3.2.2-9 に示す。今回のモデルにおいては、原子炉容器、制御棒挿入（黒鉛構造物）、逆止ダンパー、建屋の順に機能喪失確率が大きくなっている。対数標準偏差の大きさとしては、建屋で 0.4～0.8、原子炉や機器等で 1.0 程度以上と大

きめの値となっている。これは、従来のフラジリティ評価では含まれず、提案手法において評価に含める必要性を指摘した入力地震動の多様性、地盤等の不確かさが含まれているためである。

表 3.2.2-6 には、(3.2.2-9)式で求めた損傷の相関を示す。フラジリティ曲線と同様に、入力地震動、地盤増幅、建屋・機器応答、耐力の不確かさを伝播させることで、評価しているところにその特徴がある。

最後に、建屋の三次元有限要素モデルによる解析では、質点系の応答解析では得られない定量的・定性的な情報が得られる。例えば、耐震壁の損傷（図 3.2.2-10 では軽微なひび割れの発生やせん断ひずみの大きさを示す）箇所などの情報は、得られる定性的な情報の一例であるが、定性的な情報であっても、事故シナリオ等を検討する際に有用な情報であると考えられる。また、三次元有限要素モデルと質点系モデルの応答の違い、容器への多点入力に応答に与える影響等についても併せて検討を行っている。

## 参考文献

- [3.2.1-1] 前川ら，疑似直交 2 方向ひび割れを有する平面 RC 要素の空間平均化構成モデルの再構築，土木学会論文集，No.634，Vol.45，pp.157-176，1999.
- [3.2.1-2] 西田明美，他 6 名，Hazard-consistent ground motions generated with a stochastic fault-rupture model，Nuclear Engineering and Design，No.295，pp.875-886，2015.
- [3.2.1-3] 高田毅士，他 4 名，ハザード適合地震波の作成方法の違いによる地震波特性の比較，日本建築学会大会学術講演梗概集（近畿），2014.
- [3.2.1-4] 埴，ほか，炉心耐震解析コード「SONATINA-2V」のユーザーマニュアル，JAERI-Data/Code 2001-021（2001）.
- [3.2.1-5] The RELAP5-3D Code Development Team，RELAP5-3D Code Manual Volume I: Code Structure，System Models and Solution Methods，INEEL-EXT-98-00834 Revision 4.2（2014）.
- [3.2.1-6] 島崎，ほか，高温ガス炉の黒鉛酸化挙動評価に関する THYTAN コードの検証，JAEA-Technology 2014-012（2014）.
- [3.2.1-7] 野本，ほか，ピン・イン・ブロック型高温ガス炉の燃料棒からの事故時核分裂生成物追加放出量計算コード HTFP，JAEA-Data/Code 2015-008（2015）.
- [3.2.1-8] 相原，ほか，ピン・イン・ブロック型高温ガス炉の燃料棒からの核分裂生成物放出量計算コード FORNAX-A，JAEA-Data/Code 2013-025（2014）.
- [3.2.1-9] R. Landauer，The electrical resistance of binary metallic mixtures，Journal of Apply Physics，Vol.23，p.779-784（1952）.
- [3.2.1-10] D. S. Selengut，Diffusion Coefficients for Heterogeneous Systems，Transaction of American Nuclear Society，Vol.4，p.398（1961）.
- [3.2.1-11] S. Ergun，Fluid flow through packed columns，Chemical Engineering Process，Vol.48，p.89-94（1952）.
- [3.2.1-12] L. Oddershede，et al.，Self-Organized Criticality in Fragmenting，Physical Review Letters，Vol.71，No.19，p.3107-3110（1993）.

- [3.2.1-13] US NRC, Next Generation Nuclear Plant Phenomena Identification and Ranking Tables (PIRTS), Vol.1 Main report, NUREG/CR-6944 (2008).
- [3.2.2-1] A. Nishida, et al., Hazard-Consistent Ground Motions Generated with a Stochastic Fault-Rupture Model, Nuclear Engineering and Design, Vo.295, p.875-886 (2015).

表 3.2.1-1 固有値解析結果 (NS 方向) 地盤ばねモデル (側面ばねあり)  
 (a) 建屋質点系モデル (H27) : S 無 (b) 建屋質点系モデル (H28) : S 有

mode	振動数 (Hz)	周期 (s)	刺激係数
1	1.577	0.634	1.439
2	3.297	0.303	0.592
3	9.744	0.103	-0.024
4	11.081	0.090	0.054
5	16.604	0.060	0.001
6	17.670	0.057	-0.021
7	24.166	0.041	0.013
8	25.575	0.039	0.001
9	27.844	0.036	-0.005
10	35.127	0.028	0.000

mode	振動数 (Hz)	周期 (s)	刺激係数
1	1.562	0.640	2.380
2	2.890	0.346	-5.214
3	2.999	0.333	-3.064
4	3.467	0.288	2.051
5	9.952	0.100	-0.032
6	11.267	0.089	0.059
7	16.771	0.060	0.004
8	18.065	0.055	-0.024
9	24.684	0.041	0.012
10	25.799	0.039	0.001

(c) 建屋 3 次元詳細モデル (H28) : S 有

地盤ばねモデル_3DFEM			
MODE	NS-X		
	振動数 (Hz)	周期 (s)	刺激係数
1	1.484	0.674	0.021
2	1.673	0.598	3.970
3	1.745	0.573	-4.006
4	1.959	0.510	0.937
5	2.177	0.459	0.010
6	2.938	0.340	-5.843
7	2.979	0.336	3.637
8	3.073	0.325	0.025
9	3.397	0.294	4.008
10	3.541	0.282	-0.724
11	3.771	0.265	-2.714
12	3.875	0.258	4.043

※ S: 圧力放出スタック  
 建屋質点系モデルの  
 ←1 次モード (地盤連成 1 次)  
 ←2 次モード (1 通り 1 次)  
 ←3 次モード (4 通り 1 次)  
 ←4 次モード (建屋 1 次)  
 に相当

表 3.2.1-2 材料物性

機器	主要材料	重量 (ton)	単位体積質量 (ton/mm <sup>3</sup> )	ヤング率 E(N/mm <sup>2</sup> )	ポアソン比 $\nu$	
熱交換器収納容器	機器以外	SQV1A SFVQ1A	547	7.83E-09	2.10.E+05	0.3
	再生熱交換器	SUS316	473	3.17.E-08	2.10.E+05	0.3
	前置冷却器	STB410	473	6.90.E-08	2.10.E+05	0.3
原子炉圧力容器	SFVQ1A	2,606	1.81.E-08	2.10.E+05	0.3	
動力変換容器	機器以外	SQV1A SFVQ1A	829	7.83.E-09	2.10.E+05	0.3
	タービン	Ni基耐熱合金	172	6.08.E-08	2.10.E+05	0.3
	圧縮機	17-4PH	172	2.55.E-08	2.10.E+05	0.3
	発電機	—	172	2.19.E-08	2.10.E+05	0.3
二重配管	SQV1A	469	1.22.E-08	2.10.E+05	0.3	

表 3. 2. 1-3 損傷部位の応答値

応答値							
想定される損傷部位	対応要素/節点	評価項目	許容値	荷重倍率			
				1倍	3倍	5倍	10倍
逆止ダンパ	節点15	加速度	6400	1893	3252	3915	5098
逆止ダンパ	節点14	加速度	6400	2255	3281	4209	6116
逆止ダンパ	節点13	加速度	6400	626	1748	3141	7965
炉室天井	要素8	せん断ひずみ	5.36E-03	3.93E-05	1.23E-04	1.94E-04	9.88E-04
流路壁	要素10	せん断ひずみ	5.36E-03	5.11E-05	1.57E-04	2.65E-04	1.69E-03
スタンドパイプ	要素7	機器モデルで評価					
炉容器冷却設備冷却パネル	要素6						
原子炉圧力容器支持ブラケット	要素5						

表 3. 2. 1-4 応答値まとめ ミーゼス応力

評価部位	材料	評価応力	解析結果	許容応力	限界応力	比率 ミーゼス応力/限界応力
ブラケット	SQV2A	膜応力	17	331	581	0.03
		膜+曲げ応力	6	496		0.01
スランドパイプ	SFVQ1A	膜応力	28	333	584	0.05
		膜+曲げ応力	31	499		0.05
二重管 1	SFVQ1A	膜応力	22	333	584	0.04
		膜+曲げ応力	27	499		0.05
二重管 2	SFVQ1A	膜応力	25	333	584	0.04
		膜+曲げ応力	26	499		0.04

表 3. 2. 1-5 固有値解析結果 (NS 方向) 地盤ばねモデル (側面ばねなし)

(a) 質点系モデル (H29) : S 有

(b) 3次元詳細モデル(H29) : S 有

mode	振動数 (Hz)	周期 (s)	刺激係数
1	1.080	0.926	1.920
2	2.555	0.391	-2.690
3	2.909	0.344	1.403
4	3.208	0.312	1.097
5	9.792	0.102	-0.014
6	11.172	0.090	0.041
7	16.641	0.060	0.003
8	18.024	0.055	-0.019
9	24.642	0.041	0.009
10	25.720	0.039	0.002

地盤ばねモデル 3DFEM			
MODE	NS-X		
	振動数 (Hz)	周期 (s)	刺激係数
1	1.231	0.812	0.030
2	1.387	0.721	1.850
3	1.668	0.600	1.000
4	1.745	0.573	-1.916
5	2.177	0.459	-0.003
6	2.829	0.353	-3.878
7	2.913	0.343	0.056
8	2.979	0.336	0.737
9	3.389	0.295	2.743
10	3.593	0.278	-0.937
11	3.753	0.266	-5.819
12	3.796	0.263	4.656

※ S:圧力放出スタック

建屋質点系モデルの

←1次モード (地盤連成1次)

←2次モード (1通り1次)

←3次モード (4通り1次)

←4次モード (建屋1次)  
に相当

表 3.2.1-6 応答値まとめ ミーゼス応力 (w26)

(a) スタンドパイプ

地震波	評価部位	材料	評価応力	解析結果	許容応力	限界応力	比率 ミーゼス応力/限界応力
0900_w26 1Dばらつきなし	スタンドパイプ	SFVQ1A	膜応力	130	333	584	0.22
			膜+曲げ応力	170	499		0.29

地震波	評価部位	材料	評価応力	解析結果	許容応力	限界応力	比率 ミーゼス応力/限界応力
0900_w26 3Dばらつきなし	スタンドパイプ	SFVQ1A	膜応力	94	333	584	0.16
			膜+曲げ応力	117	499		0.20

(b) ブラケット

地震波	評価部位	材料	評価応力	解析結果	許容応力	限界応力	比率 ミーゼス応力/限界応力
0900_w26 1Dばらつきなし	ブラケット	SQV2A	膜応力	37	331	581	0.06
			膜+曲げ応力	63	496		0.11

地震波	評価部位	材料	評価応力	解析結果	許容応力	限界応力	比率 ミーゼス応力/限界応力
0900_w26 3Dばらつきなし	ブラケット	SQV2A	膜応力	22	331	581	0.04
			膜+曲げ応力	41	496		0.07

(c) 二重管 1

地震波	評価部位	材料	評価応力	解析結果	許容応力	限界応力	比率 ミーゼス応力/限界応力
0900_w26 1Dばらつきなし	二重管1	SFVQ1A	膜応力	105	333	584	0.18
			膜+曲げ応力	118	499		0.20

地震波	評価部位	材料	評価応力	解析結果	許容応力	限界応力	比率 ミーゼス応力/限界応力
0900_w26 3Dばらつきなし	二重管1	SFVQ1A	膜応力	46	333	584	0.08
			膜+曲げ応力	60	499		0.10

(d) 二重管 2

地震波	評価部位	材料	評価応力	解析結果	許容応力	限界応力	比率 ミーゼス応力/限界応力
0900_w26 1Dばらつきなし	二重管2	SFVQ1A	膜応力	230	333	584	0.39
			膜+曲げ応力	335	499		0.57

地震波	評価部位	材料	評価応力	解析結果	許容応力	限界応力	比率 ミーゼス応力/限界応力
0900_w26 3Dばらつきなし	二重管2	SFVQ1A	膜応力	99	333	584	0.17
			膜+曲げ応力	144	499		0.25

表 3.2.1-7 燃料温度に対する重要因子の感度解析結果

重要因子		感度係数	
		燃料最高温度	再臨界後燃料温度
ドップラ反応度		0.0	0.0
減速材温度反応度		0.0	0.2
キセノン反応度		0.0	0.2
中性子源効果		0.0	0.0
動特性パラメータ		0.0	0.0
崩壊熱		0.6	0.0
熱伝達	炉内	0.0	0.0
	炉外	0.0	0.0
熱伝導	炉内	0.2	0.0
	炉外	0.0	0.0
熱容量	炉内	0.2	0.0
	炉外	0.0	0.0
輻射	炉内	0.0	0.0
	炉外	0.1	0.0

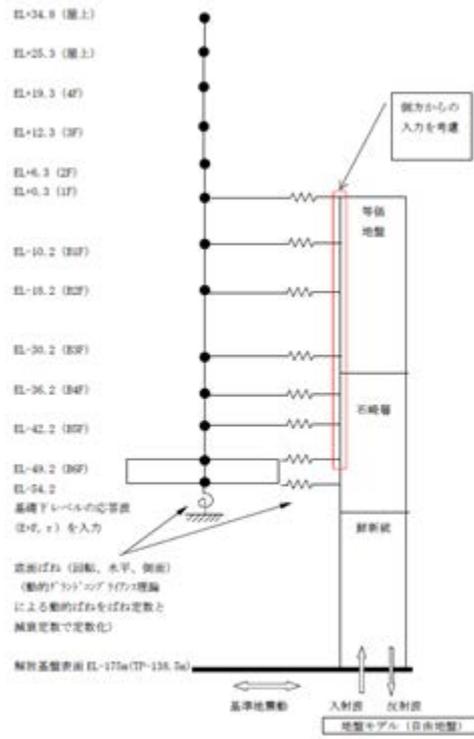


図 3.2.1-1 地震応答解析法の概要

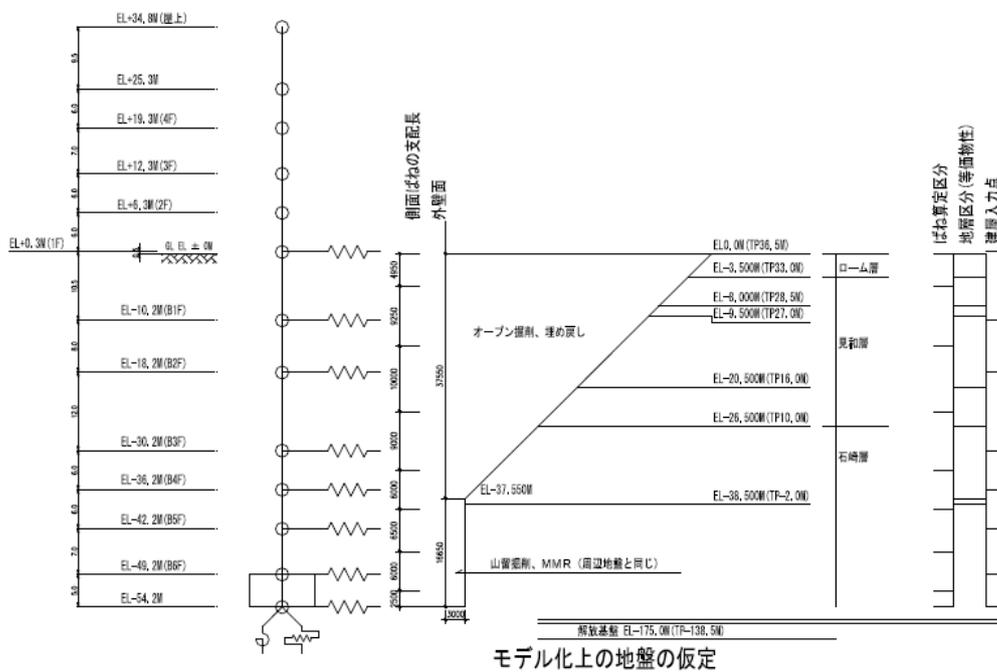


図 3.2.1-2 モデル化上の地盤仮定

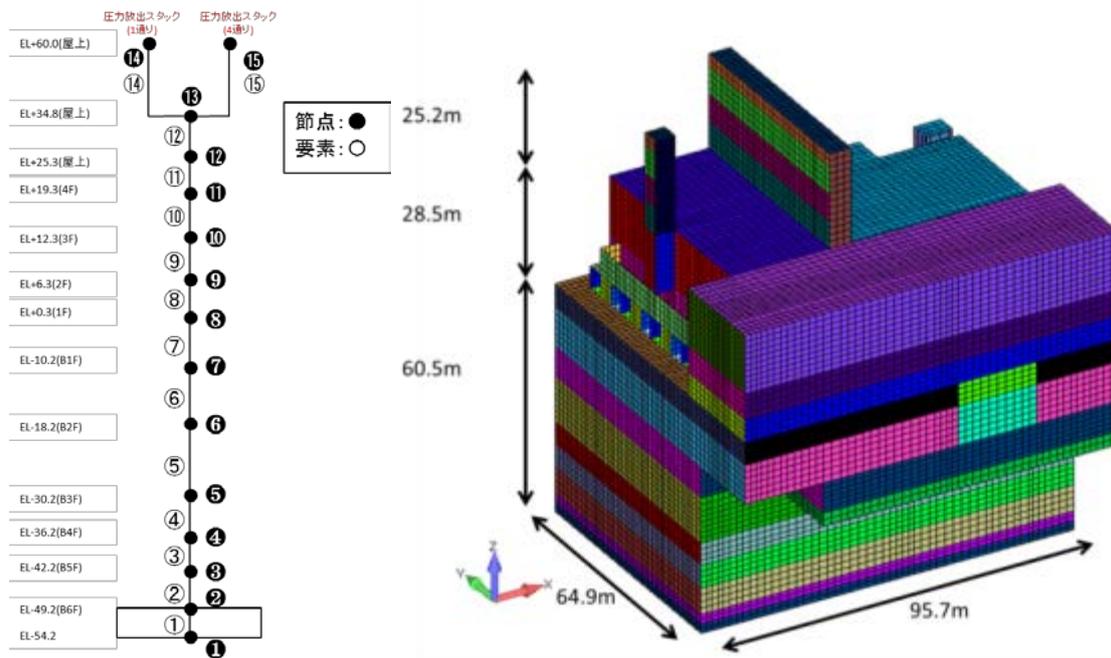


図 3.2.1-3 モデルプラント建屋モデル (左: 建屋質点系モデル、右: 三次元詳細モデル)

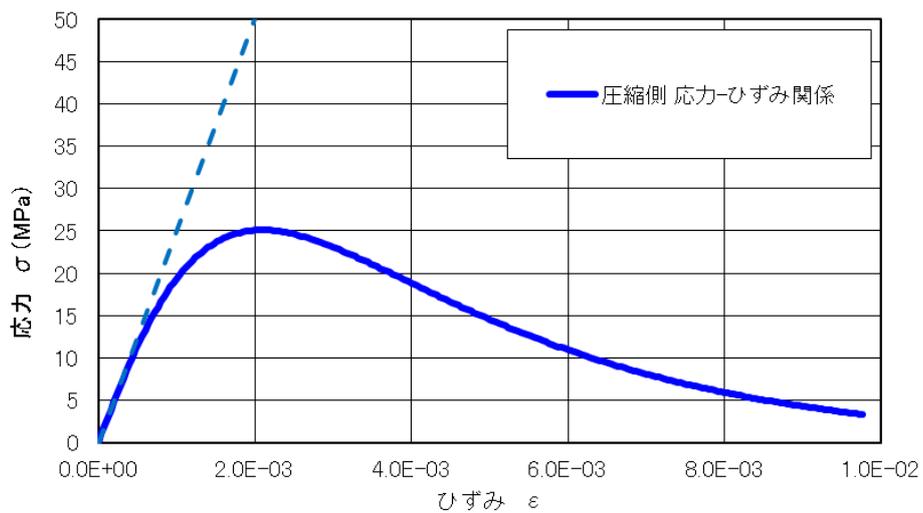


図 3.2.1-4 前川モデルによる応力-ひずみ関係

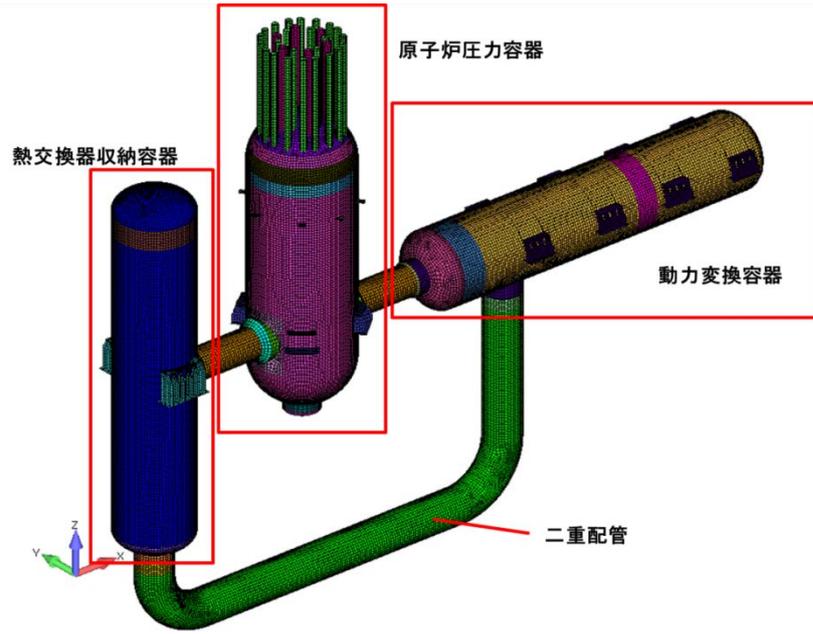
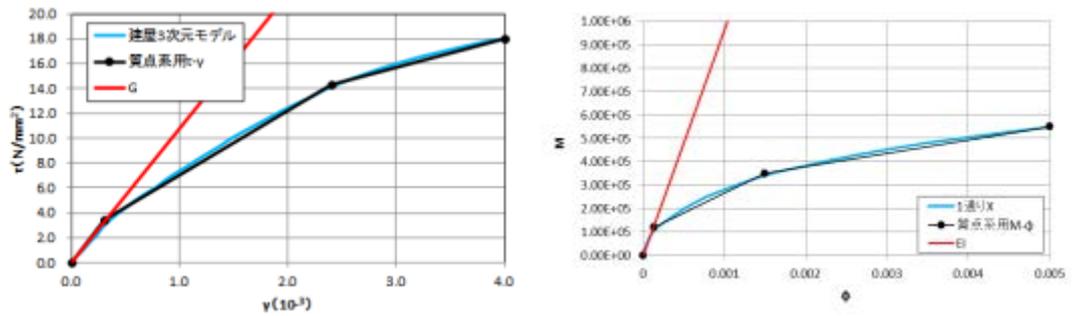


図 3. 2. 1-5 原子炉構造の三次元有限要素モデル



(a) 層 2 の  $\tau$ - $\gamma$  関係

(b) 層 14 の M- $\phi$  関係

図 3. 2. 1-6 復元力特性の設定

評価位置	鳥瞰図	XZ断面
+Y方向壁		
-Y方向壁		
中央壁		

図 3. 2. 1-7 建屋三次元モデルの評価位置

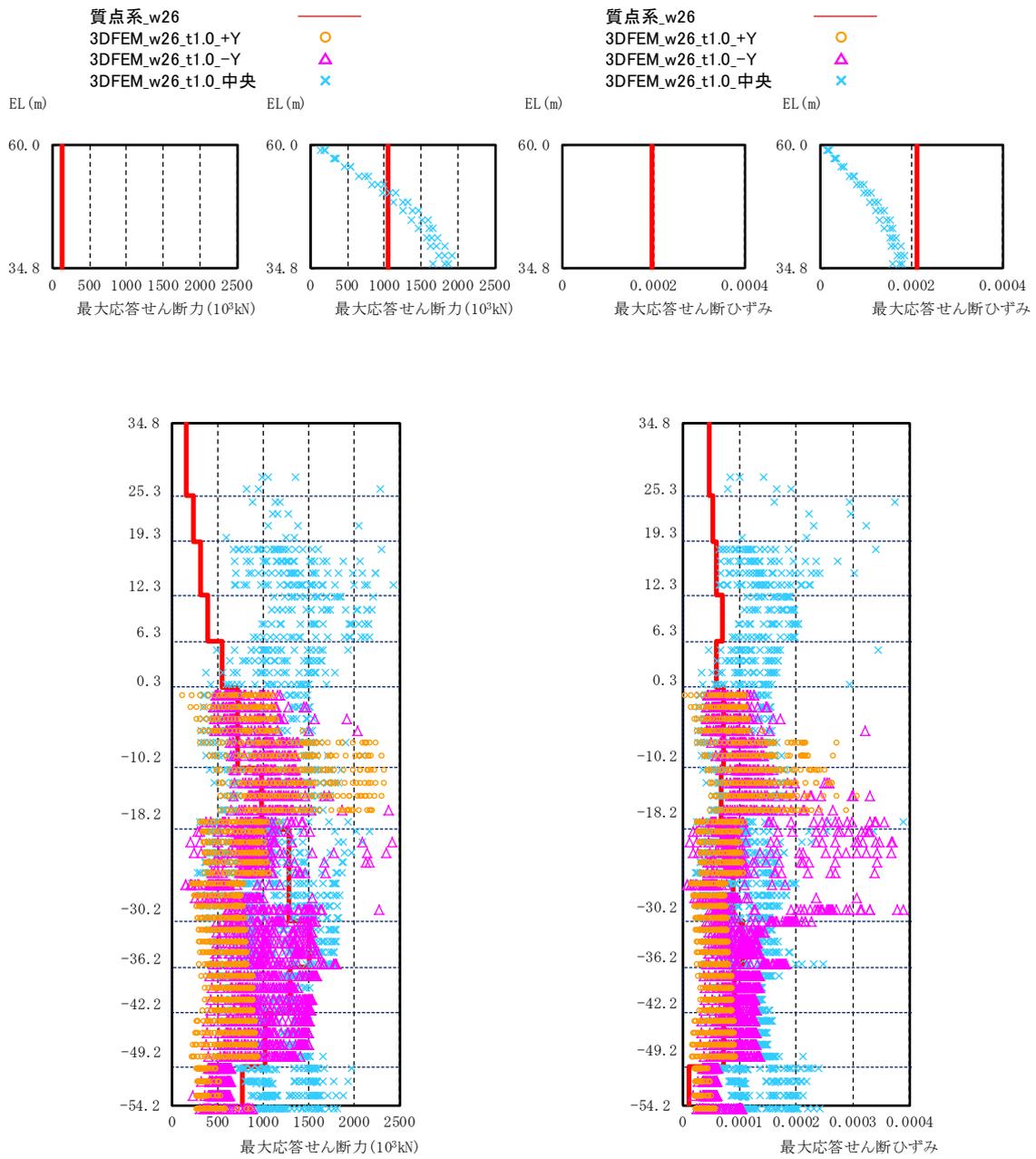


図 3.2.1-8 三次元詳細モデルを用いた地震応答解析結果の例  
 (最大応答せん断力、最大応答せん断ひずみの高さ方向分布、側面ばねあり、W26)

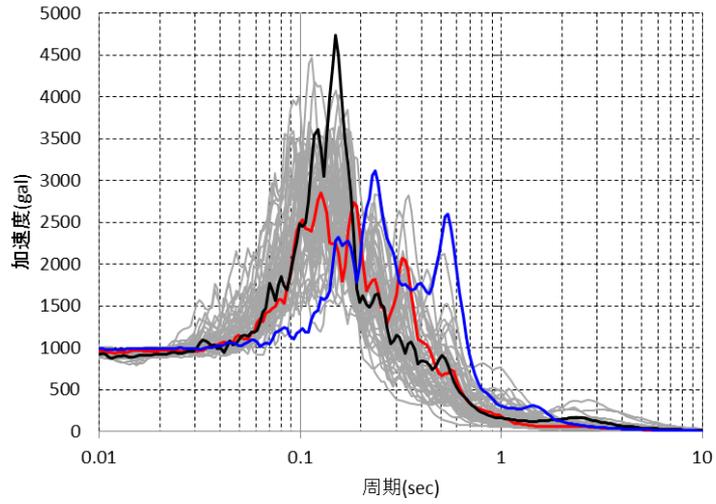


図 3.2.1-9 3種類の地震動の加速度応答スペクトル  
(解放基盤面における最大加速度 900-1000 gal の地震波(黒 : W24、赤 : W26、青 : W46) )

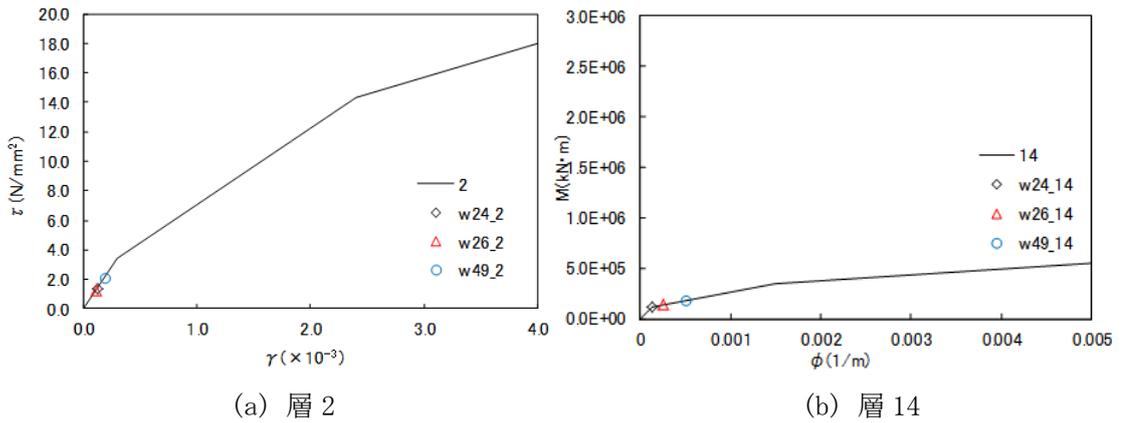


図 3.2.1-10 3種類の地震動による最大応答値

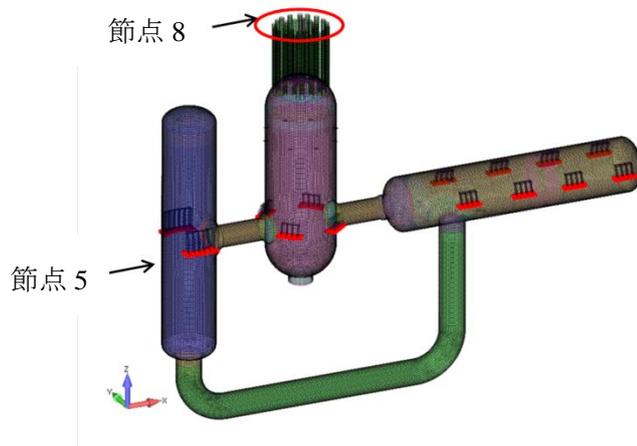


図 3.2.1-11 機器モデルの入力位置

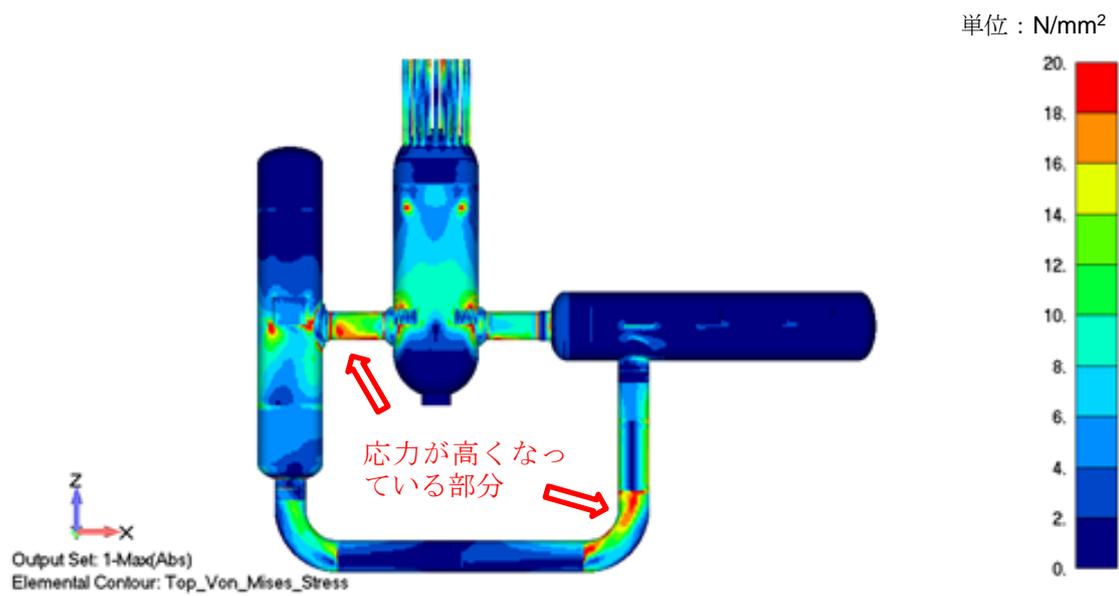


図 3. 2. 1-12 原子炉構造の応力分布例

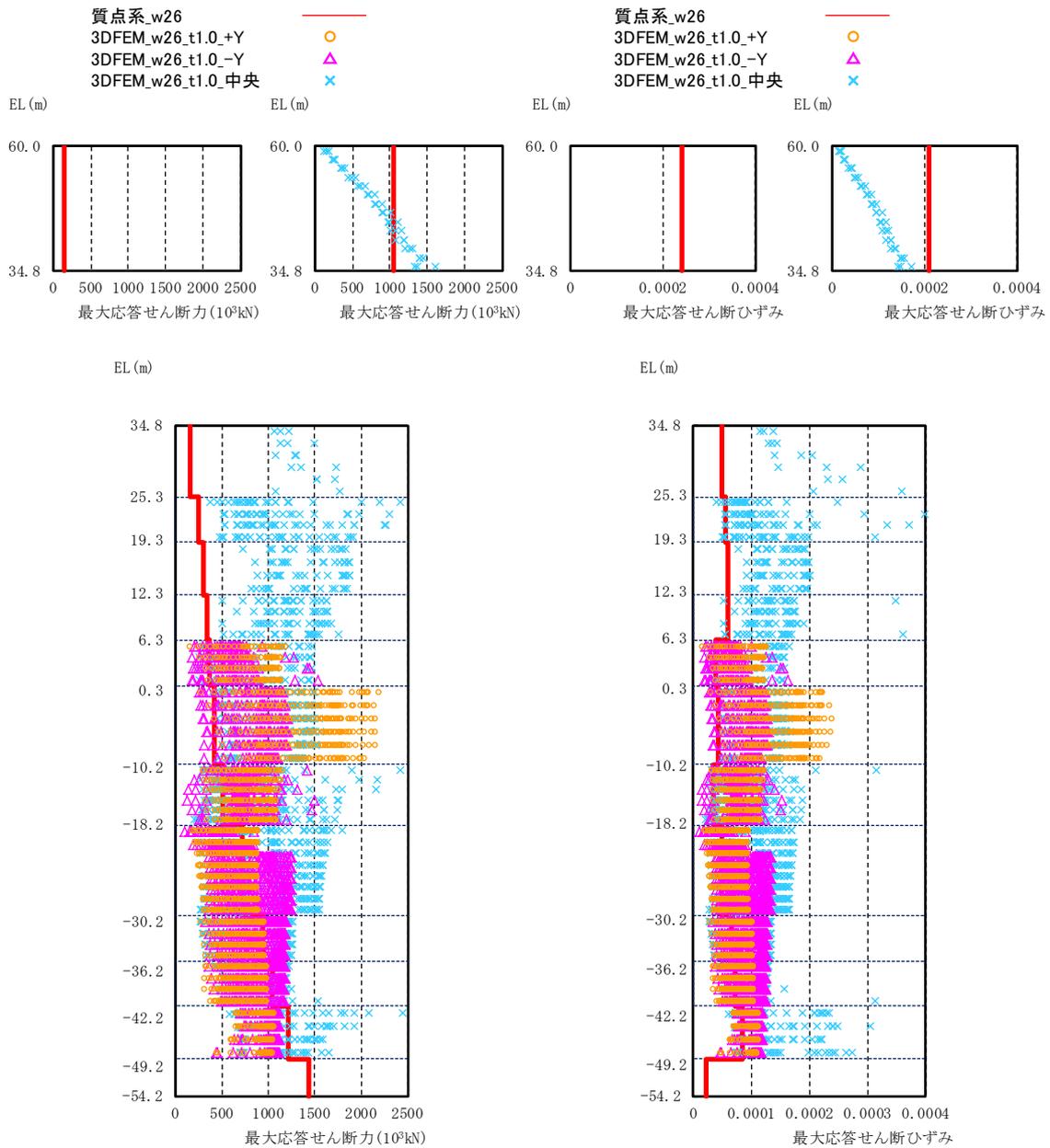
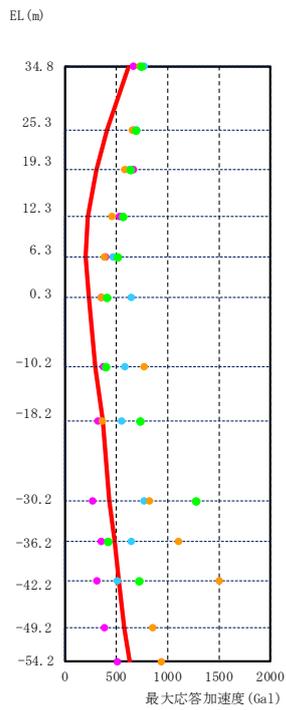
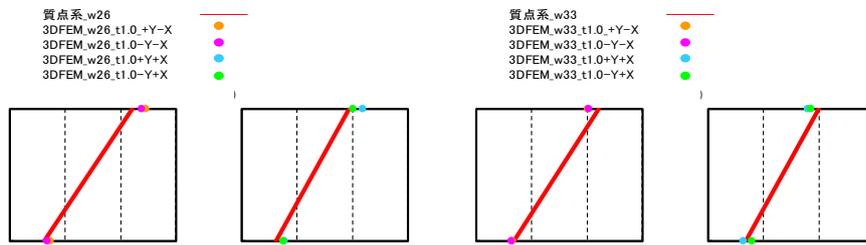
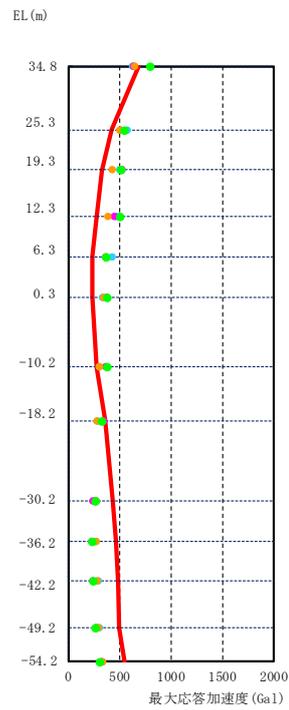


図 3.2.1-13 建屋質点系モデル及び三次元詳細モデルを用いた地震応答解析結果の例  
 (最大応答せん断力、最大応答せん断ひずみの高さ方向分布、側面ばねなし、W26)

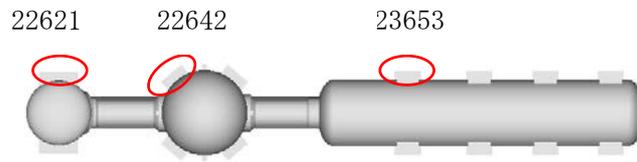
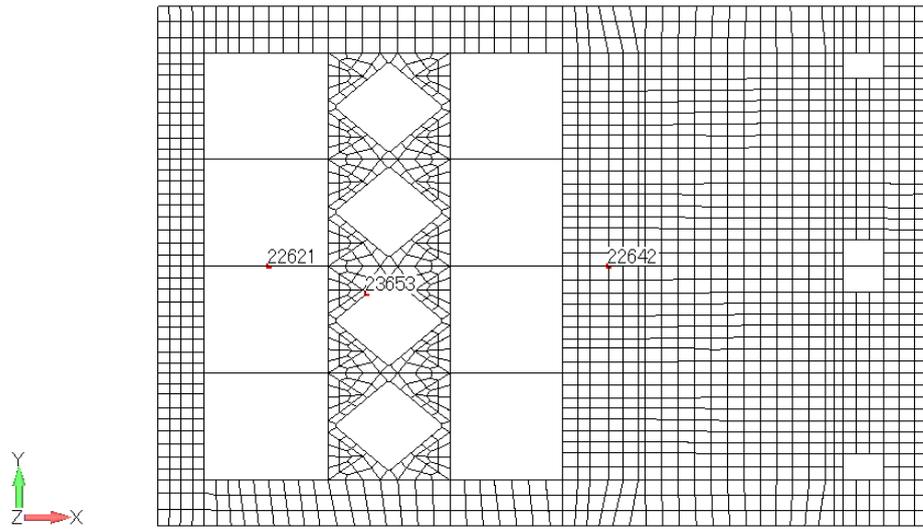


(a) w26



(b) w33

図 3.2.1-14 建屋質点系モデル及び三次元詳細モデルを用いた地震応答解析結果の例  
 (最大応答加速度の高さ方向分布、側面ばねなし)



熱交換器収納容器      原子炉压力容器      動力変換容器

図 3. 2. 1-15 出力位置 (B3F 節点 5)

