

積による過圧破損)」に至る可能性が高い。なお、PDS別CDFで全体の約19.4%を占めるTEIは、格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内の除熱が継続されることから原子炉格納容器の健全性が維持される可能性が高い(CCFPが0.08)。(第2.1.1.f-3表、第2.1.1.f-1図～f-3図)

(1) SED(CFF: 4.3×10^{-5} (/炉年)、全CFFへの寄与割合:89.5%)

- ・代表的なシーケンス：原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA (PDS別CDFへの寄与割合:約98%)

RCPシールLOCAにより小破断LOCA相当の1次冷却材が流出して、炉心損傷に至る。その後もECCSによる炉内へのRWS T水の持ち込みがなく、格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内の除熱にも期待できないPDSであり、原子炉格納容器内に崩壊熱のエネルギーが蓄積していくことで原子炉格納容器の破損に至るが、原子炉格納容器貫通部の過温破損やベースマットの溶融貫通に至る前に格納容器圧力が2Pdに到達することで、原子炉格納容器は過圧破損に至る。

(2) TED(CFF: 2.3×10^{-6} (/炉年)、全CFFへの寄与割合:4.8%)

- ・代表的なシーケンス：外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失 (PDS別CDFへの寄与割合:約59%)

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

(3) T E I (C F F : 9.9×10^{-7} (／炉年)、全 C F F への寄与割合 : 2.1%)

・ 代表的なシーケンス : 手動停止 + 補助給水失敗

(P D S 別 C D F への寄与割合 : 約 55%)

手動停止等のトランジェントが発生し補助給水に失敗することで炉心損傷に至る。格納容器スプレイ系は健全であり、原子炉格納容器内への R W S T 水の持ち込みがあり、格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内の除熱に期待できる P D S である。原子炉格納容器内から崩壊熱のエネルギーを取り除くことができるため、原子炉格納容器が過圧破損や過温破損に至ることはなく、原子炉格納容器が健全に維持される可能性が高い。

また、C F F をレベル 1 P R A の起因事象別に整理したものを第 2.1.1.f-5 表に示す。この整理結果によると、C F F に支配的な起因事象は原子炉補機冷却機能喪失であり、外部電源喪失がこれに続いている。原子炉補機冷却機能喪失を起因とする事故シーケンスで C D F に寄与が大きい事故シーケンスは、原子炉補機冷却機能の喪失により R C P シール L O C A が発生する事故シーケンスであり、外部電源喪失を起因とする事故シーケンスで C D F に寄与が大きい事故シーケンスは、外部電源が喪失し非常用所内交流電源の確立に失敗する事故シーケンスや、外部電源喪失時に補助給水に失敗する事故シーケンスである。これらの事故シーケンスが主に該当する P D S は S E D、T E D 及び T E I であり、上述した C F F に寄与が大きい P D S に該当することが確認できる。したがって、レベル 1 P R A で C D F に寄与が大きい事故シーケンスがレベル 1.5 P R A における C F F に対しても大きな寄与率をもっていることが確認される。

④ 重要度評価について

レベル 1. 5 P R Aとして重要度評価は実施していないが、レベル 1 P R Aで算出された炉心損傷頻度を P D Sとして整理して格納容器破損頻度評価の入力としており、特に A M策を考慮しない（条件付格納容器破損確率（C C F P）が大きい）条件下ではレベル 1 P R Aの結果に強く依存する。

- ・「 δ モード（水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損）」では C F F の約 93%が S E Dの「原子炉補機冷却機能喪失+ R C P シール L O C A」シーケンスであり、レベル 1 P R Aの原子炉補機冷却機能喪失の場合と同様に R C P シール部（シール L O C A発生）及び加圧器安全弁（閉失敗）の寄与が大きくなるものと考えるが、いずれの場合においても恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ及び格納容器循環冷暖房ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器の破損を防止することができる。
- ・「 ε モード（ベースマット熔融貫通）」では C F F の約 41%が T E I の「手動停止+補助給水失敗」シーケンス、約 17%が T E I の「過渡事象+補助給水失敗」であり、レベル 1 P R Aの「手動停止+補助給水失敗」及び「過渡事象+補助給水失敗」の結果から、復水タンク閉塞及び補助給水系各機器のリークの寄与が大きくなるものと考えられるが、いずれの場合においても原子炉下部キャビティ注水ポンプを用いた原子炉下部キャビティ直接注水により原子炉格納容器の破損を防止することができる。

2.1.1.g 不確実さ解析及び感度解析

① 不確実さ解析

(1) プラント損傷状態別の格納容器破損頻度の不確実さ解析

プラント損傷状態別の格納容器破損頻度の不確実さ解析結果を第 2.1.1.g-1 表及び第 2.1.1.g-1 図に示す。不確実さ解析の結果、プラント損傷状態別格納容器破損頻度の点推定値は不確実さ分布内にあり、プラント損傷状態別格納容器破損頻度の点推定値と不確実さ解析結果の傾向に大きな差はなく、S E D が支配的であることが確認できた。したがって、プラント損傷状態別の格納容器破損頻度の特徴について不確実さが有意に影響することは考えにくい。

(2) 格納容器破損モード別の格納容器破損頻度の不確実さ解析

格納容器破損モード別の格納容器破損頻度の不確実さ解析結果を第 2.1.1.g-2 表及び第 2.1.1.g-2 図に示す。

- ・ 不確実さ解析の結果、格納容器破損モード別の点推定値は概ね不確実さ分布内にあり、格納容器破損モード別の点推定値と不確実さ解析結果の傾向に大きな差はなく、過圧破損 (δ) が支配的であることが確認できた。したがって、格納容器破損モード別の格納容器破損頻度の特徴について不確実さが有意に影響することは考えにくい。
- ・ 点推定値が不確実さ分布内にない μ (格納容器直接接触)、 τ (過温破損) については、P D S 別の炉心損傷頻度において支配的な S E D の溶融物分散放出の分岐確率について、点推定評価では事故進展解析結果に基づいて分散放出すると判断しているが、事故進展解析結果が判断基準値と同等であり (判断基準 2.0MPa[gage] に対して 2.0MPa[gage])、溶融物分散放出の不確実さを考慮すると分散放出しない可能性が高いと評価したことによる影響である。また、 γ (水素燃焼 (原子炉容器破損以前)) については、P D S 別の炉心損傷頻度において C D F に寄与の大きい S E D 及び T E

DのR V破損前の水素燃焼の発生確率について、事故進展解析結果に基づいて水素濃度が 4vol%以上であると判断しているが、R V破損前の水素濃度が判断基準値に非常に近く(判断基準値 4vol% に対してS E Dは 4.1vol%、T E Dは 4.3vol%)、水素燃焼の不確実さを考慮すると、4vol%未満の確率も大きく評価しているためである。ただし、これらの格納容器破損モードの格納容器破損頻度は全体の格納容器破損頻度に対して小さく、全体の格納容器破損頻度への影響はない。

- ・今回のP R Aを格納容器破損モードの選定に適用する際には、格納容器破損頻度の絶対値よりも相対値に注目している。格納容器破損モードの選定において格納容器破損頻度が小さいことを不採用の理由としているg (温度誘因蒸気発生器伝熱管破損 (T I - S G T R)) と α (原子炉容器内水蒸気爆発) の格納容器破損頻度は全体の格納容器破損頻度に対して3~4桁小さく、不確実さを考えても全体の格納容器破損頻度に対して十分に小さいことを確認した。

(3) 格納容器破損カテゴリ別の格納容器破損頻度の不確実さ解析

格納容器破損カテゴリ別の格納容器破損頻度の不確実さ解析結果を第2.1.1.g-3表及び第2.1.1.g-3図に示す。

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

- ・点推定値が不確実さ分布内にない「格納容器への直接接触」、「貫通部過温」については、P D S 別の炉心損傷頻度において支配的なS E Dの溶融物分散放出の分岐確率について、点推定評価では事故進展解析結果に基づいて分散放出すると判断しているが、事故進展解析結果が判断基準値と同等であり（判断基準 2.0MPa[gage]に対して 2.0MPa[gage]）、溶融物分散放出の不確実さを考慮すると分散放出しない可能性が高いと評価したことによる影響である。ただし、これらの格納容器破損カテゴリの格納容器破損頻度は全体の格納容器破損頻度に対して小さく、全体の格納容器破損頻度への影響はない。

② 感度解析

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

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

格納容器破損頻度の感度解析結果を第2.1.1.g-4表及び第2.1.1.g-4図に示す。本感度解析の結果、全体の格納容器破損頻度はほとんど変化がなく、

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

本現象の全体の格納容器破損頻度に与える影響は小さいことが確認できた。また、次のとおり格納容器破損モードごとに多少の増減はあるが、全体的な傾向は変わらず、 δ （水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損）が支配的であり格納容器破損頻度の内訳に与える影響は小さいことが確認できた。

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

第 2.1.1.b-1 表 プラント損傷状態の分類記号

(事故のタイプと 1 次冷却材圧力の分類)

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

(炉心損傷時期の分類)

分類記号	説明
E	事故発生から短時間で炉心損傷に至るもの
L	事故発生から長時間で炉心損傷に至るもの

(原子炉格納容器内事故進展の分類)

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

第 2.1.1.b-2 表 プラント損傷状態の定義

No	P D S	事故のタイプ	R C S 圧力	炉心損傷 時期	原子炉格納容器内事故進展		
					R W S T 水の 原子炉格納 容器への移送	原子炉 格納容器 破損時期	原子炉 格納容器内 熱除去手段
1	A E D	大中破断 L O C A	低圧	早期	×	炉心損傷後	×
2	A E W	大中破断 L O C A	低圧	早期	○	炉心損傷後	×
3	A E I	大中破断 L O C A	低圧	早期	○	炉心損傷後	○
4	A L C	大中破断 L O C A	低圧	長期	○	炉心損傷前	×
5	S E D	小破断 L O C A	中圧	早期	×	炉心損傷後	×
6	S E W	小破断 L O C A	中圧	早期	○	炉心損傷後	×
7	S E I	小破断 L O C A	中圧	早期	○	炉心損傷後	○
8	S L W	小破断 L O C A	中圧	長期	○	炉心損傷後	×
9	S L I	小破断 L O C A	中圧	長期	○	炉心損傷後	○
10	S L C	小破断 L O C A	中圧	長期	○	炉心損傷前	×
11	T E D	Transient	高圧	早期	×	炉心損傷後	×
12	T E W	Transient	高圧	早期	○	炉心損傷後	×
13	T E I	Transient	高圧	早期	○	炉心損傷後	○
14	V	インターフェイス システム L O C A	低圧	—			
15	G	S G T R	中圧	—			

第 2.1.1.b-3 表 プラント損傷状態とイベントツリーから抽出される
事故シーケンス(1/5)

P D S	事故シーケンス
A E D	大破断 L O C A + 低圧注入失敗 + 高圧注入失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗
	中破断 L O C A + 低圧注入失敗 + 高圧注入失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗
A E W	大破断 L O C A + 低圧再循環失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗
	大破断 L O C A + 低圧再循環失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗
	大破断 L O C A + 蓄圧注入失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗
	大破断 L O C A + 蓄圧注入失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗
	大破断 L O C A + 低圧注入失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗
	大破断 L O C A + 低圧注入失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗
	大破断 L O C A + 低圧注入失敗 + 高圧注入失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗
	中破断 L O C A + 高圧再循環失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗
	中破断 L O C A + 低圧再循環失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗
	中破断 L O C A + 高圧再循環失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗
	中破断 L O C A + 低圧再循環失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗
	中破断 L O C A + 蓄圧注入失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗
	中破断 L O C A + 蓄圧注入失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗
	中破断 L O C A + 高圧注入失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗
	中破断 L O C A + 高圧注入失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗
	中破断 L O C A + 高圧注入失敗 + 低圧注入失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗
A E I	大破断 L O C A + 低圧再循環失敗
	大破断 L O C A + 蓄圧注入失敗
	大破断 L O C A + 低圧注入失敗
	大破断 L O C A + 低圧注入失敗 + 高圧注入失敗
	中破断 L O C A + 高圧再循環失敗
	中破断 L O C A + 低圧再循環失敗
	中破断 L O C A + 蓄圧注入失敗
	中破断 L O C A + 高圧注入失敗
	中破断 L O C A + 低圧注入失敗 + 高圧注入失敗
A L C	中破断 L O C A + 格納容器スプレイ再循環失敗
	中破断 L O C A + 格納容器スプレイ注入失敗
S E D	小破断 L O C A + 低圧注入失敗 + 高圧注入失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗
	小破断 L O C A + 補助給水失敗 + 低圧注入失敗 + 高圧注入失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗
	極小 L O C A + 充てん / 高圧注入失敗 + 低圧注入失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗
	極小 L O C A + 補助給水失敗 + 充てん / 高圧注入失敗 + 低圧注入失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗
	原子炉補機冷却機能喪失 + R C P シール L O C A
	原子炉補機冷却機能喪失 + 加圧器逃がし弁 / 安全弁 L O C A
	D C 母線 1 系列喪失 + 加圧器逃がし弁 / 安全弁 L O C A + 高圧注入失敗 + 低圧注入失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗
	D C 母線 1 系列喪失 + 加圧器逃がし弁 / 安全弁 L O C A + 補助給水失敗 + 高圧注入失敗 + 低圧注入失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗

第 2.1.1.b-3 表 プラント損傷状態とイベントツリーから抽出される
事故シーケンス(2/5)