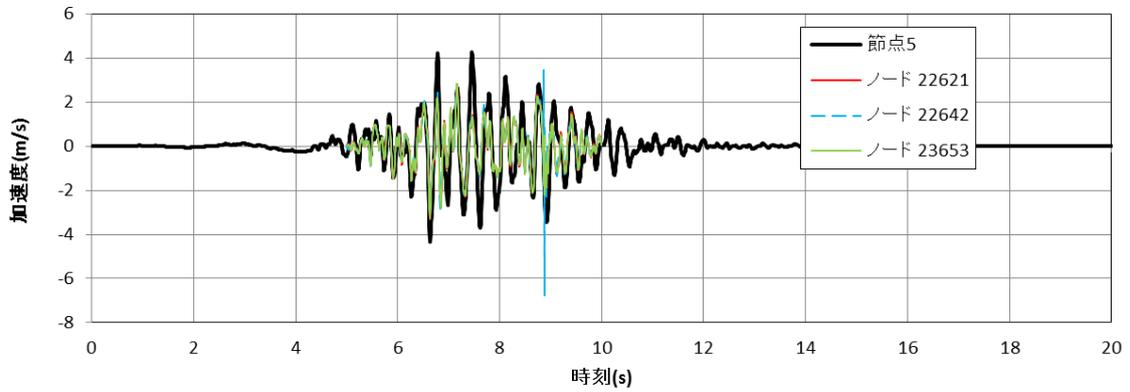


図 3. 2. 1-16 応答加速度波形 (B3F、w26)

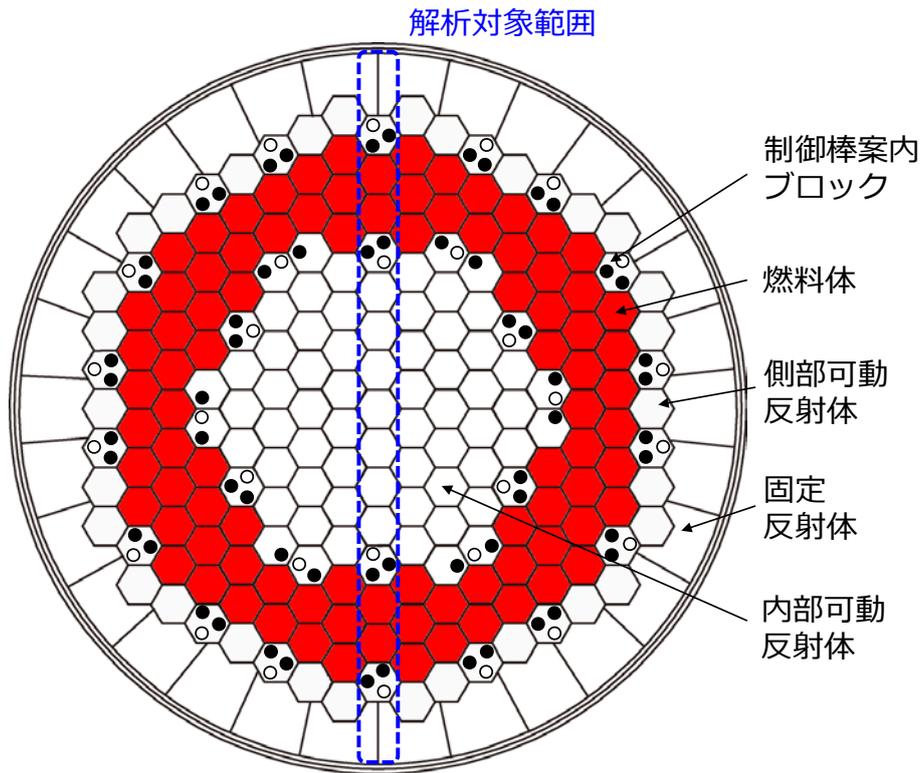


図 3. 2. 1-17 モデルプラント原子炉水平断面

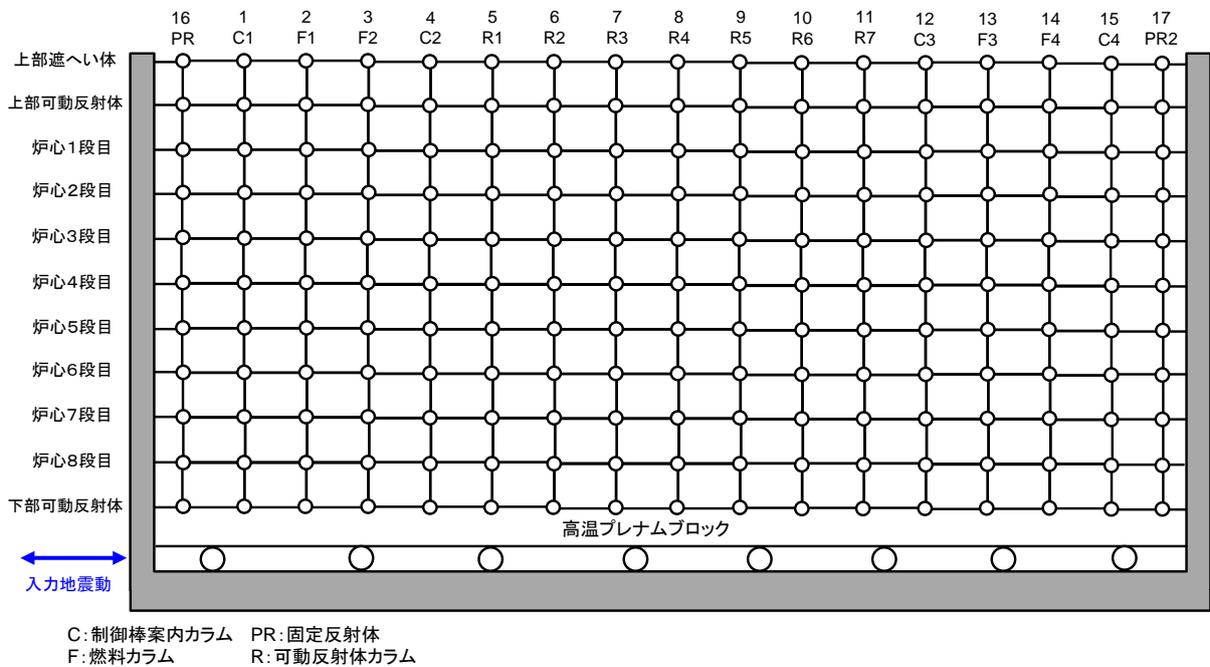


図 3. 2. 1-18 黒鉛構造物地震応答計算モデル

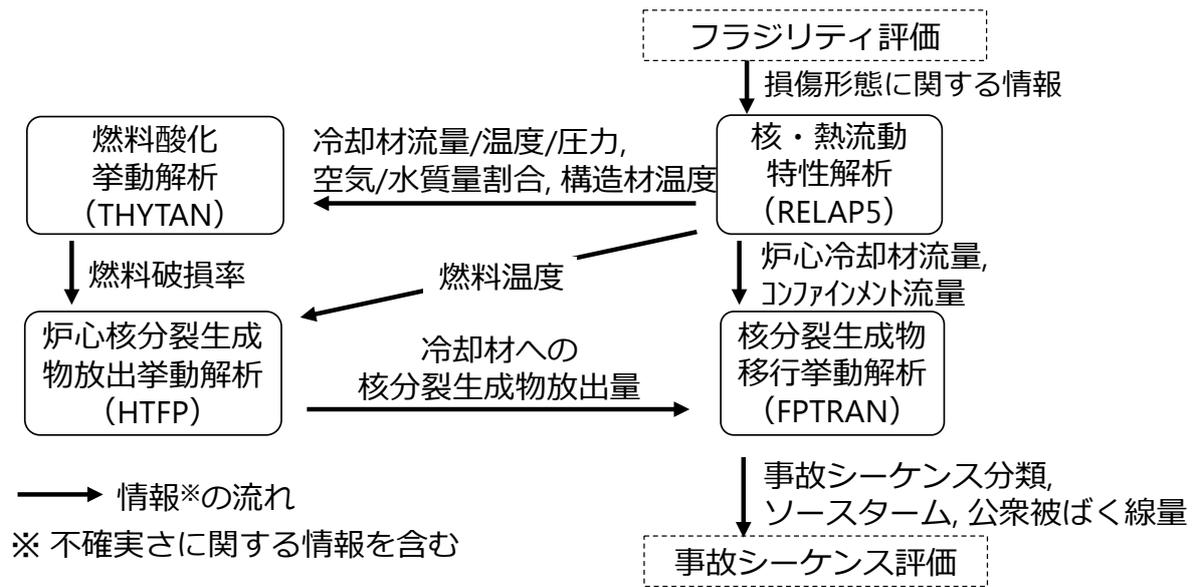


図 3.2.1-19 ソースターム計算コードシステムの構成

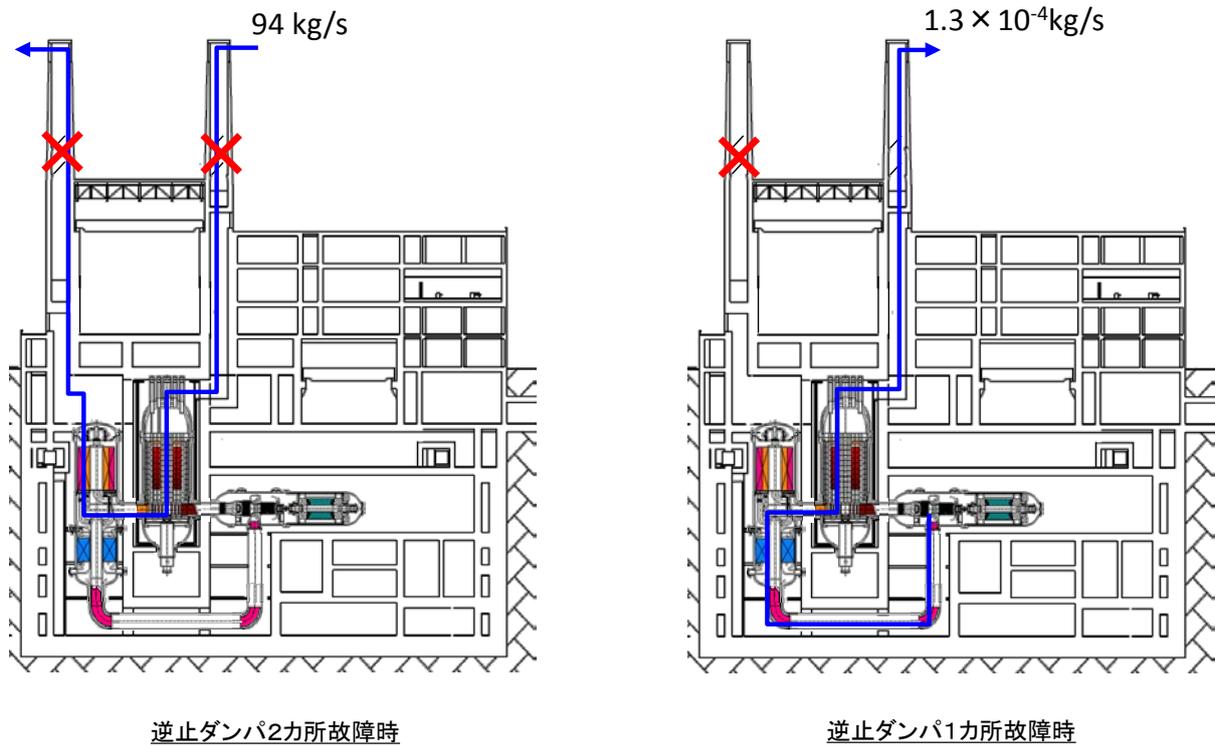


図 3.2.1-20 逆止ダンパー損傷時のコンファインメント自然循環流挙動評価結果

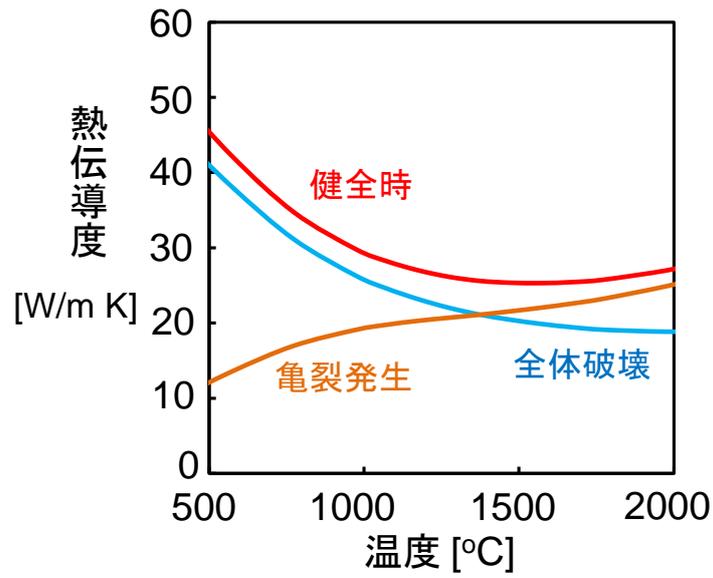


図 3. 2. 1-21 健全時と各損傷モードにおける炉心構成要素の有効熱伝導度

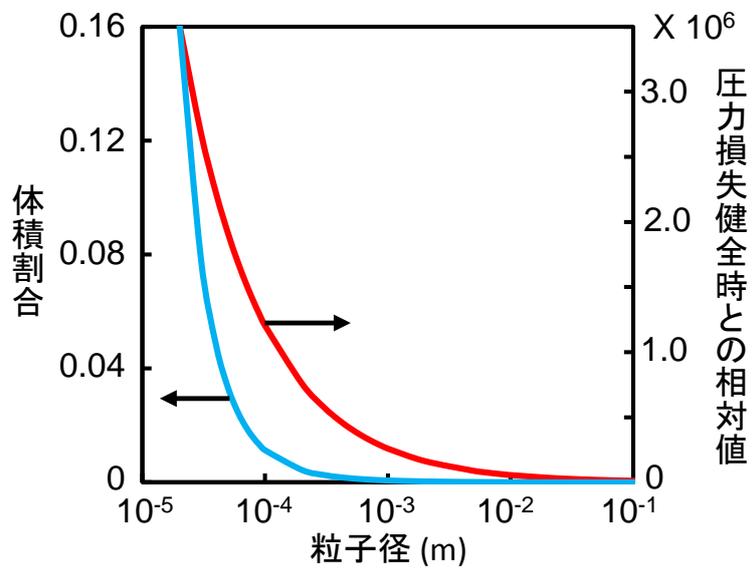


図 3. 2. 1-22 粒子径と体積割合及び圧力損失の関係

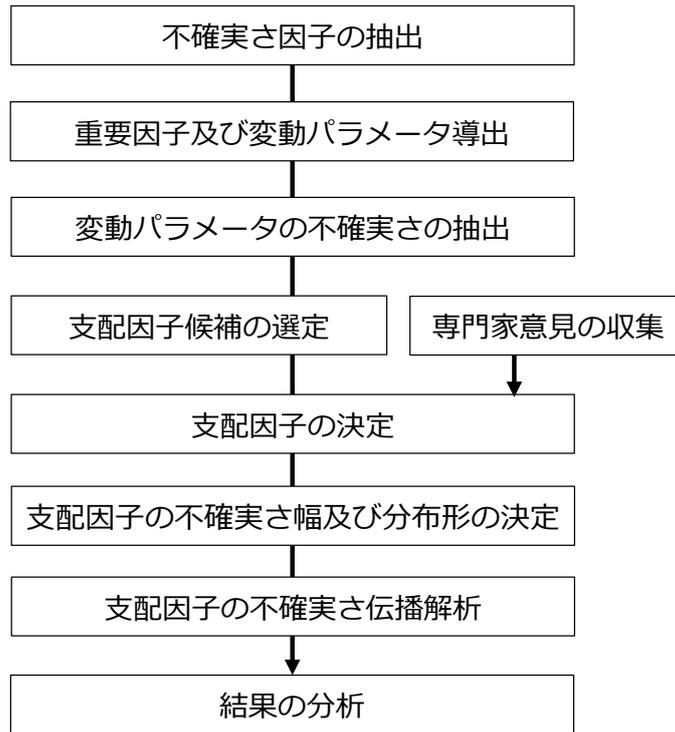


図 3. 2. 1-23 不確かさ因子分析実施フロー

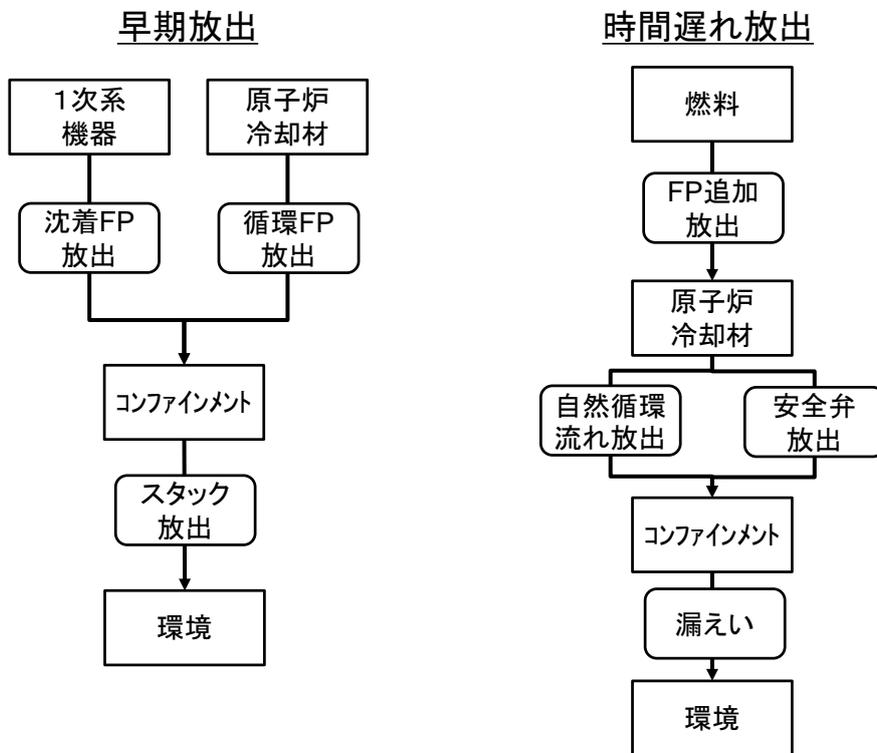


図 3. 2. 1-24 モデルプラントの事故時放射性物質移行段階及び移行経路

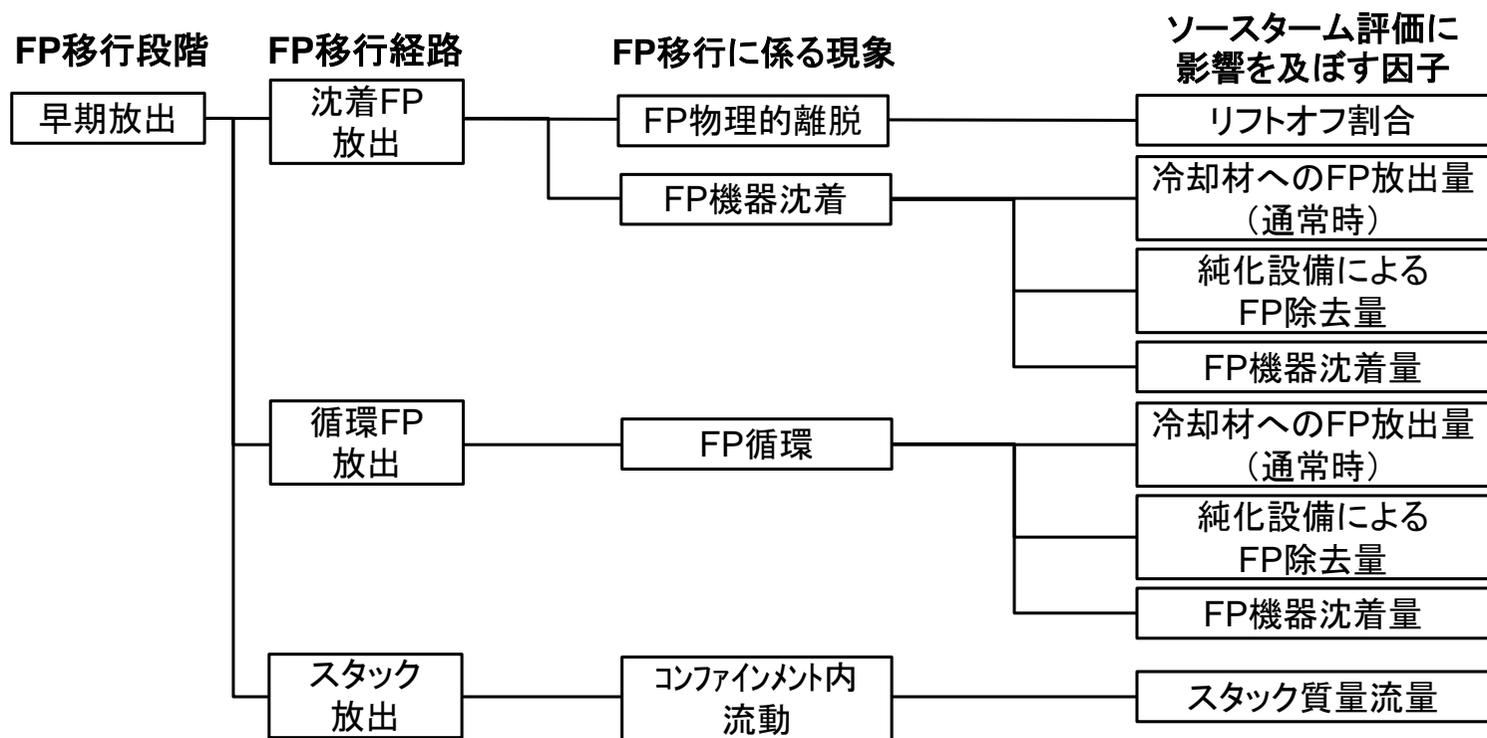


図 3. 2. 1-25 不確かさ因子分析に用いたロジックダイアグラム (1/11)

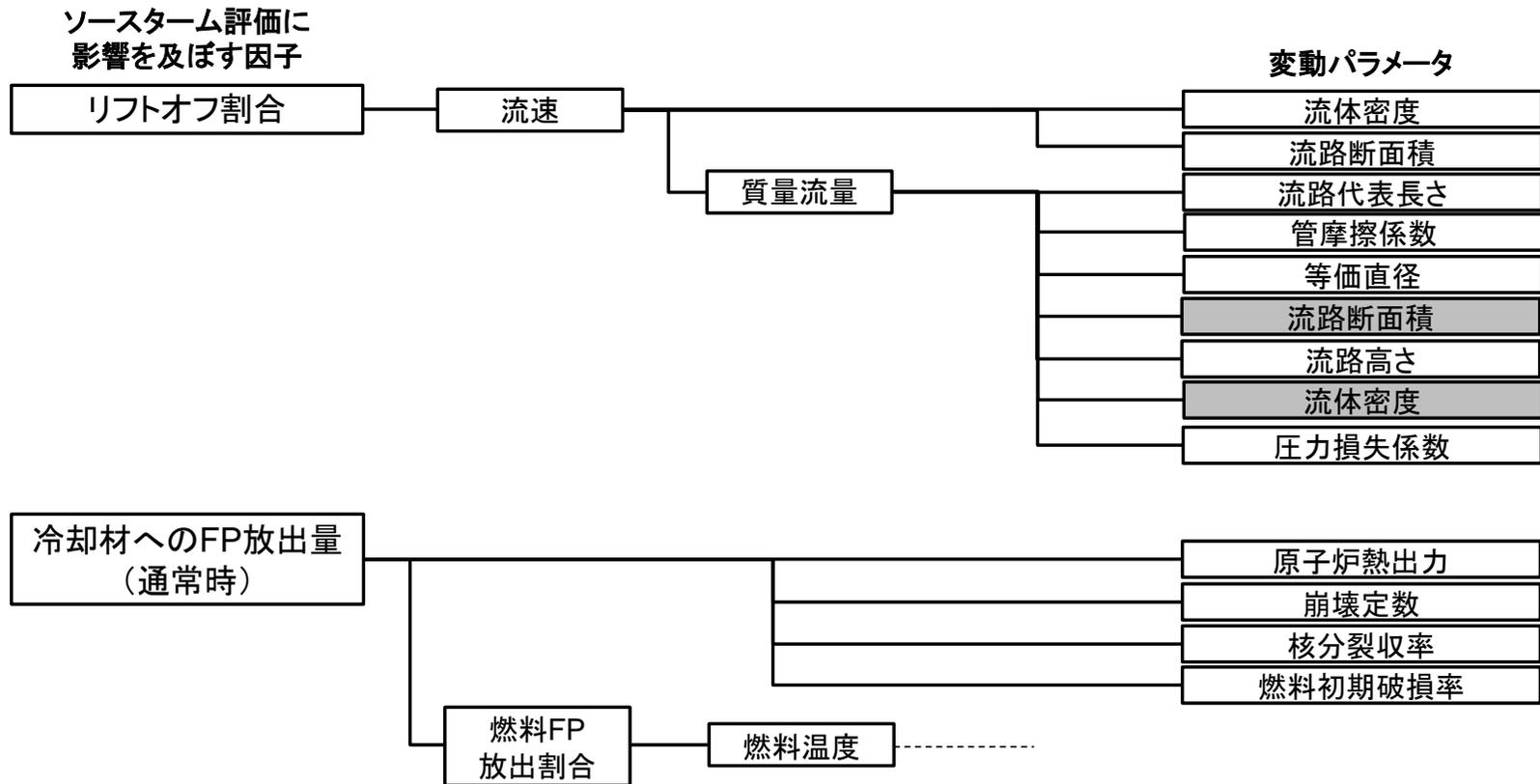


図 3. 2. 1-25 不確かさ因子分析に用いたロジックダイアグラム (2/11)

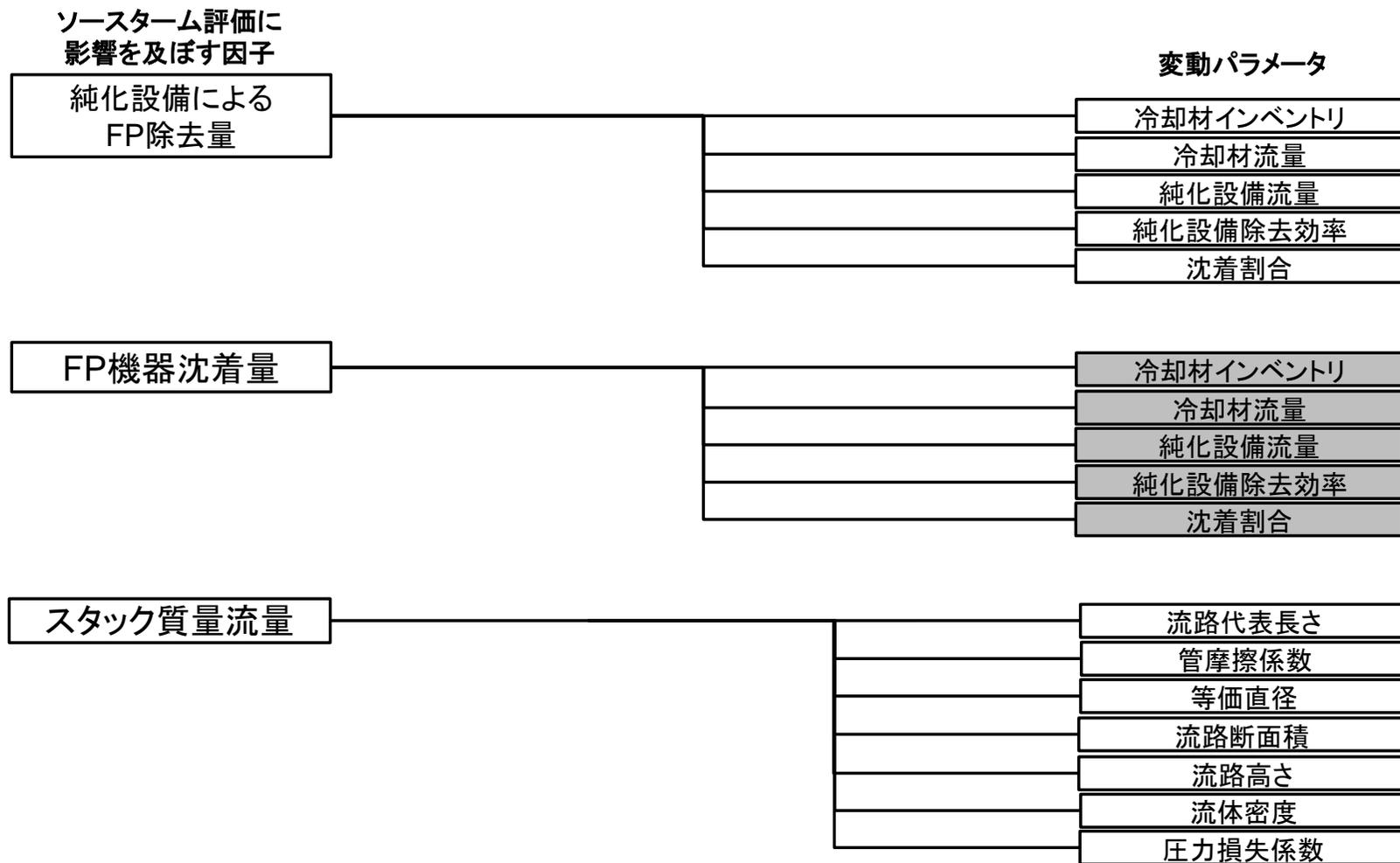


図 3. 2. 1-25 不確かさ因子分析に用いたロジックダイアグラム (3/11)

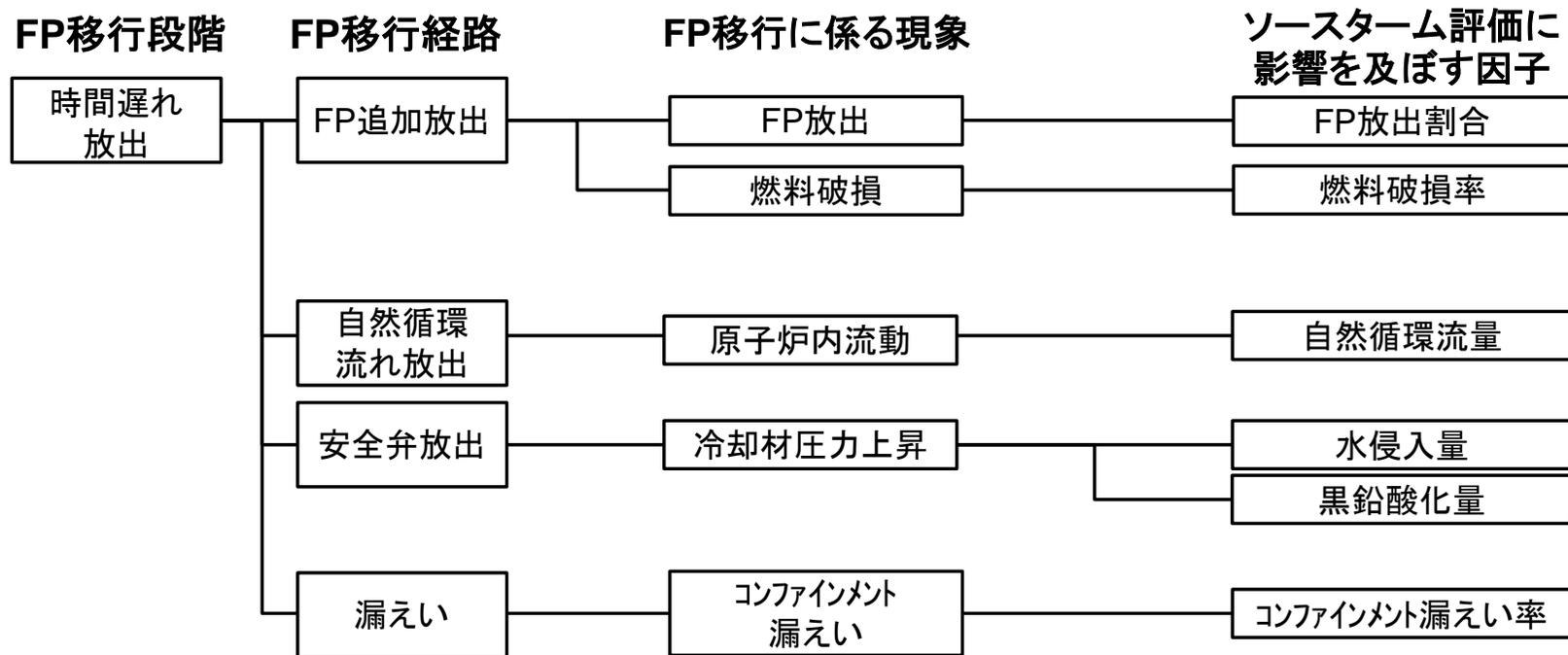


図 3. 2. 1-25 不確実さ因子分析に用いたロジックダイアグラム (4/11)

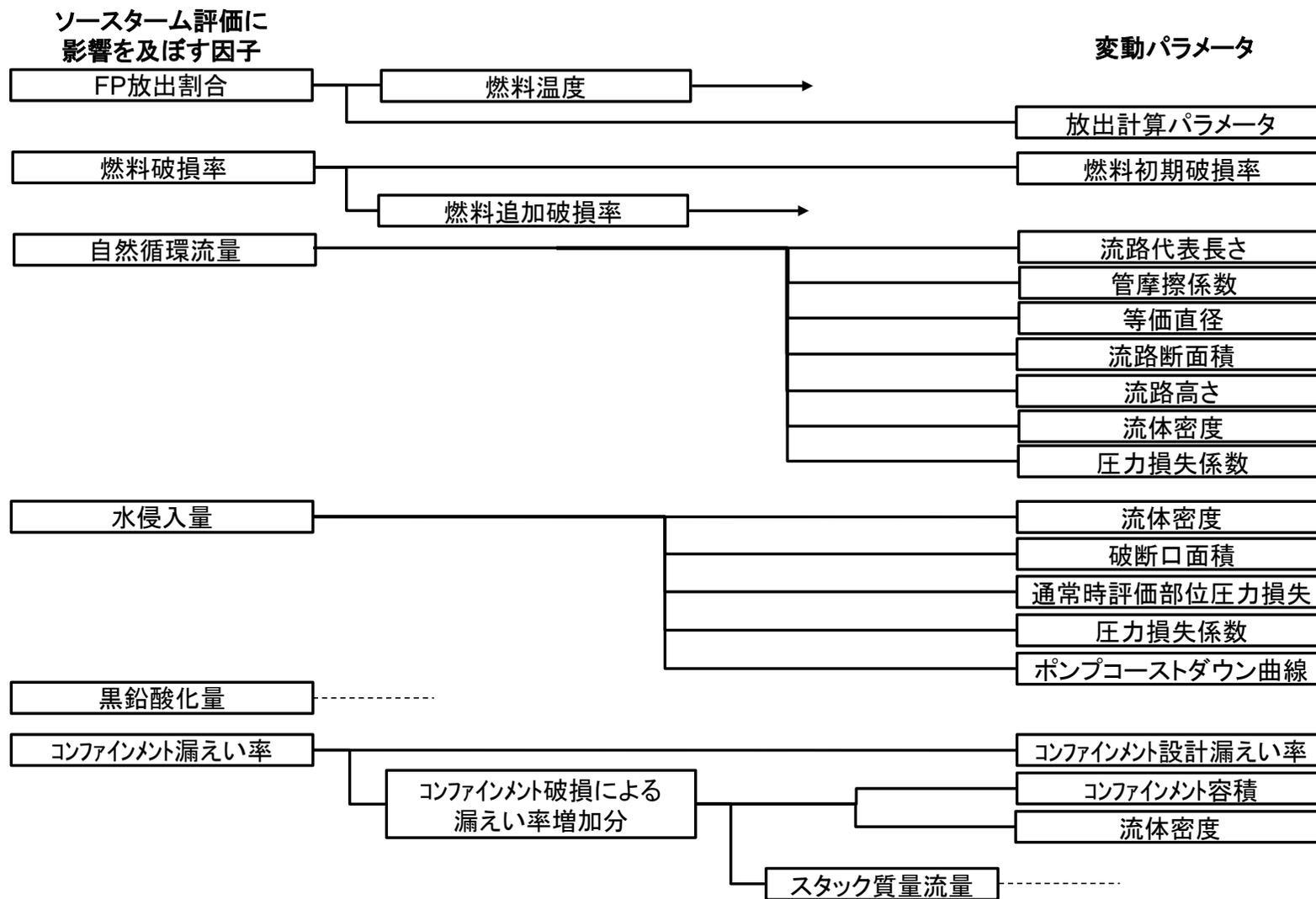


図 3. 2. 1-25 不確かさ因子分析に用いたロジックダイアグラム (5/11)

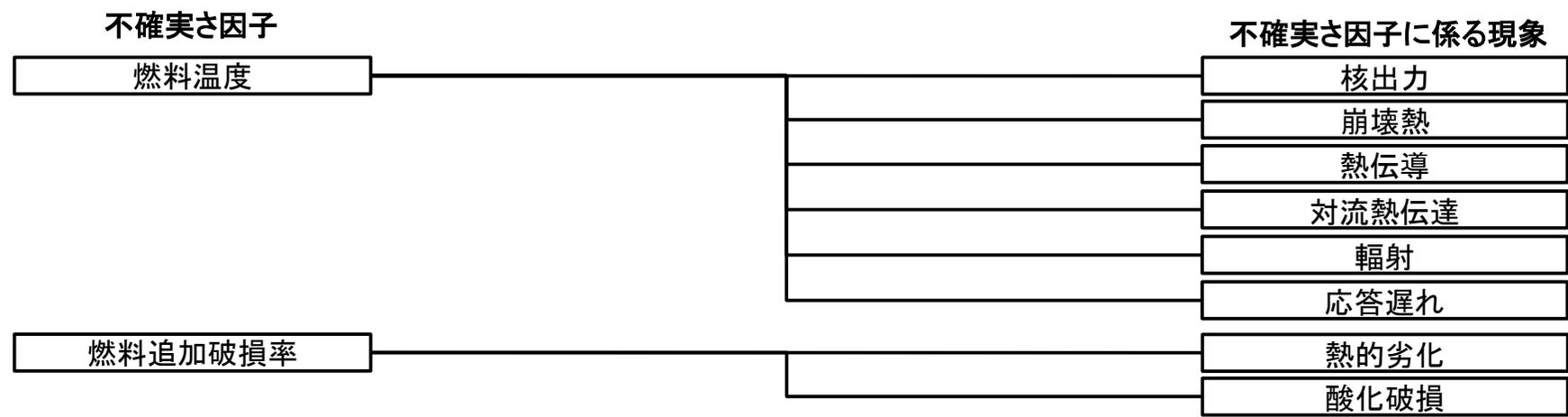


図 3. 2. 1-25 不確かさ因子分析に用いたロジックダイアグラム (6/11)

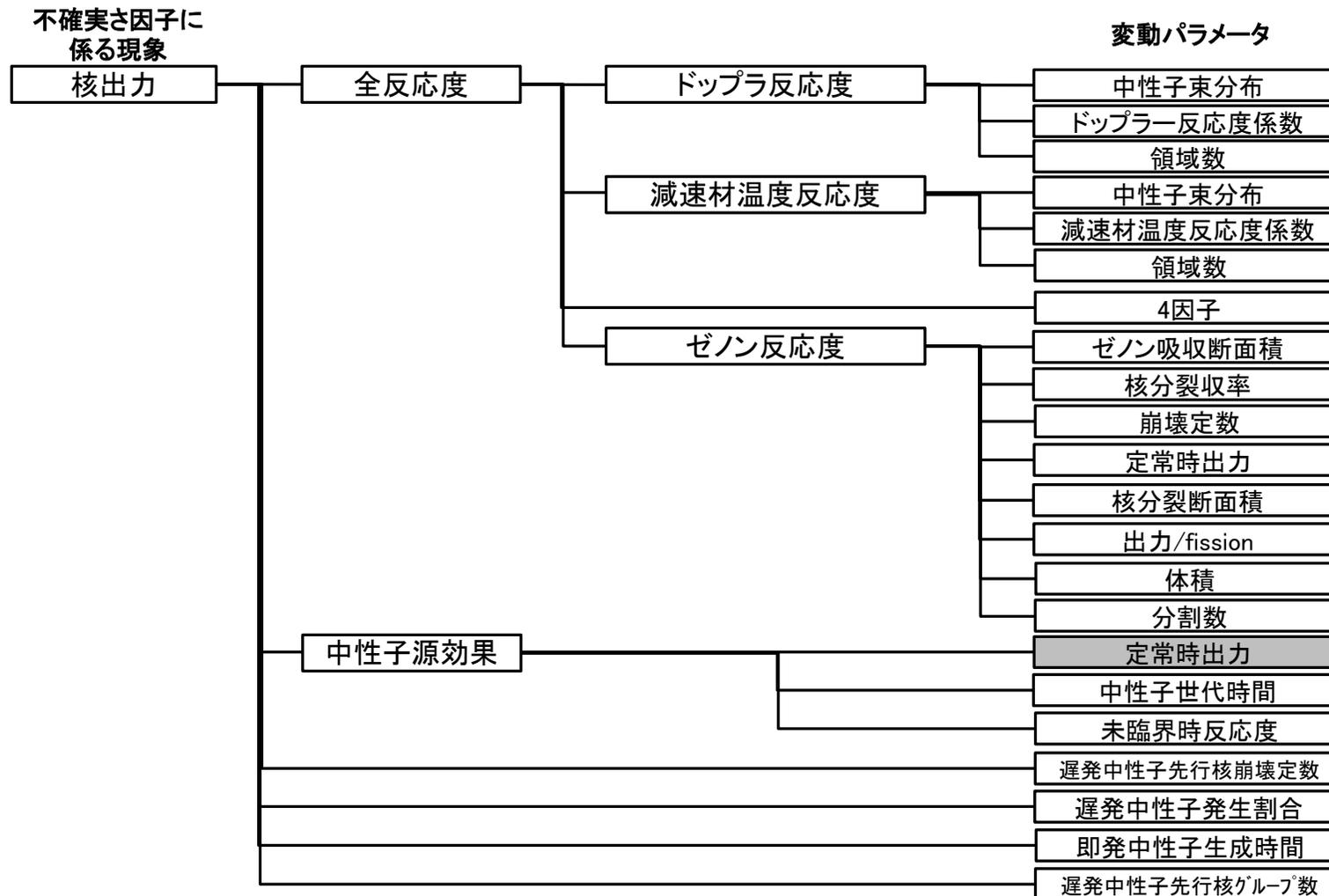


図 3. 2. 1-25 不確かさ因子分析に用いたロジックダイアグラム (7/11)

不確かさ因子に係る現象

変動パラメータ

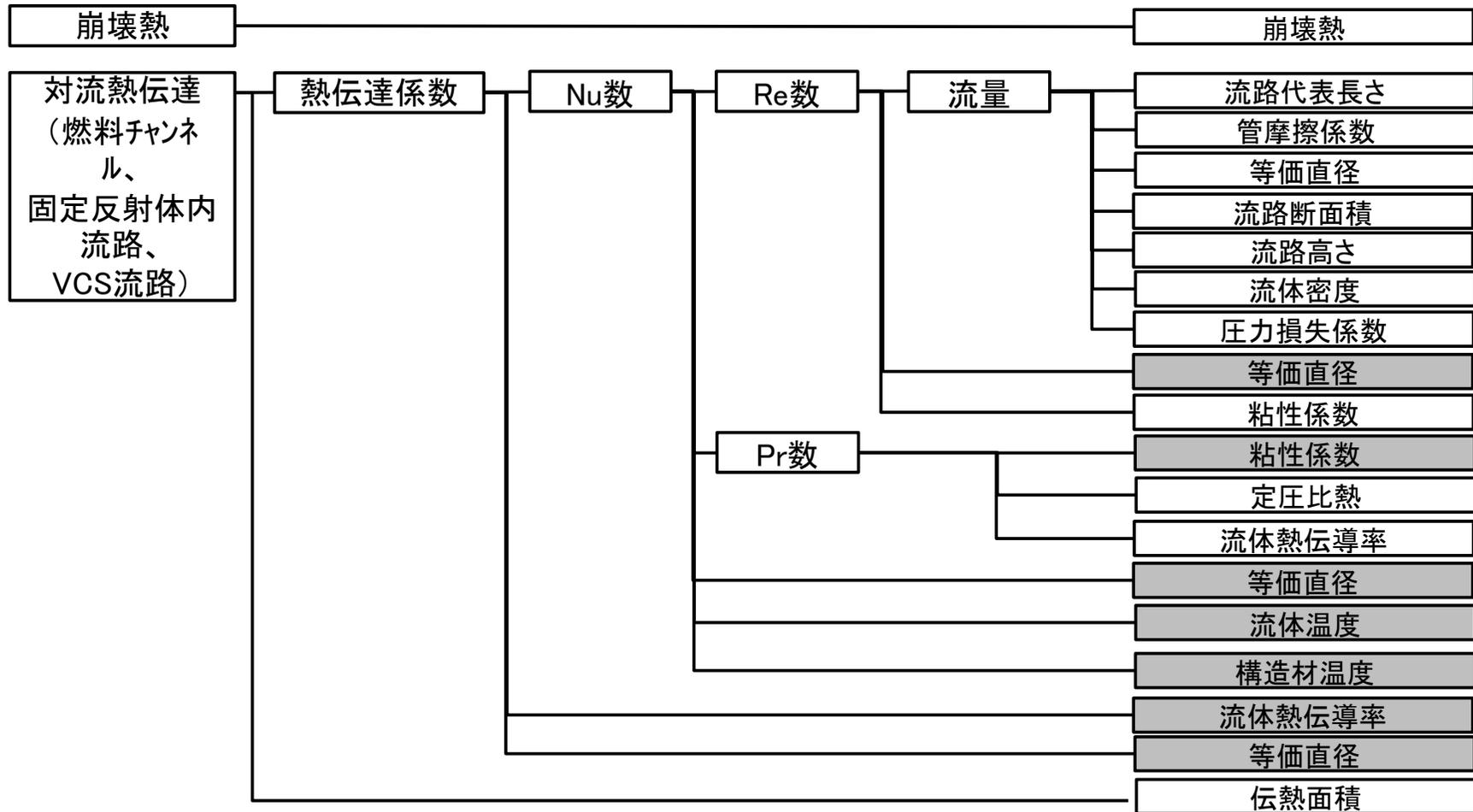


図 3. 2. 1-25 不確かさ因子分析に用いたロジックダイアグラム (8/11)

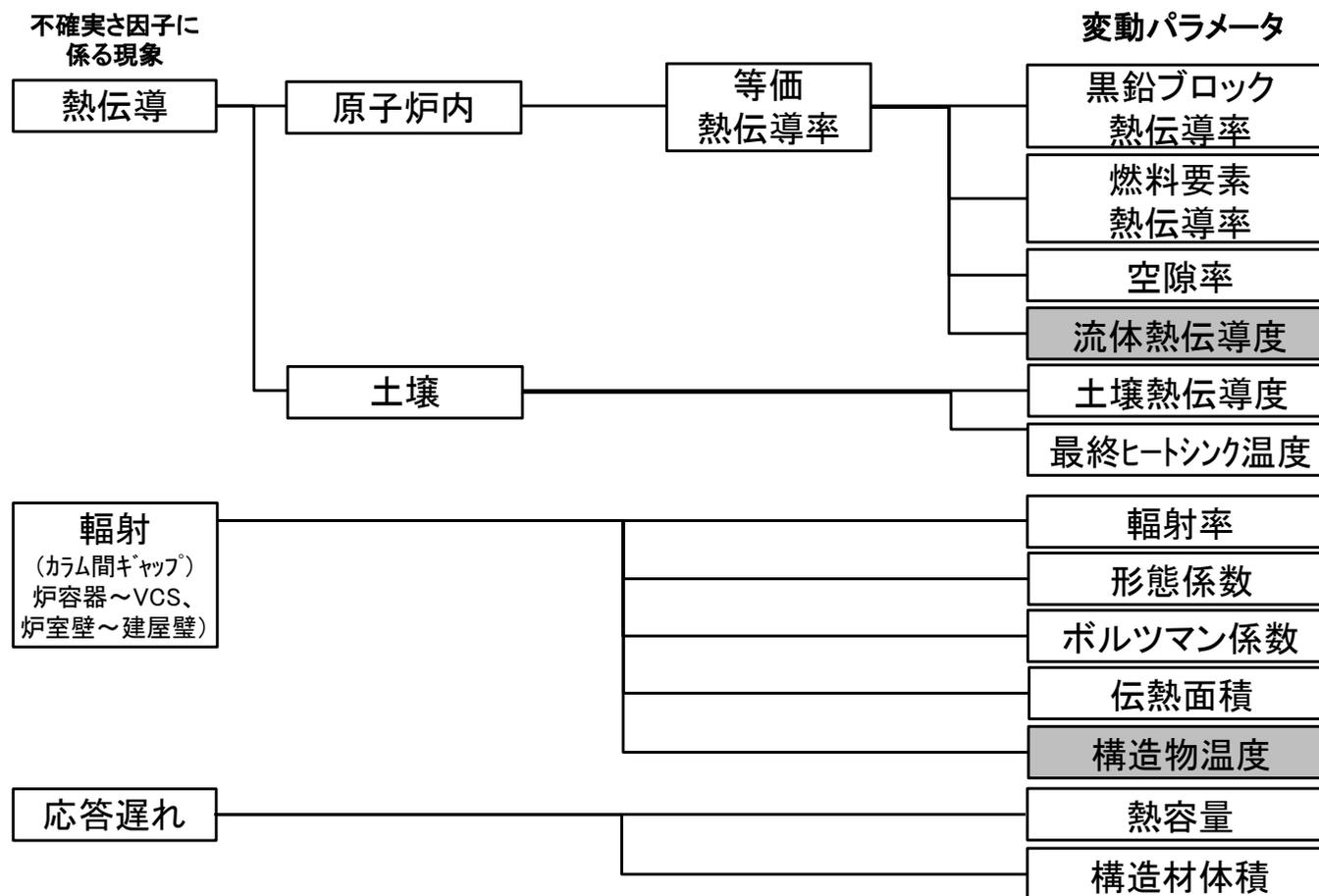


図 3. 2. 1-25 不確かさ因子分析に用いたロジックダイアグラム (9/11)

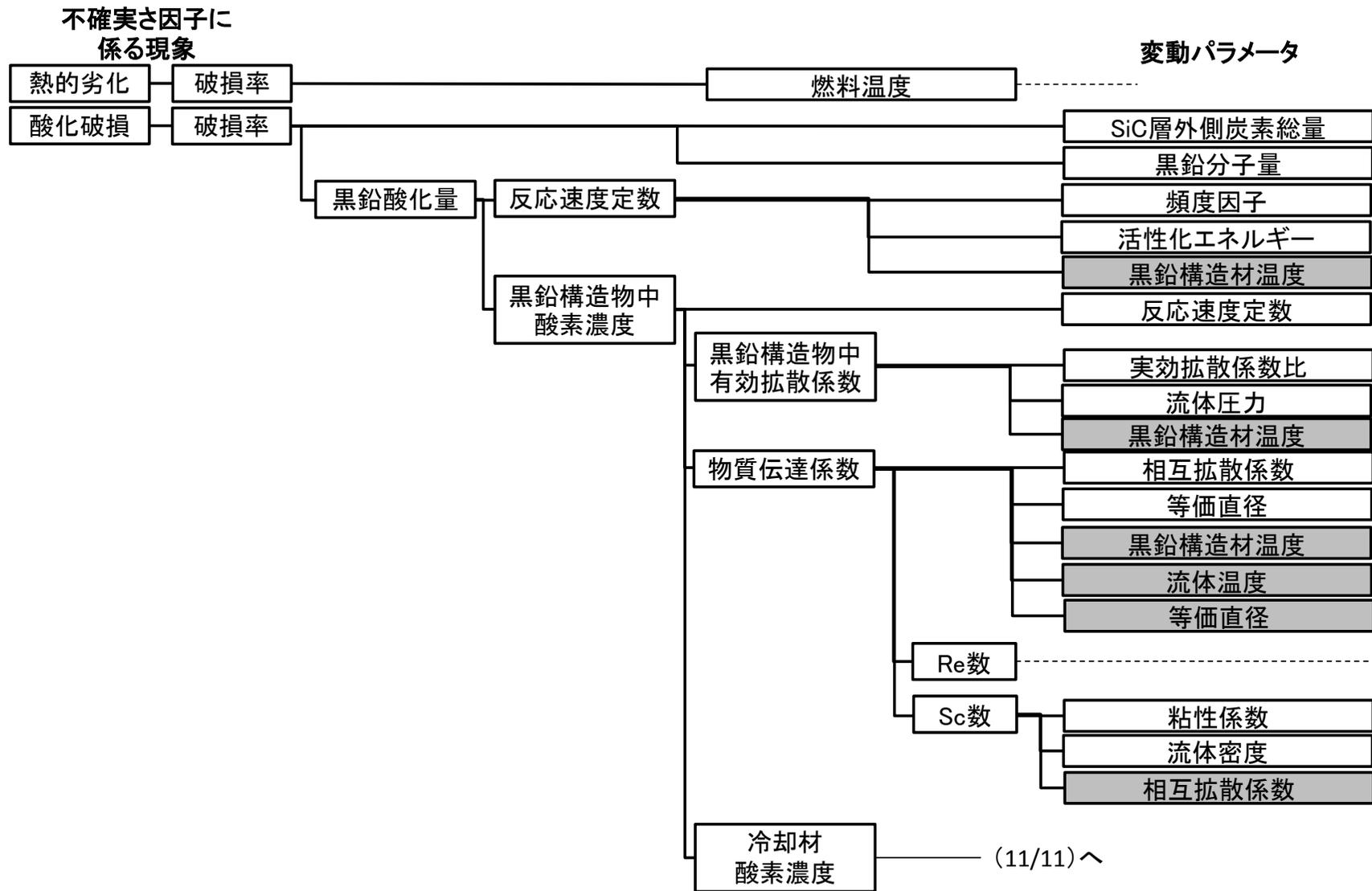


図 3.2.1-25 不確かさ因子分析に用いたロジックダイアグラム (10/11)

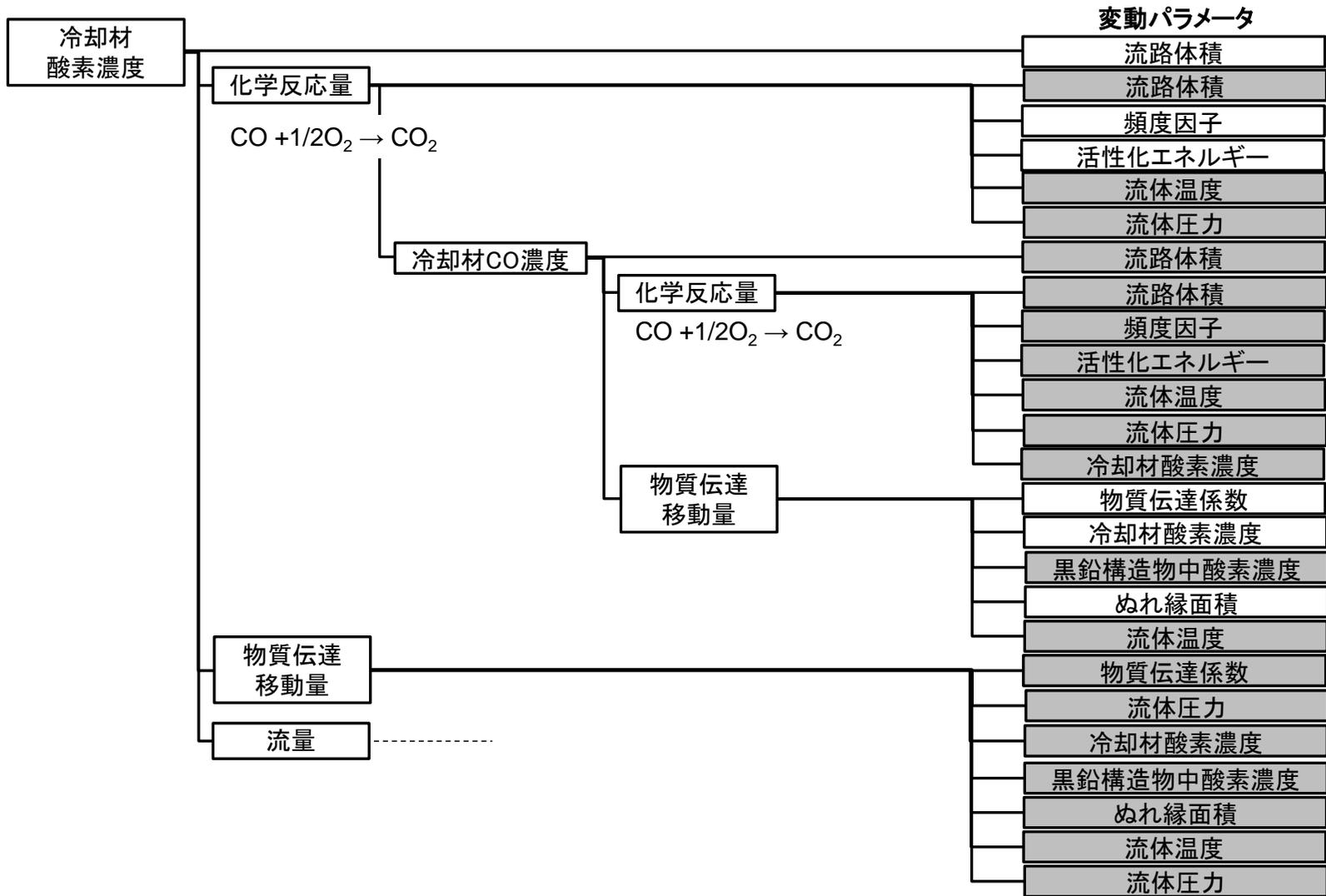
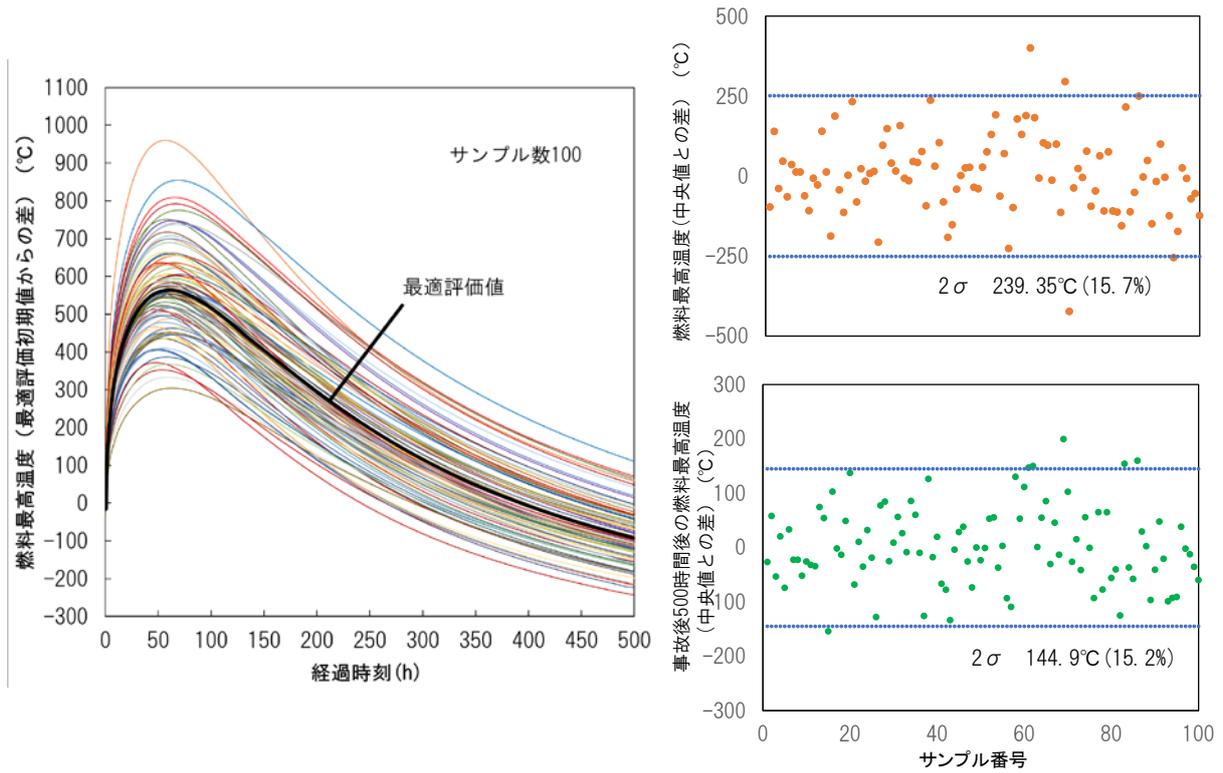
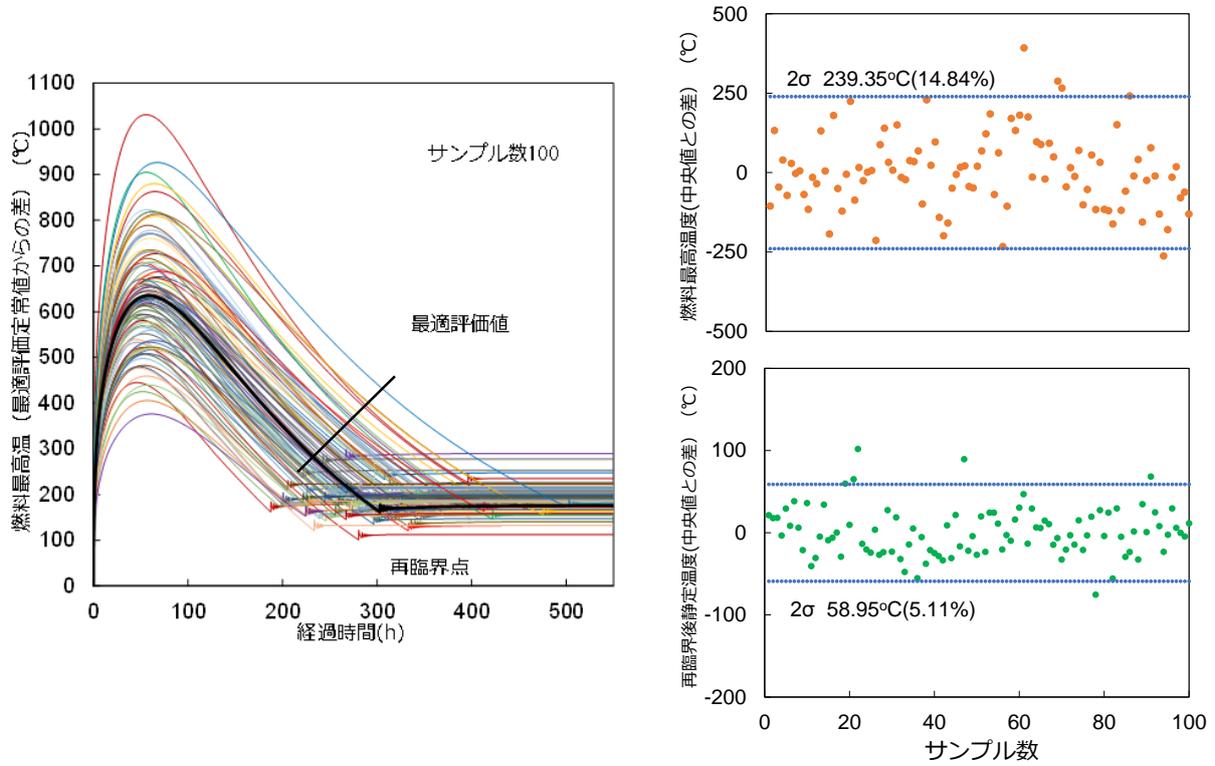


図 3. 2. 1-25 不確かさ因子分析に用いたロジックダイアグラム (11/11)

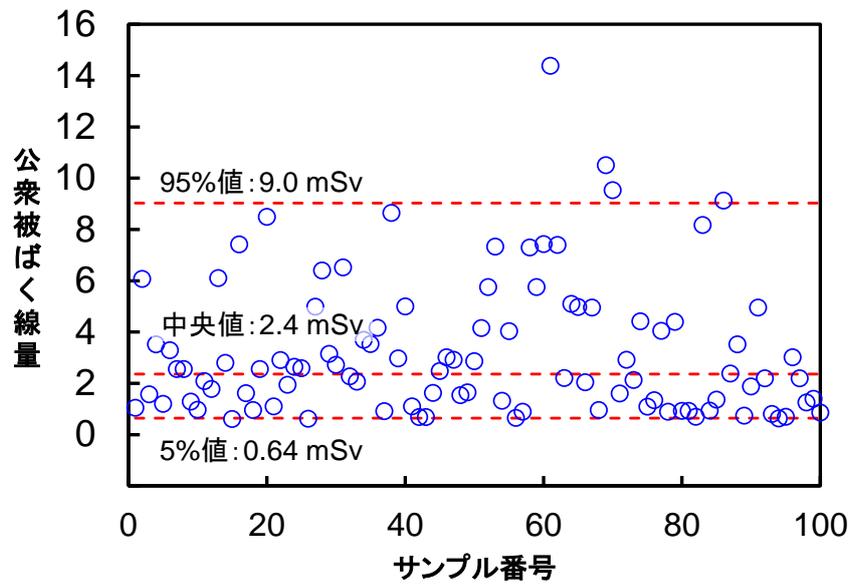


(a) 起因事象のみ

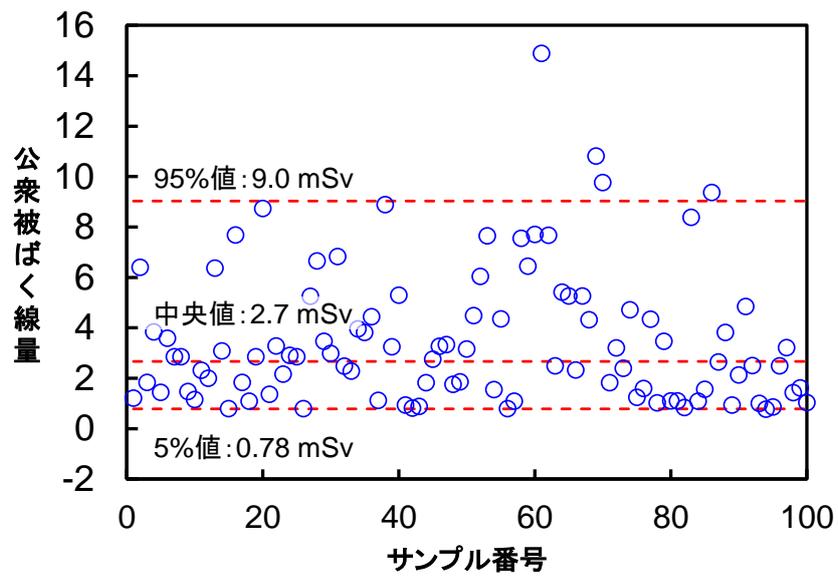


(b) 反応度制御機能喪失

図 3.2.1-26 燃料温度の不確実さ伝播解析結果

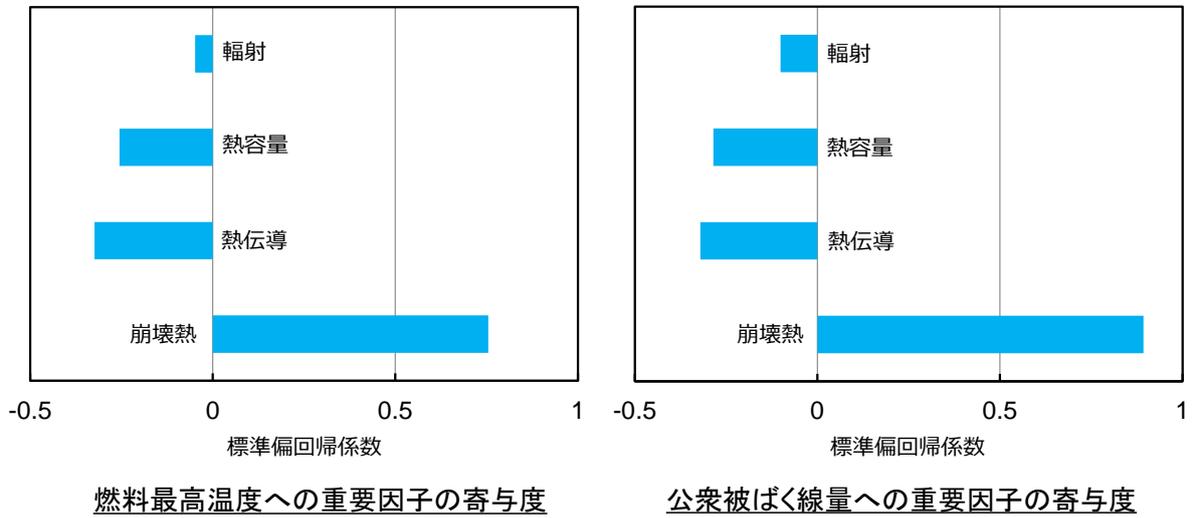


(a) 起因事象のみ

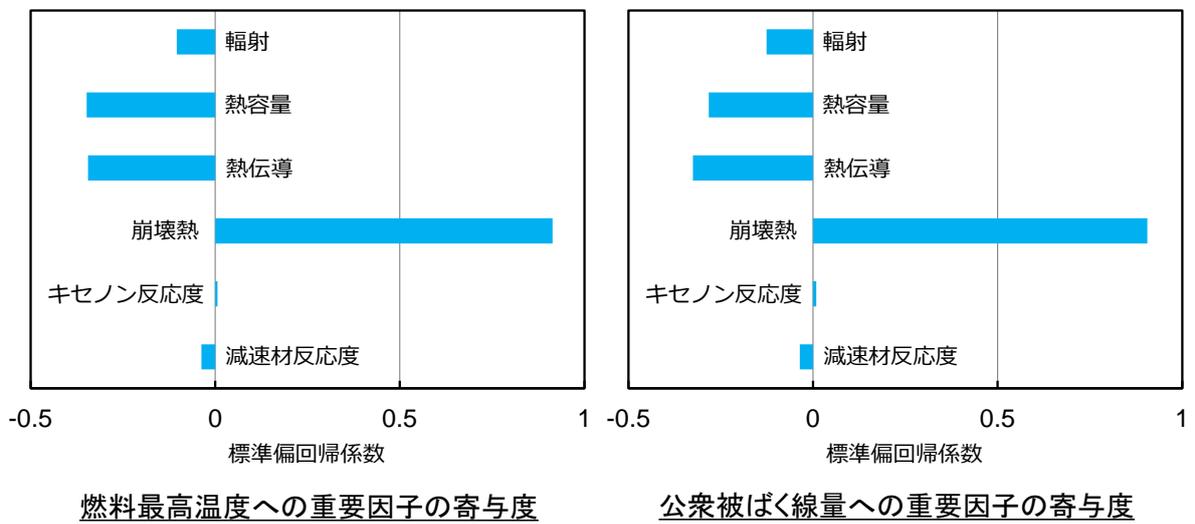


(b) 反応度制御機能喪失

図 3.2.1-27 ソースタームの不確実さ伝播解析結果



(a) 起因事象のみ



(b) 反応度制御機能喪失

図 3. 2. 1-28 燃料温度及びソースタームに対する重要因子の寄与度分析結果

表 3.2.2-1 地震 fragility 評価において、地震ハザード評価から伝播させる情報

標準的な手法	本研究
<ul style="list-style-type: none"> <li>• 地震波ごとの位相特性の数値的なランダム性</li> <li>• 一様ハザードスペクトル (地震波の振動数特性を固定)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 地震波の振動数特性の多様性、ランダム性</li> <li>• 地震波の経時／位相特性の多様性、ランダム性</li> <li>• 地震動レベルごとに異なる震源の寄与の違い</li> </ul>

表 3.2.2-2 異常発生防止系 SSC の故障モード分析結果 (1/2)

安全機能	機器名称	故障モード		与える影響
		影響を 与える故障	故障の原因	
原子炉冷却材 圧力バウンダリ	原子炉 圧力容器	漏えい、破損	過大荷重 による亀裂	1次冷却材流量、圧力 の減少、1次冷却材の 漏えい
	動力変換 容器	漏えい、破損	過大荷重 による亀裂	1次冷却材流量、圧力 の減少、1次冷却材の 漏えい
	熱交換器 収納容器	漏えい、破損	過大荷重 による亀裂	1次冷却材流量、圧力 の減少、1次冷却材の 漏えい
	二重管、単管	外管漏えい、 破損	過大荷重 による亀裂	1次冷却材流量、圧力 減少、1次冷却材の漏 えい
		内管漏えい、 破損	過大荷重 による亀裂	炉心冷却材流量の減少
		内外管の 同時破損	過大荷重 による破損	1次冷却材流量、圧力 減少、1次冷却材の漏 えい
	前置冷却器	伝熱管の破損	過大荷重に よる破断	1次冷却設備への加圧 水の侵入
停止時 冷却設備 冷却器	伝熱管の破損	過大荷重に よる破断	1次冷却設備への加圧 水の侵入	
原子炉冷却材 圧力バウンダリ、 過剰反応度の 印加防止	スタンド パイプ	スタンドパイ プ破損	過大荷重に よる亀裂	1次冷却材流量、圧力 減少 1次冷却材の漏え い、反応度添加
		ヘリウムパー ジライン開放	パージライ ン配管破損	1次冷却材流量、圧力 減少、1次冷却材の漏 えい
		燃料交換用 スタンドパイ プ破損	過大荷重に よる亀裂	1次冷却材流量、圧力 減少、1次冷却材の漏 えい

表 3.2.2-2 異常発生防止系 SSC の故障モード分析結果 (2/2)

安全機能	機器名称	故障モード		与える影響
		影響を 与える故障	故障の原因	
炉心の形成	炉心構成要素	燃料冷却流路 閉塞	過大荷重による 亀裂	炉心内の局所加熱
	炉心支持 鋼構造物	燃料冷却流路 閉塞	過大荷重による 変形	1次冷却材流量減少
	炉心支持黒鉛 構造物	冷却流路閉塞	過大荷重による 損傷	1次冷却材流量減少
原子炉冷却材 の循環	ヘリウム ガスタービン	回転停止	過大荷重による 亀裂	1次冷却材流量減少
		軸破損	過大荷重による 損傷	炉心冷却材流量増大、 圧力変動
		負荷喪失	発電機の損傷	炉心冷却材流量増大、 圧力変動
通常時冷却	冷却水設備配管	冷却水の 漏えい	過大荷重による 損傷	1次冷却材温度上昇
	冷却水設備 循環ポンプ	冷却水 循環停止	過大荷重による 損傷	1次冷却材温度上昇
	冷却水設備 冷却器	冷却水の 漏えい	過大荷重による 損傷	1次冷却材温度上昇
	冷却水設備 海水ポンプ	海水循環停止	過大荷重による 損傷	1次冷却材温度上昇

表 3.2.2-3 異常影響緩和系 SSC の故障モード分析結果

安全機能	機器名称	故障モード		与える影響
		影響を 与える故障	故障の原因	
原子炉停止機能	制御棒系	制御棒挿入失敗	制御棒、駆動装置の損傷	原子炉スクラム失敗
	後備停止系	炭化ホウ素ペレット落下不能	駆動装置の損傷	原子炉スクラム失敗
	制御棒案内ブロック	制御棒挿入失敗	挿入孔閉塞、不連続	原子炉スクラム失敗
	炉心支持鋼構造物	制御棒挿入失敗	挿入孔屈曲	原子炉スクラム失敗
	安全保護系	原子炉スクラム信号発報失敗	共通ロジック部の損傷、検出器の損傷	原子炉スクラム失敗
炉心冷却機能	炉容器冷却設備	流路閉塞、漏えい	冷却パネル、流路壁、炉室天井の損傷	炉心除熱失敗
	炉心構成要素	伝熱抵抗の増加	過大荷重による損傷	炉心除熱失敗
化学反応制御機能	コンファインメント系	閉止板の閉止失敗	駆動部の変形	コンファインメント隔離失敗
		漏えい率の増加	コンクリートの亀裂	コンファインメント隔離失敗
放射線管理機能	コンファインメント系	放射性の透過	生体遮へいの損傷	放射線による被ばく

表 3.2.2-4 フラジリティ評価対象物の評価部位 (1/2)

機器名称	損傷モード	評価部位
原子炉圧力容器	構造損傷	円筒胴
	構造損傷	管台
	構造損傷	支持ブラケット
	構造損傷	下鏡リブ
	構造損傷	スタビライザ
	構造損傷	フランジ
動力変換容器	構造損傷	円筒胴
	構造損傷	管台
	構造損傷	支持ブラケット
	構造損傷	フランジ
熱交換器収納容器	構造損傷	円筒胴
	構造損傷	管台
	構造損傷	支持ブラケット
	構造損傷	フランジ
二重管、単管	構造損傷	外管
	構造損傷	内管
前置冷却器	構造損傷	伝熱管
	構造損傷	伝熱管ヘッダ
停止時冷却設備冷却器	構造損傷	伝熱管
	構造損傷	伝熱管ヘッダ
スタンドパイプ	構造損傷	管台
	構造損傷	本体
炉心構成要素	構造損傷	燃料ブロック
炉心支持鋼構造物	構造損傷	コアバレル
炉心支持黒鉛構造物	構造損傷	固定反射体
	構造損傷	サポートコラム
ヘリウムガスタービン	機能損傷	本体軸受部
	機能損傷	発電機軸受部

表 3.2.2-4 フラジリティ評価対象物の評価部位 (2/2)

機器名称	損傷モード	評価部位
冷却水設備配管	構造損傷	サポート
	構造損傷	配管本体
冷却水設備循環ポンプ	機能損傷	軸位置
冷却水設備冷却器	構造損傷	基礎ボルト
冷却水設備海水ポンプ	機能損傷	軸位置
制御棒系	構造損傷	制御棒案内管
	構造損傷	連結棒
後備停止系	構造損傷	ホッパ
制御棒案内ブロック	構造損傷	制御棒案内ブロック
	構造損傷	ダウエルピン
安全保護系	構造損傷	盤類支持ボルト
	構造損傷	計測制御系溶接部
	構造損傷	計測制御系保護管、案内管
炉容器冷却設備	構造損傷	冷却パネル
	構造損傷	流路壁
	構造損傷	炉室天井
コンファインメント系	構造損傷	閉止板取付部
	構造損傷	本体
原子炉建屋	構造損傷	耐震壁
	構造損傷	建屋基礎

表 3.2.2-5 代表事故シーケンスで想定する損傷部位と損傷・破壊のクライテリア

(a) ブラケット

評価部位	材料	設計耐力			限界応力 [MPa] (1%非超過値)	対数標準 偏差
		評価応力	応力状態	許容応力 [MPa]		
ブラケット	SQV2A	膜応力	2Su/3	331	581	0.07
		膜+曲げ 応力	Su	496		
ブラケット 支持ボルト (注1)	S30C	引張応力	1.5(F*/2)	226	239	0.07
		せん断 応力	1.5(F*/1.5/√3)	174		

注1：本検討では支持ボルトの損傷は考慮していない

注2：限界応力は設計・建設規格の付録材料図表第9 Su 値を 1.17 倍にした値とした。

(b) スタンドパイプ

評価部位	材料	設計耐力			限界応力 [MPa] (1%非超過値)	対数標準 偏差
		評価応力	応力状 態	許容応力 [MPa]		
スタンドパ イプ管台	SFVQ1A	膜応力	2Su/3	333	584	0.07
		膜+曲げ 応力	Su	499		
スタンドパ イプ	SFVQ1A	膜応力	2Su/3	333	584	0.07
		膜+曲げ 応力	Su	499		

注：限界応力は設計・建設規格の付録材料図表第9 Su 値を 1.17 倍にした値とした。

(c) 二重管

評価部位	材料	設計耐力			限界応力 [MPa] (1%非超過値)	対数標準 偏差
		評価応力	応力状 態	許容応力 [MPa]		
二重管	SQV1A	膜応力	2Su/3	331	581	0.07
		膜+曲げ 応力	Su	496		

注：限界応力は設計・建設規格の付録材料図表第9 Su 値を 1.17 倍にした値とした。

表 3.2.2-5 代表事故シーケンスで想定する損傷部位と損傷・破壊のクライテリア(続)

(d) 鉄筋コンクリート耐震壁

評価部位	評価指標	損傷限界ひずみ (中央値)	対数標準偏差
耐震壁	せん断ひずみ	$5.36 \times 10^{-3}$	0.3

注：流路壁、炉容器冷却パネルは該当する耐震壁が損傷と判定された場合に機能喪失すると仮定

(e) 逆止ダンパー

評価位置	評価指標	機能維持確認済 加速度[G] (1%非超過値)	対数標準偏差
逆止ダンパー	水平加速度	6.4	0.07

注：原子力発電所耐震設計技術規定、JEAC4601-2015、附属書 4.4 動的機器の地震時機能維持評価法、コード附 4.4.11-7 を参照し、機能維持確認済加速度[G]を 6.4G とする。

(f) 黒鉛構造物

評価位置	評価指標	機能維持限界値 (1%非超過値)	対数標準偏差
黒鉛構造物	水平変位	42.2mm	0.07
黒鉛構造物	角度変位	0.2rad	0.07

表 3.2.2-6 損傷の相関の評価結果

	炉容器 冷却パ ネル	流露壁	逆止ダンパ		原子炉容器		二重管		制御棒挿入穴	
			①	②	部位①	部位②	部位①	部位②	不連続	屈曲
炉容器冷却パネル	1	0.883	0.382	0.417	0.306	0.219	0.216	0.218	0.255	0.211
流露壁		1	0.333	0.342	0.146	0.082	0.066	0.067	0.161	0.141
逆止ダ ンパ	①		1	0.925	0.465	0.317	0.322	0.330	0.328	0.403
	②			1	0.478	0.345	0.350	0.355	0.315	0.375
原子炉 容器	部位①				1	0.954	0.949	0.952	0.687	0.698
	部位②					1	0.993	0.992	0.682	0.673
二重管	部位①						1	0.998	0.664	0.662
	部位②							1	0.674	0.671
制御棒 挿入穴	不連続								1	0.905
	屈曲									1

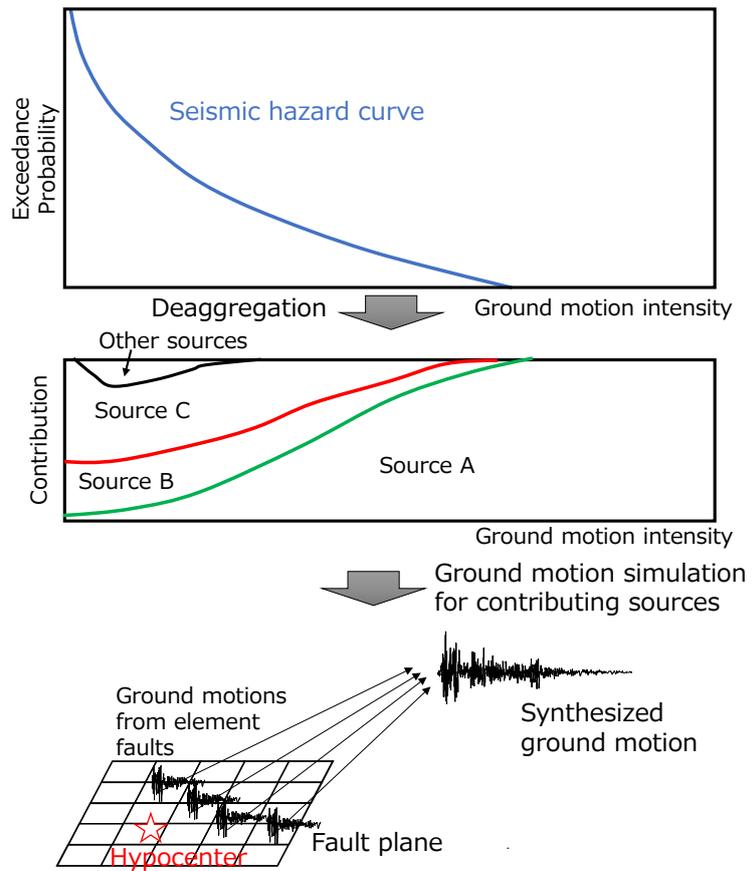
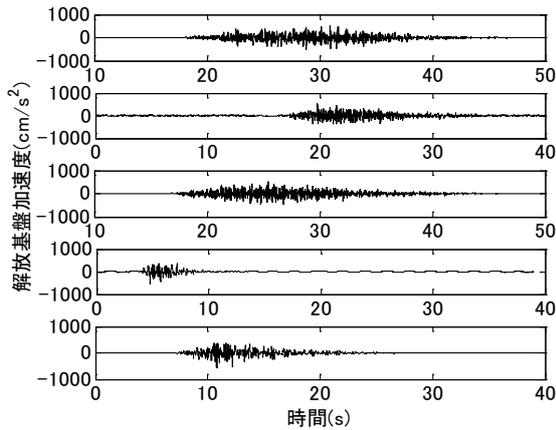
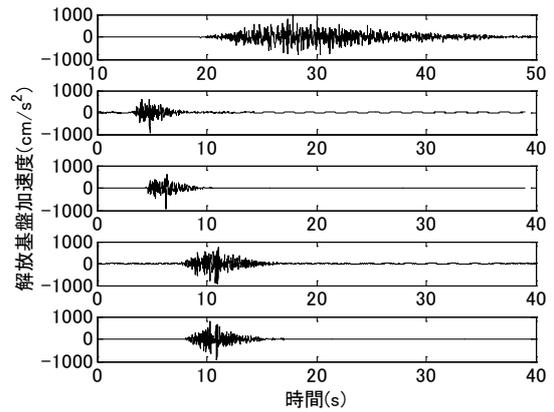