P D S	事故シーケンス
S E W	小破断 L O C A + 高圧注入失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗
	小破断 L O C A + 高圧注入失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗
	小破断 L O C A + 高圧注入失敗 + 低圧注入失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗
	小破断 L O C A + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗
	小破断 L O C A + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗
	小破断 L O C A + 補助給水失敗 + 高圧注入失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗
	小破断 L O C A + 補助給水失敗 + 高圧注入失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗
	小破断 L O C A + 補助給水失敗 + 高圧注入失敗 + 低圧注入失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗
	極小 L O C A + 充てん / 高圧注入失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗
	極小 L O C A + 充てん / 高圧注入失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗
	極小 L O C A + 充てん / 高圧注入失敗 + 低圧注入失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗
	極小 L O C A + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗
	極小 L O C A + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗
	極小 L O C A + 補助給水失敗 + 充てん / 高圧注入失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗
	極小 L O C A + 補助給水失敗 + 充てん / 高圧注入失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗
	極小 L O C A + 補助給水失敗 + 充てん / 高圧注入失敗 + 低圧注入失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗
	D C 母線 1 系列喪失 + 加圧器逃がし弁 / 安全弁 L O C A + 高圧注入失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗
	D C 母線 1 系列喪失 + 加圧器逃がし弁 / 安全弁 L O C A + 高圧注入失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗
	D C 母線 1 系列喪失 + 加圧器逃がし弁 / 安全弁 L O C A + 高圧注入失敗 + 低圧注入失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗
	D C 母線 1 系列喪失 + 加圧器逃がし弁 / 安全弁 L O C A + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗
	D C 母線 1 系列喪失 + 加圧器逃がし弁 / 安全弁 L O C A + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗
	D C 母線 1 系列喪失 + 加圧器逃がし弁 / 安全弁 L O C A + 補助給水失敗 + 高圧注入失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗
	D C 母線 1 系列喪失 + 加圧器逃がし弁 / 安全弁 L O C A + 補助給水失敗 + 高圧注入失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗
	D C 母線 1 系列喪失 + 加圧器逃がし弁 / 安全弁 L O C A + 補助給水失敗 + 高圧注入失敗 + 低圧注入失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗
S E I	小破断 L O C A + 高圧注入失敗
	小破断 L O C A + 高圧注入失敗 + 低圧注入失敗
	小破断 L O C A + 補助給水失敗
	小破断 L O C A + 補助給水失敗 + 高圧注入失敗
	小破断 L O C A + 補助給水失敗 + 高圧注入失敗 + 低圧注入失敗
	極小 L O C A + 充てん / 高圧注入失敗
	極小 L O C A + 充てん / 高圧注入失敗 + 低圧注入失敗
	極小 L O C A + 補助給水失敗
	極小 L O C A + 補助給水失敗 + 充てん / 高圧注入失敗
	極小 L O C A + 補助給水失敗 + 充てん / 高圧注入失敗 + 低圧注入失敗

第 2.1.1.b-3 表 プラント損傷状態とイベントツリーから抽出される
事故シーケンス(3/5)

P D S	事故シーケンス
S E I	D C 母線 1 系列喪失+加圧器逃がし弁/安全弁 L O C A + 高圧注入失敗
	D C 母線 1 系列喪失+加圧器逃がし弁/安全弁 L O C A + 高圧注入失敗+低圧注入失敗
	D C 母線 1 系列喪失+加圧器逃がし弁/安全弁 L O C A + 補助給水失敗
	D C 母線 1 系列喪失+加圧器逃がし弁/安全弁 L O C A + 補助給水失敗+高圧注入失敗
	D C 母線 1 系列喪失+加圧器逃がし弁/安全弁 L O C A + 補助給水失敗+高圧注入失敗+低圧注入失敗
S L W	小破断 L O C A + 高圧再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗
	小破断 L O C A + 低圧再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗
	小破断 L O C A + 高圧再循環失敗+格納容器スプレイ注入失敗
	小破断 L O C A + 低圧再循環失敗+格納容器スプレイ注入失敗
	D C 母線 1 系列喪失+加圧器逃がし弁/安全弁 L O C A + 高圧再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗
	D C 母線 1 系列喪失+加圧器逃がし弁/安全弁 L O C A + 低圧再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗
	D C 母線 1 系列喪失+加圧器逃がし弁/安全弁 L O C A + 高圧再循環失敗+格納容器スプレイ注入失敗
	D C 母線 1 系列喪失+加圧器逃がし弁/安全弁 L O C A + 低圧再循環失敗+格納容器スプレイ注入失敗
S L I	小破断 L O C A + 高圧再循環失敗
	小破断 L O C A + 低圧再循環失敗
	D C 母線 1 系列喪失+加圧器逃がし弁/安全弁 L O C A + 高圧再循環失敗
	D C 母線 1 系列喪失+加圧器逃がし弁/安全弁 L O C A + 低圧再循環失敗
S L C	小破断 L O C A + 格納容器スプレイ再循環失敗
	小破断 L O C A + 格納容器スプレイ注入失敗
	D C 母線 1 系列喪失+加圧器逃がし弁/安全弁 L O C A + 格納容器スプレイ再循環失敗
	D C 母線 1 系列喪失+加圧器逃がし弁/安全弁 L O C A + 格納容器スプレイ注入失敗
T E D	外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失
	外部電源喪失+補助給水失敗+高圧注入失敗+低圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗
	手動停止+補助給水失敗+高圧注入失敗+低圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗
	過渡事象+補助給水失敗+高圧注入失敗+低圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗
	主給水流量喪失+補助給水失敗+高圧注入失敗+低圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗
	原子炉補機冷却機能喪失+補助給水失敗
	A T W S + 高圧注入失敗+低圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗
	2 次冷却系の破断+補助給水失敗+高圧注入失敗+低圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗
	2 次冷却系の破断+主蒸気隔離失敗+高圧注入失敗+低圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗
	D C 母線 1 系列喪失+補助給水失敗+高圧注入失敗+低圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗
T E W	外部電源喪失+補助給水失敗+格納容器スプレイ再循環失敗
	外部電源喪失+補助給水失敗+格納容器スプレイ注入失敗
	外部電源喪失+補助給水失敗+高圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗
	外部電源喪失+補助給水失敗+高圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗
	外部電源喪失+補助給水失敗+高圧注入失敗+低圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗

第 2.1.1.b-3 表 プラント損傷状態とイベントツリーから抽出される
事故シーケンス(4/5)

P D S	事故シーケンス
T E W	手動停止＋補助給水失敗＋格納容器スプレイ再循環失敗
	手動停止＋補助給水失敗＋格納容器スプレイ注入失敗
	手動停止＋補助給水失敗＋高圧注入失敗＋格納容器スプレイ再循環失敗
	手動停止＋補助給水失敗＋高圧注入失敗＋格納容器スプレイ注入失敗
	手動停止＋補助給水失敗＋高圧注入失敗＋低圧注入失敗＋格納容器スプレイ再循環失敗
	過渡事象＋補助給水失敗＋格納容器スプレイ再循環失敗
	過渡事象＋補助給水失敗＋格納容器スプレイ注入失敗
	過渡事象＋補助給水失敗＋高圧注入失敗＋格納容器スプレイ再循環失敗
	過渡事象＋補助給水失敗＋高圧注入失敗＋格納容器スプレイ注入失敗
	過渡事象＋補助給水失敗＋高圧注入失敗＋低圧注入失敗＋格納容器スプレイ再循環失敗
	主給水流量喪失＋補助給水失敗＋格納容器スプレイ再循環失敗
	主給水流量喪失＋補助給水失敗＋格納容器スプレイ注入失敗
	主給水流量喪失＋補助給水失敗＋高圧注入失敗＋格納容器スプレイ再循環失敗
	主給水流量喪失＋補助給水失敗＋高圧注入失敗＋格納容器スプレイ注入失敗
	主給水流量喪失＋補助給水失敗＋高圧注入失敗＋低圧注入失敗＋格納容器スプレイ再循環失敗
	A T W S＋格納容器スプレイ再循環失敗
	A T W S＋格納容器スプレイ注入失敗
	A T W S＋高圧注入失敗＋格納容器スプレイ再循環失敗
	A T W S＋高圧注入失敗＋格納容器スプレイ注入失敗
	A T W S＋高圧注入失敗＋低圧注入失敗＋格納容器スプレイ再循環失敗
	2 次冷却系の破断＋補助給水失敗＋格納容器スプレイ再循環失敗
	2 次冷却系の破断＋補助給水失敗＋格納容器スプレイ注入失敗
	2 次冷却系の破断＋補助給水失敗＋高圧注入失敗＋格納容器スプレイ再循環失敗
	2 次冷却系の破断＋補助給水失敗＋高圧注入失敗＋格納容器スプレイ注入失敗
	2 次冷却系の破断＋補助給水失敗＋高圧注入失敗＋低圧注入失敗＋格納容器スプレイ再循環失敗
	2 次冷却系の破断＋主蒸気隔離失敗＋格納容器スプレイ再循環失敗
	2 次冷却系の破断＋主蒸気隔離失敗＋格納容器スプレイ注入失敗
	2 次冷却系の破断＋主蒸気隔離失敗＋高圧注入失敗＋格納容器スプレイ再循環失敗
	2 次冷却系の破断＋主蒸気隔離失敗＋高圧注入失敗＋格納容器スプレイ注入失敗
	2 次冷却系の破断＋主蒸気隔離失敗＋高圧注入失敗＋低圧注入失敗＋格納容器スプレイ再循環失敗
	D C 母線 1 系列喪失＋補助給水失敗＋格納容器スプレイ再循環失敗
	D C 母線 1 系列喪失＋補助給水失敗＋格納容器スプレイ注入失敗
	D C 母線 1 系列喪失＋補助給水失敗＋高圧注入失敗＋格納容器スプレイ再循環失敗
	D C 母線 1 系列喪失＋補助給水失敗＋高圧注入失敗＋格納容器スプレイ注入失敗
	D C 母線 1 系列喪失＋補助給水失敗＋高圧注入失敗＋低圧注入失敗＋格納容器スプレイ再循環失敗
T E I	外部電源喪失＋補助給水失敗
	外部電源喪失＋補助給水失敗＋高圧注入失敗
	外部電源喪失＋補助給水失敗＋高圧注入失敗＋低圧注入失敗
	手動停止＋補助給水失敗
	手動停止＋補助給水失敗＋高圧注入失敗
	手動停止＋補助給水失敗＋高圧注入失敗＋低圧注入失敗

第 2.1.1.b-3 表 プラント損傷状態とイベントツリーから抽出される
事故シーケンス(5/5)

P D S	事故シーケンス
T E I	過渡事象＋補助給水失敗
	過渡事象＋補助給水失敗＋高圧注入失敗
	過渡事象＋補助給水失敗＋高圧注入失敗＋低圧注入失敗
	主給水流量喪失＋補助給水失敗
	主給水流量喪失＋補助給水失敗＋高圧注入失敗
	主給水流量喪失＋補助給水失敗＋高圧注入失敗＋低圧注入失敗
	A T W S
	A T W S ＋ 高圧注入失敗
	A T W S ＋ 高圧注入失敗＋低圧注入失敗
	2 次冷却系の破断＋補助給水失敗
	2 次冷却系の破断＋補助給水失敗＋高圧注入失敗
	2 次冷却系の破断＋補助給水失敗＋高圧注入失敗＋低圧注入失敗
	2 次冷却系の破断＋主蒸気隔離失敗
	2 次冷却系の破断＋主蒸気隔離失敗＋高圧注入失敗
	2 次冷却系の破断＋主蒸気隔離失敗＋高圧注入失敗＋低圧注入失敗
	D C 母線 1 系列喪失＋補助給水失敗
	D C 母線 1 系列喪失＋補助給水失敗＋高圧注入失敗
	D C 母線 1 系列喪失＋補助給水失敗＋高圧注入失敗＋低圧注入失敗
G	蒸気発生器伝熱管破損＋破損側蒸気発生器の隔離失敗
	蒸気発生器伝熱管破損＋補助給水失敗
V	インターフェイスシステム L O C A

第 2.1.1.b-4 表 プラント損傷状態別の炉心損傷頻度

プラント 損傷状態	炉心損傷頻度 (／炉年)	割 合
A E D	1.6E-09	<0.1%
A E W	3.1E-08	0.1%
A E I	5.3E-07	0.9%
A L C	1.4E-07	0.2%
S E D	4.3E-05	70.4%
S E W	2.2E-09	<0.1%
S E I	7.7E-07	1.3%
S L W	7.5E-08	0.1%
S L I	9.2E-07	1.5%
S L C	4.6E-07	0.7%
T E D	2.3E-06	3.8%
T E W	5.7E-08	0.1%
T E I	1.2E-05	19.4%
V	3.0E-11	<0.1%
G	8.9E-07	1.5%
合 計	6.1E-05	100.0%

第 2.1.1.c-1 表 格納容器の健全性に影響を与える負荷の種類抽出

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

第 2.1.1.c-2 表 プラント損傷状態と負荷の対応

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

第 2.1.1.c-3 表 格納容器破損に至る負荷に対する原子炉格納容器の耐性及び判断基準

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

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

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

第 2.1.1.c-4 表 格納容器破損モードの選定

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

第 2.1.1.d-1 表 シビアアクシデント時の物理化学現象の整理

物理化学現象	発生条件	発生後の事故進展
炉心冷却失敗	・ 安全注入系の喪失	
配管クリープ破損	・ 1 次冷却系高圧 (ホットレグ、サージライン破損)	1 次冷却系減圧
バイパス	・ プラント損傷状態で定義されるバイパス事象 ・ 1 次冷却系高圧 (温度誘因蒸気発生器伝熱管破損)	ν 、 g モードによる格納容器破損の可能性
炉内水蒸気爆発	・ 熔融炉心が R V 下部ヘッドへ落下 ・ 1 次冷却系低圧	α モードによる格納容器破損の可能性
水素燃焼	・ 水素濃度 4vol% 上方、6vol% 側方、8vol% 下方伝播 ・ 水蒸気濃度 55vol% 以下	γ 、 γ' 、 γ'' モードによる格納容器破損の可能性
R V 破損	・ 炉心熔融進展が炉心への注水により停止しない	熔融炉心の原子炉容器外への放出
熔融物分散放出	・ R V 破損時に 1 次冷却系高圧	熔融炉心のキャビティ外への放出
キャビティ内水量	・ R W S T 水が原子炉格納容器内に持ち込まれるプラント損傷状態	熔融炉心とキャビティ水の接触
炉外水蒸気爆発	・ R V 破損時に熔融炉心が重力落下 ・ 熔融炉心落下質量大	η モードによる格納容器破損の可能性
格納容器雰囲気直接加熱	・ 熔融物分散放出あり	σ モードによる格納容器破損の可能性
格納容器への直接接触	・ 熔融物分散放出あり	μ モードによる格納容器破損の可能性
格納容器気相部冷却	・ プラント損傷状態で定義される格納容器内除熱事象	原子炉格納容器圧力上昇抑制
ベースマット熔融貫通	・ R V 破損 ・ 原子炉格納容器内に水なし (不確かさが大きい、水ありの場合でも現象が進む可能性あり)	ε モードによる格納容器破損
格納容器過温破損	・ R V 破損 ・ 原子炉格納容器内に水なし	τ モードによる格納容器破損
格納容器過圧破損	・ 崩壊熱による水蒸気生成 ・ 非凝縮性ガス生成	δ 、 θ モードによる格納容器破損