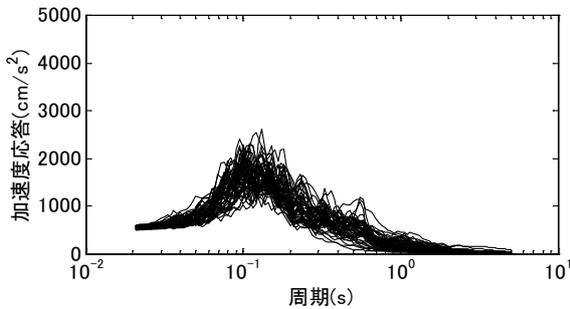
図 3. 2. 2-1 地震動シミュレーションによるハザードに適合する入力地震動の作成手順



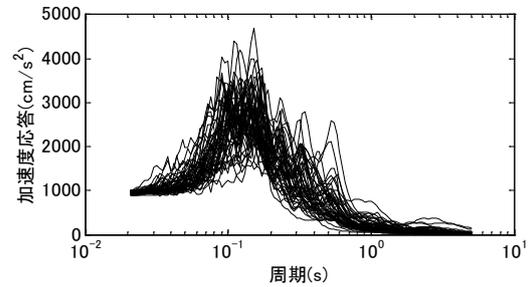
(a) 500~600cm/s<sup>2</sup>の加速度波形の例



(b) 900~1000cm/s<sup>2</sup>の加速度波形の例



(c) 500~600cm/s<sup>2</sup>の地震波の加速度応答スペクトル (h=0.05)



(d) 900~1000cm/s<sup>2</sup>の地震波の加速度応答スペクトル (h=0.05)

図 3.2.2-2 フラジリティ評価用入力地震動 (解放基盤位置)

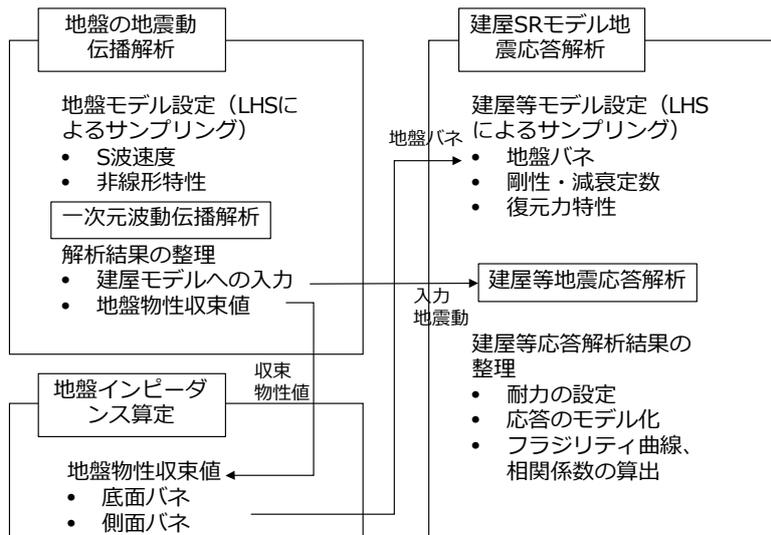


図 3.2.2-3 地震フラジリティ解析コードの体系

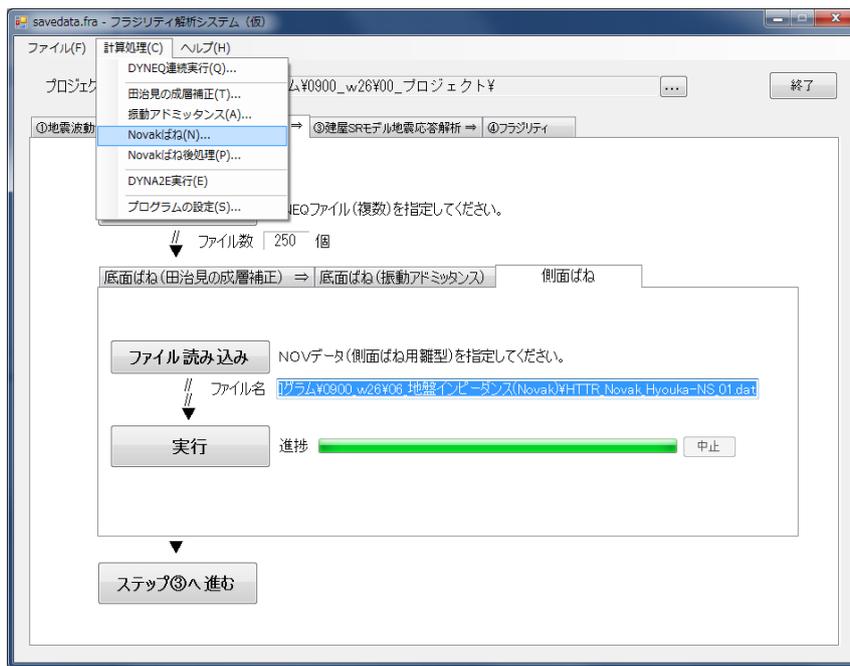


図 3. 2. 2-4 地震フラジリティ解析コードの GUI の例

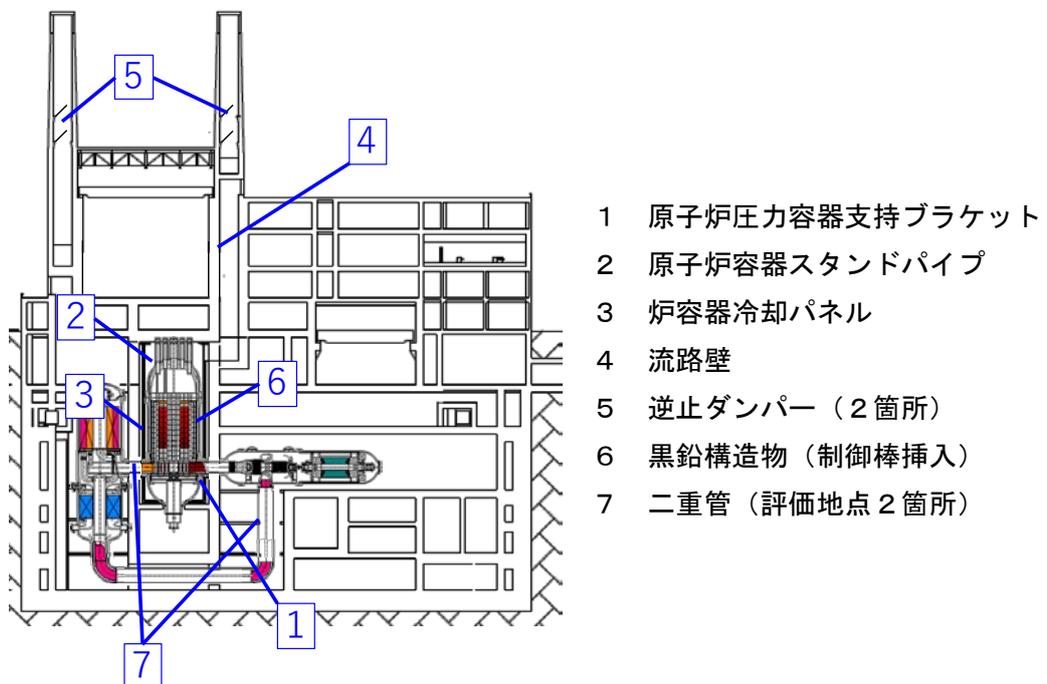
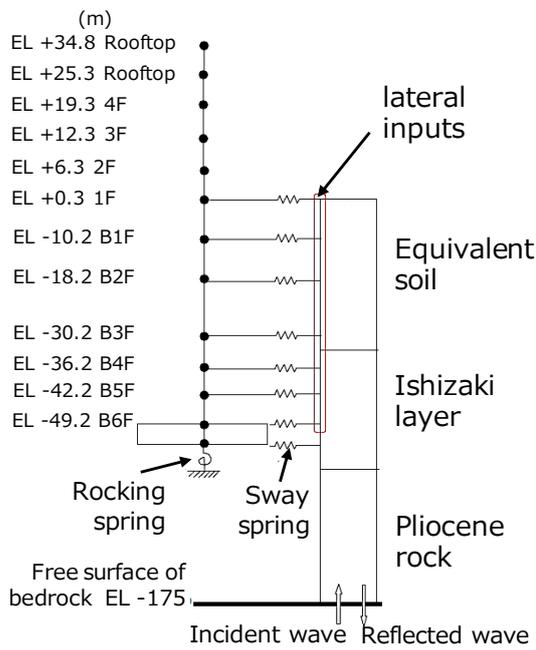
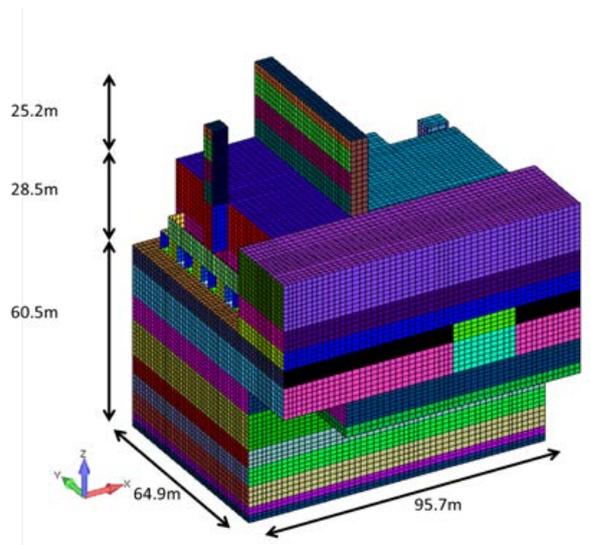


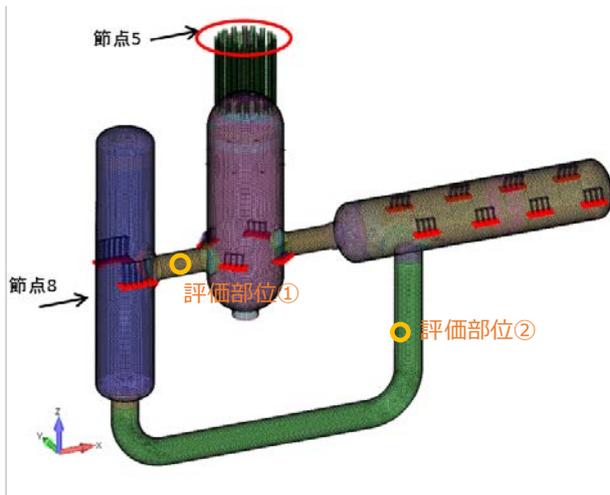
図 3. 2. 2-5 フラジリティ評価対象部位



(a) 地盤と建屋(質点系)の相互作用モデル

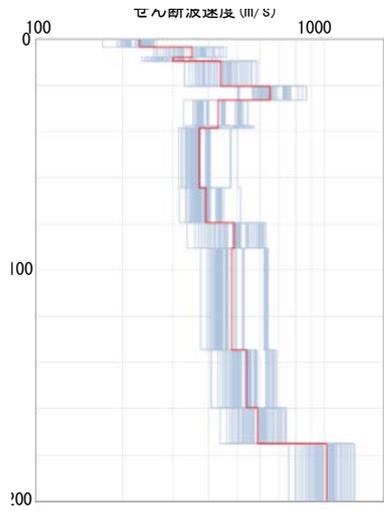


(b) 建屋三次元モデル

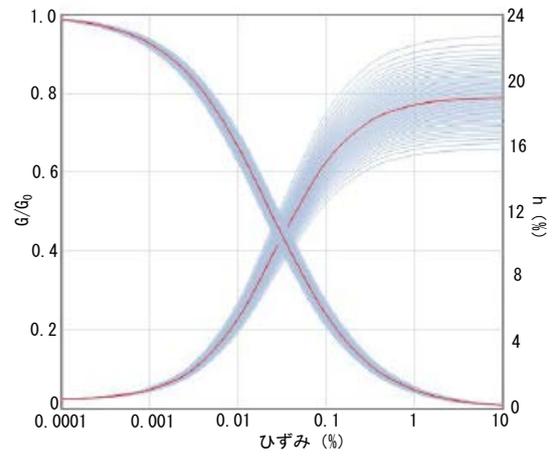


(c) 原子炉構造モデル

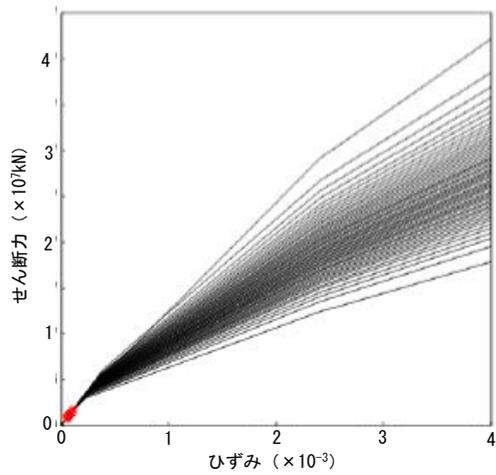
図 3.2.2-6 モデルプラントの応答解析モデル



(a) 地盤 S 波速度構造

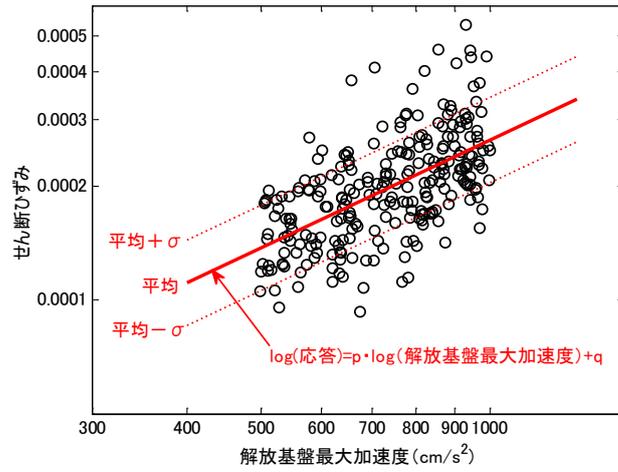


(b) 地盤の剛性・減衰のひずみ依存性

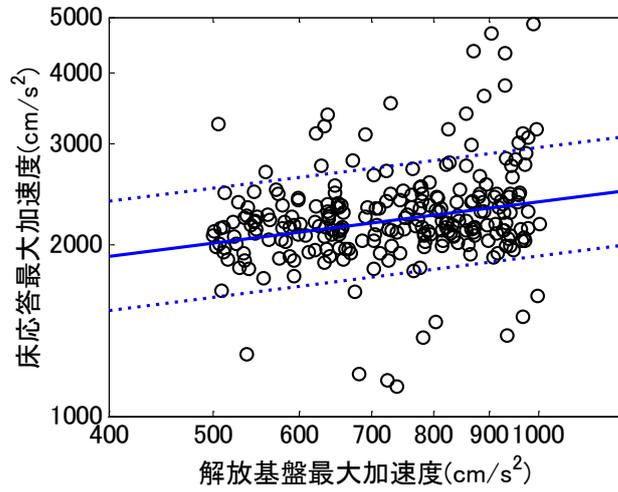


(c) 建屋の剛性

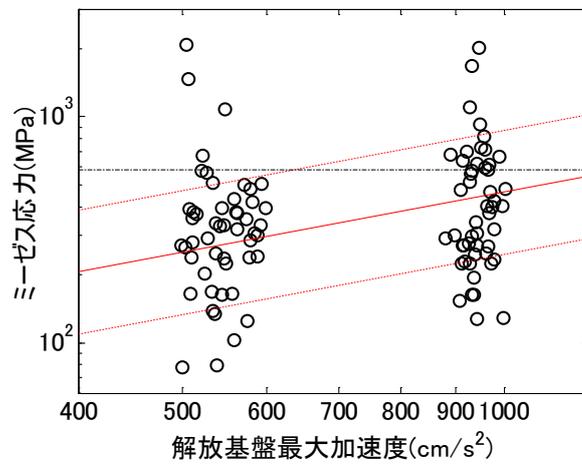
図 3.2.2-7 LHS 法により発生させた地盤・建屋のパラメータのサンプル



(a) 建屋最下階



(b) 逆止ダンパー①



(c) スタンドパイプ

図 3.2.2-8 フラジリティ評価対象部位における入力地震動加速度と応答値の関係

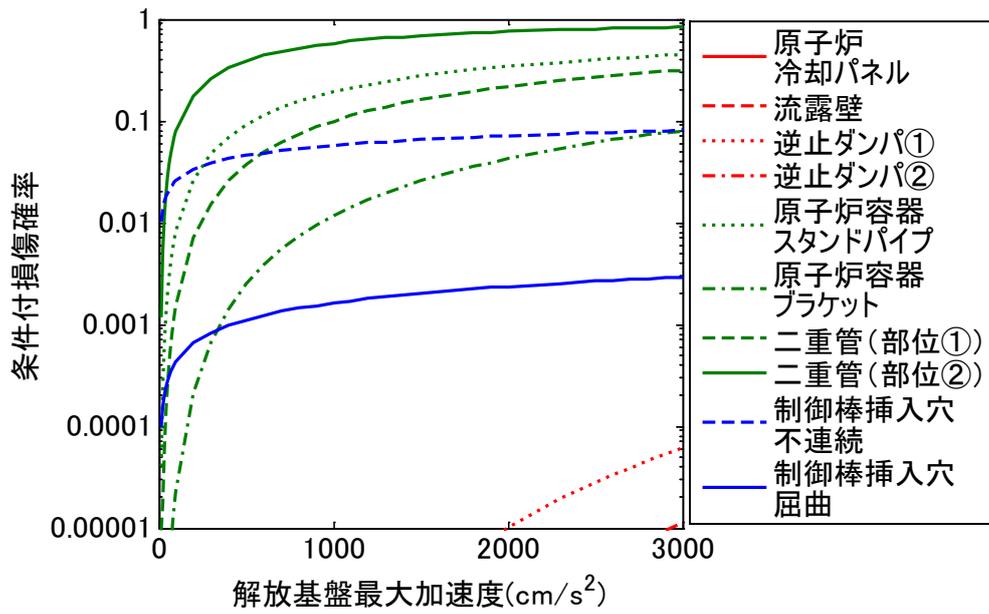


図 3.2.2-9 求めた地震フラジリティ曲線

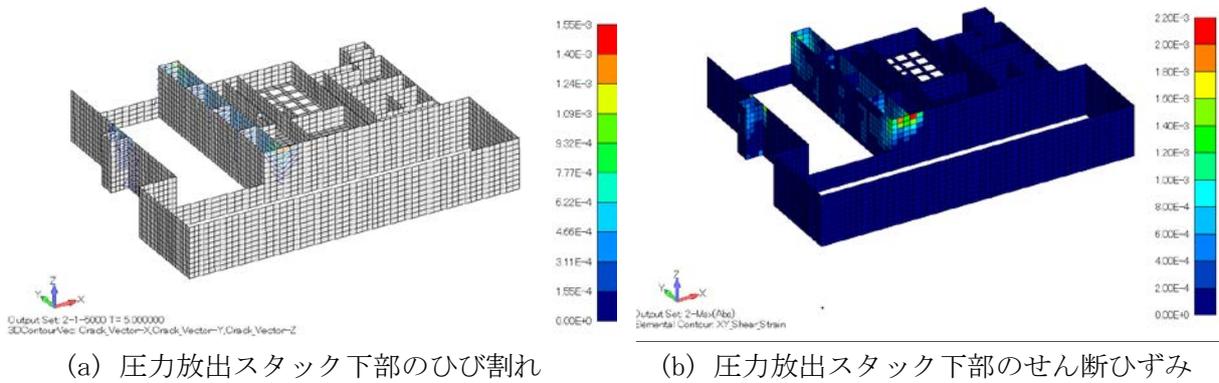


図 3.2.2-10 建屋三次元モデルから得られる情報の例

### 3.3 実用高温ガス炉への適用性評価

3カ年の研究を通して、開発手法をモデルプラントに適用し、公衆被ばく上最も厳しい空気侵入を伴う事故シナリオのリスクプロファイルを同定し、開発手法の実行可能性を明らかにした。また、当該事故シナリオに係る静的 SSC の相対的な脆弱性を明らかにし、開発手法がリスク情報を活用した設計への改善提案に資することが示された。加えて、開発手法の適用性評価を行い、当該手法が地震 PRA 標準の技術要件を満足することを確認した。以下に具体的な実施内容と成果の詳細を述べる。

#### 3.3.1 事故シーケンス評価（再委託先：東京都市大学）

##### (1) 事故シーケンス評価に必要な情報の整理（平成 27 年度）

実用高温ガス炉の原子炉の設計情報や文献・資料等をもとに、モデルプラントの設計、運転に関する情報を安全機能等の観点から整理し、事故シーケンス評価に必要な形態に整理した。

ここでは、実用高温ガス炉の概念設計の情報を基に、モデルプラントの設計、運転に関する情報を整理し、リスク評価において考慮する安全機能、その安全機能を達成する設備・系統、それらの設備・系統を構成する機器の三段階で情報を整理した。

##### (2) 事故シーケンスのモデル化（平成 28 年度）

地震起因の事象に注目して、事故シーケンスのモデル化を進めることとし、実用炉モデルプラントを対象に空気侵入事象に関する ET 及び FT を作成した。ここで検討された事故シーケンスのモデル化の考え方は次の通りである。

##### 1) 地震 PRA のための事故シーケンスのモデル化方法の考え方

地震 PRA では、地震動が共通の原因となって多数の機器故障や配管破断が同時に発生する可能性がある。PRA では、事故のシナリオを整理して表現する方法として ET が用いられてきたが、ET 手法はその大前提として、事故のシナリオは 1 個の起因事象とそれを収束するための複数の緩和設備又は緩和操作の成功/失敗の組み合わせとして表現できるという仮定を置いている。しかし、地震下では多数の起因事象が同時に起こる可能性があり、それをまともにモデル化しようとするれば、起因事象の組み合わせを、それぞれ個別に新たな起因事象として定義し直さねばならないことになる。このような起因事象をここでは複数故障起因事象(複数故障 IE(initiating event))と呼ぶ。複数故障 IE を個別にモデル化することは作業量が膨大となり現実的でない。

そこで、地震 PRA では「階層 ET」という手法が導入されている。階層 ET では、複数故障 IE については、原則として、同時に発生している起因事象の中で最も厳しい単独の起因事象で代表させることにする。そして、多数の組み合わせがあっても、代表事象が同じならば同じ起因事象として分類する。ただし、代表とした単独の起因事象よりも厳しい影響が生じる組み合わせの事象があれば、単独事象で代表させることはリスクの過小評価に繋がるので、その場合は、その組み合わせを新たな起因事象として定義することとする。例えば、高温ガス炉では、炉心の上方と下方の 2カ所で配管の破断が生じるケースが該当する。この場合は、上方又は下方の一方での破断に比べて、空気侵入量が増加することと、燃料から放出された FP が炉外に輸送されやすくなることから、ソースタームは厳しくなるので、特別の起因事象として考慮する必要がある。

軽水炉については、世界的に階層 ET の手法が認められているが、我が国は地震活動度が高いことと、高温ガス炉ではまだ PRA の実施経験が少なく、事故条件によるソースタームの違いが十分詳細に理解されているとは言えないことを踏まえると、階層 ET の手法を用いてよいか、事前に検討しておく必要があると考えられる。

そこで本研究では、階層 ET による起因事象モデルを作成するとともに、複数故障起因事象をより詳細に区分して表現できる起因事象モデルも作成して、両者を比較することとした。階層化しない ET は、ここでは多分岐 ET と呼んでいる。なお、ここでは、起因事象を分類するための ET モデルを、起因事象モデルと呼んでいる。

## 2) 起因事象モデルの作成

起因事象を分類するにあたっては、事故シーケンス毎に評価されるソースタームが、起因事象の違いにどのように依存するかを理解した上で、起因事象の属性のうちで、ソースタームに対して支配的な影響を与える因子を抽出し、その因子を ET のヘディング（分岐点）として ET を作成することにより、起因事象を適切に分類することが可能となる。

高温ガス炉のソースターム評価の経験から、起因事象に係わる属性のうち、支配的となる因子としては、バウンダリの破断の組み合わせ、空気侵入の経路があるか否か、減圧後の空気の通過経路が自然循環のおきやすい形態か否か、などであることが判っている。

今回は、モデル化の検討のためにモデルプラントの全体を図 3.3.1-1 のように単純化して考えることとし、上述のような知見を基に、炉心下方の二重管と上方のスタンドパイプの 1 箇所ずつを破断させる場合の空気侵入を想定し、図 3.3.1-2 及び図 3.3.1-3 に示すような起因事象モデルを作成した。前者は階層 ET、後者は多分岐 ET を用いている。

## 3) 緩和系を考慮した事故シーケンスの ET モデルの作成

上述の 2 つの形式の ET で分類された起因事象の一つ一つに対して、その進展をくい止めるための緩和系の成功失敗を考慮する ET を作成した。緩和機能としては、反応度制御、炉心冷却、化学反応制御の 3 つの安全機能を考慮する。

この ET の例を図 3.3.1-4 に示す。

## 4) 緩和系の構成機器を考慮するための FT モデルの作成

図 3.3.1-4 の ET では緩和機能のみを示しているが、実際のプラントでは緩和機能を多数の機器で達成されるので、機能喪失の失敗の条件を表現するには、各機器をモデルに組み込む必要がある。これは、安全機能ごとに FT を作成して表現する。また、定量化のためには、それらの FT と前述の ET を結合して、これらの ET/FT モデルの全体と等価な論理を表現する FT を作成する必要がある。これを統合型 FT と呼んでいる。その例を図 3.3.1-5 に示す。

## (3) 概略的フラジリティデータを用いた事故シーケンスの試計算（平成 28 年度）

起因事象に関する ET、緩和系に関する FT 及びこれらを統合して SECOM2 コードに入力するための統合 FT を検証するとともに、事故シーケンス発生頻度に関する概略的な見通しを付けるために、SECOM2-DQFM コードによる試計算を行った。

評価を行うためには、ランダムな故障に対する故障率等のパラメータ及び地震 PRA のための応答、耐力、相関係数等の情報が必要である。上述の事故シーケンスモデルに現れる機器を対象に、国内外で公開されている PRA の実施例や故障率データの調査を行い、パラメータ情報のセットを作成するとともに、地震 PRA のための事故シーケンス発生頻度評価用コード SECOM2-DQFM コードを用いて空気侵入を起因事象とする事故シーケンス群の発生頻度の評価を行った。

その計算から得られた事故シーケンス発生頻度と、日本原子力研究開発機構において実施したソースターム評価の結果を用いて作成した頻度－影響プロット（F-C プロット）の例を図 3.3.1-6 に示す。

これまでの計算結果では、起因事象を分類する 2 種の方法による結果には顕著な違いは見られなかった。

#### (4) フラジリティ評価結果を反映した特定事故シーケンスに関する発生頻度の評価（平成 29 年度）

平成 28 年度に作成された ET/FT モデル及びランダム故障による機器故障率などのデータに、3.2.2 節に述べられたフラジリティ評価結果を反映させて、空気侵入を伴う起因事象に関する事故シーケンスの発生頻度評価を行った。

また、今後、リスク評価結果の利用方法を検討する際の参考として、3.2.1 節に述べられた公衆被ばく線量のデータを用いて、個別の事故シーケンスに関する F-C プロットを作成するとともに、被ばく線量の大きさにより事故シーケンスをグループ化して、特定の線量を超える事故シーケンスグループの発生頻度に対する重要度解析を行った。

以下に事故シーケンス評価で用いた計算条件と評価結果の概要を示す。

#### ① 事故シーケンス評価の主な計算条件

##### 1) 地震ハザード曲線

3.2.2 節に述べた日本原子力研究開発機構における既往研究において大洗地区を想定して評価されたハザード曲線を用いている。これを図 3.3.1-7 に示す。ただし、対象プラントの建屋等の耐力の高い構造物が損傷するシナリオがどの程度の地震動で現れるかを調べるために、仮想的に地震ハザード曲線を 10000 [Gal] まで外挿して計算を行った。データの外挿にはマイクロソフト社の EXCEL に組み込みの近似曲線式（累積近似）を用いた。このようなレベルの地震が現実に起こるという意味ではない。

##### 2) 機器・構造物のフラジリティ

3.2.2 節に示された機器フラジリティ評価結果(解放基盤最大加速度で表現された耐力中央値と対数標準偏差)をもちいて等価となるように SECOM2-DQFM-U の入力データを設定している。また損傷の相関を表す相関係数マトリックスについては、SECOM2-DQFM-U コードによる計算を容易にするために、表 3.2.2-6 に示された損傷の相関の評価結果を、図 3.3.1-8 に示す形に若干単純化して用いた。なお、この単純化は大幅な数値の変更ではないので、評価結果への影響は小さいと考えている。

### 3) 対象とする事故シーケンス

今回は、昨年度に検討した事故シーケンスのうち最も影響が大きくなる空気侵入事象（一次冷却系配管の破損）を伴う次の2つの起因事象から始まる事故シーケンスを対象とした。

- スタンドパイプ破損＋二重管破損（内管・外管同時破損）（記号GSで表す）
- 二重管破損（記号GBで表す）

対象とした事故シーケンスを図3.3.1-9に示す。平成29年度に用いたET/FTモデルは、平成28年度のものに対して次の見直しを行ったものである。

ETの見直し： フラジリティ評価を踏まえて、28年度に概略的に設定した各起因事象について、破損の場所と形態の想定を見直した。但し、結果としてETの形には変更はない。

FTの見直し： 平成28年度は各緩和系失敗をひとつの機器で代表していたが、今回は各緩和系について、支配的と考えられる複数の機器で表現している。

なお、二重管の破損は、内管又は外管の一方だけが破損する場合も考えられるが、ここでは近似的に、一方が破損すると同じ場所で他方も破損すると仮定した。また、配管破損には、スタンドパイプ単独の破損もありうるが、後述のようにスタンドパイプの耐力が二重管に比べて大幅に高いため上記の2事象に比べて頻度が低いこと及びソースタームは二重管のみの破損と同程度であることから、リスクの観点では無視可能である。

## ② 事故シーケンス評価の主要な結果

以下に今回の評価結果の概要を示す。なお、今回は、発生頻度に関する不確実さ評価は行っていない。また、今回の対象プラントは、概念設計段階にあり、そこで設定された形状データなどからフラジリティ評価を行って事象発生頻度を評価しているため、結果の数値は実際に建設される高温ガス炉の地震リスクの特性を代表していない可能性があることに留意せねばならない。

### 1) 起因事象の条件付き発生確率

起因事象の発生頻度を図3.3.1-10に示す。この図では、低い地震動領域では、最も耐力の低い二重管破断の発生確率が高いが、1000Gal以上では、スタンドパイプも同時に破損する割合が高くなり、二重管のみの事象の発生確率は低下する。二重管の方が弱いいため、スタンドパイプだけが破損する事象の可能性は低く、この図には現れていない。

### 2) 緩和系の条件付き機能喪失確率

図3.3.1-11に原子炉停止機能喪失のFT及びその条件付き発生確率を示す。原子炉停止系の損傷部位として、制御棒の変形、制御棒案内ブロックの変形、駆動装置損傷を考慮しているが、そのうち制御棒案内ブロックの変形が支配因子となっていることが分かる。

図3.3.1-12に化学反応制御機能喪失の条件付き発生確率を示している。この機能喪失には損傷部位の組み合わせとして図3.3.1-12に示す4通りを考慮したが、圧力逃がしスタックの損傷が支配していることが分かる。

炉容器冷却機能については、関連する建屋や炉容器冷却パネルの耐力が非常に高いため、有意な確率で損傷が発生しないという評価結果となった。（なお、このために、図 3.3.1-9 に示された事故シーケンスのうち、炉容器冷却機能喪失を伴う事故シーケンス（緩和系損傷状態を表すケース番号が 03 及び 08 のもの）の発生頻度は有意な数値とならなかった。

### 3) 事故シーケンスの条件付き発生確率

図 3.3.1-14 及び図 3.3.1-15 に事故シーケンスの条件付き発生確率をそれぞれ線形目盛り及び対数目盛りで示す。この図では、400Gal 程度までの比較的低い地震動の領域では二重管破断のみの事故シーケンス(GB-01)、400 から 1000Gal 程度の中間的領域では二重管破断+原子炉停止機能喪失 (GB-02) 、それ以上ではスタンドパイプ破断+二重管破断+原子炉停止機能喪失のケースが支配的になっている。

### 4) 事故シーケンス発生頻度

図 3.3.1-16 に事故シーケンスの発生頻度を示す。発生頻度の観点では、二重管破断のみの事故シーケンス(GB-01)、二重管破断+原子炉停止機能喪失 (GB-02) 、及びスタンドパイプ破断+二重管破断+原子炉停止機能喪失の事故シーケンスが支配的になっている。

### 5) F-C プロットによるリスクプロファイルの分析

事故シーケンスの発生頻度(F)と敷地近傍における公衆の被ばく線量で表した影響の大きさ(C)に関する FC プロットの作成例を図 3.3.1-17 に示す。この図では、英国の安全評価原則 (SAP) における 2 種の目標値との比較を示している。左側は線量レベル毎の事故発生頻度の積算値に関する目標値との比較であり、右側は、個別の事故シーケンスのタイプごとの発生頻度に関する目標値との比較である。

仮にこのようなプラントが実際に存在し、PRA の不確実さを検討して十分に信頼できるとすれば、合理的に実行可能な改善策の検討が望まれることとなる。その場合、右側のグラフから寄与度の高い事故シーケンスは GB-01 及び GB-02 であり、二重管及び原子炉停止機能の喪失に係わる機器の耐力を向上させることが効果的であろうと推定される。

### 6) 影響の大きい事故シーケンスグループの発生頻度に関する重要度指標

図 3.3.1-18 に影響の大きい事故シーケンスグループの発生頻度に関する重要度指標の例を示す。この図の左側には 1mSv 以上の被ばく線量をもたらす事故シーケンスの合計頻度に関する Fussell Vesely 指標(FV 指標)とリスク達成価値 (RAW 指標) の計算結果を示し、右側には、4mSv 以上の被ばく線量となる事故シーケンスの発生頻度合計値に対する同様の指標の計算値を示している。なお、FV 指標とは、各基事象が起こらない(耐力が無限大)と仮定したときの事象発生頻度の低減割合であり、RAW 指標とは、各基事象が必ず起こる (耐力がゼロ)と仮定したときの事象発生頻度の増加倍率である。前者は、リスク低減のためにどの機器を強化すれば効果的かを示し、後者は、当該機器の現在の信頼性を維持することの重要性を示す指標とされている。

この図からは、原子炉停止系に係わる設備は、図 3.3.1-16 などからは、事故発生頻度への寄与度が高いという結果になるが、事故の影響を考慮した FV 指標及び RAW 指標では、どちらも小

さい値となり、公衆が受けるリスクへの寄与度は高くないことが分かる。（ただし、施設への経済的リスクという観点では、別の指標が必要となり別の結果となる可能性はある。）

さらに、二重管、逆止ダンパー、スタンドパイプ、冷却パネル、冷却に係わる建屋の部位などは、それなりの重要度があることが分かる。

### 3.3.2 影響評価

HTTR や実用高温ガス炉の設計資料を基にモデルプラント事故時のソースターム評価モデルを構築し、同定した公衆被ばく線上最も厳しい事故シナリオの影響評価を実施した。具体的な実施内容及び成果を以下に示す。

#### (1) モデルプラントのモデル化（平成 27 年度～平成 28 年度）

##### ① 核熱流動特性評価

モデルプラント原子炉のモデル化範囲を図 3.3.2-1 に、RELAP5 計算ノードを図 3.3.2-2 に示す。原子炉下部における二重管の接続部は温度及び圧力の境界条件とし、初期定常運転条件において定格状態の流量が得られるよう出入口圧力差を設定した。また、事故は原子炉下部における二重管の接続部について、炉室を模擬したノードへ接続させることで模擬した。原子炉内の冷却流路は燃料領域内側及び外側の冷却流路、制御棒案内管内流れ、固定反射体内流路及び原子炉圧力容器冷却流路の 5 流路により構成し、それぞれ流路断面積を等価とする流路としてモデル化した。炉内構造物は、中央反射体、燃料領域、側部可動反射体、固定反射体、コアバレル及び原子炉圧力容器から構成し、側部可動反射体及び固定反射体は均一の構造体としてモデル化する。六角柱状の燃料体から構成される中央反射体及び燃料領域は、等価な断面積を持つ円柱としてモデル化した。燃料領域は炉心内外の 2 領域に分割し、それぞれの領域ごとに燃料棒及び燃料体をモデル化した。炉容器冷却設備は高温パネル及び高温パネルと低温パネル間の空気流路をモデル化しており、空気の密度差に起因する自然循環挙動を評価する。また、炉容器冷却設備から土壌方向への熱移動を評価するため、炉室壁、動力変換容器室壁及び原子炉建屋壁を構造体としてモデル化した。なお、地震起因の事故シーケンス評価を目的とする観点から、他原子炉モジュールでの事故の同時発生を考慮し、他モジュールと接する建屋壁は断熱条件とした。なお、流路や構造材の形状寸法、原子炉動特性パラメータや温度係数、構造材の物性値等、その他計算条件については、GTHTR300 の設計情報を適用した。

##### ② 燃料酸化挙動評価

本評価では、THYTAN コードを用いる。モデル化範囲は、原子炉及びコンファインメントとする。計算ノードを図 3.3.2-3 に示す。コンファインメントから破断口を経由して侵入した空気とヘリウムガスの混合気体は高温プレナムへ侵入し、サポートカラムが形成する円柱障害物を横切るように流れつつ、サポートカラムの上に配置された高温プレナムブロックを介して、環状に配置された炉心へ侵入していく。黒鉛構造物であるサポートカラムについては、混合気体の流入口近傍のサポートカラム 6 本を評価対象（サポートカラム 1）とし、高温プレナムに侵入した混合気体の全流量が評価対象の 6 本のサポートカラムに均等にあたり、酸化反応に寄与するものとした。高温プレナム部については、評価対象サポートカラム（サポートカラム 1）が位置する高温

プレナム空間（プレナム1）、プレナム1以降の高温チャンネルに至る流路の高温プレナム空間（プレナム2）、更に炉心全体の酸素消費量や可燃性ガス発生量を模擬する目的で炉心全体を模擬した高温プレナム空間（プレナム3）をモデル化した。炉心チャンネルは、高温チャンネルと平均チャンネルの2領域に分割し、それぞれ高温プレナムブロック、下部可動反射体、燃料、上部可動反射体の領域をモデル化した。炉心チャンネルを通過した流体は、黒鉛構造物である側部固定反射体の冷却流路をとおり、コンファインメントに放出される。なお、流路や構造材の形状寸法はGTHTR300の設計情報を適用した。

### ③ 燃料からの核分裂生成物放出挙動評価

本評価では、HTFPコードを用いる。炉心全体を2領域に分割し、各領域における燃料要素を円柱形でモデル化した。また、それぞれの燃料要素について、半径方向は内側より燃料コンパクトを模擬した燃料領域、無燃料層を模擬した黒鉛領域及び冷却材流路の3領域に、軸方向は8領域に分割した。なお、燃料要素材の形状寸法はGTHTR300の設計情報を適用した。

#### (2) 代表的な事故シーケンスのソースターム試算（平成28年度）

本評価では、空気侵入及び反応度添加を伴う1次系配管破損とスタンドパイプ破損の多重故障起因事象に、緩和機能喪失として、炉心冷却機能喪失や反応度制御機能喪失が重畳する以下の事故シーケンスのソースタームの試算を行った。

ケース1：二重管破断+スタンドパイプ破損

ケース2：二重管破断+スタンドパイプ破損+反応度制御機能喪失

ケース3：二重管破断+スタンドパイプ破損+炉心冷却機能喪失

ケース4：二重管破断+スタンドパイプ破損+反応度制御機能喪失+炉心冷却機能喪失

初めに、RELAP5コードを用いて上記事故シーケンスにおける核熱流動特性評価を行った。図3.3.2-4にケース1における原子炉出力及び燃料温度の短期的な挙動を、図3.3.2-5に原子炉出力及び燃料温度の短期的な挙動、並びに、燃料温度と炉心流量の長期的な挙動についてケース1とケース2の比較を、図3.3.2-6に燃料温度と炉心流量の長期的な挙動についてケース1とケース3の比較、並びに、燃料温度と炉心流量の長期的な挙動についてケース1とケース4の比較を示す。評価結果の考察から、以下が明らかとなった。

- 起因事象発生のみの場合、制御棒飛出しにより原子炉出力が増大し、「出力領域中性子束高」の信号により原子炉は自動停止する。炉心温度は徐々に上昇するものの、事故後70時間程度で炉容器冷却設備での除熱量が崩壊熱量を上回り、減少に転じる。
- 反応度制御機能喪失が重畳した場合でも、反応度フィードバックにより原子炉は未臨界状態に移行する。事故後300時間で再臨界が発生し、その後、炉心は高温状態で維持される。
- 炉心冷却機能喪失が重畳した場合、燃料温度最高値は1790℃まで上昇するものの、既往の照射後加熱試験の知見（参考文献[3.3.2-1]）から、燃料被覆層に有意な破損は生じない。
- 緩和機能喪失が重畳した場合、炉心温度が高くなることで流体の粘性係数が大きくなり、炉

心流量が減少する。

- 反応度制御機能及び炉心冷却機能の喪失が重畳した場合、燃料温度及び炉心流量の長期的な挙動は、炉心冷却機能喪失のみが重畳した場合と同じとなる。これは、炉心冷却機能喪失により炉心温度が高くなることで負の反応度が添加され、反応度制御機能の有無に関わらず長時間再臨界が発生しないためである。

核分裂生成物の移行挙動評価を行った。本評価対象の事故シーケンスにおける核分裂生成物移行経路は以下のとおりである。

- ① 原子炉冷却材循環核分裂生成物及び離脱した機器沈着核分裂生成物のコンファインメントへの放出
- ② コンファインメント圧力上昇によるブローアウトパネルの開放、圧力放出スタックからの原子炉冷却材循環核分裂生成物及び機器沈着核分裂生成物の環境への放出、コンファインメント圧力低下による逆止ダンパーの閉止（瞬時放出）
- ③ コンファインメント漏えいによる炉心昇温及び燃料酸化による追加放出核分裂生成物の環境への放出（時間遅れ放出）

原子炉冷却材循環核分裂生成物量及び離脱した機器沈着核分裂生成物量の評価については、従来、決定論的安全評価では安全係数を考慮した保守的な通常運転時燃料温度を用いていたのに対して、本評価では、ノミナル条件での燃料温度を適用した。図 3.3.2-7 に保守的条件適用時に対するノミナル条件適用時の核分裂生成物量の比を示す。圧力放出スタックからの原子炉冷却材循環核分裂生成物及び機器沈着核分裂生成物の環境への放出時間については、コンファインメントの各コンパートメントを質点要素とした非定常物質収支式により導出したコンファインメントから環境中への原子炉冷却材放出量評価結果に基づき設定した（図 3.3.2-8 参照）。

炉心昇温及び燃料酸化による追加放出核分裂生成物の環境への放出量については、HTFP コードを用いて評価した。評価対象核種は、HTTR 安全審査で評価対象とした大気中に放出される核分裂生成物である希ガス及びよう素に加えて、公衆被ばく線量への寄与が大きい Cs-137 とした。評価時間については、黒鉛支持構造物温度が酸化反応終了温度 500°C を下回る 3300 時間に余裕を見込んで、暫定的に 4000 時間とした。事故後の燃料温度については、RELAP5 コードの計算結果を使用した。なお、RELAP5 コードでの計算時間は事故後 1000 時間未満までとなっていることから、温度計算結果のない時間範囲は、計算最終時刻の温度が 4000 時間まで継続することとした。また、炉心全体における被覆燃料粒子の破損割合については、初期破損率  $5.0 \times 10^{-4}$  に、THYTAN コードによる燃料酸化挙動評価に基づく燃料酸化破損割合  $2.0 \times 10^{-4}$  を加えた値とした。

次に、環境への核分裂生成物移行挙動評価結果に基づき、敷地境界外での公衆被ばく線量評価を行った。本評価では、HTTR と同じサイト条件とした。また、被ばく経路については以下を考慮した。

- ① 浮遊放射性物質からのγ線による外部被ばく
- ② 浮遊放射性物質中のよう素の吸入による内部被ばく

### ③ 地表沈着放射性物質からの $\gamma$ 線による外部被ばく

図 3.3.2-9 に公衆被ばく線量の評価結果を示す。評価結果により得られた知見を以下に示す。

- 反応度制御機能喪失が重畳した場合、緩和機能が喪失しない場合と比較して、再臨界発生後に炉心が高温状態で維持されるため、公衆被ばく線量は 1.1 倍程度増加する。
- 炉心冷却機能喪失が重畳した場合、緩和機能が喪失しない場合と比較して、炉心温度が数百度程度上昇するため、公衆被ばく線量は 4 倍程度増加する。
- 反応度制御機能の喪失が炉心冷却機能喪失に重畳した場合、事故直後の炉心温度挙動が炉心冷却機能喪失のみの場合に比べて高くなるため公衆被ばく線量は増加するものの、その増加割合は 2 % 程度である。

### (3) 重要事故シーケンスのソースターム試算（平成 29 年度）

#### ① 化学反応制御機能喪失時におけるソースターム試算

本評価では、3.3.2(3)項で評価対象とした事故シーケンスに化学反応制御機能喪失が重畳する以下事故シーケンスのソースタームの試算を行った。

ケース 5：二重管破断+スタンドパイプ破損+化学反応制御機能喪失

ケース 6：二重管破断+スタンドパイプ破損+反応度制御機能喪失+化学反応制御機能喪失

ケース 7：二重管破断+スタンドパイプ破損+炉心冷却機能喪失+化学反応制御機能喪失

ケース 8：二重管破断+スタンドパイプ破損+反応度制御機能喪失+炉心冷却機能喪失  
+化学反応制御機能喪失

核熱流動特性評価については、3.3.2(2)項の評価結果を使用した。これは、化学反応制御機能が喪失によりコンファインメント漏えい率が增大し、事故後のコンファインメント内の空気濃度が增大するため、定性的には炉心への空気侵入量が増加することが想定されるものの、3.3.2(3)項での核熱流動特性評価では、すでに炉室の空気質量割合を 100%とした解析を行っているためである。核分裂生成物の移行挙動評価については、化学反応制御機能が喪失に伴い増大するコンファインメント漏えい率について、3.2.1(2)項の評価結果を用いた。また、炉心全体における酸化による被覆燃料粒子の破損割合については、THYTAN コードを用いて評価した、モデルプラントの炉心空気侵入流量と燃料破損率の相関を用いて設定した。

図 3.3.2-9 に公衆被ばく線量の評価結果を示す。評価結果により得られた知見を以下に示す。

- 化学反応制御機能喪失が重畳した場合、緩和機能が喪失しない場合と比較して、コンファインメント漏えい率が增大するため、公衆被ばく線量は約 1.7 倍程度増加する。
- 公衆被ばく線量は、すべての緩和機能が喪失する事故シーケンスにおいてが最大となり、その値は緩和機能が喪失しない場合と比較して、約 7 倍程度であった。

### ③ 黒鉛構造物損傷がソースタームに与える影響の検討

本評価では、黒鉛構造物損傷がソースタームに与える影響を把握することを目的として、モデルプラントを対象に、スタンドパイプと二重管破損に黒鉛構造物の傷が重畳した事象のソースタームを試算した。評価に当たり、黒鉛構造物損傷に係るソースターム評価上の重要因子である原子炉の有効熱伝導度及び流動抵抗について、3.2.1(2)項で構築した、損傷モード「亀裂発生」及び「全体破壊」に対応した評価モデルを用いた。図 3.3.2-10 に燃料最高温度及び自然循環流量挙動の評価結果を、図 3.3.2-10 に事故後、燃料温度が最大となる時刻での原子炉内温度分布の評価結果をまた、得られた知見を以下に示す。

- 全体破壊時は、健全時に比べて有効熱伝導度が低下するのに加えて、流動抵抗の大幅に大きいため、自然循環流れが生じず、燃料温度が上昇するものの、燃料最高温度の上昇幅は60°C程度となった。
- 亀裂発生時は、健全時に比べて有効熱伝導度が低下するため、温度が高い領域が燃料領域に限定され、かつ、燃料最高温度が上昇するものの、燃料最高温度の上昇幅は60°C程度となった。
- 亀裂発生時に亀裂部での輻射を考慮した場合には、燃料最高温度は健全時と同程度に低減される。
- 亀裂発生時は、炉心温度上昇による粘性抵抗増加により自然循環流量が低下する。

次に核熱流動特性評価結果を用いてソースターム試算を行った。図 3.3.2-11 にソースターム試算結果を示す。ここで、炉心全体における酸化による被覆燃料粒子の破損割合については、THYTAN コードを用いて評価した、モデルプラントの炉心空気侵入流量と燃料破損率の相関を用いて設定した。得られた知見を以下に示す。

- 全体破壊時は、健全時に比べ燃料温度が高いため、健全な被覆粒子からの放射性物質放出量は増加するものの、自然循環流れが生じないことから酸化による燃料破損率が低減されるため、炉心全体での破損被覆燃料粒子数が少なくなることから、公衆被ばく線量は健全時とほぼ同じとなった。
- 亀裂発生時は、健全時に比べて、自然循環流量低下により酸化による燃料破損率は低減されるものの、燃料温度が上昇するため、公衆被ばく線量は1.5倍程度となった。
- 亀裂発生時に亀裂部での輻射を考慮した場合、燃料最高温度は健全時と同程度に低減されるため、公衆被ばく線量は健全時とほぼ同じとなった。

### ③ 建屋損傷がソースタームに与える影響の検討

3.2.1(2)での検討結果に基づき、炉容器冷却設備から土壌までの間における建屋壁間の有効熱伝導度を20%低下させた場合について核熱流動特性評価を行った。評価結果を図 3.2.1-12 に示す。評価結果から、径方向の熱移動量低下により燃料温度が上昇する一方で、炉心温度上昇によるヘリウム粘性抵抗増加により自然循環流量が低下することが示された。また、燃料温度及び自然循環流量は、炉容器冷却設備の自然循環流量が停止した場合と同じ挙動であった。以上から、ソースターム評価の観点から、建屋損傷は炉容器冷却設備の自然循環流量停止で代表できること

を明らかにした。すなわち、建屋損傷時の公衆被ばく線量は、3.3.2(2)項のケース3及び4、3.3.2(3)のケース7及び8の評価結果に示されている。

### 3.3.3 開発手法の適用性評価（再委託先：日揮）

原子力施設や化学プラントのプラント設計、安全設計及び安全評価に関する知見に基づき、開発手法の実用高温ガス炉への適用性の観点から、研究計画、事故シーケンスや影響評価の妥当性を評価した。また、改良事項を提言した。具体的な実施内容及び成果を以下に示す。

#### (1) 開発手法の評価項目検討（平成27年度）

開発手法の評価項目を検討し、以下を選定した。

- ① 目的が明確化されていること
- ② 利用に必要な情報が完備されていること
- ③ 内容が実行可能であること
- ④ 内容が具体的であること
- ⑤ 内容が技術的に正確であること
- ⑥ 他標準との整合が取れていること

#### (2) 研究計画の評価（平成27年度）

研究計画の妥当性について、(1)項で選定した評価項目のうち関連する①、②及び⑥について検討を行った。

項目①については、開発手法に対する機能要求として、高温ガス炉のクリフエッジの所在が特定できること、並びに、リスクプロファイルが同定できることが提示された。また、適用範囲を、高温ガス炉の出力運転状態における地震に起因して、環境への大規模放射性物質放出に至る事故シーケンスとすることが提示された。これに対して、手法開発の背景や機能要求、適用範囲は明確であり、要件に適合していると評価した。

項目②及び⑥については、原子力学会リスク評価実施基準の高温ガス炉への適用性を検討するとともに、適用否の規定が開発の対象として設定されているかを評価した。ここで、開発手法は地震を対象としているため、参照する原子力学会リスク評価実施基準として、原子力発電所の地震を起因とした確率論的安全評価実施基準（耐震 PRA 実施基準）[3.3.3-1]を選定した。表 3.3.3-1 に原子力発電所の地震を起因とした確率論的安全評価実施基準に対する適用性検討結果を示す。検討結果から、高温ガス炉へ適用できない原子力学会リスク評価実施基準の規定については、全体研究計画の中で研究項目として摘出されており、当該要件に対して適合していると評価した。以上の結果から、全体研究計画は妥当であると評価した。

#### (3) リスク評価体系及び事故シーケンス分類の考え方に対する評価（平成28年度～平成29年度）

- ① 米国機械学会/原子力学会発行の非軽水型先進炉のための PRA 実施基準の分析（平成28年度）  
米国機械学会/原子力学会発行の非軽水型先進炉のための PRA 実施基準（参考文献[3.3.3-2]）は、同学会発行の軽水炉を対象とした PRA 実施基準（参考文献[3.3.3-3]）と異なり、レベル 1-

2-3 の区別を設けておらず、また、最終状態の定義が異なることに伴いリスク指標が異なっている。非軽水型先進炉のための PRA 実施基準と軽水炉 PRA 実施基準の比較を表 3.3.3-2 に示す。本基準は、高レベル要件とこれを補足するサポート要件からなる PRA 要素から構成されており、各 PRA 要素に対応する高レベル要件 (HR) とこれに付随するサポート要件 (SR) を満足することで、当該 PRA 要素の技術要件を満足できる。PRA 要素は 18、高レベル要件は 200 以上、サポート要件は 1000 以上の項目から構成される。本基準の PRA 要素は、軽水炉のものと異なり、起因事象分析から敷地境界外への影響評価までのプロセスを包絡するのみならず、設計、設計認証、許認可及び運転などプラントライフサイクルすべての段階を含めた内容を対象としている。また、本基準の特徴的な点として、プラントライフサイクルの段階に応じて評価の詳細度を設定する Capability Category の規定がある。表 3.3.3-3 に各カテゴリの定義を示す。なお、本事業では、プラント特有のデータを取り入れた評価手法開発を目的としているため、カテゴリ II までに対応する技術要件を満足することを目指すことが望ましい。

#### ② リスク評価体系に係る技術要件 (平成 28 年度)

非軽水型先進炉のための PRA 実施基準では、すべての炉型を対象とすることから技術中立的なリスク指標を適用する必要がある。そのため、軽水炉レベル 2 及びレベル 3 PRA においても適用されている、公衆被ばく線量や土壌汚染、財産損害コストに対応する発生頻度や、放出カテゴリの発生頻度、個人死亡頻度等をリスク指標に推奨している。また、これら指標の定量化に当たっては、事象シーケンス定量化と放射性物質影響評価結果を統合する評価体系を推奨している。具体的には、リスクインテグレーション (RI) の PRA 要素において技術要件を規定している。リスク評価体系に係る高レベル要件及びサポート要件を表 3.3.3-4 に示す。

#### ③ 事故シーケンス分類に関する技術要件 (平成 28 年度)

非軽水型先進炉のための PRA 実施基準では、軽水炉レベル 2 と同様に、ソースタームの類似性、すなわち、放出量や放出のタイミングの類似性に基づき複数の事象シーケンスをグループ化した放出カテゴリに分類することを要求している。また、複数の事象シーケンスを、運転状態や起因事象、安全機能に対する脅威、プラント応答の類似性に基づき、事象シーケンスファミリーとしてグループ化することを推奨している。具体的には、機構論的ソースターム評価 (MST) の PRA 要素において事故シーケンス分類に関する技術要件を規定している。事故シーケンス分類に係る高レベル要件及びサポート要件を表 3.3.3-5 に示す。

#### ④ 事故シーケンス評価に係る技術要件 (平成 29 年度)

本事業での手法開発対象である地震起因の事故シーケンス評価について、非軽水型先進炉のための PRA 実施基準では地震 PRA システム解析 (SPR) の PRA 要素において 6 項目の HLR、29 項目の SR を規定しており、起因事象の抽出や評価対象 SSC の選定、解析対象プラントの情報の利用、不確実さの考慮、解析の文書化についての要件が記載されている。なお、本技術要件は、地震 PRA モデルが当該 PRA 実施基準の内の事象 PRA の事故シーケンス評価に係る技術要件を満足する内の事象 PRA モデルをベースとすることを前提としており、内の事象 PRA の事故シーケンス評価の技術要件である起因事象分析 (IE)、事象シーケンス分析 (ES)、システム解析 (SY) 及び事

象シーケンス定量化 (ESQ) の PRA 要素の技術要件を参照することを要求している。地震起因の事故シーケンス評価に係る HLR を表 3.3.3-6 に示す。

#### ⑤ ソースターム評価に係る技術要件 (平成 29 年度)

非軽水型先進炉のための PRA 実施基準ではソースターム評価について、機構論的ソースターム評価 (MS) の PRA 要素において 5 項目の HLR、26 項目の SR を技術要件として規定しており、放出カテゴリ分類や解析手法、解析対象、不確実さ因子分析、解析の文書化についての要件が記載されている。

放出カテゴリ分類については、ソースターム解析結果で得られる放出される放射性物質の核種や量、放出タイミングや位置等の情報に基づき、分類を見直すことが要求されている。また、解析手法や解析対象については、検証されたモデルや計算コードを使用すること、解析対象のプラント情報を使用すること、放射性物質放出に対する物理障壁や放射性物質放出経路を同定すること、解析に当たって想定される現象を考慮すること等が要求されている。不確実さ因子分析については、偶然的な不確実さと認識論的な不確実さを分類した上で、それぞれの影響が分かるような評価とすることを要求している。ソースターム評価に係る HLR を表 3.3.3-7 に示す。

#### (4) 高温ガス炉の既往リスク評価体系や事故シーケンス分類の考え方の妥当性検討 (平成 28 年度)

(3) 項での分析結果や石油化学プラントのリスク評価の知見に基づき、高温ガス炉の既往リスク評価体系や事故シーケンス分類の考え方の妥当性を検討した。リスク評価体系に係る技術要件への適合性に関して、日本原子力研究開発機構より既往リスク評価体系である、レベル 1-2-3 のような区分をせず、最終状態を放出カテゴリに対応するプラントから環境への放射性物質放出とすること、事故シーケンスごとの発生頻度と敷地外公衆被ばく線量を評価し、その平均値を頻度—影響プロット上にプロットするとともに安全目標と対比することが提示された。また、複数モジュールの評価については、ET 上で異常が発生するモジュール数に関するヘッディングを設けることや事故シーケンス頻度評価用コードにおいてリスクインテグレーションの機能を持たせることが提示された。これに対して、リスク指標がサポート要件に記載の項目に対応することや、モジュール複数化の影響を考慮可能な評価体系となっていること、リスクインテグレーションの計算枠組みが構築されていることから関連するすべてのサポート要件を満足しており、技術要件に適合すると評価した。加えて、豊富な利用実績を有する石油化学プラントの HAZOP/SIL によるシナリオ分析や定量的リスク評価 (QRA) による災害度合評価方法やリスク指標に照らし合わせた場合においても、評価体系はリスク情報活用の観点から妥当であると評価した。

さらに、事故シーケンス分類の技術要件への適合性に関して、日本原子力研究開発機構より起因となる事象の複数発生を考慮して起因事象を分類する「起因事象モデル」について、多分岐 ET 法や階層 ET 法を適用したモデルが提示された。また、起因事象モデルにつながる事故シーケンスの分類方法として、日本原子力研究開発機構による内的事象に関する設計基準事象選定方針の検討結果 (参考文献[3.3.3-4]) に基づき 3.1.2 にて検討された方法が提示された。具体的には、異常事象を事象進展に影響する緩和設備の類似性から 4 つの起因事象グループ (過渡事象、空気侵入、水侵入及び放射性物質の漏えい) に分類すること、起因事象グループの事故シーケ

スについて、緩和設備の有する機能の成否の組み合わせにより、7つの事故シーケンスグループ（炉心冷却機能喪失、原子炉停止機能喪失、化学反応制御機能喪失、炉心冷却機能及び原子炉停止機能喪失、炉心冷却機能及び化学反応制御機能喪失、原子炉停止機能及び化学反応制御機能喪失、炉心冷却機能、原子炉停止機能及び化学反応制御機能喪失）に分類すること及び放出カテゴリは起回事象グループと同等となることが提示された。これに対して、事故シーケンス分析により放射性物質放出を伴う事故シーケンスや事象シーケンスファミリーに相当する事故シーケンスグループが同定されていること、ソースターム放出形態の類似性から類別化された起回事象グループに基づき放出カテゴリが設定されていることから、関連するすべてのサポート要件を満足しており、技術要件に対して適合すると評価した。

以上の結果から、高温ガス炉の既往リスク評価体系や事故シーケンス分類の考え方は妥当であると評価した。

#### (5) 事故シーケンス評価やソースターム評価手法の妥当性検討（平成 29 年度）

(3) 項での分析結果に基づき、高温ガス炉の事故シーケンスやソースターム評価手法の妥当性を検討した。事故シーケンス評価に係る技術要件への適合性に関して、日本原子力研究開発機構より、日本原子力研究開発機構設計の発電用実用高温ガス炉の設計情報を利用したこと、起回事象やフラジリティ評価対象について、地震起因の故障を考慮した故障モード分析結果やプラント全体の地震応答解析結果、高温ガス炉のソースターム評価に関する既往知見を考慮して選定していること、事故シーケンス頻度評価用コードにおいて入力地震動のばらつきを考慮したフラジリティ評価結果やソースタームの不確かさ評価結果の取込みが可能であること等が提示された。これに対して、システムモデル構築に当たり解析対象のプラント情報を適切に利用していること、公衆被ばく上重要な事故シナリオの分析結果に基づき起回事象選定やフラジリティ評価対象を選定していること、地震ハザード評価から事故シーケンス評価までの情報の引き渡しや不確かさ評価に対する要件を満足する評価手法となっていること、事故シーケンス頻度評価の計算枠組みが構築されていることから関連する SR を満足しており、技術要件に適合すると評価した。加えて、石油化学プラントのように地震以外の内的事象（HAZID/HAZOP によるシナリオ分析手法で抽出されるような事故シナリオ）に拡張して評価する場合においても、事故シーケンス評価手法は内的事象による安全設備の機能喪失を考慮した事故シナリオまで拡張することで網羅性を担保できるという観点から妥当であると評価した。

さらに、ソースターム評価に係る技術要件への適合性に関して、日本原子力研究開発機構より、HTTR や要素試験装置で取得した試験データで検証され、核熱流動特性や燃料酸化挙動、炉心からの放射性物質放出挙動などソースターム評価に係る重要現象を考慮したソースターム計算コードシステムを構築したこと、高温ガス炉の放射性物質の放出段階である早期放出や時間遅れ放出ごとに放出される放射性物質の核種や量が算定可能であること、系統的な手法と専門家意見を活用したソースターム評価上重要な不確かさ因子分析手順を構築したこと、ソースターム不確かさ伝播解析ツールを整備したこと等が提示された。これに対して、開発手法が放射性物質移行経路に関連する物理現象を考慮していること、放射性物質の放出タイミングや核種ごとに放射性物質の量を算定可能で不確かさ評価に対する要件を満足する評価手法となっていること、妥当性が確認されたソースターム評価の計算枠組みが構築されていること等から、関連する SR を満足して

おり、技術要件に対して適合すると評価した。以上の結果から、高温ガス炉の事故シーケンス評価やソースターム評価手法は妥当であると評価した。

#### (6) 今後の課題（平成 29 年度）

本事業の以降に実施すべき項目の提言を目的として、今後の課題を検討した。検討に当たっては、PIRT を以下手順にて構築した。

- ① 事故シナリオの設定
- ② 注目パラメータの設定
- ③ 現象の抽出
- ④ 現象の重要度ランク設定
- ⑤ 現象の知識レベルランクの設定

事故シナリオについては、事業の中で公衆被ばく上最も厳しい事故シナリオとして同定した、スタンダードパイプ破損と二重管破損の多重起因故障に緩和設備の多重故障が重畳する事故シナリオを対象とした。注目パラメータについては、リスク指標である事象発生頻度と公衆被ばく線量を頂上事象とするマスターロジックダイアグラム（図 3.3.3-1）により検討を行い、地震応答、耐力、沈着核分裂生成物（FP）離脱割合、燃料温度、燃料破損率及び自然循環流量の 6 つのパラメータを抽出した。

次に、抽出した注目パラメータについて、それぞれが関連する物理領域を設定し、そこで想定される現象を抽出するとともに、その重要度ランクや知識レベルランクの設定を行った。現象の抽出に当たっては、ソースターム評価手法開発の中で実施された不確実さ因子分析結果を参考とした。また、重要度ランクや知識レベルランクの設定に当たっては、米国規制委員会発行の PIRT [3.3.3-5]を参考としつつ、工学的な判断に基づき設定した。構築した PIRT を表 3.3.3-8 に示す。抽出された現象のうち、重要度ランクが高く、知識レベルランクが中以下のもの（表 3.3.3-8 中の青字の現象）を課題の候補として抽出した。最後に、抽出した課題候補と日本原子力研究開発機構や他機関で実施中の研究開発項目を比較して、今後の課題を選定した。

従来、耐震設計において基準地震動に対して黒鉛構造物の健全性を確保することとしていたため、地震応答解析における黒鉛構造物の亀裂の考慮については、日本原子力研究開発機構や他機関を含めて、検討例はない。黒鉛構造物の地震応答解析で用いられているばね-ダッシュポット系モデルでは、亀裂はばね切断、すなわち、ばね定数を 0 とする手法が提案されている[3.3.3-6]。このことは、定性的には、亀裂生成時は健全時に比べて黒鉛構造物間の衝突による反発力が減少し、黒鉛構造物の応答が小さくなることを示している。一方で、本手法の適用が高温ガス炉の黒鉛構造物の地震応答解析にも適用可能か確認することが必要であり、今後の課題として選定した。

核熱流動特性評価におけるゼノン反応度については、日本原子力研究開発機構において温度依存性を考慮可能なモデル開発を進めた（参考文献[3.3.3-7]及び付録 B 参照）。また、空間依存性の考慮の要否については、日本原子力研究開発機構と米国アイダホ国立研究所で共同開発中の先進的シミュレーションコード RELAP5-3D/PHYSICS [3.3.3-8]を用いて確認する計画であることから、今後の課題からは除外した。

原子炉内における崩壊熱については、日本原子力研究開発機構において、米国アイダホ国立研究所の先進ガス冷却炉燃料開発及び品質確認プログラムの下で取得された燃焼計算検証用データを用いた評価モデル妥当性確認が予定されており、今後の課題からは除外した。

炉容器冷却設備における対流熱伝達については、米国アルゴンヌ国立研究所において空気冷却式炉容器冷却設備の模擬実験装置 (NSTF) を用いた試験が実施され[3.3.3-9]、当該試験結果を用いた評価モデルの検証が進められているため、今後の課題からは除外した。

燃料要素の SiC 酸化反応については、米国オークリッジ研究所において、照射後燃料の燃料被覆微細構造を模擬した酸化試験が計画されており [3.3.3-10]、今後の課題からは除外した。

原子炉内のチムニー効果による自然循環流れについては、米国オレゴン州立大学が電気ヒータを用いた高温ガス炉事故模擬試験装置 (HTTF) を用いて、核熱流動特性評価モデル検証データ取得を目的とした試験を実施予定であり [3.3.3-11]、今後の課題からは除外した。

炉室への空気侵入については、米国テキサス農業工科大学において減圧事故時模擬試験装置を用いて、コンファインメント内流動評価モデル検証データ取得を目的とした試験が実施されており [3.3.3-12]、今後の課題からは除外した。

以上から、黒鉛構造物の地震応答解析における亀裂生成の考慮を今後の課題として選定した。

## 参考文献

- [3.3.2-1] 林, ほか, 高温工学試験研究炉用燃料の健全性の評価と許容設計限界, JAERI-M 89-162 (1989).
- [3.3.3-1] 日本原子力学会, 原子力発電所の地震を起因とした確率論的安全評価実施基準:2007, AESJ-SC-P006:2007, 2007年9月.
- [3.3.3-2] ASME/ANS, "Probabilistic Risk Assessment Standard for Advanced Non-LWR Nuclear Power Plants," ASME/ANS RA-S-1.4-2013 (2013).
- [3.3.3-3] ASME/ANS, "Addenda to ASME/ANS RA-S-2008, Standard for Level 1/Large Early Release Frequency Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications," ASME/ANS RA-Sa-2009 (2009).
- [3.3.3-4] 佐藤, ほか"実用高温ガス炉の設計基準事象の選定," JAEA-Technology 2016-014 (2016).
- [3.3.3-5] US NRC, "Next Generation Nuclear Plant Phenomena Identification and Ranking Tables (PIRTS)," Vol.1 Main report, NUREG/CR-6944 (2008).
- [3.3.3-6] 近藤, ほか"線形弾性体の動的破壊進展の数値解析手法の提案," 土木学会論文集 A2, 68[1], 51-66 (2012).
- [3.3.3-7] Y. Honda, et al., "Sensitivity Analysis of Xenon Reactivity Temperature Dependency for HTTR LOFC test by using RELAP5-3D Code," Proc. HTR2016, pp.704-713, November 6 - 10, 2016, Las Vegas, NV, USA (2016).
- [3.3.3-8] R. Baker, et al., "PHISICS/RELAP5-3D Adaptive Time-Step Method Demonstrated for the HTTR LOFC#1 Simulation," INL/EXT-17-41569 (2017).
- [3.3.3-9] D. Lisowski, et al., "Experimental observations of natural circulation flow in the NSTF," Nuclear Engineering and Design, 306, 124-132 (2016).

- [3.3.3-10] T. Gerczak, et al., High Temperature Testing of Representative Fuel in Material in Air and Moisture, Available from [https://art.inl.gov/trisofuels/AGR%20TRISO%20Fuels%20Program%20Review%20July%201819%202017/13\\_Gerczak\\_High\\_Temperature\\_Moisture\\_Testing.pdf](https://art.inl.gov/trisofuels/AGR%20TRISO%20Fuels%20Program%20Review%20July%201819%202017/13_Gerczak_High_Temperature_Moisture_Testing.pdf), (accessed 2018.3.19).
- [3.3.3-11] R. Schultz, et al., "Studies Related to the Oregon State University High Temperature Test Facility: Scaling, the Validation Matrix, and Similarities to the Modular High Temperature Gas-Cooled Reactor," INL/EXT-10-19803 (2010).
- [3.3.3-12] S. Yang, et al., "Experimental Study on a Simplified Facility of HTGR Reactor Building Response to Depressurization Accidental Scenarios," Proc. HTR2016, pp.605-612, November 6 - 10, 2016, Las Vegas, NV, USA (2016).

表 3.3.3-1 耐震 PRA 実施基準に対する適用性と開発手法の対応

	規定		高温ガス炉の適用性	開発手法の対応
3	評価の流れ	修正要	リスク評価体系が異なる	全体：リスク評価体系の構築
4	プラント情報の収集・分析と事故シナリオの概括的分析	適用可	—	—
5	地震ハザード評価	適用可	—	—
6	建屋・機器フラジリティ評価	適用可	損傷モード及び部位の抽出(附属書の内容)が異なる	研究項目(2)影響評価手法の開発：損傷モードの検討
7	事故シーケンス評価			
7.1	事故シーケンス評価の流れ	修正要	リスク評価体系が異なる	全体：リスク評価体系の構築
7.2	起因事象の設定	修正要	起因事象グループ化が異なる	研究項目(1)事故シーケンス頻度評価手法の開発：事故シーケンス分類手法検討
7.3	事故シーケンスのモデル化	修正要	安全機能が異なる	研究項目(1)事故シーケンス頻度評価手法の開発：事故シーケンス分類手法検討
7.4	システムのモデル化	適用可	—	—
7.5	事故シーケンスの定量化	修正要	リスク評価体系が異なる	全体：リスク評価体系の構築
7.6	格納容器機能喪失シナリオの分析	削除	—	—
新規	ソースターム解析	追加	—	研究項目(2)影響評価手法の開発：ソースターム評価手法開発検討
新規	被ばく線量の評価	追加	—	既存手法を適用可

表 3.3.3-2 非軽水型先進炉のための PRA 実施基準と軽水炉 PRA 実施基準の比較

PRA 属性	軽水炉 PRA 実施基準	非軽水型先進炉のための PRA 実施基準
適用する炉型	現行軽水炉	すべての炉型
対象とするプラント ライフサイクル段階	認可済、運転中プラント	設計、設計認証、許認可及び 運転などすべての段階
対象プラント状態	出力運転	すべての運転状態及び停止時
対象とする事象 及びハザード	内的事象、内的ハザード (内部火災、内部溢水)、 外的事象 (地震、航空機衝突)	内的事象、内的ハザード (内部火災、内部溢水)、 外的事象 (地震、強風、 外部溢水)
最終状態	成功、炉心損傷、 早期大規模放出	成功、同種の放出形態を 有する事故ファミリー
影響評価	定性的	機構論的ソースターム評価、 放射性物質影響評価
リスク指標	炉心損傷頻度、 早期大規模放出頻度	ユーザー定義の最終状態
放射性物質の 放出源	炉心	炉心及び 1 次冷却設備

表 3.3.3-3 Capability Category の定義

PRA 属性	カテゴリ I	カテゴリ II	カテゴリ III
<b>適用範囲及び詳細度</b> プラントの設計、 運転、保守の範囲と詳 細度及び プラント設計に関連し た物理的現象がモデル 化される度合い	システム又は トレインレベルでの 寄与要因の相対的な 重要性特定に十分な 解明と特異性。 関連する人間の 行為、関連する 物理的現象及び 放出特性を含む	コンポーネント レベルでの重要な 寄与要因の相対的な 重要性特定に十分な 解明と特異性。 必要に応じて、 関連する人間の 行為及び関連する 物理的現象と 放出特性を含む	コンポーネント レベルでの 寄与要因の相対的な 重要性特定に十分な 解明と特異性。 必要に応じて、 関連する人間の 行為及び関連する 物理的現象と 放出特性を含む
<b>プラントの特異性</b> 施工完了時、 運転時、設計時のプラ ントが対応されるよう に、プラント 特有又は設計 特有の情報が 組み込まれる程度	プラントの独自の設計 及び運転上の特徴を 考慮する必要性を 除き、受入れ可能な 汎用データ／モデルを 使用	重要な寄与要因に 対するプラント特有の データ／モデルの使用	利用可能な場合、 すべての寄与要因に 対するプラント 特有のデータ／ モデルの使用
<b>現実性</b> 想定されるプラントの 応答が得られるよう どの程度現実性を 組込むか	現実性からの乖離は、 良好な実施により裏付 けされる結論とリスク 分析に中程度の影響を 与える	現実性からの乖離は、 良好な実施により裏付 けされる結論とリスク 分析に小さな影響を与 える	現実性からの乖離は、 良好な実施により裏付 けされる結論とリスク 分析にほとんど影響を 与えない

表 3.3.3-4 リスク評価体系に係る技術要件

(a) 高レベル要件

番号*1	高レベル要件
HLR-RI-A	<p>結果の統合では、PRA 活用に適切なひとつ又はそれ以上のリスク指標を用いて、事象シーケンス頻度評価結果及び放射性物質影響評価結果に基づき、プラント全体のリスクを計算すべきである。</p> <p>結果の統合は個々のユニットや複数ユニット事故を含むプラント全体のリスクを含むべきである。</p>

(b) サポート要件

番号*1	サポート要件
RI-A1	<p>リスク指標を用いてプラントの統合リスク結果の特徴を明らかにすること。使用されるリスク指標は以下を含む。</p> <p>a) モデル化された事象シーケンス、事象ファミリー又は事象カテゴリごとの平均頻度及び平均影響の積の総和</p> <p>b) 安全目標及びQH0*2特有のリスク指標評価のための a) の変化形</p> <p>c) リスク判断基準が記載された頻度－影響プロット上での事象シーケンス、事象ファミリー又は事象カテゴリごとの平均頻度及び平均影響を不確かさとともに図示</p> <p>d) 個人線量、急性死亡率、がん死亡率、資産損失等の選定された影響指標の頻度を示す累積分布関数 (CCDF 曲線)</p>
RI-A2	<p>2基以上を有するプラントについて、各ユニットからの放出を含む事故シーケンスのリスクへの寄与、2基以上のユニット及び共有施設からの放出を含むこと。</p>
RI-A3	<p>重要な入力パラメータの平均値及び重要でないパラメータの点推定値を用いて選定したリスク指標の平均値を評価すること。最新の技術知見の相関が重要である場合には、事象頻度及び確率間の相関について最新の技術知見を考慮すること。(カテゴリ II のみ)</p>
RI-A4	<p>結果のインテグレーションには、手法やコードの限界や特徴を考慮しつつ適切な手法やコードを用いること。</p> <p>対象ハザード、プラント運転状態、放出カテゴリ及び事象シーケンスへのこれら手法及びコードの適用性の妥当性を確認すること。</p>

\*1 参考文献[3.3.3-2]に記載の番号に対応

\*2 QH0 : Quantitative Health Objective

表 3.3.3-5 事故シーケンス分類に係る技術要件

(a) 高レベル要件

番号*1	高レベル要件
HLR-MS-A	事象シーケンスの最終状態の定義や同種又は類似の機構論的ソースタームを有する事象シーケンス及び事象シーケンスファミリーのグループ化のため放出カテゴリが定義されなければならない。

(b) サポート要件

番号*1	サポート要件
MS-A1	放出カテゴリを検討するため、事象シーケンス分析から、放射性物質放出を伴う事象シーケンス及び事象シーケンスファミリーを同定しなければならない。
MS-A2	機構論的ソースタームに大きく影響を与えるシーケンスの特徴の観点から、放出カテゴリの属性を定義しなければならない。
MS-A3	4.5.3章「事象シーケンス分析」及び4.5.17章「放射性物質影響分析」の要件に整合するよう事象シーケンスについて明確な放出カテゴリの完全なセットを定義しなければならない。
MS-A4	急性及び潜在的な健康影響に関するリスク上重要な放射性物質影響の相違やPRA対象に応じた全ての事象シーケンスの定量的リスク指標を分解するに十分なレベルとなるよう放出カテゴリを区別すること。 (カテゴリ II 及び III のみ)

\*1 参考文献[3.3.3-2]に記載の番号に対応

表 3.3.3-6 事故シーケンス評価に係る技術要件

番号*1	HLR
HLR-SPA-A	地震 PRA システムモデルは、地震起因の起因事象や重要事象シーケンスの原因となり得る、地震起因の SSC 損傷、地震以外に起因するアンベイラビリティやヒューマンエラーを含むその他の故障を考慮しなければならない。
HLR-SPA-B	地震 PRA システムモデルは、内的事象 PRA スcopeの中におけるすべての運転状態を対象とした PRA システムモデルで同定される特徴と異なり、地震解析の特徴を含めることに対応しなければならない。
HLR-SPA-C	地震 PRA システムモデルは、可能な限り、as-design、as-built、又は、分析された as-operated plant を適用しなければならない。
HLR-SPA-D	フラジリティ評価のため選定された SSC リスト、又は、これらの組み合わせは、地震 PRA システムモデルに含まれる事象シーケンスに登場する全ての SSC を含まなければならない。
HLR-SPA-E	モデル化された事象シーケンス、事象シーケンス群、放出カテゴリーそれぞれの頻度定量化のための解析は、地震ハザード、地震フラジリティ及びシステム解析の特徴を考慮しなければならない。
HLR-SPA-F	地震 PRA システム解析は、PRA の利用や更新、ピアレビューが容易となるよう文書化されなければならない。

\*1 参考文献[3.3.3-2]に記載の番号に対応

表 3.3.3-7 ソースターム評価に係る技術要件

番号*1	HLR
HLR-MS-A	放出カテゴリーは、事象シーケンスの最終状態の定義や同じ又は、同様なソースタームの事象シーケンスや事象シーケンス群のグループ化のため定義されなければならない。
HLR-MS-B	ソースターム評価は各放出カテゴリーのソースタームを算定可能な手法を用いなければならない。
HLR-MS-C	ソースターム評価は各放出カテゴリーのソースタームを定量的に把握可能な計算をしなければならない。
HLR-MS-D	ソースターム評価の不確実さとこれに関連する放射性物質放出に係る現象は合理的に可能な限り、把握し定量化されなければならない。重要なモデルの不確実さや仮定は同定され、これらの結果への影響を理解しなければならない。定量化できない不確実さ因子については、感度解析を実施しなければならない。
HLR-MS-E	ソースターム解析は関連する SR に整合して文書化されなければならない。

\*1 参考文献[3.3.3-2]に記載の番号に対応

表 3.3.3-8 PIRT (1/2)

注目 パラメータ	物理領域	現象、 プロセス	重要度	知識 レベル	論的根拠
地震応答	炉心黒鉛 構造物	ロッキング	H	H	検証された計算コードにより評価可能
		振動	H	H	検証された計算コードにより評価可能
		亀裂生成	H	L	検討例なし
		衝突	H	H	詳細設計結果に基づき、バネ定数、減衰定数設定のための試験、又は詳細計算要
		摩擦	M	H	詳細設計結果に基づき文献調査、又は、試験実施要
沈着 FP 離脱割合	主冷却 設備	物理的離脱	H	H	試験データ取得済
		化学的離脱	L	L	不活性環境
燃料温度	原子炉内	ドップラ反応度	L	H	VHTRC データを用いた検証済
	原子炉内	減速材反応度	H	H	
	原子炉内	ゼノン反応度	H	M	温度依存性や空間分布の考慮の 必要性確認要
	原子炉内	中性子源効果	L	H	燃料温度への影響は小
	原子炉内	即発中性子 生成、消滅	M	H	検証された計算コードにて 評価可能
	原子炉内	遅発中性子 発生	M	H	検証された計算コードにて 評価可能
	原子炉内	崩壊熱	H	M	高温ガス炉中性子スペクトルで の評価モデル妥当性確認要
	原子炉内	対流熱伝達	L	M	燃料温度への影響小
	原子炉内	熱容量	H	H	使用条件下で物性値存在
	原子炉内	熱伝導	M	M	既往評価モデルを適用可能
	原子炉外	対流熱伝達	L	L	燃料温度への影響小
	原子炉外	輻射	H	H	既往評価モデルを適用可能
		炉容器 冷却設備	対流熱伝達	H	M

表 3. 3. 3-8 PIRT (2/2)

注目 パラメータ	物理領域	現象、 プロセス	重要度	知識 レベル	論的根拠
燃料破損率 (酸化破損)	燃料要素	SiC 酸化反応	H	M	照射燃料について知見不足
	燃料要素、 燃料体、 サポート ポスト	黒鉛酸化 反応	H	H	既存評価モデルで対応可能
	燃料要素	物質伝達	H	H	既存の実験式で対応可能
	燃料要素	拡散	H	H	マトリックス材選定後、拡散データ 取得用要
	冷却材流路	CO 酸化反応	M	H	評価手法の知見が豊富
自然循環 流量	原子炉内	チムニー 効果	H	M	評価モデルの妥当性確認要
		分子拡散	L	M	上下端破断のため影響小
		粘性抵抗 増大	H	H	使用条件下で物性値取得済
	原子炉外	炉室への 空気侵入	H	M	評価モデルの妥当性確認要