第 2.1.1.d-2 表 ヘディングの選定及び定義

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

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

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

第 2.1.1.d-3 表 ヘディングの従属性

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

第 2.1.1.e-1 表 事故進展解析の対象とした代表事故シーケンス

No.	P D S	P D S ごとに選定した事故シーケンス	解析 実施
1	A E D	大破断 L O C A + E C C S 注入失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗	○
2	A E W	大破断 L O C A + E C C S 再循環失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗	○
3	A E I	大破断 L O C A + E C C S 注入失敗	○
4	A L C	中破断 L O C A + 格納容器スプレイ注入失敗	—
5	S E D	小破断 L O C A + E C C S 注入失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗	○
6	S E W	小破断 L O C A + E C C S 注入失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗	—
7	S E I	小破断 L O C A + E C C S 注入失敗	—
8	S L W	小破断 L O C A + E C C S 再循環失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗	—
9	S L I	小破断 L O C A + E C C S 再循環失敗	—
10	S L C	小破断 L O C A + 格納容器スプレイ注入失敗	—
11	T E D	全交流動力電源喪失 + 補助給水系作動失敗	○
12	T E W	全給水喪失 + 格納容器スプレイ再循環失敗	—
13	T E I	全給水喪失	○

第 2.1.1.e-2 表 解析コードの基本解析条件

項 目	条件	備考
燃料 (UO ₂) 重量 被覆管 (ジルコニウム) 重量 炉心崩壊熱	8.32×10 ⁴ kg 1.77×10 ⁴ kg 平均炉心評価用	日本原子力学会推奨 の崩壊熱曲線*1
炉心熱出力 1 次冷却材圧力 1 次冷却材平均温度 ループ全流量	2,432×1.02 MWt 15.41+0.21MPa[gage] 305.7+2.2 °C 45.2×10 ⁶ kg/h	102%出力運転 設計値+計測誤差 設計値+計測誤差
蒸気発生器伝熱管施栓率	10%	
原子炉格納容器区画室分割 原子炉格納容器区画全自由体積 原子炉格納容器初期圧力 原子炉格納容器初期温度 原子炉格納容器ヒートシンク温度	5 分割 69,500 m ³ 12 kPa[gage] 47°C 47°C	最小評価値 最大値 通常運転時C V内 最高温度 通常運転時C V内 最高温度
蓄圧タンク作動基数 蓄圧タンク保持圧力 蓄圧タンク保有水量	3 基 4.04 MPa[gage] 29.0 m ³ (1 基あたり)	最小値 最小値

*1 : 「PWRの安全解析用崩壊熱について」 MHI-NES-1010 改 4(H25 年 7 月)

第 2.1.1.e-3 表 各事故シーケンスの事故進展解析条件

P D S	起因事象	高圧注入	低圧注入	蓄圧注入	スプレイ 注入	高圧再循環	低圧再循環	スプレイ再 循環	補助給水
A E D	ホットレグ 完全両端破断	不作動	不作動	3 基	不作動	不作動	不作動	不作動	作動
A E W	ホットレグ 完全両端破断	2 系統	2 系統	3 基	2 系統	不作動	不作動	不作動	作動
A E I	ホットレグ 完全両端破断	不作動	不作動	3 基	2 系統	不作動	不作動	2 系統	作動
S E D	ホットレグ 2inch 破断	不作動	不作動	3 基	不作動	不作動	不作動	不作動	作動
T E D	全交流動力 電源喪失	不作動	不作動	3 基	不作動	不作動	不作動	不作動	不作動
T E I	全給水喪失	不作動	不作動	3 基	2 系統	不作動	不作動	2 系統	不作動

第 2.1.1.e-4 表 事故進展解析結果（主要事象発生時刻）

主要事象	A E D	A E W	A E I	S E D	T E D	T E I
原子炉トリップ	0.0 秒	2.4 秒	2.4 秒	0.0 秒	0.0 秒	1.6 分
補助給水系作動	1.0 分	1.0 分	1.0 分	1.0 分	—	—
充てん系作動	—	—	—	—	—	—
高圧注入系作動	—	0.4 秒	—	—	—	—
低圧注入系作動	—	13 秒	—	—	—	—
蓄圧注入作動	9.2 秒	9.3 秒	9.3 秒	1.1 時間	6.6 時間	9.0 時間
蓄圧注入終了	1.5 分	45 秒	46 秒	3.9 時間	6.6 時間	9.0 時間
ラブチャーディスク破損	—	—	—	—	1.7 時間	2.9 分
格納容器スプレイ作動	—	3.7 秒	3.7 秒	—	—	9.0 時間
再循環切替	—	—	30 分	—	—	9.5 時間
炉心露出	7.1 分	25 分	1.0 分	41 分	2.3 時間	22 分
被覆管破損	15 分	34 分	3.7 分	53 分	2.7 時間	1.6 時間
炉心溶融開始	23 分	44 分	15 分	1.1 時間	3.4 時間	7.7 時間
下部ヘッドへの溶融物移動開始	1.2 時間	1.8 時間	45 分	2.3 時間	6.3 時間	9.0 時間
原子炉容器破損	2.3 時間	3.3 時間	58 分	3.9 時間	6.6 時間	9.0 時間
格納容器最高使用圧力到達	2.4 時間	4.3 時間	—	4.1 時間	7.6 時間	—
2Pd(格納容器最高使用圧力の 2 倍)到達*1	10 時間	12 時間	—	14 時間	18 時間	—
格納容器雰囲気温度 200℃到達*2	—	—	—	—	—	—
限界圧力到達*3	12 時間	13 時間	—	15 時間	20 時間	—

*1：格納容器圧力 2Pd 到達時間を格納容器過圧破損時間とする。

*2：格納容器雰囲気温度 200℃到達時間を格納容器過温破損時間とする。

*3：平成 5 年度 AM 技術ベース報告書（美浜 3 号機）にて評価した限界圧力 5.66kg/cm² とする。

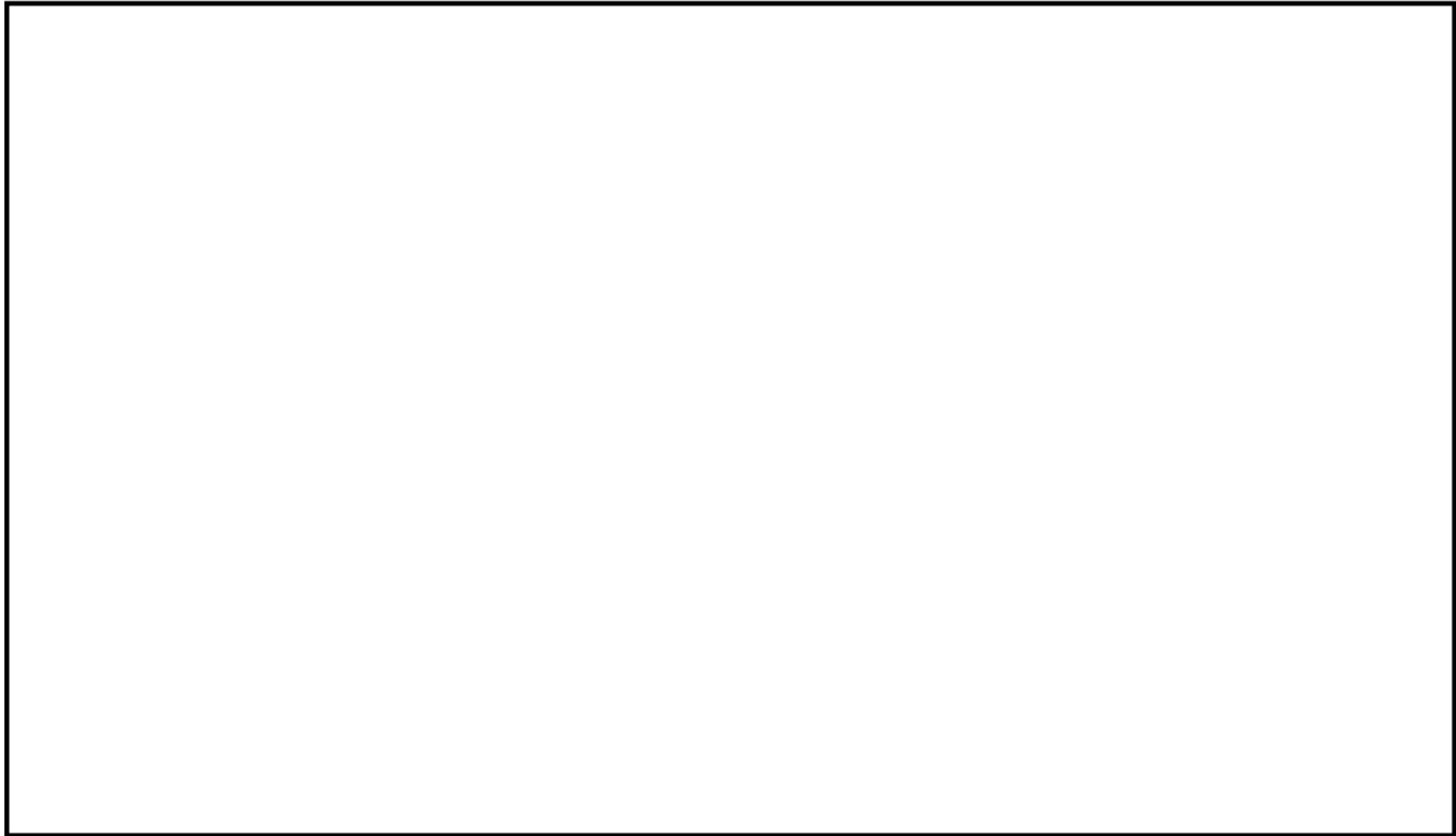
第 2.1.1.e-5 表 事故進展解析結果（シビアアクシデント負荷）

P D S	原子炉容器破損前		原子炉格納容器破損前		原子炉容器破損前			原子炉容器破損後（30 分）			原子炉容器破損後後期※1		
	1 次冷却材圧力 (MPa[gage])	原子炉下部 キャビティ 内水量 (t)	格納容器 雰囲気温度 (℃)	原子炉下部 キャビティ 侵食深さ (m)	水素濃度 (vol%)	水蒸気濃度 (vol%)	全炉心 Zr75%補正 水素濃度 (vol%)※2	水素濃度 (vol%)	水蒸気濃度 (vol%)	全炉心 Zr75%補正 水素濃度 (vol%)※2	水素濃度 (vol%)	水蒸気濃度 (vol%)	全炉心 Zr75%補正 水素濃度 (vol%)※2
A E D	0.2	17.6	186.9	0.3	2.7	35.5	5.2	2.7	38.8	5.0	3.3	52.1	3.3
A E W	0.1	107.8	177.1	0.0	3.5	25.8	6.7	3.4	29.7	6.2	3.1	37.3	5.7
A E I	0.1	109.7	—	—	1.3	20.3	7.2	1.4	24.3	6.8	1.7	16.3	7.7
S E D	2.0	11.2	179.4	0.5	4.1	38.4	5.5	4.2	37.0	5.6	5.6	48.6	5.6
T E D	17.6	10.1	185.9	0.2	4.3	45.2	4.7	4.9	44.2	4.9	5.0	51.3	5.0
T E I	15.4	11.8	—	—	0.1	36.7	0.1	4.3	17.0	7.5	4.4	16.1	7.6

※1：A E D、A E W、S E D及びT E Dは原子炉格納容器破損時点（10～20 時間程度）の値。A E I 及びT E I は原子炉格納容器が破損しないため事故後 72 時間の値。

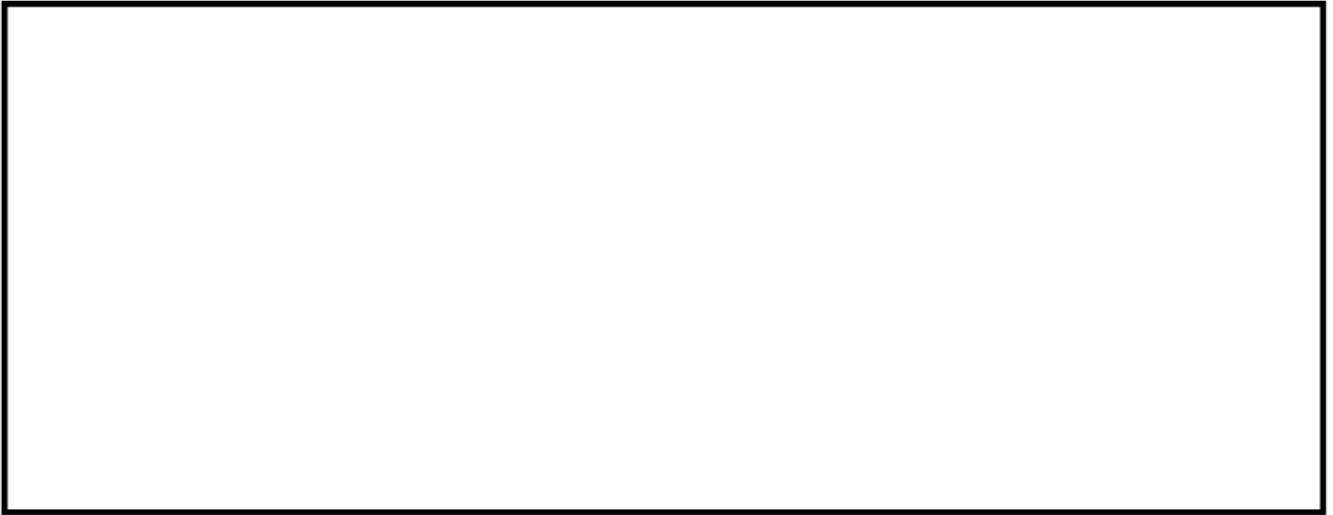
※2：発生する水素量を補正するにあたっては、炉外での水素生成にあたるM C C I による水素量を含む。ただし、T E Dにおいては、原子炉容器破損後（30 分）、原子炉容器破損後後期、A E D及びS E Dにおいては、原子炉容器破損後後期の発生水素量の合計が全炉心 Z r 量の 75%を上回ることになることから、補正を行っていない。

第 2.1.1.e-6 表 事故進展解析を実施していない P D S の分岐確率の考え方



枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第 2.1.1.f-1 表 分岐確率のあてはめ方法



枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第 2.1.1.f-2 表 格納容器イベントツリー分岐確率の設定(1/6)

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

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第 2.1.1.f-2 表 格納容器イベントツリー分岐確率の設定 (2/6)

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

第 2.1.1.f-2 表 格納容器イベントツリー分岐確率の設定(3/6)

現象等	発生条件	分岐確率	分岐確率の考え方
炉外水蒸気 爆発 (E S X)			実験の結果から炉外水蒸気爆発の発生確率は低いと考えられるが、格納容器破損の分岐確率を原子炉容器破損前の圧力状態を考慮して設定する。
格納容器 直接加熱 (D C H)			原子炉下部キャビティへの水の持ち込み状態及びNUREG等の文献をもとに不確かさを考慮し、格納容器雰囲気直接加熱による格納容器破損の分岐確率を設定する。
原子炉容器 破損直後の 水素燃焼 (H B 2)			原子炉容器破損直後に水素燃焼が発生する分岐確率を設定する。原子炉容器破損前の水素燃焼の有無に着目して分岐確率を設定する。
格納容器 破損 (O P 2)			原子炉格納容器への負荷により格納容器破損が起きる場合の確率を設定する。また、格納容器直接接触による格納容器破損については、BWR Mark I 特有の問題と捉えられていること等を考慮して設定する。

第 2.1.1.f-2 表 格納容器イベントツリー分岐確率の設定(4/6)

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

第 2.1.1.f-2 表 格納容器イベントツリー分岐確率の設定(5/6)

現象等	発生条件	分岐確率	分岐確率の考え方
格納容器 破損 (OP3)			事故進展解析の結果等を踏まえて、原子炉格納容器の負荷によって原子炉格納容器が破損する確率を設定する。
ベースマ ット溶融 貫通 (BM)			ベースマット溶融貫通が格納容器過圧破損より先行して発生する確率を設定する。原子炉格納容器の破損がない場合は本ヘディングの分岐は存在しないため、原子炉格納容器の破損がある場合について考慮している。溶融炉心の格納容器内分散や溶融炉心の冠水により溶融貫通する可能性は小さくなることから、プラント損傷状態（原子炉格納容器への水の持込の有無等）を考慮して設定する。

第 2.1.1.f-2 表 格納容器イベントツリー分岐確率の設定(6/6)

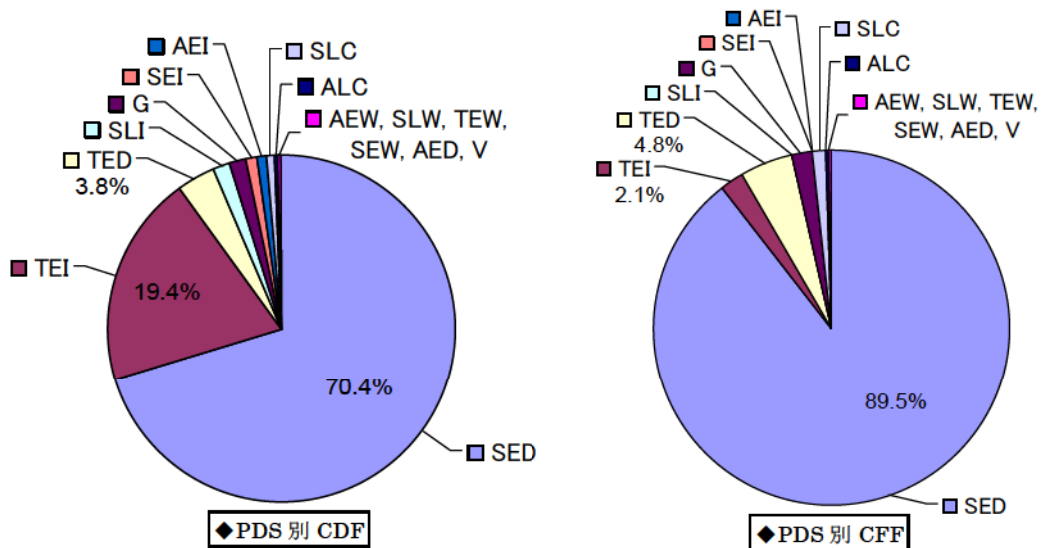
格納容器 過温破損 (OT)		格納容器過温破損が格納容器過圧破損より先行して発生する確率を設定する。RV破損がない場合は本ヘディングの分岐は存在しないため、RV破損がある場合について考慮している。溶融炉心分散量とキャビティ内水量の観点からプラント損傷状態（原子炉格納容器への水の持込等）を考慮して設定する。
-------------------------------	--	---

第 2.1.1.f-3 表 プラント損傷状態別の炉心損傷頻度及び格納容器破損頻度

プラント 損傷状態	炉心損傷頻度 (／炉年)	割合※ (%)	条件付 格納容器 破損確率	格納容器 破損頻度 (／炉年)	割合※ (%)
A E D	1.6E-09	<0.1	1.00	1.6E-09	<0.1
A E W	3.1E-08	0.1	1.00	3.1E-08	0.1
A E I	5.3E-07	0.9	0.11	5.9E-08	0.1
A L C	1.4E-07	0.2	1.00	1.4E-07	0.3
S E D	4.3E-05	70.4	1.00	4.3E-05	89.5
S E W	2.2E-09	<0.1	1.00	2.2E-09	<0.1
S E I	7.7E-07	1.3	0.02	1.3E-08	<0.1
S L W	7.5E-08	0.1	1.00	7.5E-08	0.2
S L I	9.2E-07	1.5	0.02	1.5E-08	<0.1
S L C	4.6E-07	0.7	1.00	4.6E-07	1.0
T E D	2.3E-06	3.8	1.00	2.3E-06	4.8
T E W	5.7E-08	0.1	1.00	5.7E-08	0.1
T E I	1.2E-05	19.4	0.08	9.9E-07	2.1
V	3.0E-11	<0.1	1.00	3.0E-11	<0.1
G	8.9E-07	1.5	1.00	8.9E-07	1.8
合計	6.1E-05	100.0	0.79	4.8E-05	100.0

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

S E D : 原子炉補機冷却機能喪失＋R C P シール L O C A
T E D : 外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失
T E I : 手動停止＋補助給水失敗



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

破損モード別	格納容器 破損頻度 (／炉年)	割 合
α (原子炉容器内水蒸気爆発)	1.1E-09	<0.1%
β (格納容器隔離失敗)	3.0E-07	0.6%
γ (水素燃焼 (原子炉容器破損以前))	4.6E-10	<0.1%
γ' (水素燃焼 (原子炉容器破損直後))	5.3E-10	<0.1%
γ'' (水素燃焼 (原子炉容器破損後長時間経過後))	7.6E-08	0.2%
δ (水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損)	4.4E-05	91.9%
ε (ベースマット溶融貫通)	1.1E-06	2.3%
θ (水蒸気蓄積による格納容器先行破損)	5.9E-07	1.2%
η (原子炉容器外水蒸気爆発)	5.8E-09	<0.1%
σ (格納容器雰囲気直接加熱)	4.6E-07	1.0%
ν (インターフェイスシステム LOCA)	3.0E-11	<0.1%
g (蒸気発生器伝熱管破損)	9.4E-07	2.0%
τ (過温破損)	4.2E-07	0.9%
μ (溶融物直接接触)	4.3E-09	<0.1%
カテゴリー別		
水蒸気 (崩壊熱) による過圧	4.5E-05	93.1%
コンクリート侵食	1.1E-06	2.3%
漏えい箇所の隔離機能喪失	9.4E-07	2.0%
可燃性ガスの高濃度での燃焼	7.7E-08	0.2%
格納容器隔離機能喪失	3.0E-07	0.6%
水蒸気爆発	6.9E-09	<0.1%
貫通部過温	4.2E-07	0.9%
格納容器への直接接触	4.3E-09	<0.1%
格納容器雰囲気直接加熱	4.6E-07	1.0%
合 計	4.8E-05	100.0%

第 2.1.1.f-5 表 起回事象別格納容器破損頻度

起回事象別	格納容器 破損頻度 (／炉年)	割合
原子炉補機冷却機能喪失	4.4E-05	91.4%
外部電源喪失	1.4E-06	2.8%
S G T R	8.9E-07	1.8%
手動停止	5.9E-07	1.2%
小破断 L O C A	5.6E-07	1.2%
過渡事象	2.5E-07	0.5%
中破断 L O C A	2.2E-07	0.4%
2 次冷却系の破断	1.8E-07	0.4%
極小 L O C A	4.2E-08	0.1%
主給水流量喪失	2.8E-08	0.1%
大破断 L O C A	1.7E-08	<0.1%
D C 母線 1 系列喪失	1.7E-09	<0.1%
A T W S	1.7E-09	<0.1%
インターフェイスシステム L O C A	3.0E-11	<0.1%
合計	4.8E-05	100.0%

第 2.1.1.g-1 表 プラント損傷状態別格納容器破損頻度不確かさ解析

プラント 損傷状態	格納容器破損頻度（／炉年）				
	5%値	50%値	95%値	平均値	点推定値
A E D	4.0E-11	4.8E-10	5.8E-09	1.5E-09	1.6E-09
A E W	6.6E-10	8.8E-09	1.2E-07	3.0E-08	3.1E-08
A E I	7.0E-10	1.1E-08	2.5E-07	5.8E-08	5.9E-08
A L C	1.9E-09	3.1E-08	5.1E-07	1.3E-07	1.4E-07
S E D	2.0E-07	4.7E-06	1.1E-04	2.8E-05	4.3E-05
S E W	6.9E-11	7.2E-10	7.6E-09	2.0E-09	2.2E-09
S E I	1.0E-09	1.5E-08	3.5E-07	8.0E-08	1.3E-08
S L W	6.7E-10	1.3E-08	2.6E-07	7.1E-08	7.5E-08
S L I	6.2E-10	1.1E-08	3.8E-07	9.3E-08	1.5E-08
S L C	6.1E-09	1.0E-07	1.7E-06	4.4E-07	4.6E-07
T E D	1.7E-07	1.2E-06	7.7E-06	2.3E-06	2.3E-06
T E W	5.9E-09	2.9E-08	1.4E-07	4.6E-08	5.7E-08
T E I	2.0E-07	8.9E-07	3.1E-06	1.2E-06	9.9E-07
V	1.1E-13	3.5E-12	1.1E-10	2.8E-11	3.0E-11
G	1.0E-08	1.6E-07	2.4E-06	6.1E-07	8.9E-07
合 計	2.9E-06	1.0E-05	1.2E-04	3.3E-05	4.8E-05

第 2.1.1.g-2 表 格納容器破損モード別格納容器破損頻度不確かさ解析

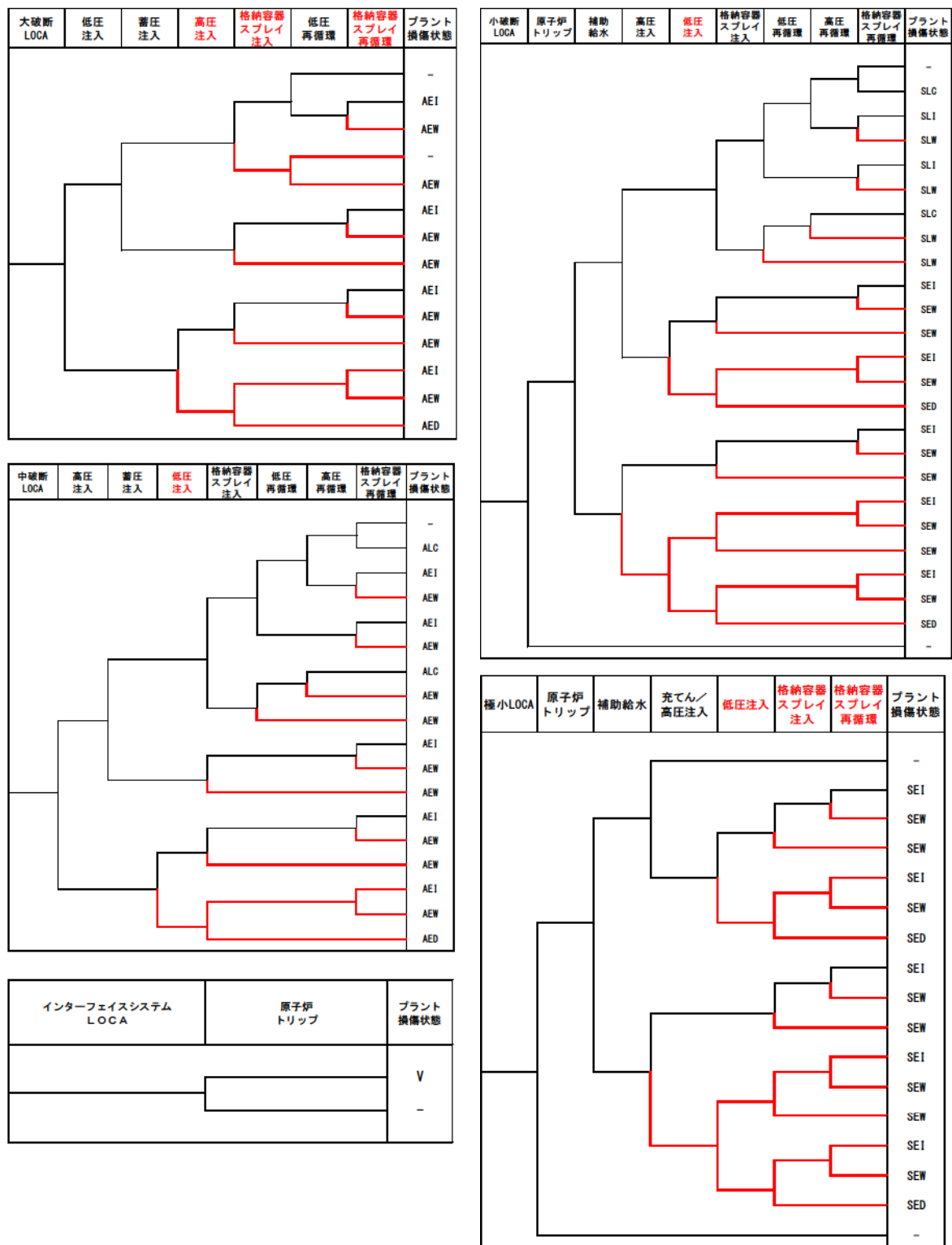
格納容器 破損モード	格納容器破損頻度（／炉年）				
	5 % 値	50% 値	95% 値	平均値	点推定値
α	6.0E-11	7.0E-10	4.0E-09	1.2E-09	1.1E-09
β	4.1E-08	1.1E-07	6.7E-07	2.3E-07	3.0E-07
γ	9.8E-12	3.5E-11	3.2E-10	1.0E-10	4.6E-10
γ'	1.7E-11	1.4E-10	1.9E-09	1.1E-09	5.3E-10
γ''	7.3E-09	6.5E-08	2.5E-07	8.7E-08	7.6E-08
δ	9.7E-07	6.8E-06	1.0E-04	2.8E-05	4.4E-05
ε	3.8E-07	1.7E-06	1.2E-05	3.9E-06	1.1E-06
θ	2.2E-08	1.9E-07	2.0E-06	5.7E-07	5.9E-07
η	1.6E-10	1.1E-09	1.2E-08	3.1E-09	5.8E-09
σ	8.3E-10	1.3E-08	4.7E-07	1.2E-07	4.6E-07
υ	1.1E-13	3.5E-12	1.1E-10	2.8E-11	3.0E-11
g	2.1E-08	2.5E-07	3.0E-06	8.0E-07	9.4E-07
τ	2.7E-10	3.4E-09	7.7E-08	2.7E-08	4.2E-07
μ	1.2E-11	9.5E-11	1.7E-09	4.4E-10	4.3E-09
合 計	2.9E-06	1.0E-05	1.2E-04	3.3E-05	4.8E-05