- ◆ プラント上のシステムモデルに関する仮定
  - 配管破断箇所は二重管配管1箇所とスタンドパイプ1箇所
  - 緩和系は**反応度制御設備(原子炉停止系)**,  
化学反応制御設備(コンファイメント隔離系)及び**炉心除熱設備(炉容器冷却設備)**

配管系

1. 二重管(ギロチン破断) \*炉心下方
2. 二重管(外管破断) \*炉心下方
3. スタンドパイプ(ギロチン破断) \*炉心上方

緩和系

4. 制御棒
5. 制御棒駆動装置
6. 制御棒案内ブロック
7. 制御棒作動回路(信号回路)
8. ブローアウトパネル
- 9, 10 閉止扉 x2 (A, B)
11. 炉容器冷却設備

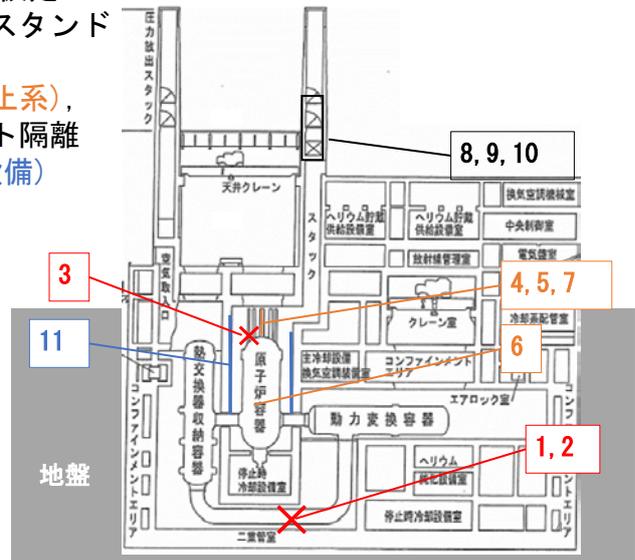


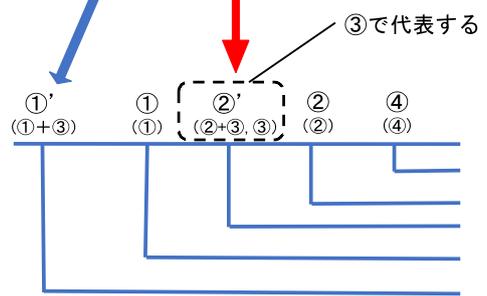
図3. 3. 1-1 事故シーケンスのモデル化検討のための起因事象及び緩和系の単純化

多重破断を階層ETで考慮する場合

- 配管破断事象のソースタームに関する知見(1次系の蓄積FPの放出, 空気流入量など)に基づき、複数破断を最大影響の単独破断で代表
- 必要に応じ、組み合わせによる新たな起因事象を追加

単独事象の組み合わせマトリックスによる2カ所の破断事象の分類

単独起因事象	①二重管 ギロチン破断	②二重管 外管破断	③スタンド パイプ破断	④破断なし (トランジェント)
重畳事象				
①二重管 ギロチン破断		※	①'	①
②二重管 外管破断	—		②'	②
③スタンドパイプ 破断	—	—		②'
④破断なし (トランジェント)	—	—	—	



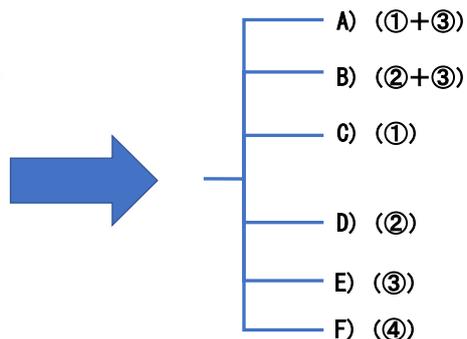
※ 二重管ギロチン破断と二重管外管破断は背反事象であり, その同時発生は考えない。

図3. 3. 1-2 階層イベントツリーによる起因事象の分類

### 多重破断を多分岐ETで考慮する場合

◆ 単独の配管破断事象のすべての組み合わせを考慮する

- A) 二重管ギロチン破断+スタンドパイプ(①+③)
- B) 二重管外側破断+スタンドパイプ破断(②+③)
- C) 二重管ギロチン破断(①)
- D) 二重管外側破断(②)
- E) スタンドパイプ破断(③)
- F) 破断なし(トランジェント)(④)



◆ 二重管ギロチン破断と二重管外管破断は背反事象であり、その同時発生は考えない。

図3.3.1-3 多分岐イベントツリーによる起因事象の分類

- ◆ 緩和機能は、反応度制御機能、炉心冷却機能及び化学反応制御機能で構成
- ◆ 緩和系の機能を果たすシステムは複数有る質、1つで代表して簡素化
- ◆ 炉容器冷却設備の構造損傷は、炉心冷却機能と化学反応制御機能の同時損失に至ると仮定

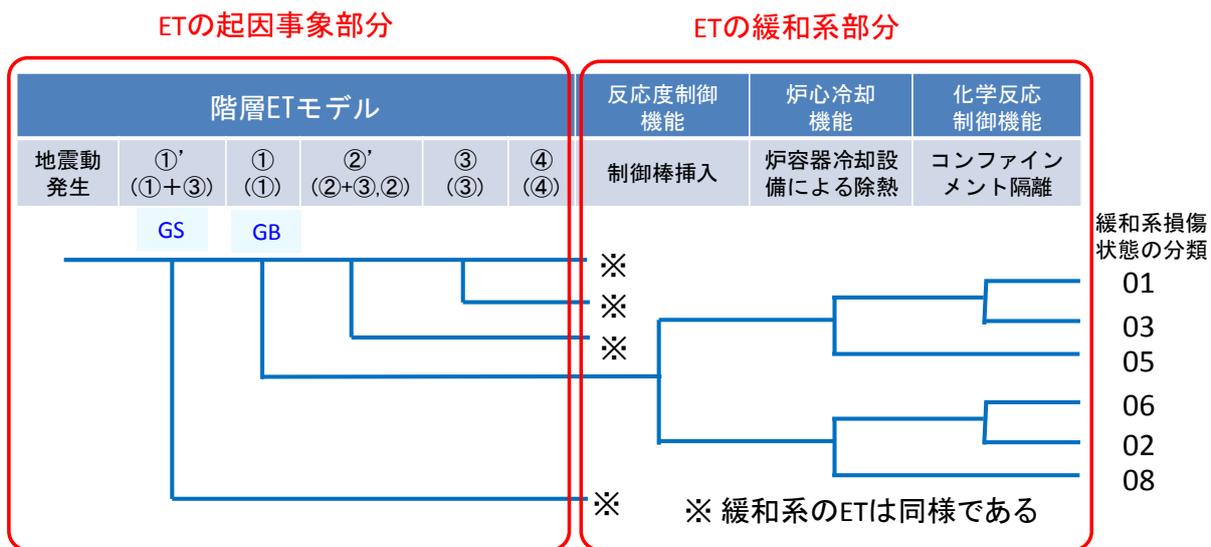


図3.3.1-4 改良された階層イベントツリーを用いた事故シーケンス分類

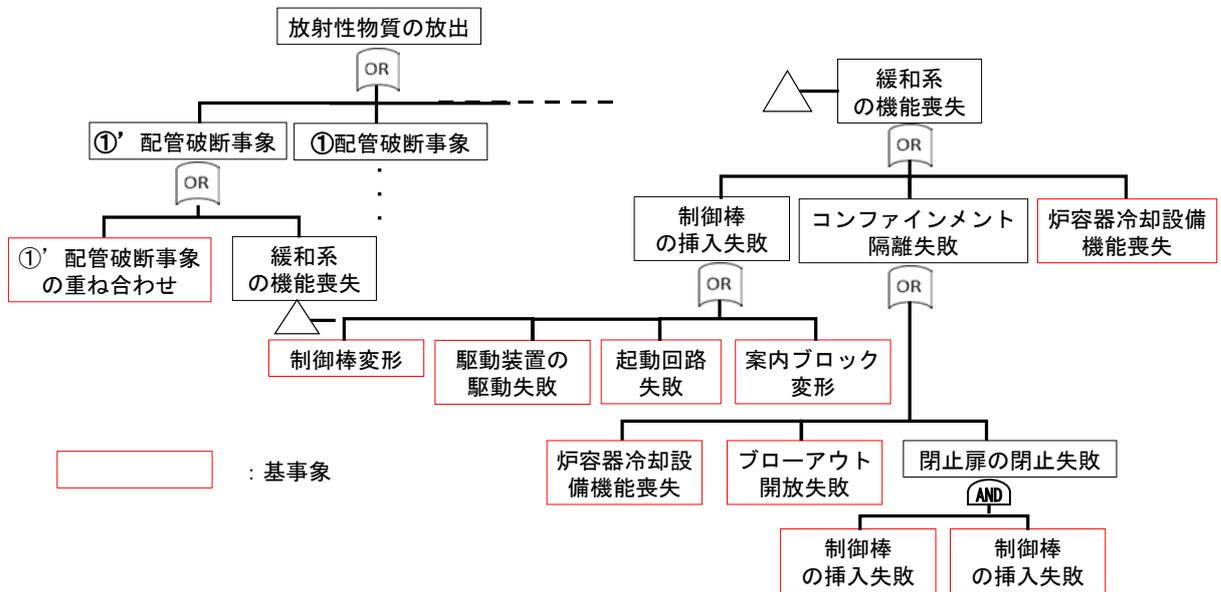


図3.3.1-5 統合型フォールトツリーの例

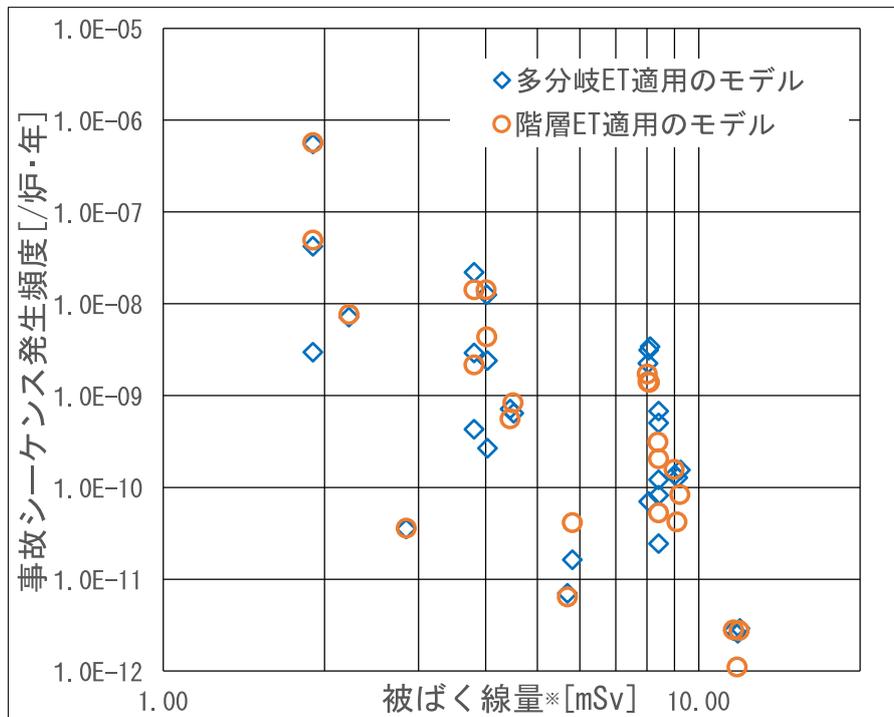


図3.3.1-6 F-Cプロットにより多分岐ETと階層ETによる計算結果の比較

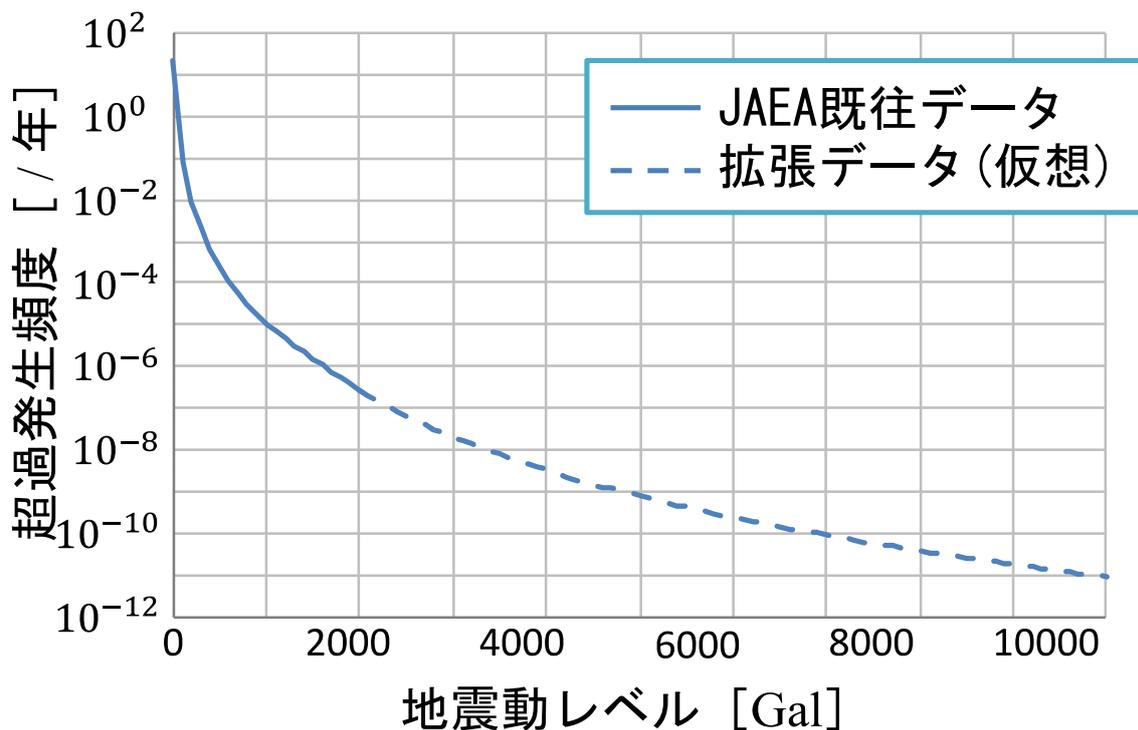


図3.3.1-7 事故シーケンス評価で用いた地震ハザード曲線

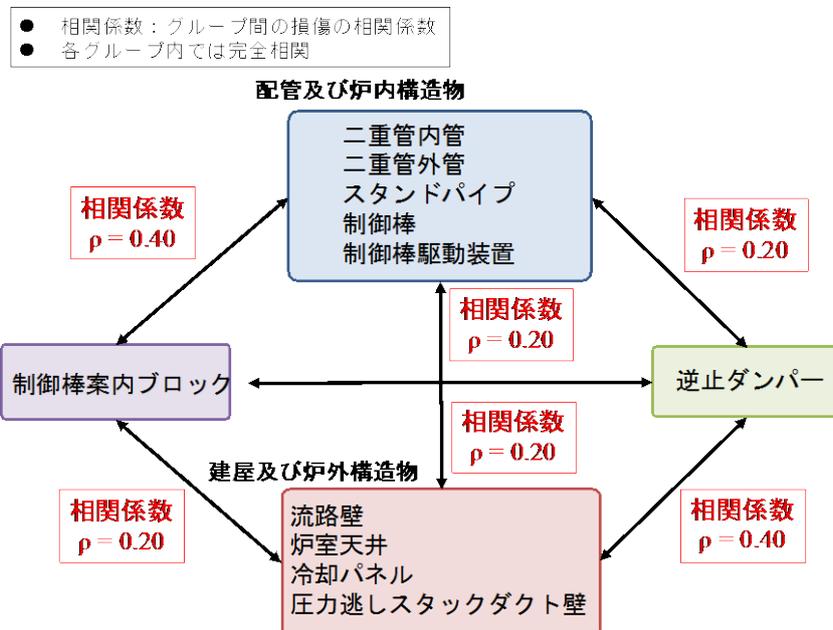


図 3.3.1-8 事故シーケンス評価で用いた簡略化された損傷の相関係数

- ◆ H29年度解析対象事故シーケンス： H28年度の分類(図3.3.1-4)における空気侵入を伴う起因事象①' (GS:二重管ギロチン破損+スタンドパイプ破損)及び①(GB:二重管ギロチン破損)
- ◆ ET見直し： フラジリティ評価を踏まえて、H28年度に概略的に設定した各起因事象について、破損の場所と形態の想定を見直した。但し、結果としてETの形には変更なし。
- ◆ FT見直し： H28年度は各緩和系失敗を1機器で代表。今回は複数機器で表現。

ETの起因事象部分

ETの緩和系部分

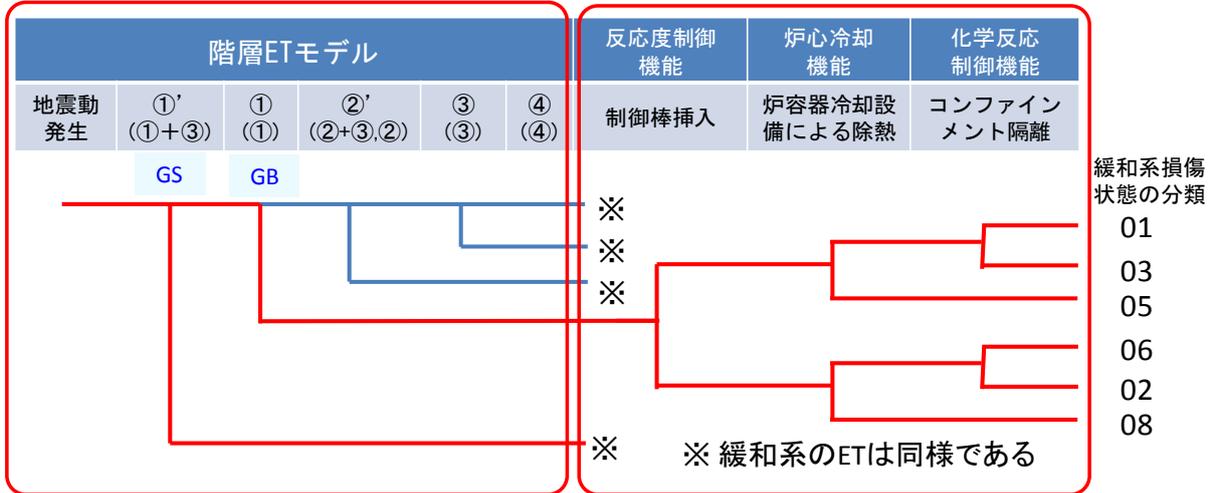


図 3.3.1-9 平成 29 年度の事故シーケンス評価で評価対象とした事故シーケンス

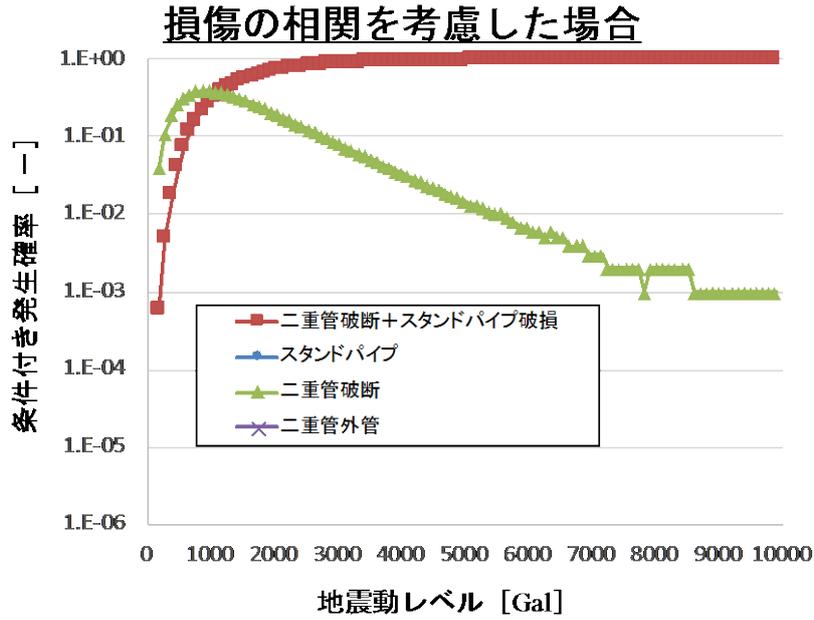


図 3. 3. 1-10 起因事象の条件付き発生確率

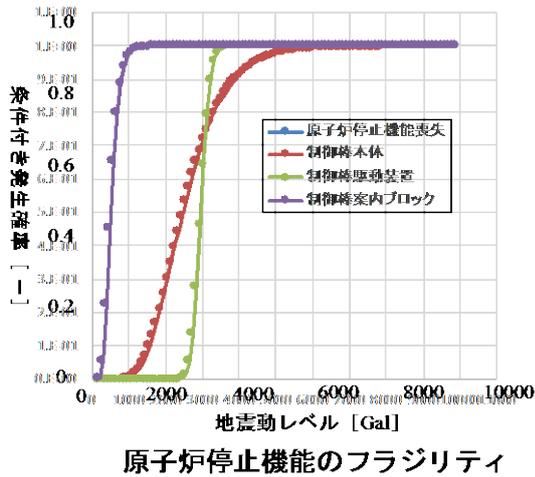
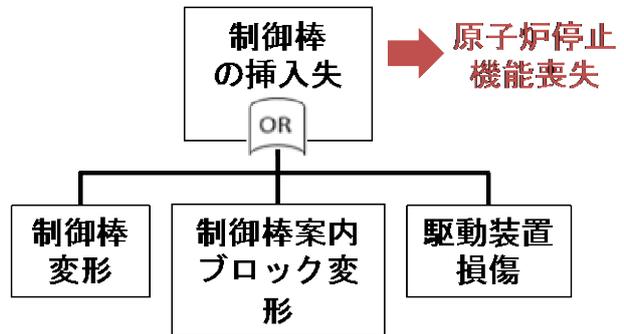


図 3. 3. 1-11 原子炉停止機能喪失の条件付き発生確率

### SECOM2-DQFM-U上のFTモデル

- 3つのいずれかの機器損傷で機能喪失



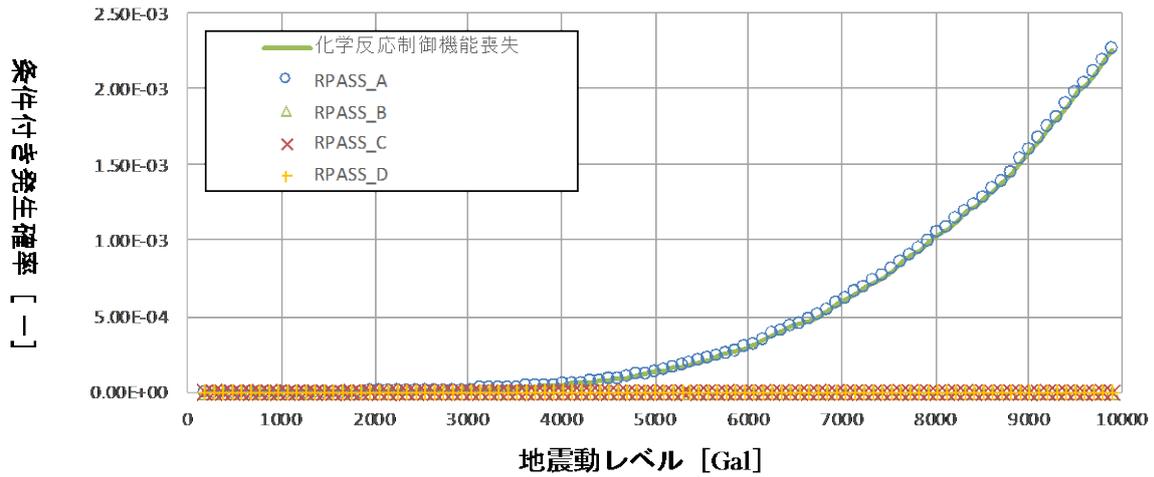


図 3. 3. 1-12 化学反応制御機能喪失の条件付き発生確率  
 (注：損傷形態の分類(RPASS-A から D)は次図を参照)

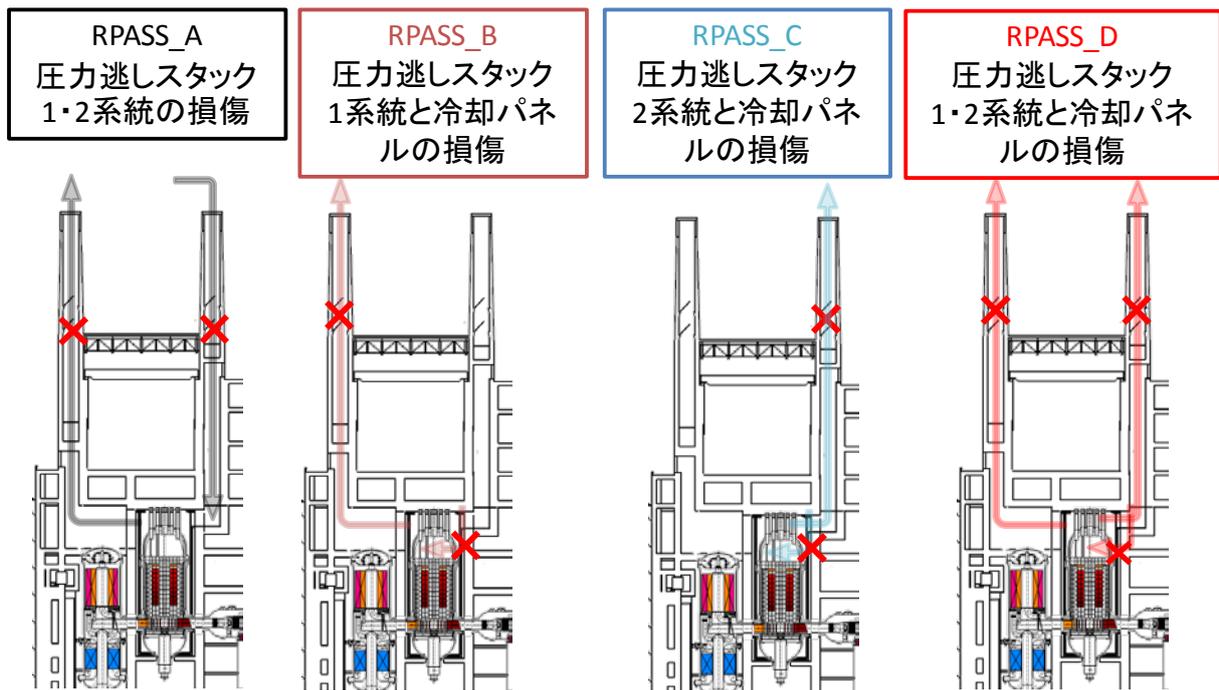
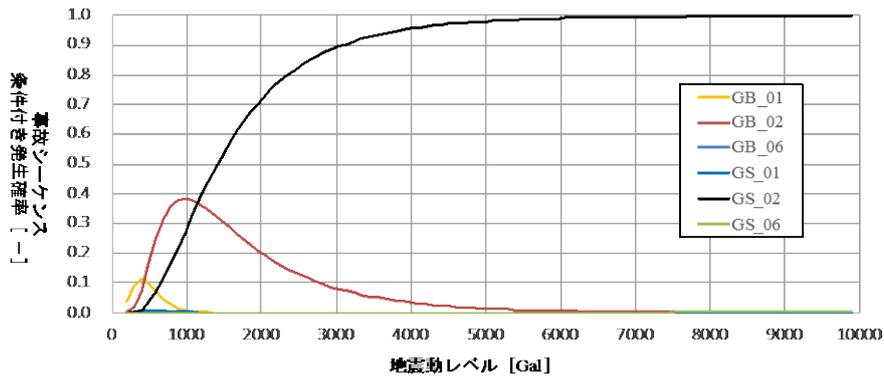


図 3. 3. 1-13 考慮した化学反応制御機能喪失の 4 つの形態



公衆リスクを与える事故シーケンス条件付き発生確率

GB : 二重管破断 GS : スタンドパイプ破損+二重管破断	01 : 起因事象のみ 02 : 起因事象+原子炉停止機能喪失 06 : 起因事象+化学反応制御機能喪失 +原子炉停止機能喪失
------------------------------------	--

図 3. 3. 1-14 事故シーケンスの条件付き発生確率

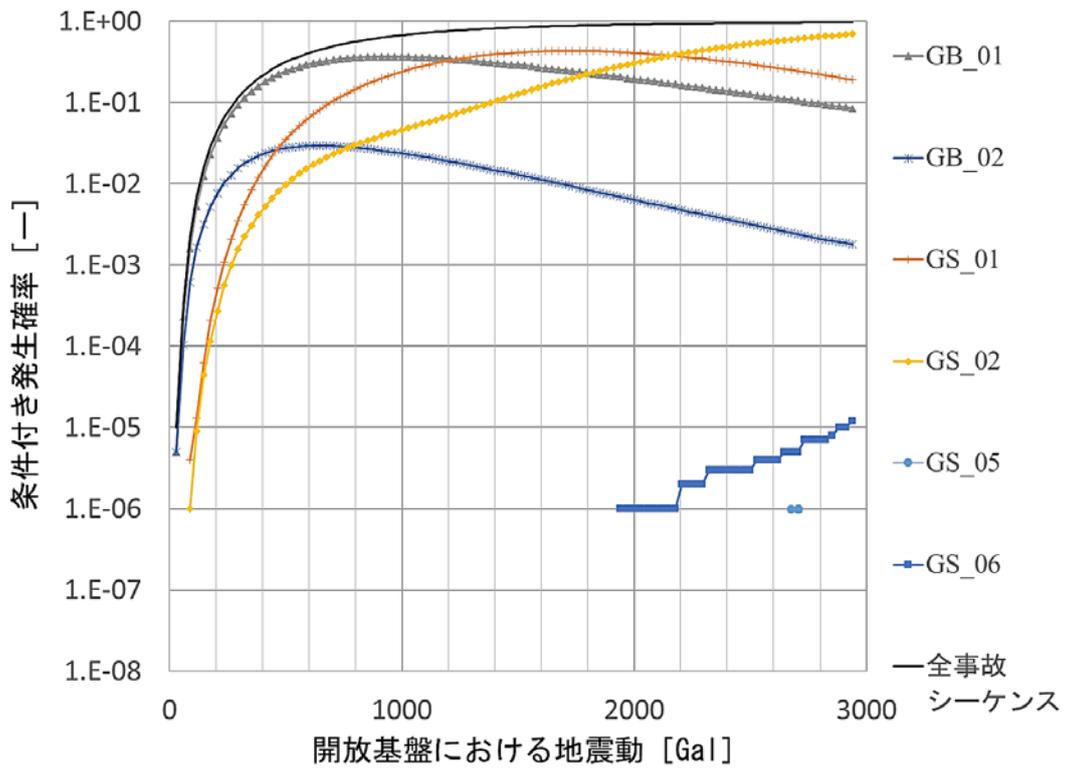
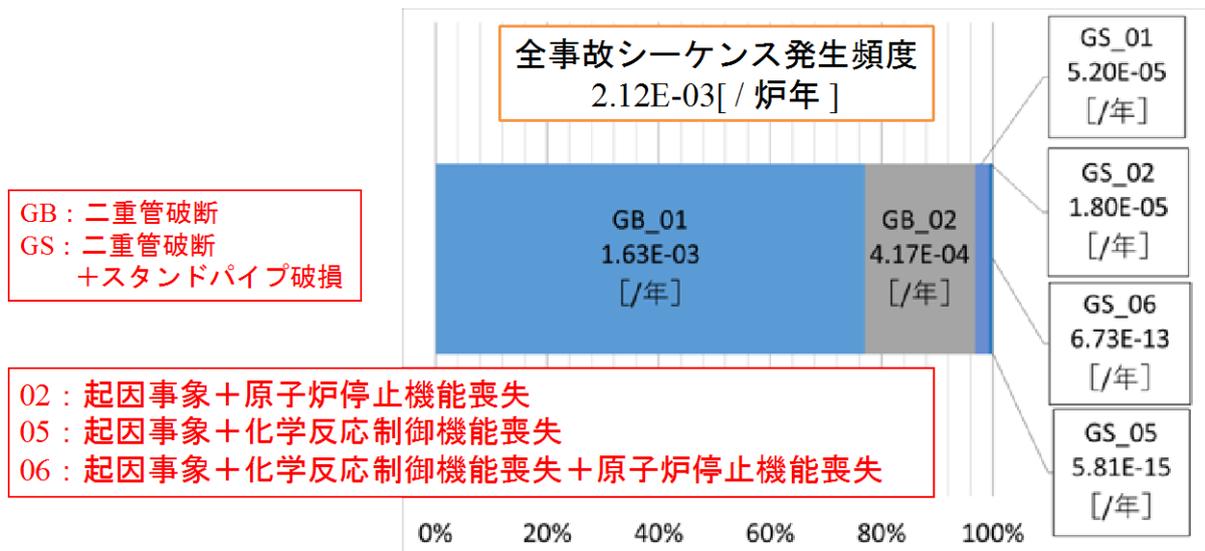


図 3. 3. 1-15 事故シーケンスの条件付き発生確率(確率是对数目盛)



- ◆ 全事故シーケンスとは、被ばく線量がゼロでない事故シーケンスの合計値
- ◆ 条件付き損傷確率が $10^{-6}$ より小さい事故シーケンスの発生頻度は0と計算

図 3.3.1-16 事故シーケンスの発生頻度

- ◆ 英国の安全評価原則 (SAP) の安全目標と比較して示す
  - BSL : 基本安全目標 (これ以上は容認不可)
  - BSO : 基本安全レベル (これ以下ならば広く容認可能)
- ◆ 被ばく線量区分に属する全事故シーケンスの発生頻度を積算し、目標と比較する
  - 被ばく線量 $10^0 \sim 10^1$  mSvにおける事故シーケンスグループを抽出して合計した
  - 被ばく線量 $10^1$  mSvを超える領域の事故シーケンスはない
  - 上記のグループうち、「二重管破断」と「二重管破断 + 原子炉停止機能喪失」のシーケンスにおいてリスク低減策を講じることが必要

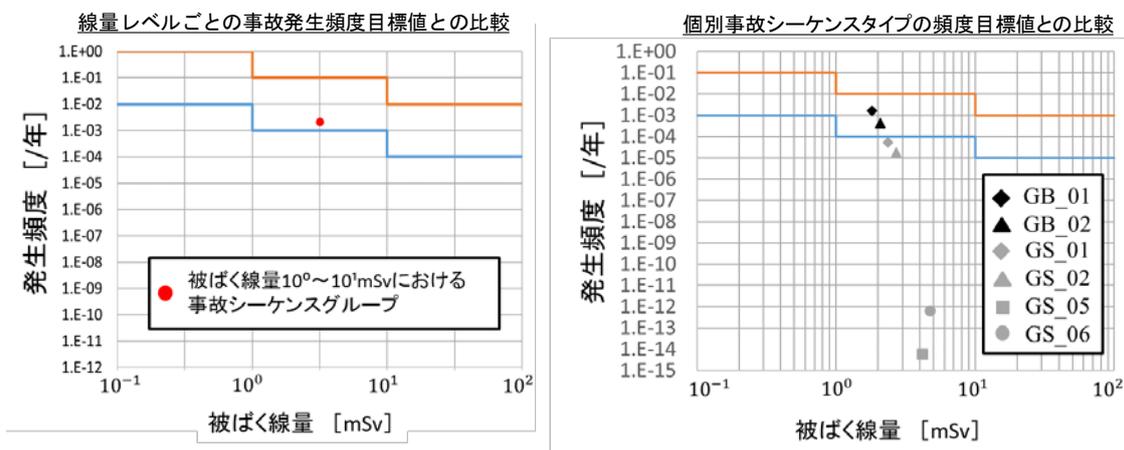


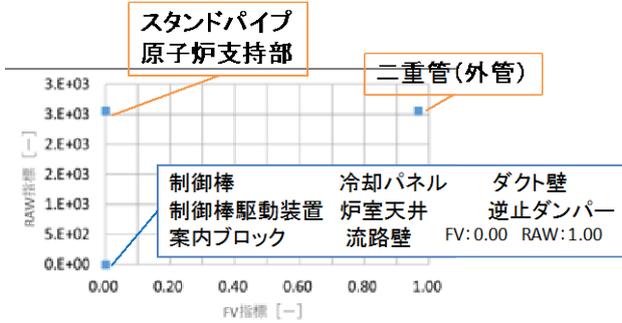
図 3.3.1-17 リスクプロファイル分析例 (英国の安全目標との比較)

(注意 : 今回の数値は概念設計の一例を基にした暫定的な評価値であり、高温ガス炉の一般的特徴を示すものではない)

◆ 被ばく線量 1mSv以上、4mSv以上の2つの領域の事故シーケンスグループを対象

- 4mSv 以上の領域にある事故シーケンスは「(二重管破断+スタンドパイプ破損)  
○ +原子炉停止機能喪失+化学反応制御機能喪失」
- 上記のシーケンスを引き起こす基事象に対する対策が大きなりリスク低減に繋がる