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

格納容器 破損カテゴリ	格納容器破損頻度（／炉年）				
	5%値	50%値	95%値	平均値	点推定値
水蒸気（崩壊熱）による過圧	1.4E-06	7.4E-06	1.0E-04	2.8E-05	4.5E-05
コンクリート侵食	3.8E-07	1.7E-06	1.2E-05	3.9E-06	1.1E-06
漏えい箇所の隔離機能喪失	2.1E-08	2.5E-07	3.0E-06	8.0E-07	9.4E-07
可燃性ガスの高濃度での燃焼	7.8E-09	6.8E-08	2.5E-07	8.9E-08	7.7E-08
格納容器隔離機能喪失	4.1E-08	1.1E-07	6.7E-07	2.3E-07	3.0E-07
水蒸気爆発	5.3E-10	2.2E-09	1.4E-08	4.3E-09	6.9E-09
貫通部過温	2.7E-10	3.4E-09	7.7E-08	2.7E-08	4.2E-07
格納容器への直接接触	1.2E-11	9.5E-11	1.7E-09	4.4E-10	4.3E-09
格納容器雰囲気直接加熱	8.3E-10	1.3E-08	4.7E-07	1.2E-07	4.6E-07
合 計	2.9E-06	1.0E-05	1.2E-04	3.3E-05	4.8E-05

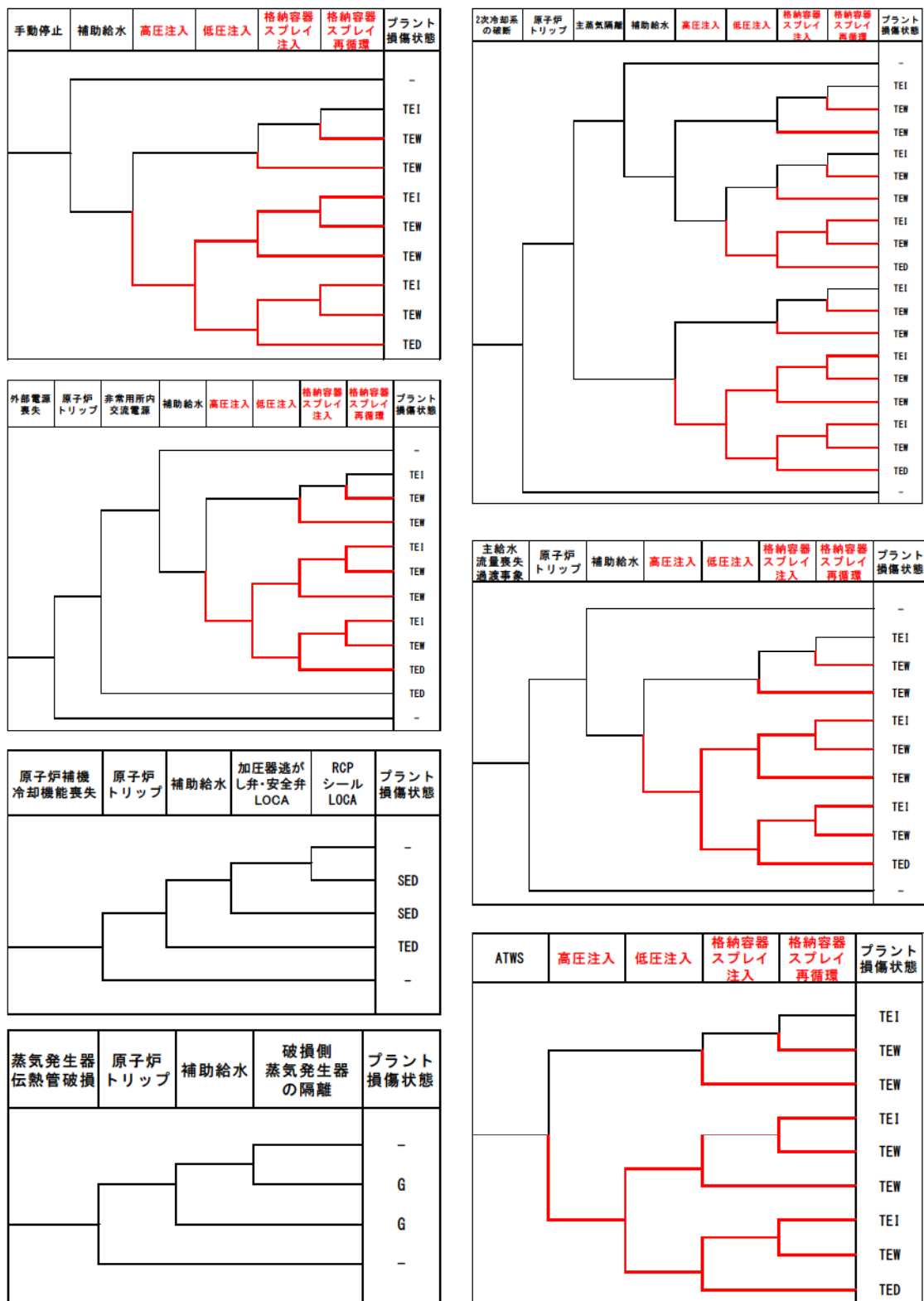
第 2.1.1.g-4 表 格納容器破損モード別、破損カテゴリ別格納容器破損頻度

破損モード別	ケース 1		ケース 2	
	格納容器 破損頻度 (／炉年)	割合 (%)	格納容器 破損頻度 (／炉年)	割合 (%)
α (原子炉容器内水蒸気爆発)	1.1E-09	<0.1	1.1E-09	<0.1
β (格納容器隔離失敗)	3.0E-07	0.6	3.0E-07	0.6
γ (水素燃焼 (原子炉容器破損以前))	4.6E-10	<0.1	4.6E-10	<0.1
γ' (水素燃焼 (原子炉容器破損直後))	5.3E-10	<0.1	5.4E-10	<0.1
γ'' (水素燃焼 (原子炉容器破損後長時間経過後))	7.6E-08	0.2	8.2E-08	0.2
δ (水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損)	4.4E-05	91.9	4.2E-05	88.2
ε (ベースマット溶融貫通)	1.1E-06	2.3	3.2E-06	6.7
θ (水蒸気蓄積による格納容器先行破損)	5.9E-07	1.2	5.9E-07	1.2
η (原子炉容器外水蒸気爆発)	5.8E-09	<0.1	1.4E-08	<0.1
σ (格納容器雰囲気直接加熱)	4.6E-07	1.0	2.5E-07	0.5
ν (インターフェイスシステム L O C A)	3.0E-11	<0.1	3.0E-11	<0.1
g (蒸気発生器伝熱管破損)	9.4E-07	2.0	9.4E-07	2.0
τ (過温破損)	4.2E-07	0.9	2.2E-07	0.5
μ (溶融物直接接触)	4.3E-09	<0.1	2.4E-09	<0.1
カテゴリ別				
水蒸気 (崩壊熱) による過圧	4.5E-05	93.1	4.3E-05	89.5
コンクリート侵食	1.1E-06	2.3	3.2E-06	6.7
漏えい箇所の隔離機能喪失	9.4E-07	2.0	9.4E-07	2.0
可燃性ガスの高濃度での燃焼	7.7E-08	0.2	8.3E-08	0.2
格納容器隔離機能喪失	3.0E-07	0.6	3.0E-07	0.6
水蒸気爆発	6.9E-09	<0.1	1.5E-08	<0.1
貫通部過温	4.2E-07	0.9	2.2E-07	0.5
格納容器への直接接触	4.3E-09	<0.1	2.4E-09	<0.1
格納容器雰囲気直接加熱	4.6E-07	1.0	2.5E-07	0.5
合 計	4.8E-05	100.0	4.8E-05	100.0



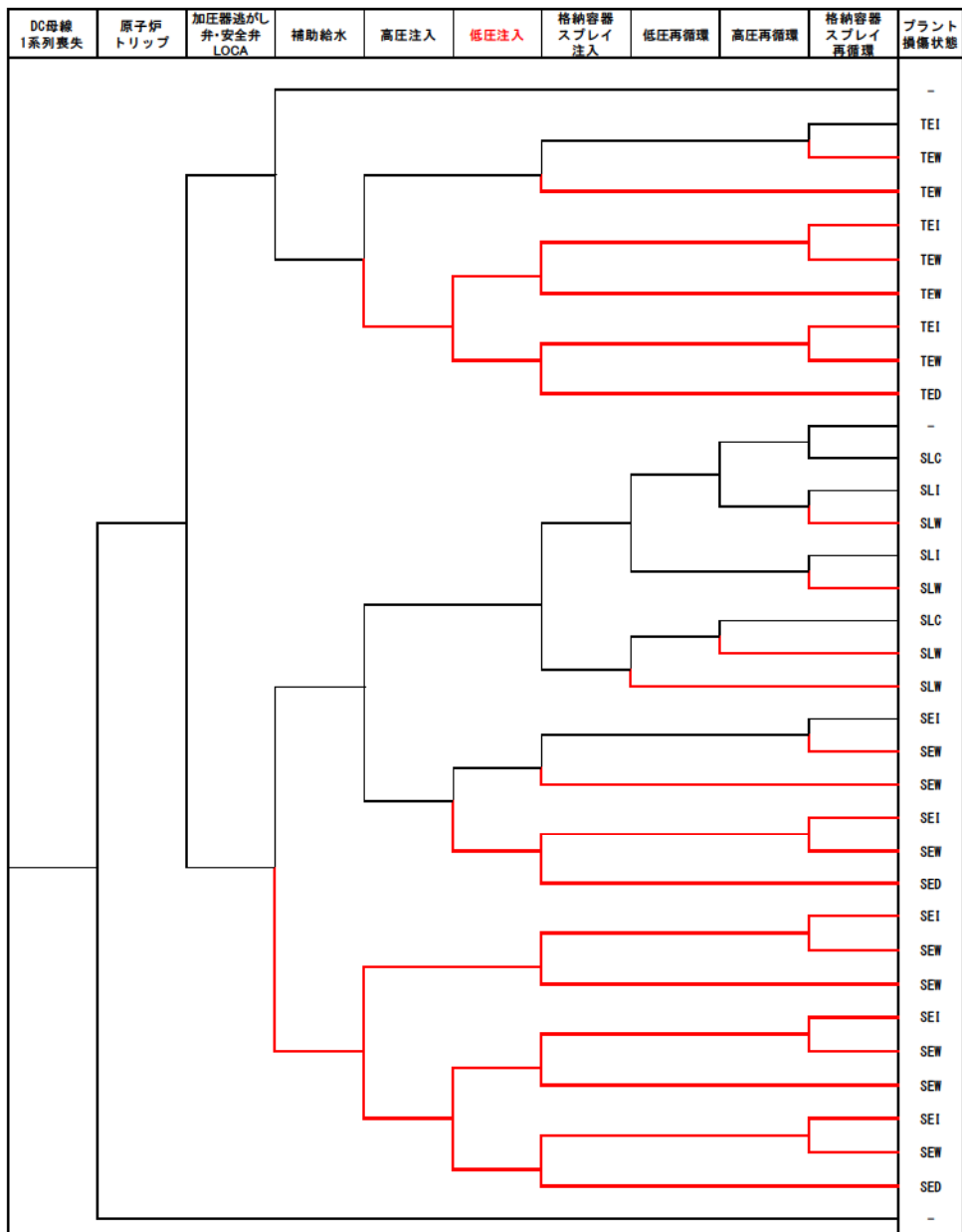
第 2.1.1.b-1 図 レベル 1．5 PRA 用のレベル 1 PRA イベントツリー

(1/3)



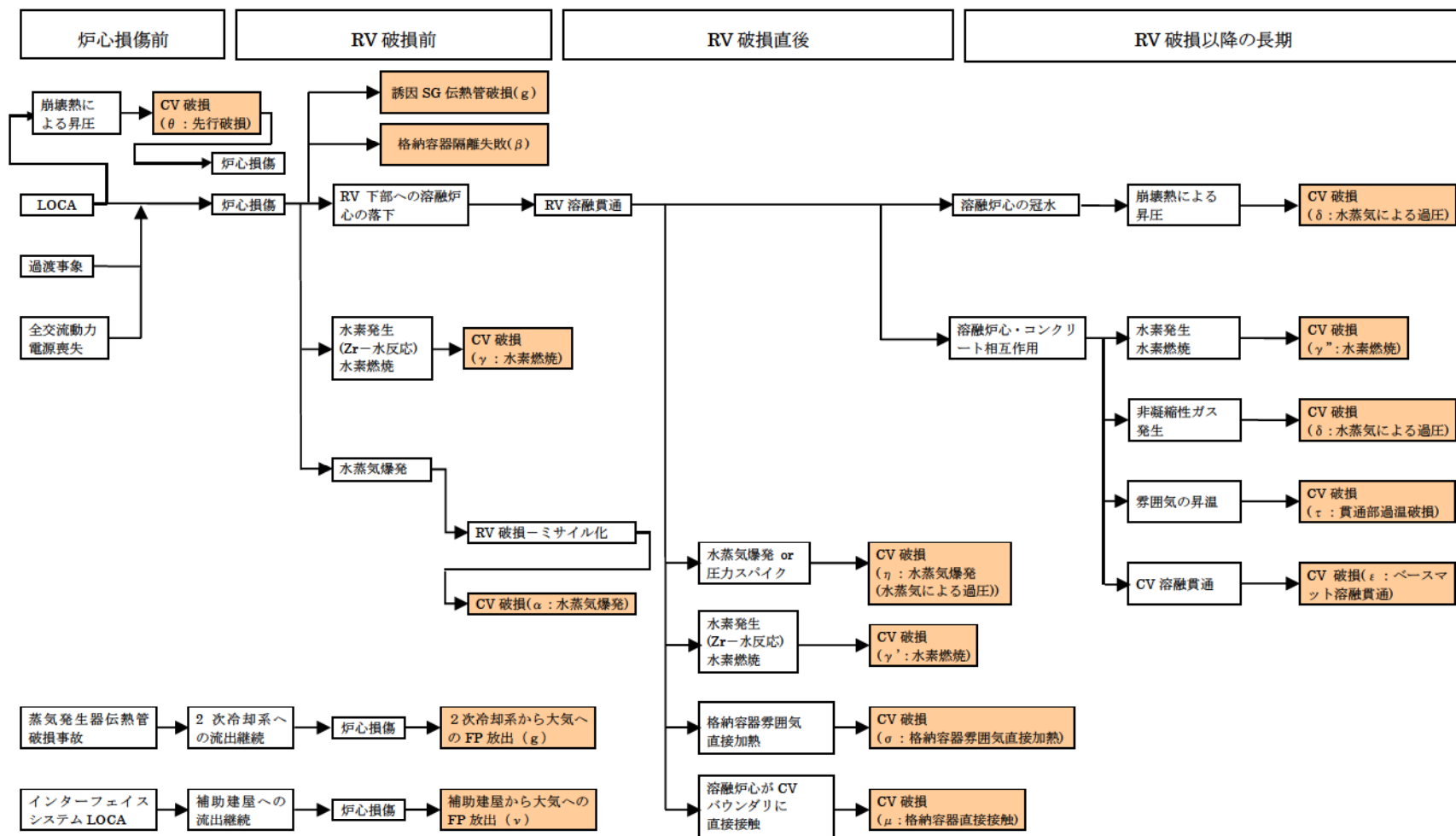
第 2.1.1.b-1 図 レベル 1. 5 PRA 用のレベル 1 PRA イベントツリー

(2/3)

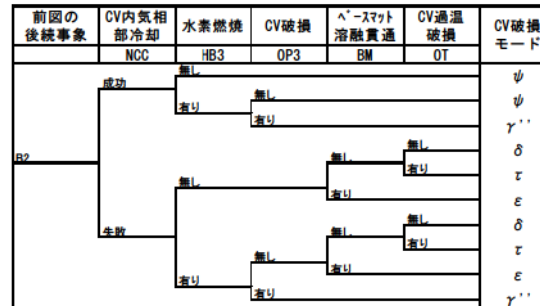
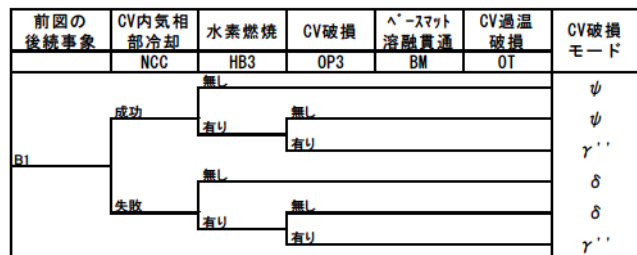
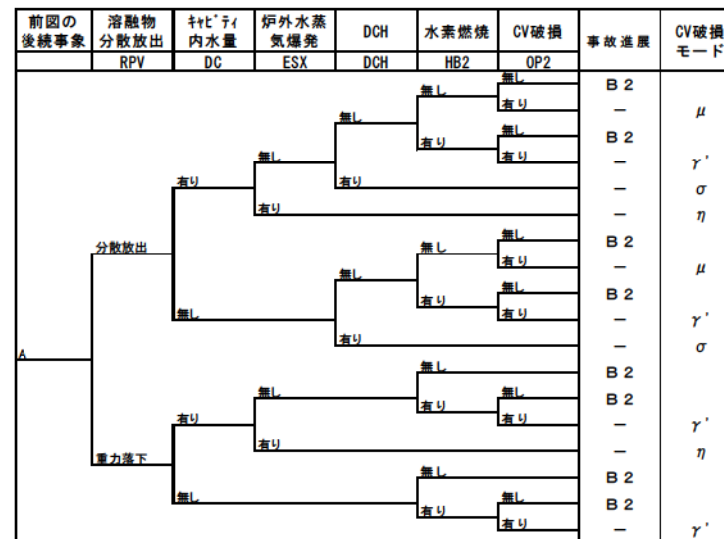
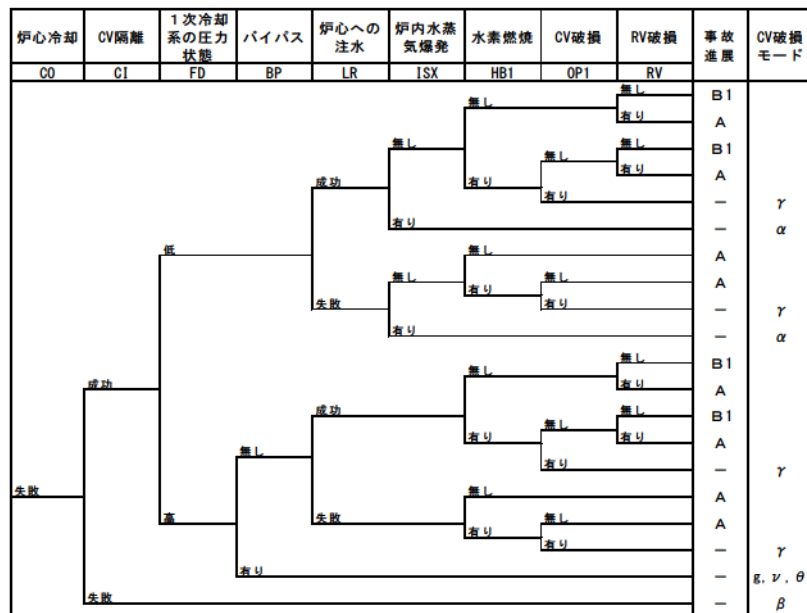


第 2.1.1.b-1 図 レベル 1. 5 PRA用のレベル 1 PRA イベントツリー

(3/3)