1mSv以上領域における重要度指標



4mSv以上領域における重要度指標

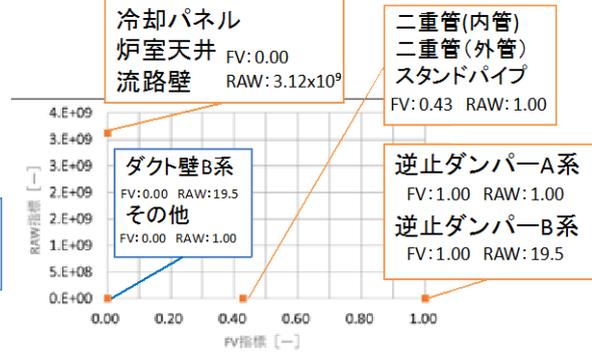


図 3. 3. 1-18 影響の大きい事故シーケンスグループの発生頻度に関する重要度指標の例

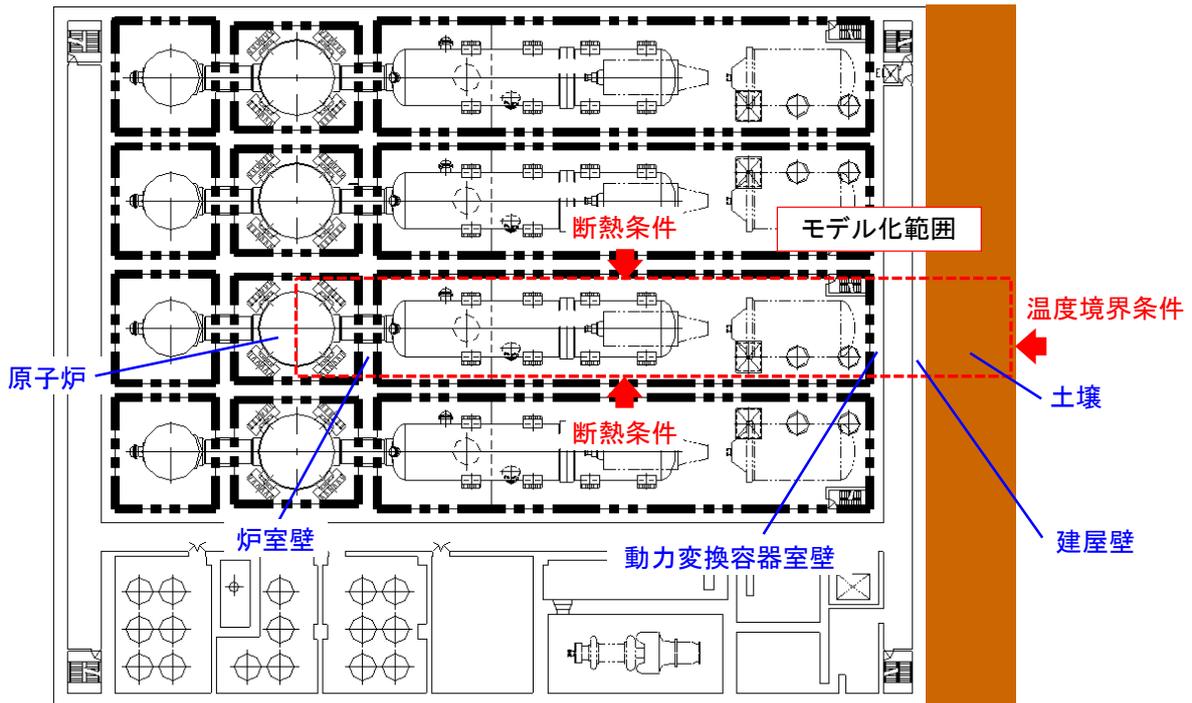


図 3. 3. 2-1 モデルプラント原子炉モデル化範囲

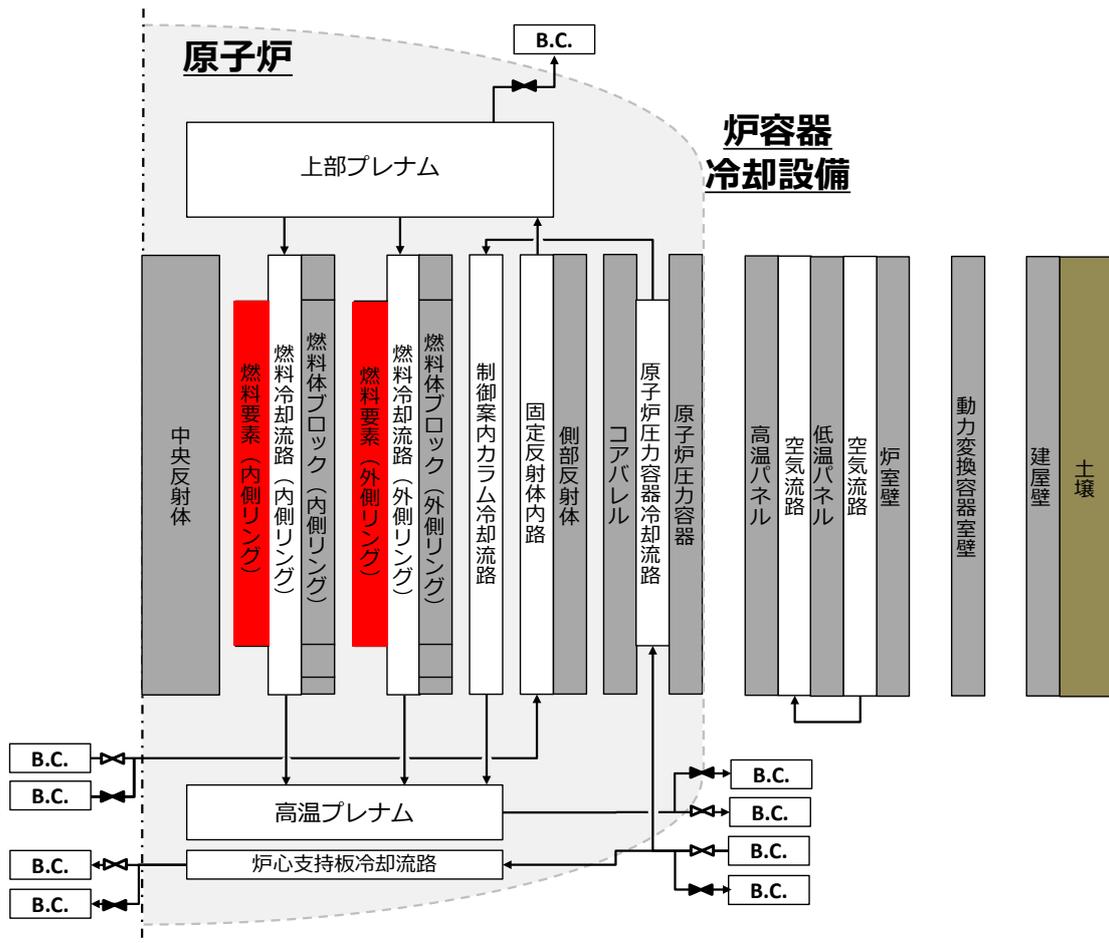


図 3. 3. 2-2 モデルプラント原子炉 RELAP5 計算ノード

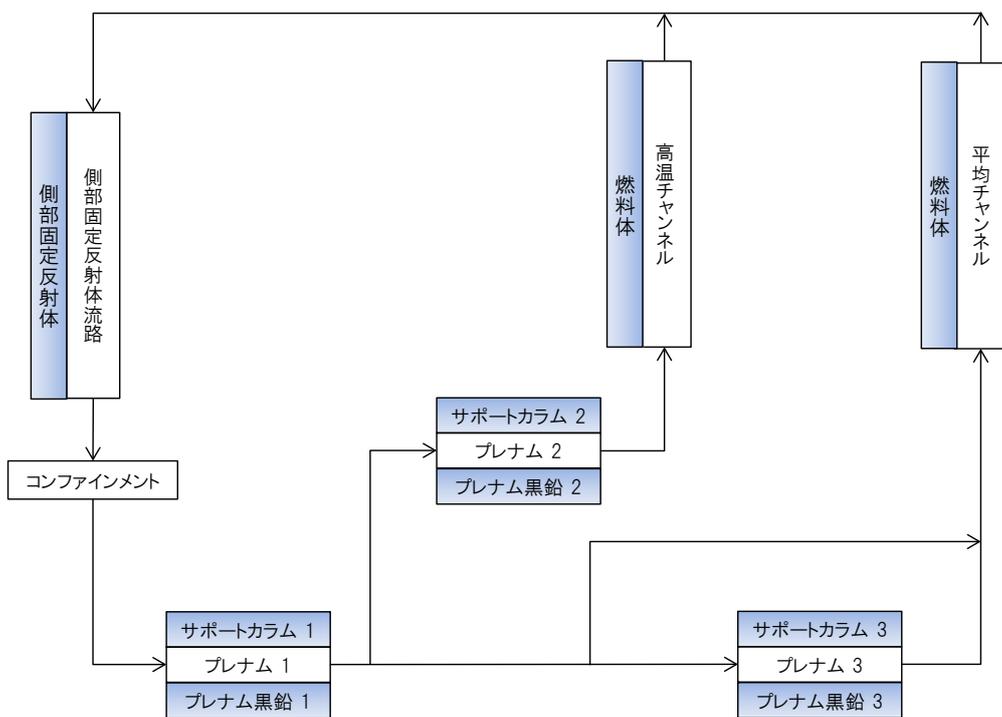


図 3. 3. 2-3 モデルプラント原子炉 THYTAN 計算ノード

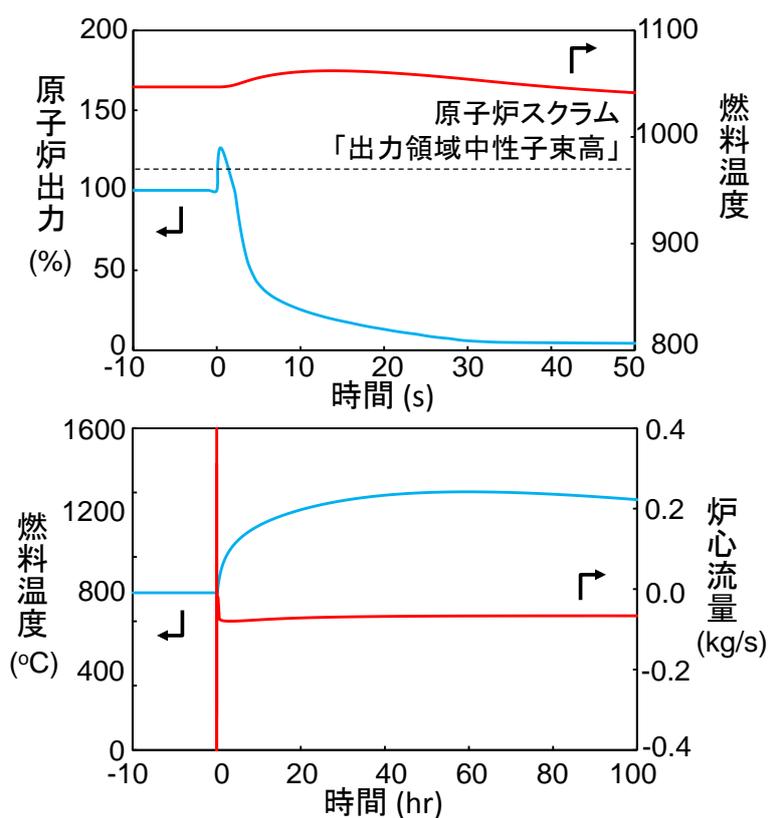


図 3.3.2-4 二重管破断+スタンドパイプ破損時の原子炉出力及び燃料温度の短期的挙動

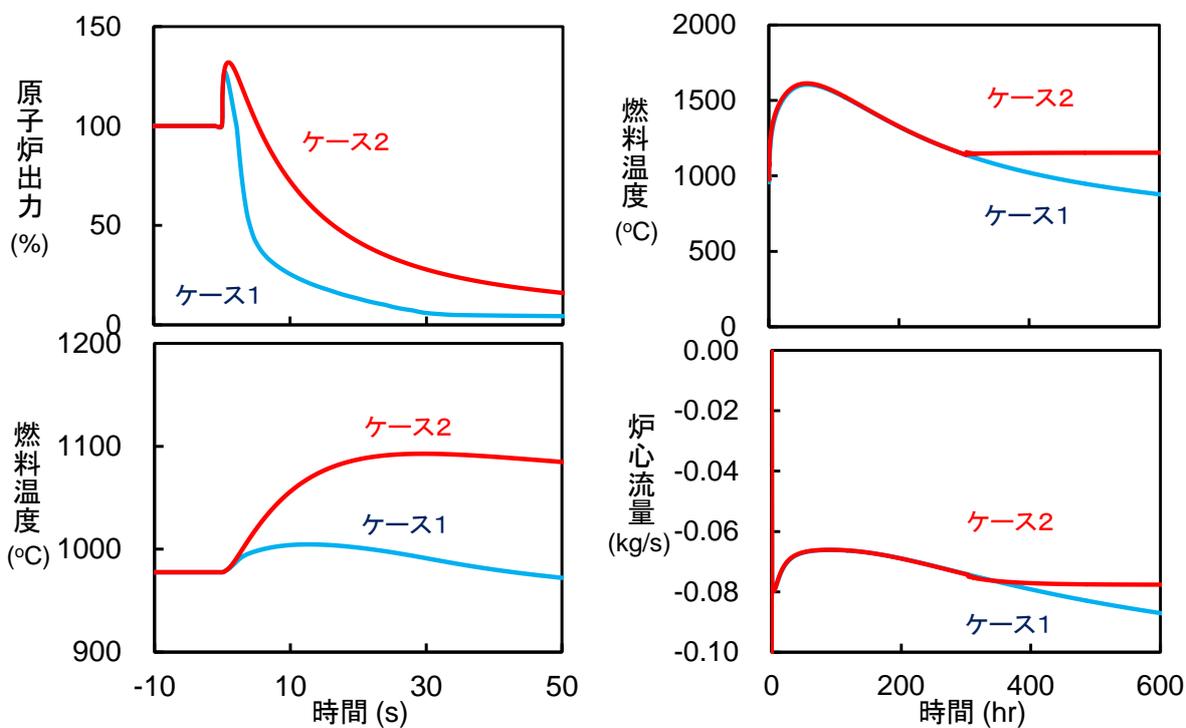


図 3.3.2-5 原子炉出力及び燃料温度の短期的な挙動、並びに、燃料温度と炉心流量の長期的な挙動に関する反応度制御機能の影響

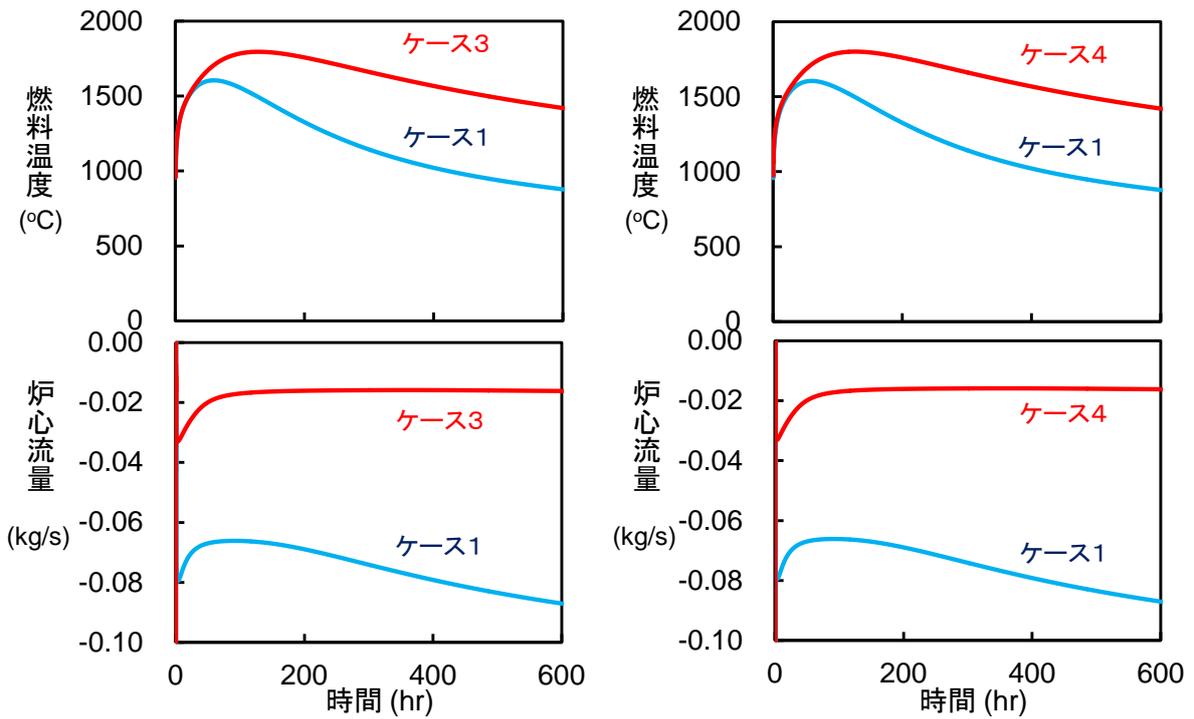


図 3. 3. 2-6 燃料温度と炉心流量の長期的な挙動に関する反応度制御機能及び炉心冷却機能の影響

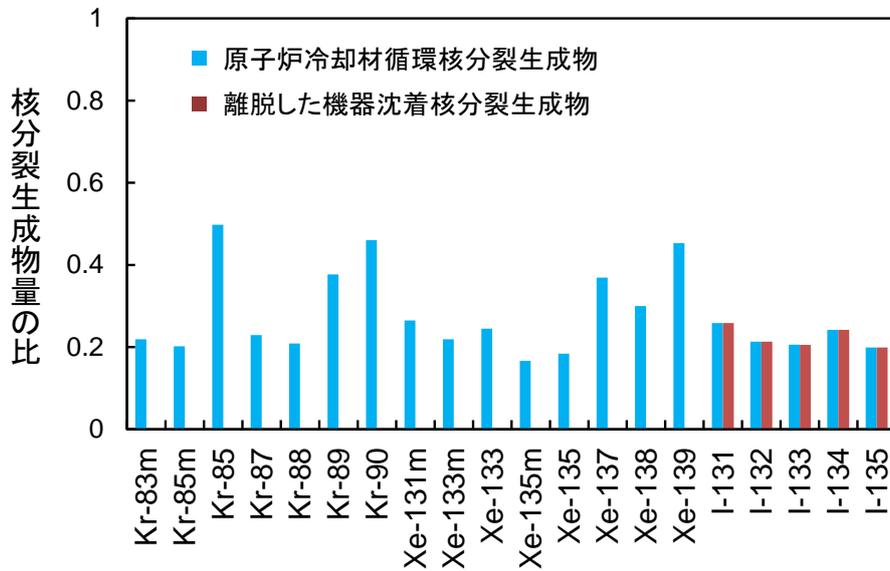


図 3. 3. 2-7 保守的条件適用時に対するノミナル条件適用時の核分裂生成物量の比

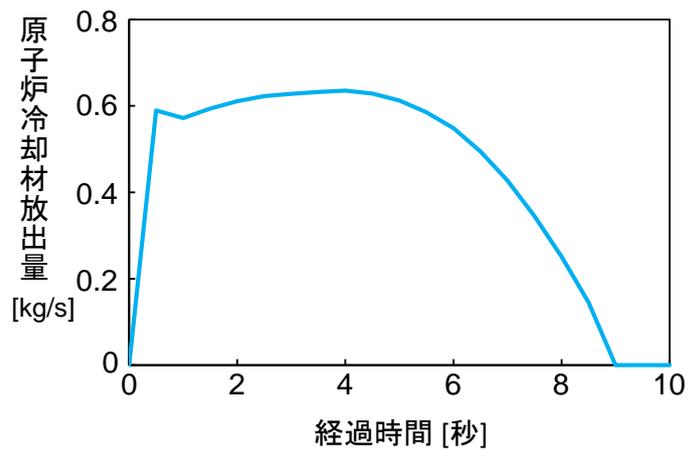


図 3. 3. 2-8 圧力放出スタックからの原子炉冷却材放出量

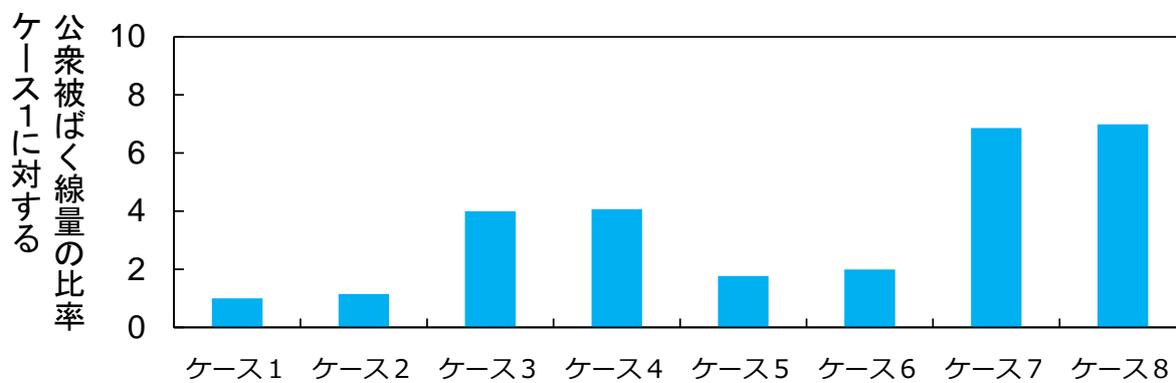
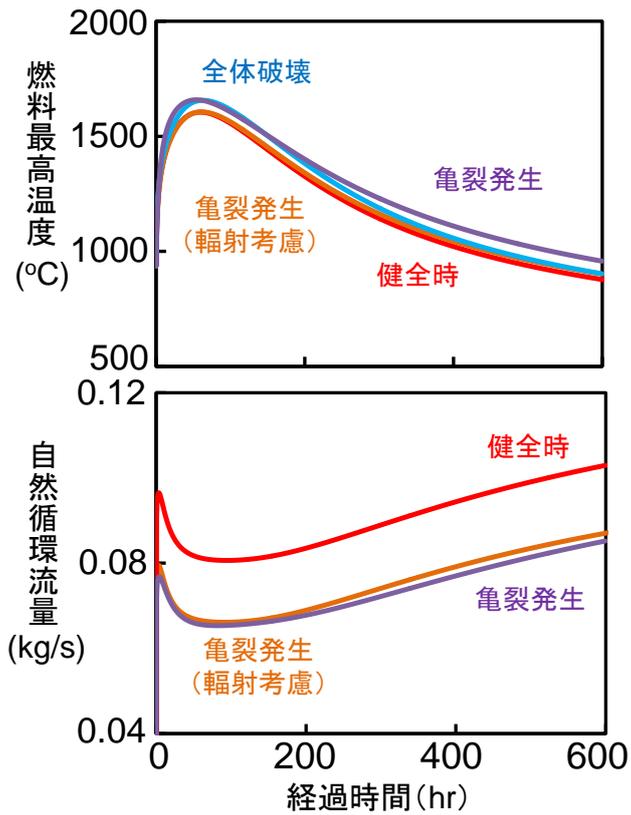
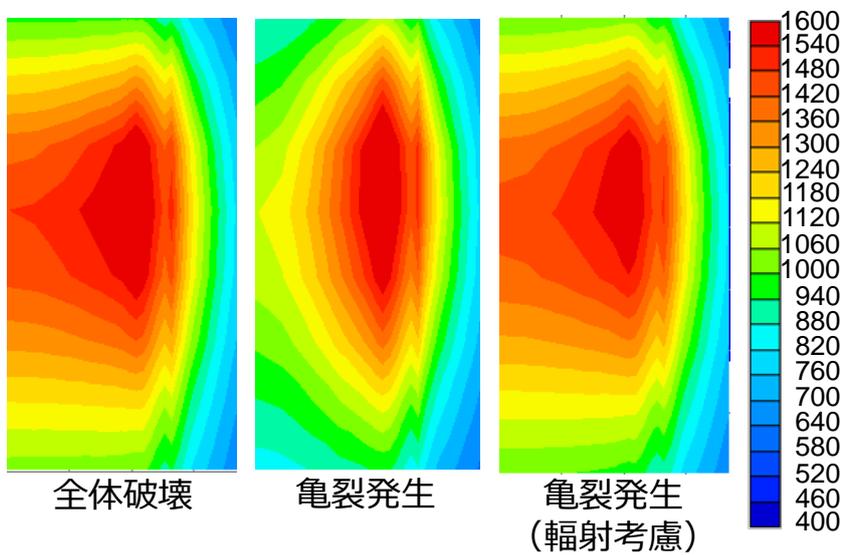


図 3. 3. 2-9 公衆被ばく線量



(a) 燃料最高温度及び自然循環流量の挙動



(b) 燃料最高温度の原子炉内温度分布

図 3.3.2-10 黒鉛構造物損傷時の核熱流動特性評価結果

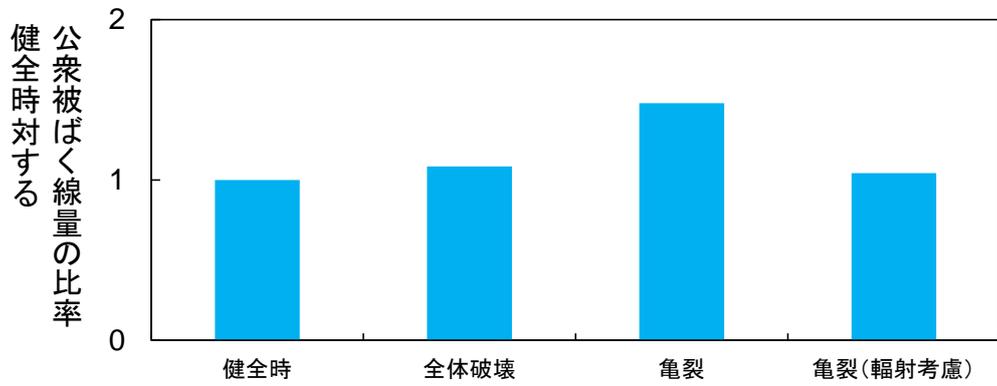


図 3. 3. 2-11 黒鉛構造物損傷時のソースターム評価結果

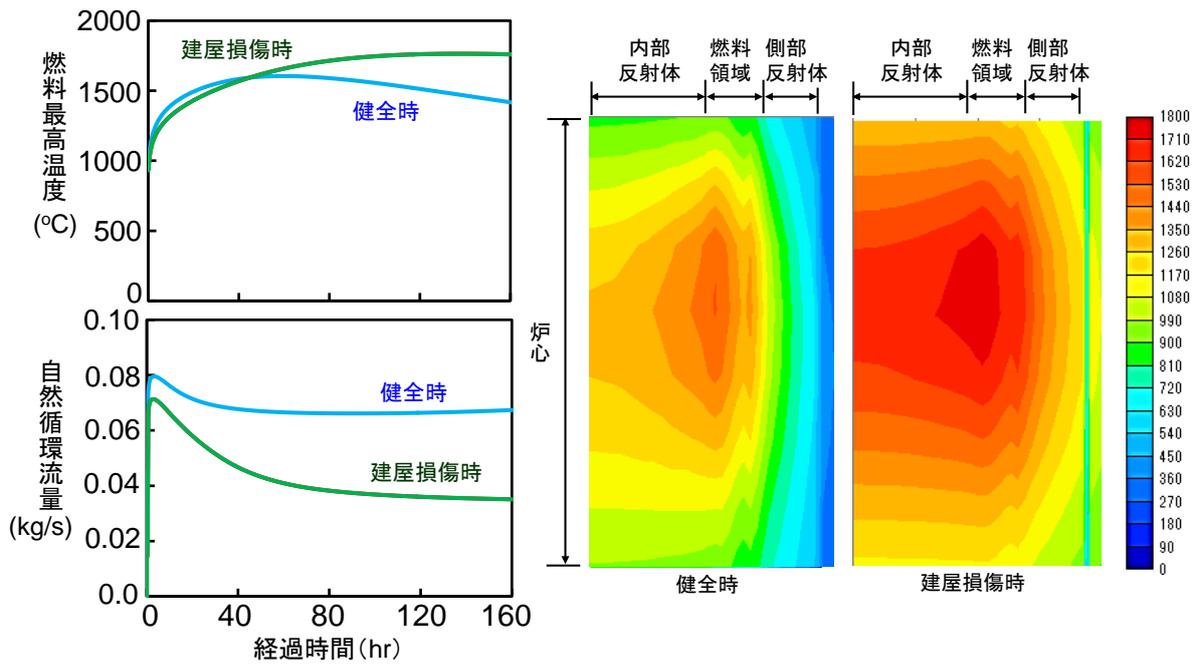


図 3. 3. 2-12 建屋損傷時の核熱流動特性評価結果

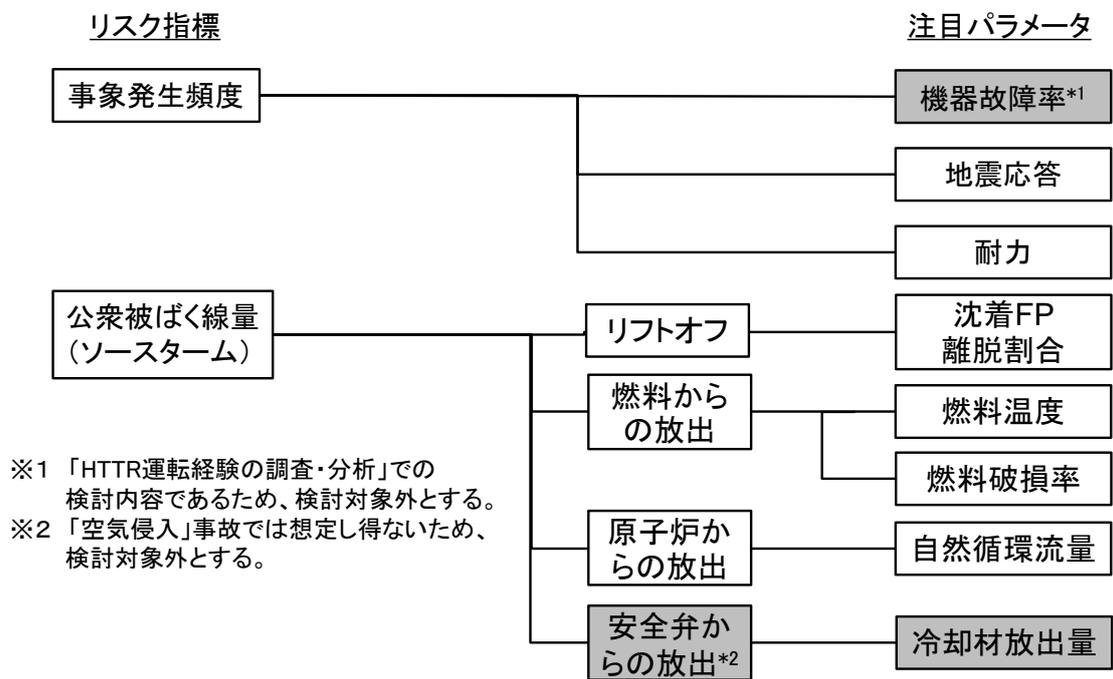


図 3. 3. 3-1 注目パラメータ抽出を目的としたマスターロジックダイアグラム

### 3.4 研究推進

研究代表者の下で各研究項目間における連携を密にして研究を進めるとともに、広く意見を聴きながら研究を進めるための委員会を開催した。

研究代表者と再委託先との間での研究打ち合わせを合計 29 回（平成 27 年度 6 回、平成 28 年度 11 回、平成 29 年度 12 回）行った。また、開発手法の適用性評価を目的に 2 名の専門家を委嘱し、合計 6 回（各年度 2 回）の会合を開催し、手法の開発の計画や実施内容について審議を受け、黒鉛構造物損傷の評価モデルについて、亀裂が入る想定がより現実的であり、この場合と破砕を仮定したモデルの差異を把握すべき、事故の終息手段を明確にし、その対応に要する時間に基づき事故後の評価時間を設定すべき、本手法開発の対象である、概念設計段階におけるプラントのリスク情報の活用方法を明確にすべき等、多数の有益な意見を得た。

さらに、日本原子力学会の秋の大会及び春の年会において合計 14 件の成果発表を行うとともに、国際会議「2017 The International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP2017)」において、技術セッション「HTR PRA」として 5 件のシリーズ発表を行った。発表に対しては、高温ガス炉は減圧条件下では炉心冷却における輻射伝熱の寄与が大きいため、不確かさ因子分析に当たりこれに着目すべき、高温ガス炉における特徴的なリスク把握に着目してモデルプラントのリスク試算結果を分析すべき等、研究進捗に向けて有益な情報を得た。

## 4. 結言

高温ガス炉にとって公衆被ばく上最も厳しいことが想定される地震起因の事故シーケンスの定量化手法構築を目的として、HTTR 運転経験に基づく PRA 用パラメータ推手法や、静的 SSC の多重故障を考慮した事故シーケンス評価手法、地震フラジリティ評価手法及びソースターム評価手法の開発を実施した。具体的には、平成 27～平成 29 年度にかけて以下を実施した。

### (1) 事故シーケンス頻度評価手法の開発

#### ① HTTR 運転経験の調査・分析

高温ガス炉特有の環境下で使用する機器や他データベースで取扱わない機器で、かつ、HTTR での同種、又は、類似機器について機器リストを作成するとともに、当該機器について HTTR の信頼性データを収集した。また、収集データした信頼性データを用いて PRA 用パラメータ試算を行った。

#### ② 事故シーケンス評価手法の開発

信頼性データベースに関する専門家委員会について 5 名の専門家を委嘱し、合計 6 回の会合を開催した。また、そこでの議論を参考として高温ガス炉用の信頼性データ整備の方法について検討した。さらに、複数の事象の組み合わせによる起因事象を含む地震時事故シーケンス分類方法を検討するとともに、事故シーケンス頻度評価用コード SECOM2-DQFM-U について、影響の大きさに基づいた事故シーケンスのグループ区分や各グループの発生頻度の算定やその不確かさ評価、グループ発生頻度への影響度を用いた SSC の重要度評価に関する改良を行った。

### (2) 影響評価手法の開発

#### ① ソースターム評価手法の開発

地震応答解析については、実用高温ガス炉の設計情報や文献・資料等をもとに、モデルプラントの建屋及び原子炉構造の三次元詳細モデルを整備した。また、損傷モードの検討への活用を目的として地震応答解析を実施し、局所応答結果データ等を取りまとめた。

ソースターム評価手法については、黒鉛構造物や建屋の損傷を考慮可能な評価モデルや多重故障起因事象に緩和設備の多重故障が重畳する事故シーケンスのソースタームを評価可能な計算コードシステム、リスク情報活用に資するソースターム不確かさ因子分析手順を検討した。

#### ② 損傷モードの検討

共通原因故障の発生を地震応答解析結果から直接算出するための地震フラジリティ評価手法を検討するとともに、その解析コードを整備した。また、モデルプラントのフラジリティ評価を行い、事故シーケンス評価やソースターム評価で必要となる入力情報を評価した。

### (3) 実用高温ガス炉への適用性評価

#### ① 事故シーケンス評価

実用高温ガス炉の原子炉の設計情報や文献・資料等をもとに、モデルプラントの起因事象 ET 及び緩和系 ET、並びに FT を検討した。また、地震フラジリティ評価結果を反映して、空気侵入

を伴う事故シーケンス群の発生頻度及びその不確実さ評価を行った、さらに、影響の大きさを区分された事故シーケンスグループの発生頻度の評価及び基事象に関する重要度指標の算定を行った。

## ② 影響評価

実用高温ガス炉の建屋及び原子炉の設計情報や文献・資料等をもとに、モデルプラントのソースターム評価用計算モデルを整備した。また、1次系配管破損とスタンドパイプ破損の多重故障起因事象に緩和機能喪失が重畳する事故シーケンスのソースターム試算を行った。

## ③ 開発手法の適用性評価

原子力施設や化学プラントのプラント設計、安全設計及び安全評価に関する知見に基づき、開発手法の実用高温ガス炉への適用性の観点から、研究計画、事故シーケンスや影響評価の妥当性を評価した。また、改良事項を提言した。

## (4) 研究推進

研究代表者と再委託先との間での研究打ち合わせを合計 30 回行うなど研究代表者の下で各研究項目間における連携を密にして研究を進めた。また、開発手法の適用性評価を目的に2名の専門家を委嘱し、計6回の会合を開催し、広く意見を聴きながら研究を進めた。さらに、日本原子力学会の春の年会及び秋の大会において本事業の成果を14件発表するとともに、国際会議「2017 The International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP2017)」において、技術セッション「HTR PRA」として5件のシリーズ発表を行った。

本事業では、高温ガス炉安全性やリスク評価、耐震シミュレーションや地震工学等の専門家間での議論を重ねた結果、高温ガス炉における公衆被ばく上最も厳しい地震起因の事故シナリオとして、二重管両端破断とスタンドパイプ破損の多重起因故障に緩和機能喪失が重畳を同定し、フラジリティ評価対象を抽出した。また、世界で初めて、高温ガス炉の地震リスク評価体系、すなわち、評価手順と評価ツールを構築した。さらに、開発手法をモデルプラントに適用し、多重起因故障に緩和設備の多重故障が重畳する事故シーケンスにおいてもプラント状態の急激な変化や事故影響の急峻な増大が見られないことを確認するとともに、静的 SSC の相対的な脆弱性を明らかにし、開発した手法が安全性向上に向けたプラント設計改善の検討へ活用できる目途を得た。以上のとおり、3カ年の研究を通じ、所期の目標を達成した。

今後は、より現実的なリスク評価や不確実さ低減に向けた手法改良が重要である。具体的には、黒鉛構造物の地震応答解析への非線形性の考慮や、三次元有限要素モデルによる建屋や原子炉構造の地震応答解析手法や崩壊熱評価モデルの検証等が必要である。また、高温ガス炉の多様な産業利用に向けて、本事業での開発手法を化学プラントと接続した高温ガス炉プラントに適用し、当該プラントのリスクプロファイルを同定することが重要である。

## 付録 A 米国における高温ガス炉の PRA 実施例の調査

### A.1 調査対象

PRA の適用方法検討の参考とするために高温ガス炉に関する PRA の実施例を調査した。その結果、世界的に見ても高温ガス炉の PRA に関する公開の実施例は殆どなく、比較的詳細な記載があること、本研究で対象とする MHTGR と類似性が高い炉を対象としていることから、次の文献を対象とした。

Probabilistic Risk Assessment for the Standard Modular High Temperature Gas-Cooled Reactor (モジュラー高温ガス炉に関する確率論的リスク評価)  
DOE-HTGR-86-011、Revision3、GA-C18718 Volume 1

### A.2 米国 MHTGR の PRA 報告書の概要

表A.2-1 に報告書の目次構成を示す。また、図A.2-1に対象プラントの見取り図を示す。本報告書は本研究の取りまとめにおいても参考となるため、報告書からPRAの基本的な手順となる部分を以下に要約した。

#### 1. 概要

標準ガス冷却高温ガス炉の免許計画 (Licensing Plan for the Standard High Temperature Gas-Cooled Reactor (HTGR) (Ref.1-2)) は、米国原子力規制委員会 (NRC) がMHTGRの審査及び設計認証に用いる資料として、10CFR50 付録0に沿う申請計画を記したものであり、NRCとの了解 (Ref.1-1)の基に作成された。

NRCの改良型原子炉に関する方針(Ref.1-3)に従って、この計画には、NRCのMHTGR概念設計に対する免許可能性声明(Licensability Statement)の早期発出を促すための一連の申請前活動についても概要を記している。

リスク評価書 (PRA Document) は、MHTGRの審査前活動を助けるための提出資料の一つとして作成されたものである。これ以外の提出予定文書には、予備安全情報書 (PSID) (Ref.1-4)、規制技術開発計画書 (Regulatory Technology Development Plan) (Ref.1-5)及び緊急時計画基礎報告書(Emergency Planning Bases Report) (Ref.1-6)。

このPRAの基礎となったのは、PSIDに示されたMHTGR概念設計である。このMHTGRは4基の原子炉モジュールと2基のタービン発電機セットで構成され、全体で558MWeの公称発電容量を達成する。各原子炉モジュールは、それぞれ完全に地中に埋まる縦型のコンクリート製容器で囲われる。各モジュールは縦型の原子炉容器及び蒸気発生器容器を内包し、それらは水平の同軸ダクトで結ばれる。原子炉内には、燃料を入れたブロック型黒鉛ブロックの環状集合体で構成される炉心が配置される。原子炉容器には、このほかにグラファイト反射体、支持構造物、固定具が置かれる。各原子炉は350MWの熱出力を有する。

MHTGRのユニークな点の一つは、設計上の特性やパラメータの設定は、ポンプ、モーター、弁、その他の補助的設備などの動的安全設備にできる限り依存しないように選定していることである。特に、原子炉の寸法、形状、出力密度は、崩壊熱が固有のメカニズムである輻射及び熱伝導のみにより除去できるように設定されており、動的機器による冷却材の強制対流による熱伝達は不要であり、冷却材の存在すら必要でない。このため顕著な放射性物質の放出は起こり得ない。

さらに、燃料タイプ及び濃縮度は、本質的に大きい負の温度反応度係数を持つよう設計されているため、冷却不足又は過出力トランジェントに対しては固有の特性により自然に停止する。

この2つの特性の組み合わせにより、特別に高い水準の安全性を有する設計となっている。このPRAの目的は次の通りである。

1. 概念設計の評価を論理的なかたちで行えるよう、MHTGRの安全上の特徴を分析する手段を与える。
2. PSIDにおいて評価がなされている許認可基礎事象（LBE）の設定根拠を与える。
3. 緊急時計画基礎資料報告書を支援するために、多様な事象について敷地外影響を評価し、非居住区域境界（EAB）において防護活動指針（PAG）に適合していることを示す。
4. MHTGRの事故時の放出による公衆へのリスクを評価し、NRCの安全目標に適合することを示す。

このPRAの範囲は、1億年に1回以上の頻度を有する広いスペクトルの事象に関する頻度と影響の評価を含む。さらに、頻度及び影響の双方に関する不確実さ評価を含む。これはPRA手順ガイド(Ref. 1-7)における最も総合的な評価（レベル3）に相当する。ただし、設計が概念設計段階のものであるため、既存炉のレベル3PRAに比較すると深さ及び広さの両面で明らかな限界がある。

このPRAでは、プラントの安全性を支配する可能性のある事象を抽出するために広範な事象スペクトル(event spectrum)を検討した。この検討の結果、次の7種の起因事象について詳細な評価を行うこととした。

1. 1次冷却材の漏えい (Primary coolant leak) .
2. 主冷却ループの冷却喪失 (Loss of main loop cooling).
3. 地震 (Seismic activity).
4. 外部電源喪失と意図せぬタービントリップの重畳(Loss of offsite power and inadvertent turbine trip).
5. 原子炉スクラムを必要とする異常な過渡変化(Anticipated transients requiring reactor scram).
6. 制御棒グループの引き抜き (Control rod group withdrawal) .
7. 蒸気発生器漏えい(Steam generator leaks).

これらの7種の起因事象の内、1次冷却材の漏えい、地震、蒸気発生器漏えいの3種だけが外部への放射性物質放出に結びつく可能性があることが判明した。放射性物質放出のシナリオには、原子炉容器のドライ及びウエットな炉心状態での減圧であって、強制対流冷却があるケース及びないケースが含まれる。ドライ状態の事故は、1次冷却材の漏えい又は地震によって引き起こされる。一方、ウエットな炉心状態の事故は、蒸気発生器の漏えいによって引き起こされる。

これらの事故状態においては、炉心冷却は、2系統の強制循環冷却系のうち1系統、又は原子炉から原子炉キャビティ冷却系への熱伝導により達成可能である。

この評価結果から、PSIDに記載されているLBEsの選定は妥当であり、この最新の研究と整合していることが確認された。このPRAの結果により、広範な起因事象と非常に低い事象スペクトルの重畳を考慮しても、プラントのリスク評価結果は、動的な工学的安全設備の故障にあまり影響

されないことが確認された。潜在的な放射性物質放出の発生頻度は、本質的にMHTGRの静的構築物の損傷に支配される。このMHTGRの静的及び固有の特性により、この概念の総合的な安全性は、特別に高い水準にあることが判る。この概念は、NRCの安全目標のリスク限度に適合し、かつ大きい余裕をもつことが示された。さらにMHTGRは、425m(1400ft) のEABにおいてPAGの示す公衆の避難及び屋内退避の判断基準線量を超えないという極めて厳しいユーザーからの要求(User-imposed requirement)を満足する。PRAの結果から、 $5 \times 10^{-7}$ /年の発生頻度を有する事象の放出量は、施設EABにおいてPAGの屋内退避の判断基準である全身線量1 Rem (10mSv)及び甲状腺線量5 Rem(50mSv)より低いことが示された。

## 参考文献

- 1-1. U. S. Nuclear Regulatory Commission, Letter from William Dircks to James Vaughn, July 11, 1985.
- 1-2. "Licensing Plan for the Standard HTGR," DOE Report BTGR-8S-001, Rev. 3, February 1986.
- 1-3. U. S. Nuclear Regulatory Commission, "Policy for the Regulation of Advanced Nuclear Power Plants," SI-FR24643, July 8, 1986.
- 1-4. "Preliminary Safety Information Document for the Standard MHTGR," DOE Report BTGR-86-024, September 1986.
- 1-5. "Regulatory Technology Development Plan for the Standard MHTGR," DOE Report BTGR-86-064, January 1987.
- 1-6. "Emergency Planning Bases for the Standard MHTGR," DOE Report BTGR-87-001, (to be issued).
- 1-7. "PRA Procedures Guide," NRC Document NUREG/CR-2300, January 1983.