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

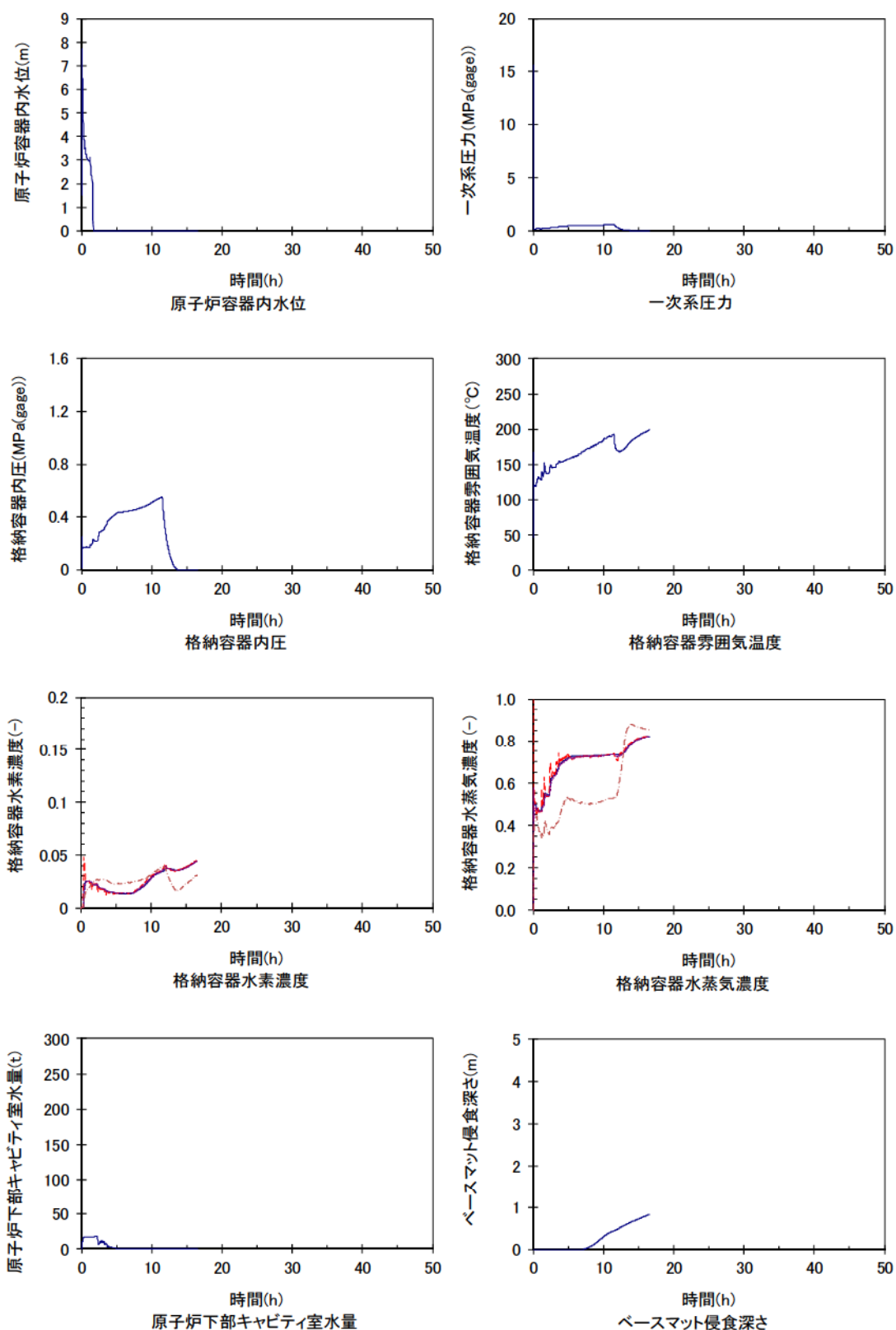


(注1) 事故進展の一は、その時点での格納容器破損を意味する。

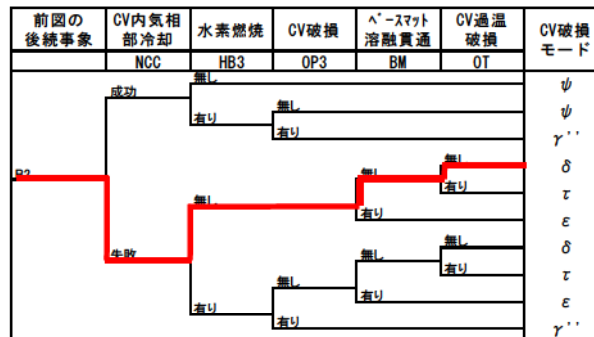
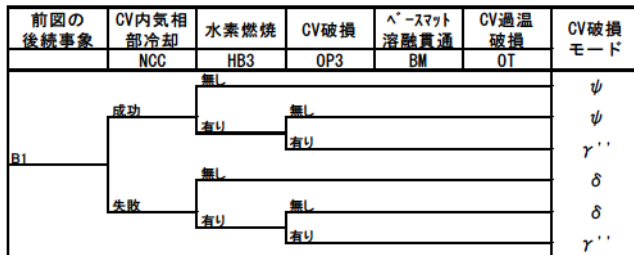
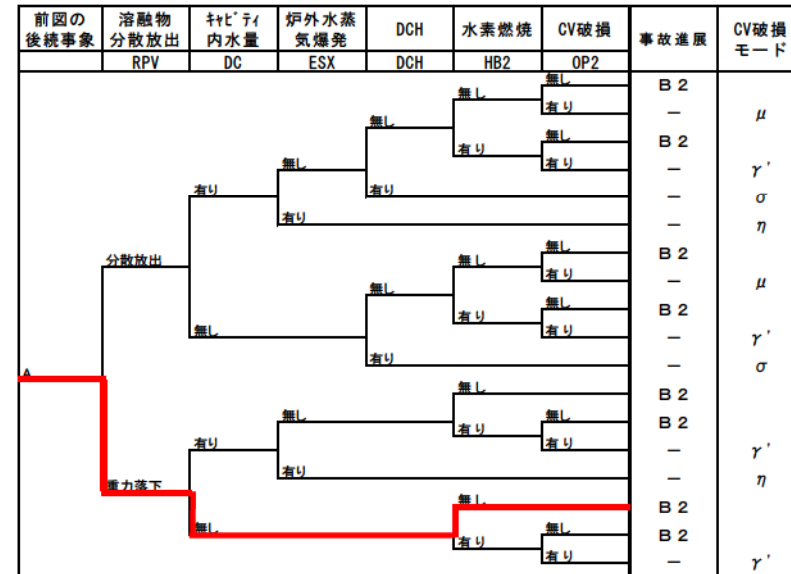
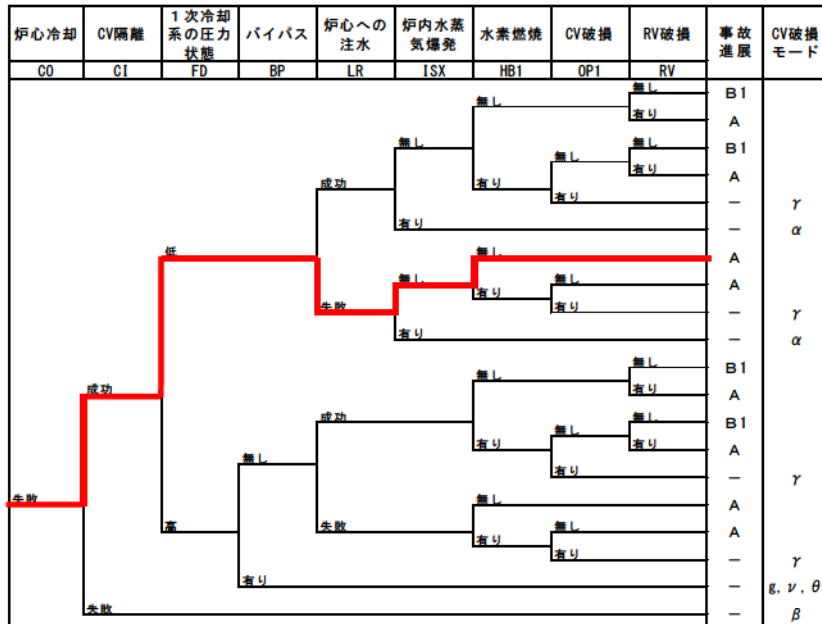
(注2) 格納容器破損モード:
α = 原子炉容器内での水蒸気爆発による破損
β = 格納容器隔離失敗
γ、γ'、γ'' = 水素燃焼又は水素爆轟による格納容器過圧破損
δ = 水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による準静的な過圧による破損
ε = 溶融炉心・コンクリート相互作用によるベースマッ溶解貫通
θ = 水蒸気蓄積による準静的な加圧による格納容器先行破損
η = 格納容器内での水蒸気爆発又は水蒸気スライクによる破損
σ = 格納容器雰囲気直接加熱による破損
g = 蒸気発生器伝熱管破損後の炉心損傷による格納容器バイパス
ν = インターフェイスシステムLOCA後の炉心損傷による格納容器バイパス
μ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

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

第 2.1.1.d-1 図 格納容器イベントツリー



第 2.1.1.e-1 図 代表的な物理量の時間変化 (AED)



(注1) 事故進展の一は、その時点での格納容器破損を意味する。

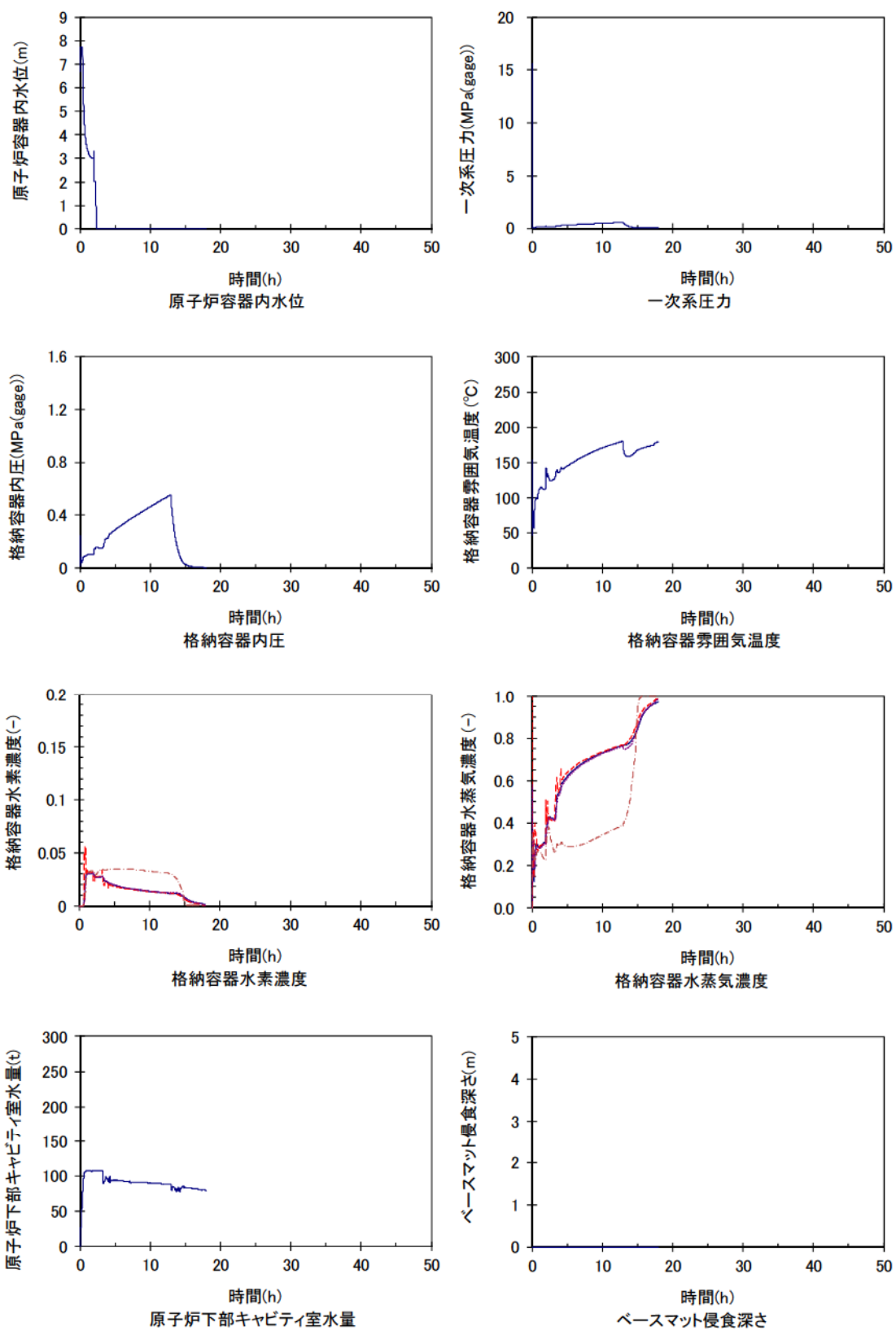
(注2) 格納容器破損モード:
 α = 原子炉容器内での水蒸気爆発による破損
 β = 格納容器隔離失敗
 γ 、 γ' 、 γ'' = 水素燃焼又は水素爆轟による格納容器過圧破損
 δ = 水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による準静的な過圧による破損
 ε = 溶融炉心・コンクリート相互作用によるベースマツト溶融貫通
 θ = 水蒸気蓄積による準静的な加圧による格納容器先行破損
 η = 格納容器内での水蒸気爆発又は水蒸気スパイクによる破損
 σ = 格納容器雰囲気直接加熱による破損
 ϕ = 蒸気発生器伝熱管破損後の炉心損傷による格納容器バイパス
 ν = インターフェイスシステムLOCA後の炉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

(注3) A : 原子炉容器破損有り

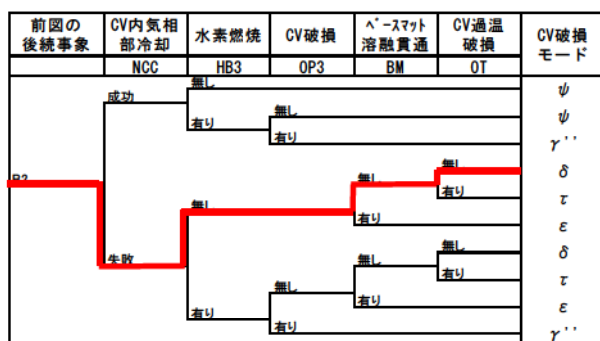
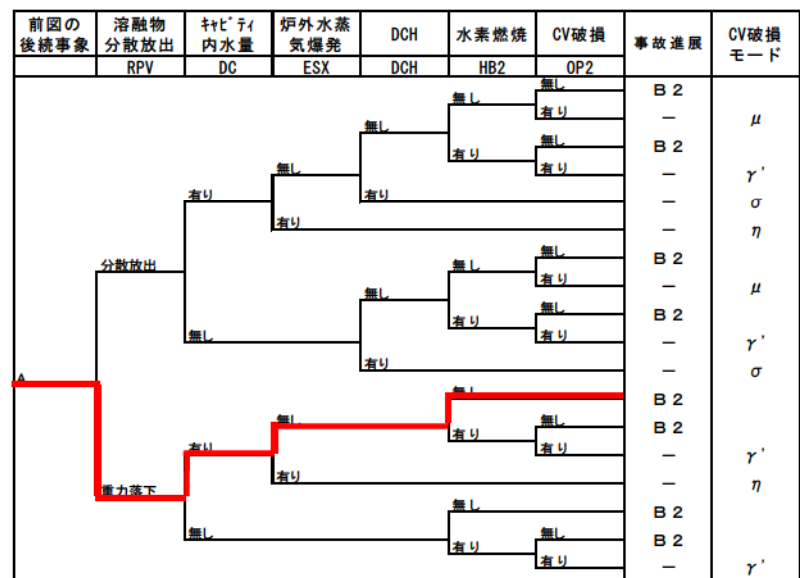
B1: 原子炉容器破損無し

B2: 原子炉容器破損有り

第 2.1.1.e-2 図 代表シーケンスにおける事故進展例 (AED)



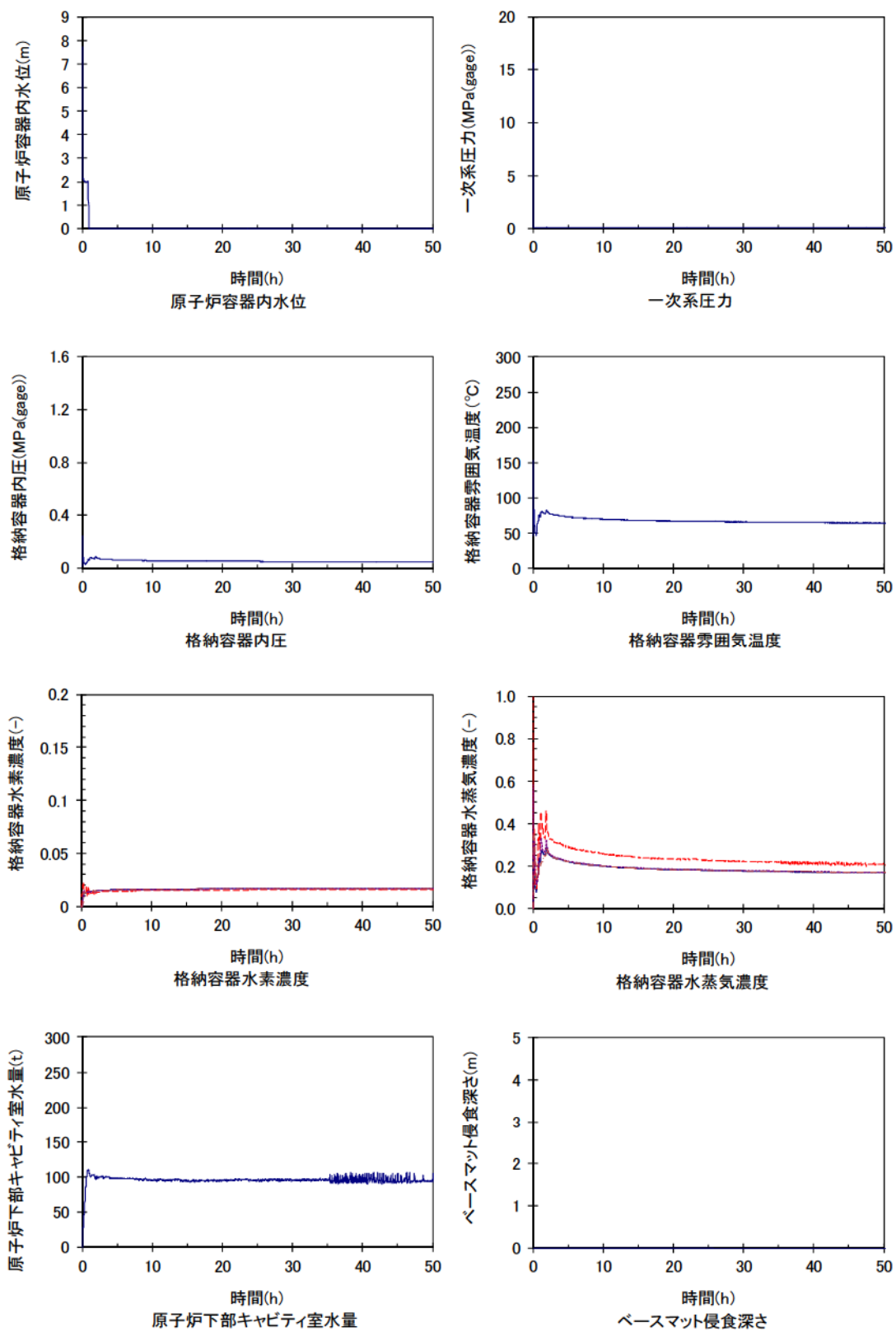
第 2.1.1.e-3 図 代表的な物理量の時間変化 (A E W)