## 2. 確率論的リスク評価手法

MHTGR の PRA の作業手順を図 A. 2-3 に示す。

この手順の概略は以下の通りである。この PRA 手法は NUREG-2300(Ref. 2-1)の手法を基本にしている。

### (1) 起回事象の選定

- 起回事象を「出力運転時又は停止時に通常状態を逸脱させる事象の内、放射性物質放出に至らしめる可能性のある事象」と定義する
- 放射性物質の存在場所毎に、閉じ込めバウンダリの喪失事象を検討する
- 主たる分析ツールとして、放出シナリオを論理的に探索する MLD を用いる。
  - 上層部は、放射性物質の存在場所
  - 下層部は、放射性物質の閉じ込め障壁を喪失させる物理メカニズムを明示
  - 存在場所と放出メカニズムに応じて、事故シーケンスの頻度と影響を概略的に評価し、詳細な PRA 評価の対象とする起回事象を選定する
- この PRA は概念設計をベースに実施したので、MLD で同定されたシーケンスの全てを対象にはしていない。設計が詳細化された段階で評価範囲を広げる予定である。

- 原子炉停止に至らせる原因の検討結果も参考とする
- 図 A. 2-2 に MLD の概要を示す。
- 図 A. 2-3 に起因事象選定のための分析のフロー図を示す。(注：構造物損傷の影響の個別的な検討は、通常の PRA では行われておらず注目すべき点である。)

## (2) イベントツリーの構築

- 各起因事象を出発点とし、閉じ込めに係わる設備の状況をヘディングとして ET を構築する
- 事故の発端から終息までをモデル化する
- プラントの設備構成、作動条件、必要な運転操作などの情報が必要
- 各事故シーケンス毎に解析コードにより、炉心の温度、主循環系の温度・流量・圧力など、放射性物質の移行解析に必要な経路の状況を推定する。

•

## (3) 事故シーケンス発生頻度の定量化

- ET の分岐確率は FT 手法で原因となる基事象を明らかにして定量化する。
- 同一設計の機器を含む複数系等の信頼性評価では、共通原因故障 (CCF) を考慮する。CCF の発生率に関するパラメータは多くの公開文献に基づいて定めた。
- ET で表現された事故シーケンスの発生頻度は起因事象発生頻度と分岐確率の積で計算する。その際イベントツリー上での他の分岐との依存性 (システム間従属性) を考慮して定める。(脚注参照<sup>1)</sup>)
- ET の分岐確率及び事故シーケンスの発生頻度については、パラメータの不確実さを表す確率分布を用いて、モンテカルロ法による不確実さ伝播解析を行って、平均値と不確実さ幅を求める。
- 本 PRA では、詳細設計が未定であることによる不確かさは、不確実さ評価には入れない。詳細情報のないシステムについては、評価結果のある既存システムと同様な設計となり、同程度の信頼性があると仮定した。<sup>2</sup> これは、詳細設計が完了した時点では、類似の既存システムと同程度の信頼性が付与されると判断に基づいている。この想定は、プラン設計の進展に応じてなされる定期的な PRA の改訂時に確認される予定である。このようにして PRA 実施時の想定からの変更のシステム信頼性への影響を監視するとともに、安全目標への全体的な適

---

訳注<sup>1</sup>：いわゆる条件付き ET 法を用いている。この他に FT 結合法と呼ばれる方法もあるが、いずれにしても PRA 用の計算コードで容易に処理可能。

脚注<sup>2</sup>：原文 At this pre-conceptual design stage, a number of design details have not been completed. This introduces another type of uncertainty. The resultant sequence probability distributions were not modified to account for this design uncertainty. Rather, for systems in which few details were available, the logic models developed assumed that the detailed design would resemble related systems that had been evaluated previously and for which much more detailed design information is available.

合性への影響もチェックし設計者にフィードバックされる。

- 頻度評価における第三のタイプの不確実さ要因は、様々な起因事象へのプラント応答あるいは設計を超える事象へのプラント応答に関する知識不足による不確かさである。これらについては確率分布を本研究担当者の知識レベルに基づいて主観的判断により設定した。
- 事故シーケンスの発生頻度が  $10^{-8}$ /年より小さくかつ影響が解析対象とする事故シーケンスより大幅に大きくはない（1桁以上大きくはない）ときには、事故シーケンスの切り捨てを行った。この妥当性には次の理由がある。
  - NRC の死亡リスクに関する安全目標の判断基準  $5 \times 10^{-7}$ /年より大幅に小さく、打ち切られたものの合計リスクは適合性判断に影響しない。
  - $10^{-8}$ /年以下になると例えば隕石落下の公衆へのリスクの方が大きくなり、リスク評価の実用上の意味がなくなる。

#### (4) シーケンスの影響の定量化

- 物理的な事故進展の特性が類似しており、そのため事故の影響も同程度となると考えられる事故シーケンスを束ねてグループ化する。得られた事故シーケンスのグループを放出カテゴリーと呼ぶ。放出カテゴリーごとに、代表事象シーケンスを選び、これに対して詳細な影響解析を行う。
- 影響評価は、次の4種の解析からなる。

熱流動トランジェント解析：主要機器の温度、冷却材圧力、流量などを計算し、放射性物質の初期の存在場所から放出点までの移行のメカニズム、発生タイミング、駆動力の情報を与える。

放射性核種移行解析：熱流動トランジェント解析の結果を用いて、放射性物質の障壁を通過する時間依存の放出量を計算する。その際、放射性物質の崩壊及び除去過程（重力沈降、壁への沈着など）を適切に考慮する。

被曝線量及び公衆への健康影響評価：放射性核種移行解析の結果を用いて、非居住区域境界（EAB）上の仮想的な個人に対する全身及び主要な器官に対する被曝線量を評価し、それに基づいてその個人の晩発性死亡リスクを推定する。

不確実さ評価：影響評価では、頻度評価と同様に多数の不確実さ因子を考慮する必要があるが、頻度評価に比べると影響評価のモデルは複雑であり、そのまま不確実さ伝播解析に使うことが出来ないため、影響評価モデルを簡略化し、詳細モデルで精度を確認した上で、サンプルをとるための簡易モデルを設定した。これを用いてモンテカルロ法で不確実さ伝播解析を行った。また、不確実さ要因の全てをこの解析に入れるのではなく、途中経過のレベルで解析者の工学判断に基づいて不確実さ幅を設定した。被曝線量評価では、個々の主要放出カテゴリーごとに、風向や大気安定度の設定に係わる不確実さを考慮した解析を行った。

- 設計の詳細が未定であることに係わる不確実さの扱い：設計の詳細が未定であることによる不確実さは、事故進展やソースタームの特性に影響を与える。しかし、これらは不確実さに加え、詳細設計が固まった後の特性は、この評価での特性と似たものとなろうと判断した。この想定の影響は、設計の詳細化の進展に合わせて定期的に PRA を見直し、確認される。また安全目標への適合性への影響も、放射性核種の閉じ込めに関する要件への対応プロセスの中で確認し、設計者にフィードバックされる。

#### (5) 結果の利用

- この PRA の目的は次の利用に供することである。
- 公衆のリスクの評価結果を NRC の安全目標と比較する
- 許認可解析における事象選定の参考とする
- 緊急時の防護対策指針における判断基準となる線量と比較する
- 設計改善の参考情報を得る
- 図 A. 2-3 に全体の手順と結果の利用先を示す。
- 図 A. 2-4 に結果を事故シーケンス毎の頻度と影響(サイト境界での被曝線量)の分布図として表現したものを示す。(注：この図は調査対象とした報告書に記載された情報から本研究で作図したものである。)

#### 参考文献

- 2-1. "PRA Procedures Guide," U.S. Nuclear Regulatory Commission Report NUREG/CR-2300, January 1983.
- 2-2. Haasl, D. F., et al., "Fault Tree Handbook," U.S. Nuclear Regulatory Commission Report NUREG-0492, January 1981.
- 2-3. Henley, E. J., and H. Kumamoto, "Reliability Engineering and Risk Assessment", Prentice-Hall, Inc., Englewood Cliffs, New Jersey, 1981.
- 2-4. "Reactor Safety Study: An Assessment of Accident Risks in U.S. Commercial Nuclear Power Plants. Appendix III, Failure Data; Appendix IV, Common Mode Failure," U.S. Nuclear Regulatory Commission Report WASH-1400 (NUREG-75/104), October 1975.
- 2-5. "HTGR Accident Initiation and Progression Analysis Status Report. Vol. II, AIPA Risk Assessment Methodology," GA Report GA-A13617, October 1975.
- 2-6. "HTGR Accident Initiation and Progression Analysis Status Report, Phase II Risk Assessment," GA Report GA-A1S000, April 1978.

### A. 3 MHTGRの調査結果に基づく主要な知見

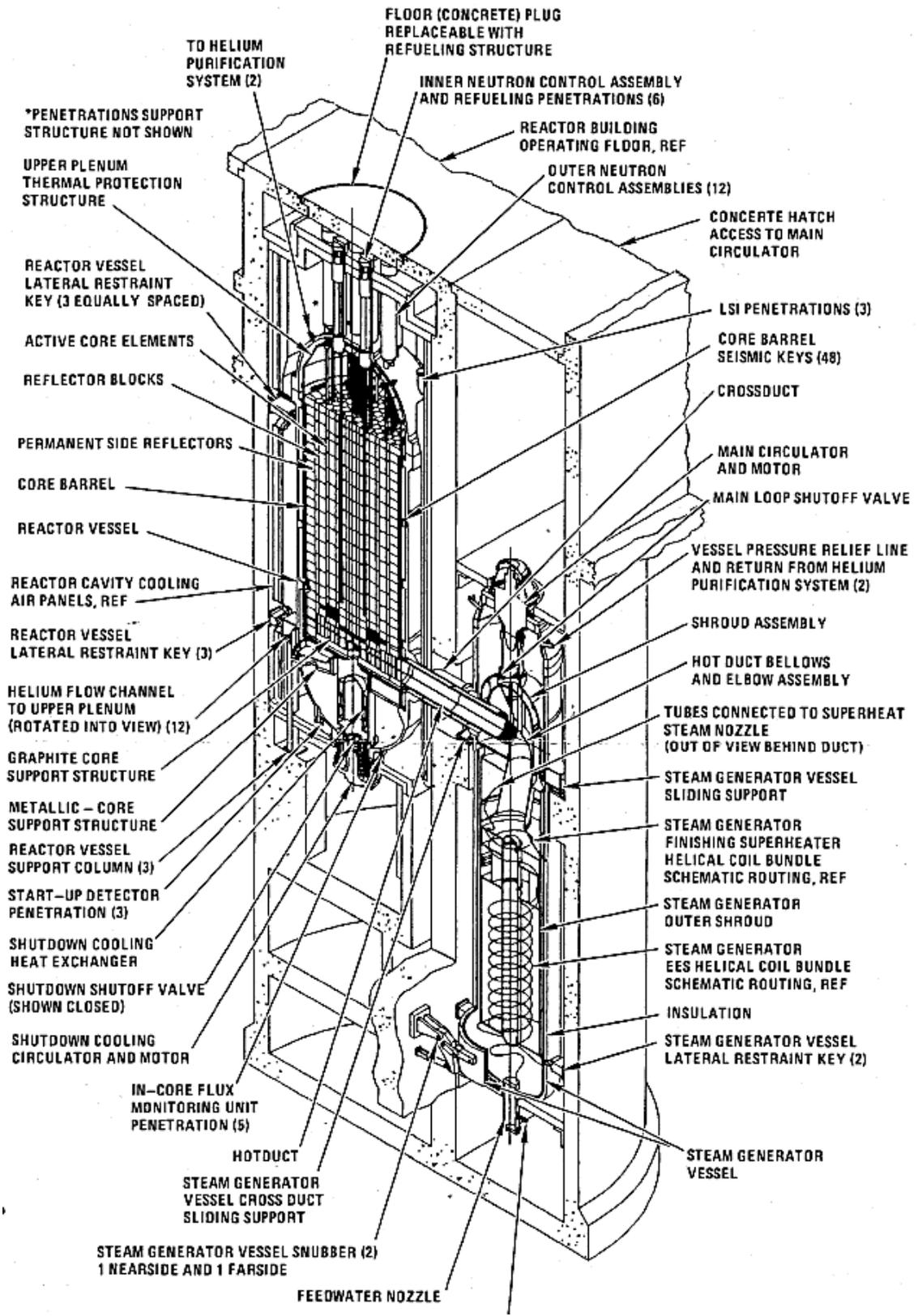
本調査において、現時点で特に気づいた事項は次の通りであるが、今後より詳細に分析することによりさらに有益な情報が得られると考えられる。

- レベル 1、レベル 2 の区別がない点を除けば、我が国で理解されている PRA の基本的方法に沿っている。しかし、次の点は参考となる。
- 起因事象における複数の起因事象に影響する事象の同定(構造物損傷など)
- 事故シナリオの分類方法 4 パターンをもとにイベントツリーによるさらなる分類)
- 詳細設計のない部分の扱いの考え方 (妥当性の検討も必要)
- $10^{-8}$ /炉年以下の事象の扱いの考え方 (妥当性の検討も必要)
- PRA の利用方法
- 次の点は、さらに検討が必要と考えられる。

- ▶ 地震 PRA における厳しい事象の考慮（地震 PRA 用の MLD は独自の検討が必要であり、本研究で既に始めている）
- ▶ 高・中頻度事象の扱い（ただし、本研究の主題ではない。）

表A. 2-1 MHTGR PRA報告書の目次構成

1	要約	5	起回事象の同定
2	序及び目的	5.1	放射性物質閉じ込め機能
2.1	序	5.2	プラントシステムの故障により発生する起 因事象
2.2	計画の目的	5.2.1	出力制御に係わる起回事象
2.3	リスク評価の目的	5.2.2	熱除去に係わる起回事象
2.4	報告書の構成	5.2.3	化学浸食(chemical attacks)に係わる 起回事象
3	確率論的リスク評価手法	5.2.4	サポート機能に係わる起回事象
3.1	起回事象の選定	5.3	プラント構築物の損傷により発生 する起回事象
3.2	イベントツリーの構築	5.3.1	内的起回事象
3.3	事故シーケンス発生頻度の定量化	5.3.2	外的起回事象
3.4	事故シーケンスの影響の定量化	5.4	さらに詳細に検討すべき事象のまとめ
3.5	結果の利用	6	プラントの応答とシステム信頼性解析
3.6	参考文献	7	事故シーケンス発生頻度評価
4	プラントの記述	8	事故シーケンス影響評価
4.1	炉心	9	リスク評価結果
4.2	炉内構築物	10	要請された NRC の対応
4.3	中性子制御系 (以下省略)		付録
			付録 A：原子炉冷却系漏えい事象発生頻度
			付録 B： PRA データベース
			付録 C： イベントツリーの構築と定量化
			付録 D： 放出カテゴリーの説明と被ばく 線量の評価



図A. 2-1 MHTGRの概要図

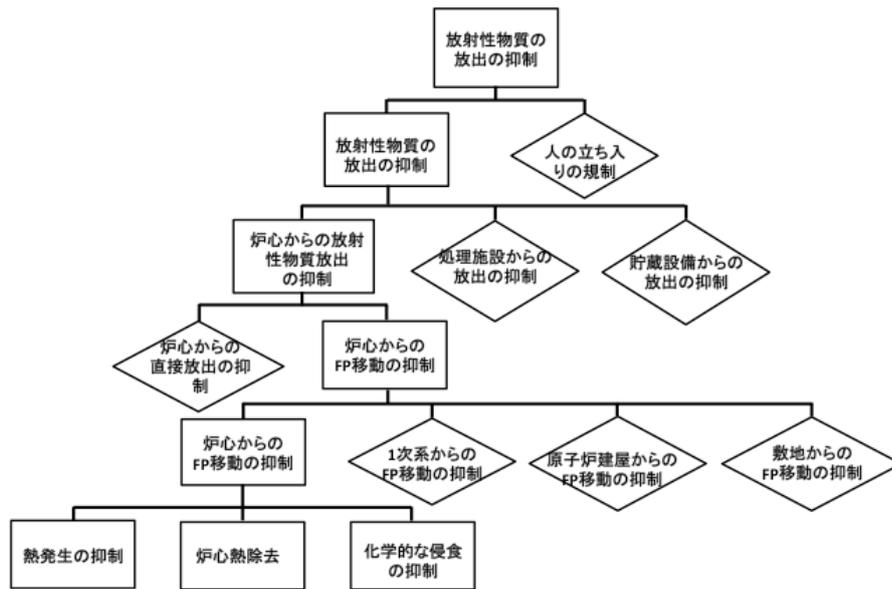


図 A. 2-2 起因事象の選定のためのマスターロジックダイアグラム

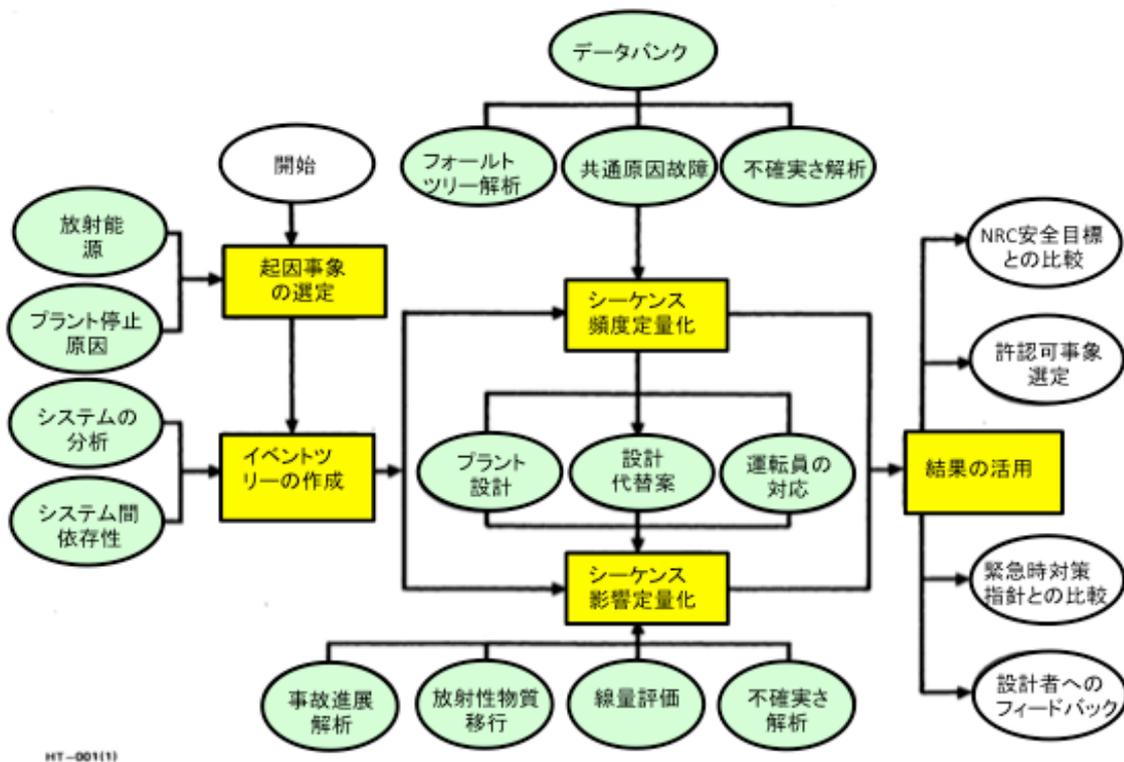


図 A. 2-3 PRA の手法と活用

(構造物の機能の考慮が付加されている)

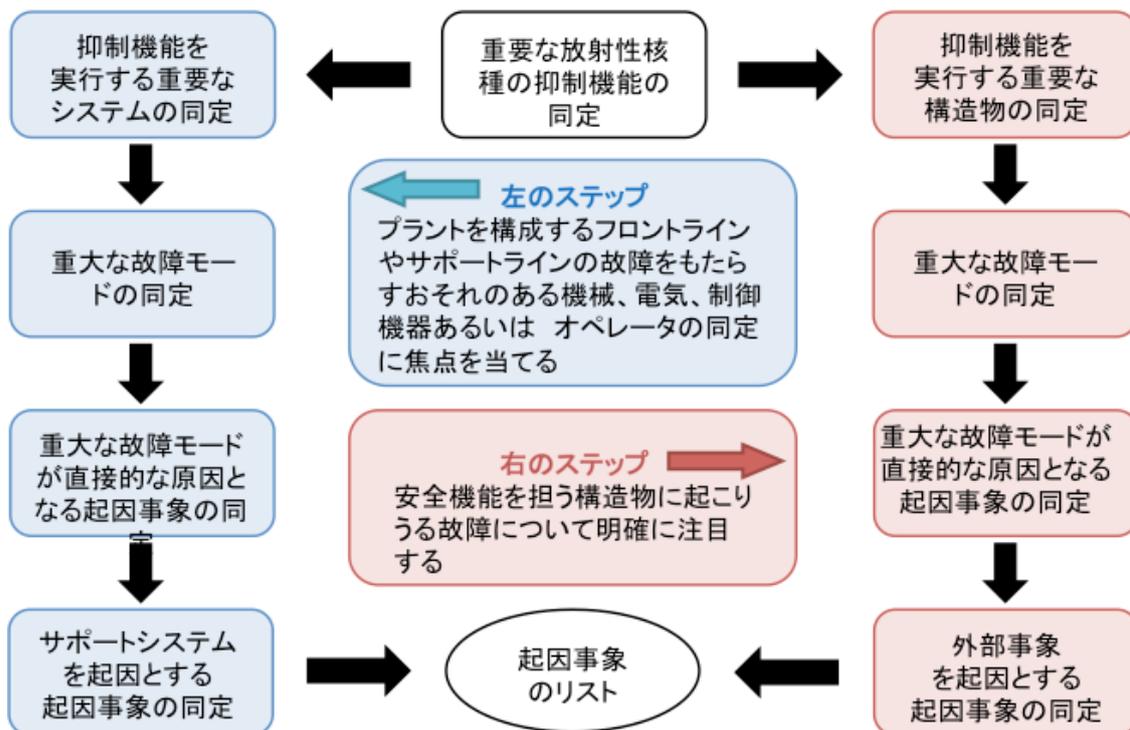


図 A. 2-4 起因果事象の選定のための分析のフロー図

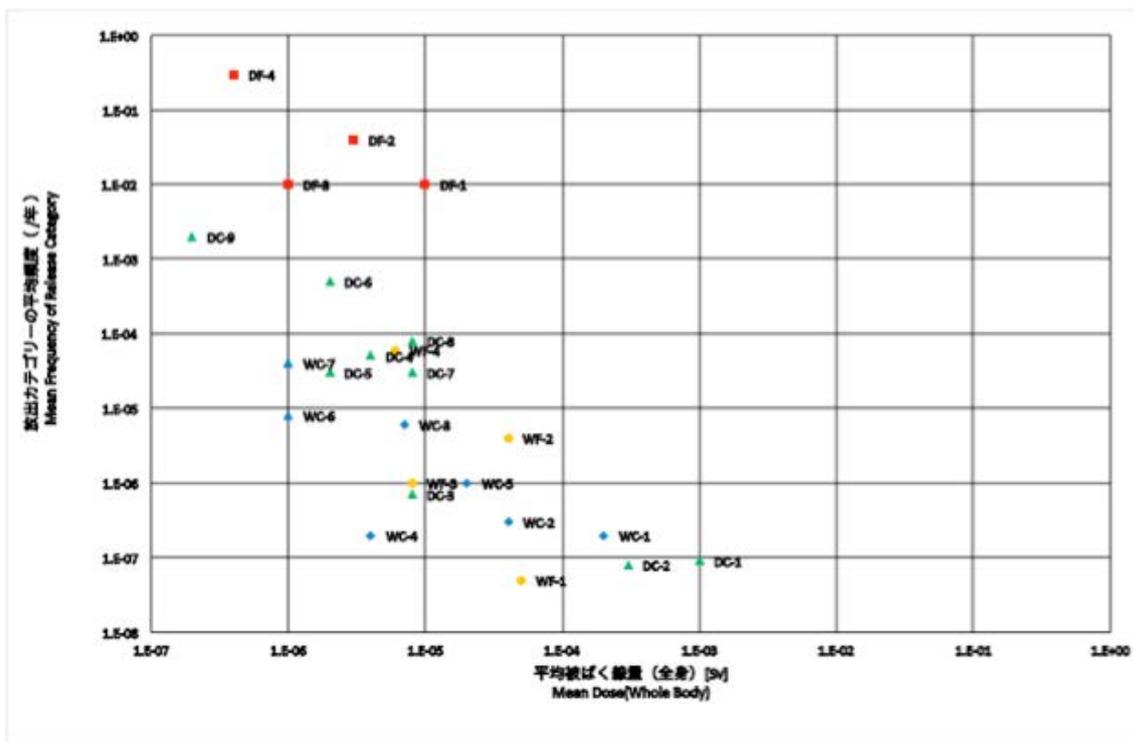


図 A. 2-5 放出カテゴリーごとの頻度と影響の評価例

## 付録 B 核熱流動特性評価コードの妥当性確認

### B.1 妥当性確認を要する事項

RELAP5 コードを高温ガス炉の核熱流動特性評価に用いることの妥当性確認に際して、軽水炉において既に検証済の事項及び高温ガス炉特有の事象のため新たに検証が必要な事項を表 B. 1-1 に示す。検討結果から、フィードバック反応度モデルを妥当性確認項目として選定した。

### B.2 フィードバック反応度モデルの妥当性確認

#### B.2.1 背景及び目的

##### (1) 背景

フィードバック反応度モデルのうち、炉内の温度変化に伴う温度反応度については、高温ガス炉臨界実験装置（VHTRC）試験データ等を用いて反応度係数評価手法の妥当性が確認されている。しかしながら、再臨界時刻に影響を与える主要な核パラメータであるゼノン反応度の評価手法については軽水炉の評価手法を踏襲しており、高温ガス炉への適用性については十分な検討がなされていなかった。高温ガス炉は軽水炉と比較して、原子炉出入口に大きな温度差があり、かつ、過渡時の温度変動幅が大きい。そのため、従来考慮されていなかったゼノン反応度評価に用いる断面積の温度依存性に着目し、高温ガス炉への適用性を確認する必要性があった。

##### (2) 目的

高温ガス炉のゼノン反応度評価に用いる断面積の温度依存性に着目し、再臨界性に対する感度解析を実施すると共に、温度依存性を考慮できるように核熱流動特性評価コードの評価モデルを改良する。また、日本原子力研究開発機構で実施した HTTR を用いた強制循環喪失試験（LOFC 試験）にて取得した出力挙動及び再臨界時刻等の試験データを用いて、本評価モデルにより LOFC 試験の再臨界性を再現できることを確認する。

#### B.2.2 ゼノン反応度の温度依存性評価

再臨界時刻は炉内の温度変化に伴う温度反応度及びゼノン 135 の濃度変化によるゼノン反応度のバランスにより決定される。温度反応度係数の評価については、高温ガス炉臨界実験装置（VHTRC）の実験データにより検証を行った手法を用いている。

ゼノン反応度の評価式（式(B. 2. 2-1)-(B. 2. 2-3)）については軽水炉において十分な検討がなされているが、軽水炉における一般的なゼノン反応度評価では、温度依存性を考慮しないゼノン 135 ミクロ吸収断面積及びマクロ核分裂断面積を用いている（ $\sigma_{axXe}(T)$ 、 $\Sigma_f(T)$ 、 $r(T)$  が固定値）。しかしながら、高温ガス炉では軽水炉と比較して原子炉出入口温度に大きな温度差があり、また過渡時の温度変動幅が大きい。さらに、ゼノン 135 の吸収断面積の温度依存性は非常に大きく、核分裂断面積の温度依存性も無視できない。

これらのことから、従来考慮されていなかったゼノン反応度評価に用いる断面積の温度依存性に着目しその影響を評価した。

##### ① ゼノン反応度評価式

ゼノン反応度は以下の評価式により評価される。

$$X(t) = \varphi(0)\Sigma_f(T) \times \left( \left( \frac{\gamma_{Xe} + \gamma_I}{(\sigma_{aXe}(T)\varphi(0) + \lambda_{Xe})} (e^{-\lambda_{Xe}t} - 1) \right) \frac{\gamma_I}{(\lambda_I - \lambda_{Xe})} (e^{-\lambda_{Xe}t} - e^{-\lambda_I t}) \right) \quad (\text{B. 2. 2-1})$$

$$\varphi(0) = \frac{1}{E_f V \Sigma_f(T)} P(0) \quad (\text{B. 2. 2-2})$$

$$\Delta\rho(t) = \Delta X(t) \times r(T) \times \Delta T \quad (\text{B. 2. 2-3})$$

$X$  : ゼノン 135 濃度( $n/cm^3$ )       $P$  : 核出力( $\Delta k/k$ )       $t$  : 経過時刻(sec)  
 $\rho$  : ゼノン反応度( $\Delta k/k$ )       $\varphi$  : 中性子束 ( $cm^{-2}s^{-1}$ )       $T$  : 燃料温度(K)  
 $\gamma_{Xe}$  : ゼノン 135 核分裂収率       $\gamma_I$  : ヨウ素 131 核分裂収率       $0$  : 定常時の値  
 $\lambda_{Xe}$  : ゼノン 135 崩壊定数( $s^{-1}$ )       $\lambda_I$  : ヨウ素 131 崩壊定数( $s^{-1}$ )       $V$  : 炉内の全燃料核体積( $cm^3$ )  
 $E_f$  : 1 核分裂当たりの発生エネルギー( $W$ )       $r$  : 濃度変化に対する反応度変化率( $\Delta k/k/n \cdot cm^{-3}$ )  
 $\sigma_{aXe}$  : ゼノン 135 ミクロ吸収断面積 (燃料核領域の平均) ( $cm^2$ )  
 $\Sigma_f$  : マクロ核分裂断面積 (燃料核領域の平均) ( $cm^{-1}$ )

#### ② 感度解析：評価式による温度依存性の確認

予備評価として、まず温度依存性のある $\sigma_{aXe}(T)$ 、 $\Sigma_f(T)$ 、 $r(T)$  について、300K から 1100K まで温度条件を変更した値を固定し、9MW からスクラムした場合のゼノン反応度の温度依存性を評価式(1)-(3)を用いて評価した。結果を図 B. 2. 2-1 に示す。

#### ③ 感度解析：解析による温度依存性の確認

核熱流動特性評価コード RELAP5-3D を用いて、9MW からの LOFC 試験を用いたゼノン反応度の温度依存性が再臨界に与える影響の感度解析を実施した。ゼノン反応度評価については(3)と同様に $\sigma_{aXe}(T)$ 、 $\Sigma_f(T)$ 、 $r(T)$ の温度条件を変更した値を固定した。評価結果を図 B. 2. 2-2 に示す。

#### ④ ゼノン反応度評価モデルの改良

感度解析結果から、各パラメータの温度条件を変更することでゼノン反応度及び再臨界時刻が大きく変化することが見られた。

そこで、温度依存性のある $\sigma_{aXe}(T)$ 、 $\Sigma_f(T)$ 、 $r(T)$ について、タイムステップ毎に各領域の温度を読み込み、その温度条件に合わせた値をテーブルから選択し、ゼノン反応度を評価できるようにモデルを改良した。従来モデル(9MW 温度条件の断面積を固定させた場合)と改良モデル(温度依存性考慮)の比較結果を図 B. 2. 2-3 に示す。

HTTR を用いた LOFC 試験での再臨界に伴う出力のピークは約 8 時間に発生した。モデルを改良することにより再臨界挙動を再現できることが確認できた。

表 B. 1-1 核熱流動特性評価計算コードにおいて検証が必要な事項

項目	検証
流体の保存式	◎
熱構造材の熱伝導方程式	◎
1点近似核動特性方程式	◎
崩壊熱モデル	◎
制御棒による反応度挿入モデル	◎
フィードバック反応度モデル	△
壁面熱伝達モデル	○ (ヘリウム側)
壁面圧力損失モデル	◎
輻射モデル	○
非凝縮性ガス分子拡散モデル	○
弁モデル	◎
ポンプモデル	◎
注入放出モデル	◎

- ◎：軽水炉の検証計算で検証済みであり、高温ガス炉への適用に際しても問題ないと考えられるもの
- ：高温ガス炉用に新たに追加されている計算モデルだが、検証済のもの。
- △：解析手法としては検証されているが、高温ガス炉条件下での適用について検証が必要と考えられたもの

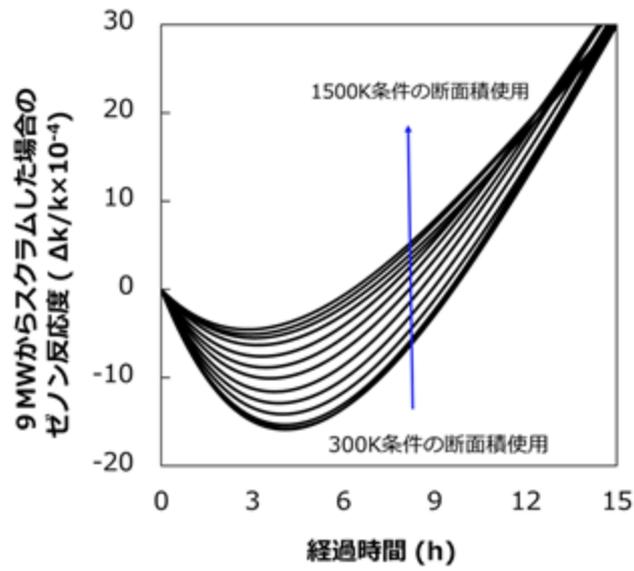


図 B. 2. 2-1 9MW からスクラムした場合のゼノン反応度

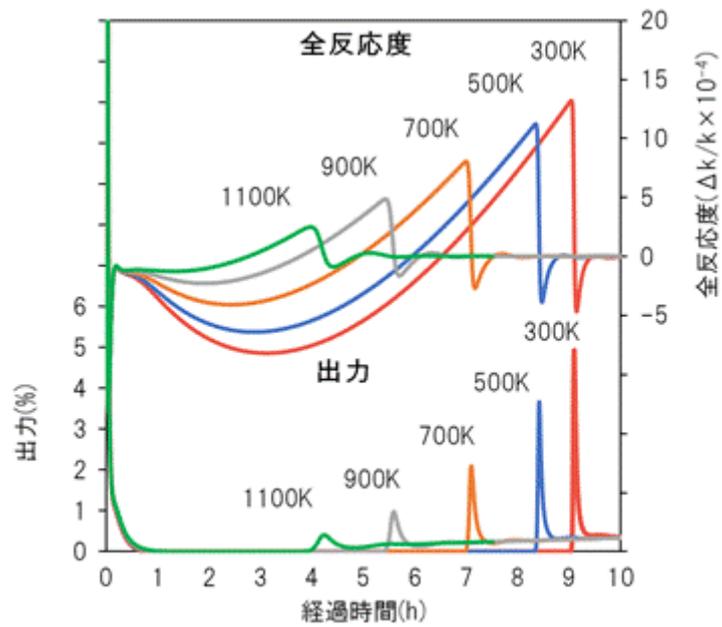


図 B. 2. 2-2 9MW からの LOFC 試験を用いた断面積の温度依存性の感度解析結果

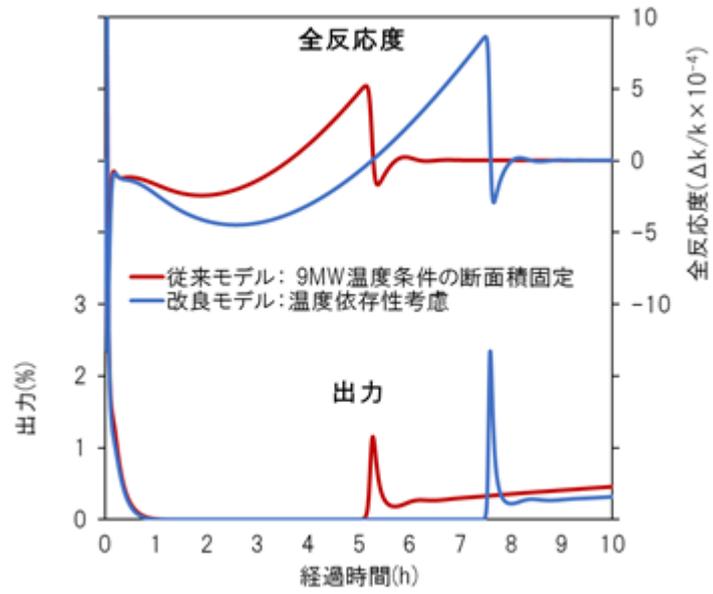


図 B. 2. 2-3 ゼノン反応度評価の従来モデルと改良モデルの比較

## 付録 C 燃料酸化挙動評価コードの評価モデル最適化及び妥当性確認

### C.1 概要

これまで、HTTR の安全解析にあたり、THYTAN コードの検証として、各計算機能についての解析解等との比較、黒鉛酸化実験の実験結果（黒鉛腐食量及び酸素濃度）との比較を実施し、解析コードの妥当性を確認している。しかし、HTTR の安全解析では、保守的条件とするため、CO<sub>2</sub> が発生する黒鉛酸化反応 ( $C + O_2 \rightarrow CO_2$ ) 及び流路内での反応 ( $CO + O_2 \rightarrow CO_2$ ) のモデルを使用していないため、これらのモデルについて解析解等による検証は実施したものの、CO 及び CO<sub>2</sub> 濃度についての実験結果との比較による検証は未実施であった。

今般、PRA において最適解析として本モデルを使用するあたり、実験結果との比較により、THYTAN コードの当該計算モデルの検証を行った。この結果、CO 及び CO<sub>2</sub> 濃度について、解析結果は実験結果を比較的良く再現できており、解析コードの妥当性が確認できた。

### C.2 検証解析

#### C.2.1 実験概要

解析コード検証は、小川によって報告されている黒鉛酸化実験の結果 [C. 2. 1-1] を対象とした。試料は、内径 20.9 mm、外径 44.9 mm、長さ 200mm の IG-110 黒鉛製円管である。黒鉛製円管内に He と O<sub>2</sub> の混合ガスを供給するものであり、黒鉛温度は 600～1050℃、入口酸素濃度 20 wt%、入口レイノルズ数 80 である。

#### C.2.2 解析条件

黒鉛酸化反応として以下の 2 つの反応を考慮した。



解析に用いた反応速度定数は、IG-110 黒鉛の反応速度を測定した実験結果 [C. 2. 2-1] に基づき定めた値を用いた。また、生成する CO<sub>2</sub> に対する CO のモル比の推算式における頻度因子及び活性化エネルギーは、小川による黒鉛酸化時の物質伝達に関する検討 [C. 2. 1-1] と同様の値を用いた。

流路における反応として、以下の CO の酸化反応を考慮した。



反応速度定数は、小川による黒鉛酸化時の物質伝達に関する検討 [C. 2. 1-1] と同様の値を用いた。

拡散係数については、実験体系である He-O<sub>2</sub> の 2 成分系の拡散係数を用いた。実効拡散係数比として最適値 0.005 を用いた。

物質伝達係数には、THYTAN に組み込まれている HTTR の安全評価に用いられた推算式を用いた。本検証解析では、黒鉛が円管形状であるため、円管に対する物質伝達係数の推算式を使用した。

なお、解析条件の詳細は、別途、解析入力根拠書にまとめている。

### C.2.3 検証結果

図 C.2.3-1 に THYTAN の解析結果と実験結果との比較を示す。高温域における CO の急激な減少傾向は完全には模擬できていないが、解析結果は実験結果を比較的良く再現できている。

また、参考として、他の解析コードによる解析結果を図 C.2.3-2 に示す。なお、THYTAN は拡散と黒鉛酸化反応をそれぞれモデル化しているのに対し、図 C.2.3-2 に結果を示す解析コードでは拡散と黒鉛酸化反応を一つのモデルとして扱っており、拡散律束条件下における黒鉛酸化反応速度の実験値を用いている。また、全ての解析コードの解析において、黒鉛酸化反応で生成する CO<sub>2</sub> に対する CO のモル比の推算式及び流体中の CO の酸化反応の反応速度式には同じ値を使用している。モデルや解法が異なるものの、全ての解析コードにおいて、ほぼ同様の解析結果が得られている。

### 参考文献

- [C.2.1-1] 小川益郎, 円管内混合気体層流における黒鉛酸化時の物質伝達, 日本原子力学会誌, Vol. 35, No. 3, 1993, pp. 245-252.
- [C.2.2-1] H. Kawakami, Air Oxidation Behavior of Carbon and Graphite Materials for HTGR, Tanso, No. 124, 1986, pp. 26-33.
- [C.2.3-1] H. Ohashi, et al., Nuclear Engineering and Design, 271, pp. 537-544 (2014).

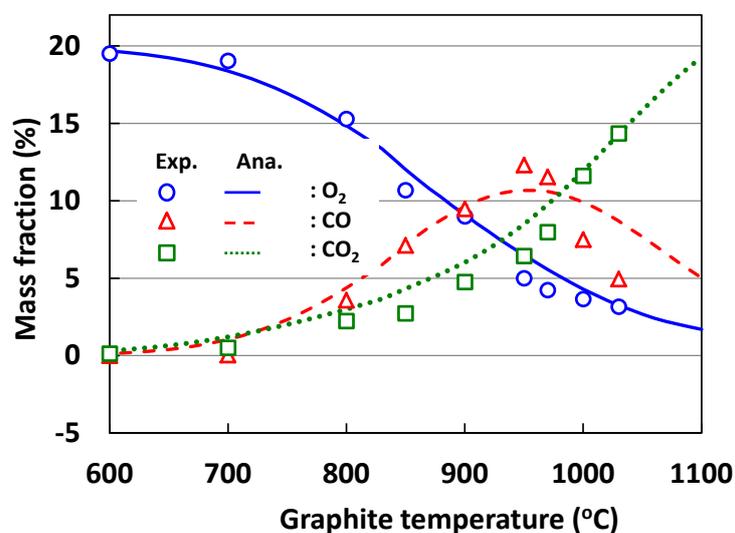


図 C.2.3-1 THYTAN の検証解析結果

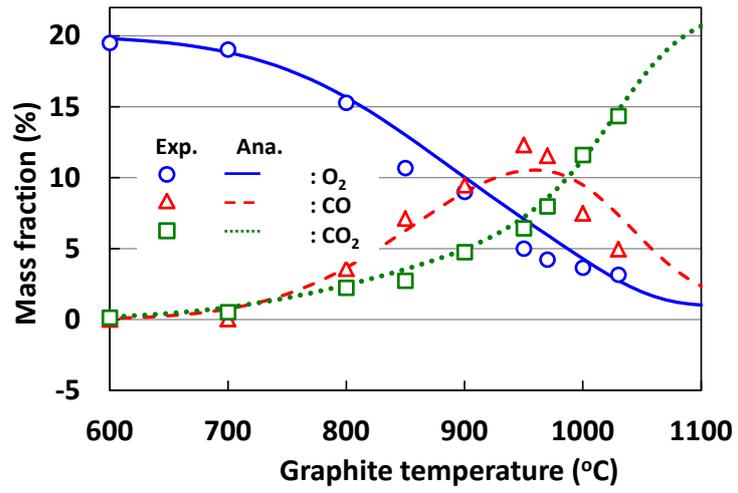


図 C. 2. 3-2 他解析コードの検証解析結果 (参考文献 C. 2. 3-1)