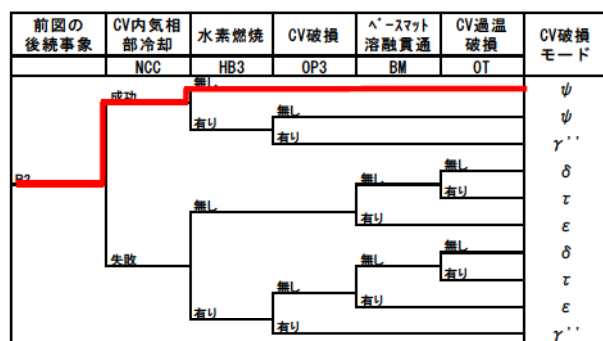
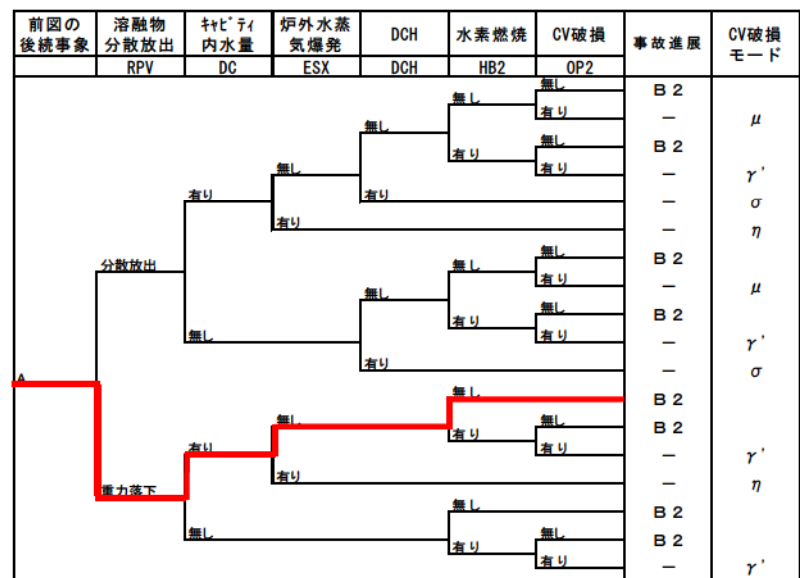
(注2) 格納容器破損モード:
 α = 原子炉容器内での水蒸気爆発による破損
 β = 格納容器隔離失敗
 γ 、 γ' 、 γ'' = 水素燃焼又は水素爆轟による格納容器過圧破損
 δ = 水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による準静的な過圧による破損
 ε = 溶融炉心・コンクリート相互作用によるベースマット熔融貫通
 θ = 水蒸気蓄積による準静的な加圧による格納容器先行破損
 η = 格納容器内での水蒸気爆発又は水蒸気スパイクによる破損
 ξ = 格納容器雰囲気気直接加熱による破損
 ζ = 蒸気発生器伝熱管破損後の炉心損傷による格納容器パイパス
 ν = インターフェイスシステムLOCA後の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

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

第 2.1.1.e-4 図 代表シーケンスにおける事故進展例 (AEW)



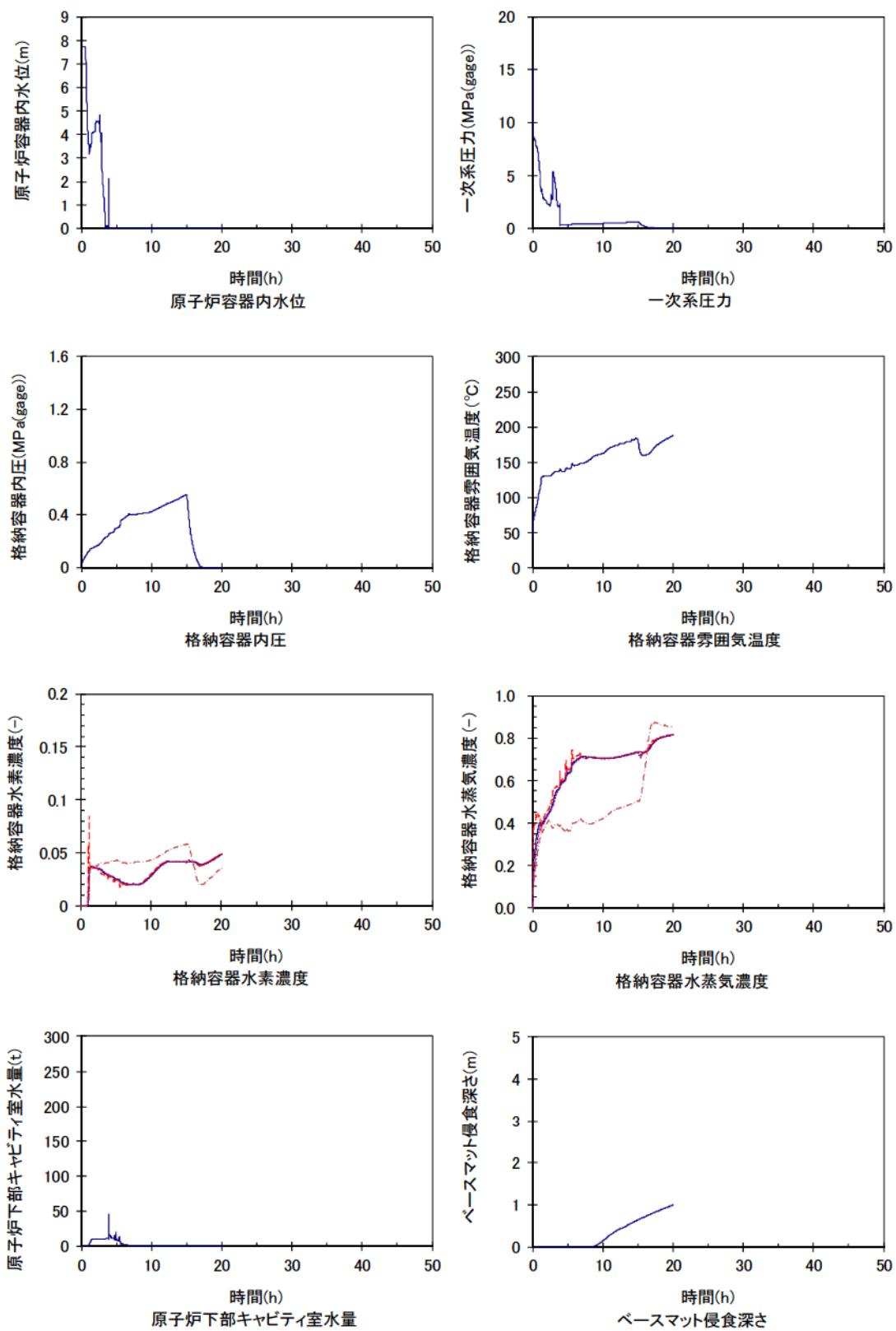
第 2.1.1.e-5 図 代表的な物理量の時間変化 (A E I)



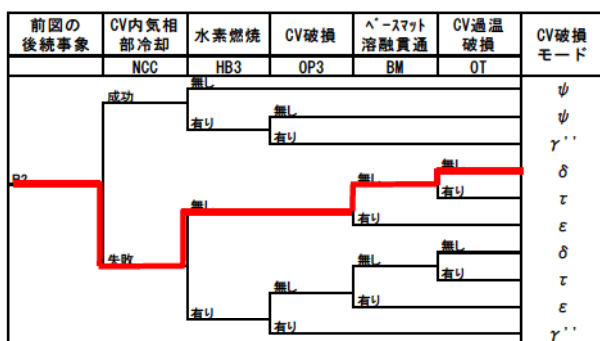
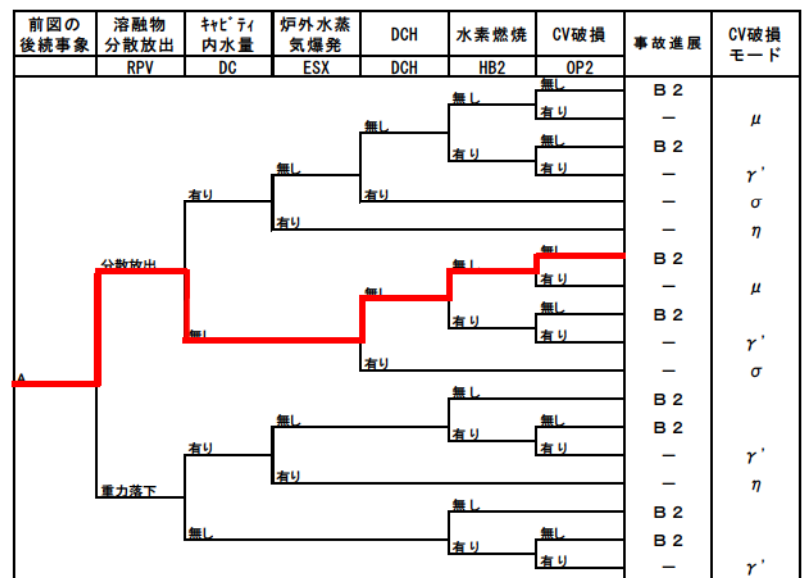
(注2) 格納容器破損モード:
 α = 原子炉容器内での水蒸気爆発による破損
 β = 格納容器隔離失敗
 γ 、 γ' 、 γ'' = 水素燃焼又は水素爆轟による格納容器過圧破損
 δ = 水蒸気、非凝縮性ガス蓄積による準静的な過圧による破損
 ϵ = 溶融炉心・コンクリート相互作用によるベースマット熔融貫通
 θ = 水蒸気蓄積による準静的な加圧による格納容器先行破損
 η = 格納容器内での水蒸気爆発又は水蒸気スパイクによる破損
 ζ = 格納容器券囲気直接加熱による破損
 ξ = 蒸気発生器伝熱管破損後の炉心損傷による格納容器パイパス
 ν = インターフェースシステムLOCA後の炉心損傷による格納容器パイパス
 μ = 溶融炉心の格納容器構造物への直接接点による格納容器破損
 τ = 格納容器貫通部過温破損
 ψ = 格納容器が健全に維持され、事故が収束

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

第 2.1.1.e-6 図 代表シーケンスにおける事故進展例 (AEI)



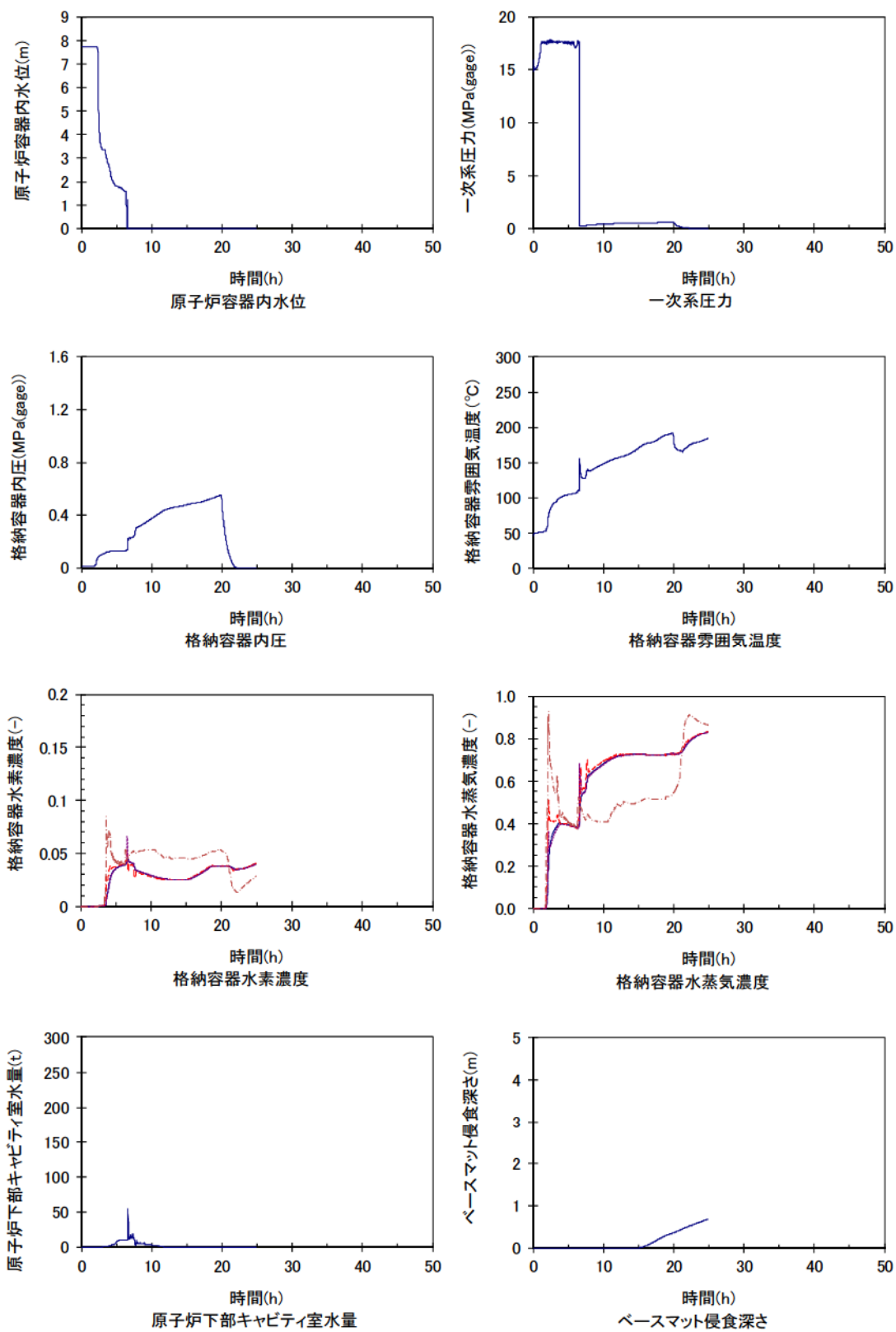
第 2.1.1.e-7 図 代表的な物理量の時間変化 (S E D)



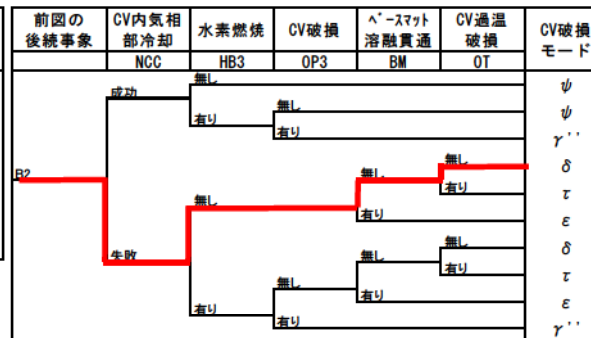
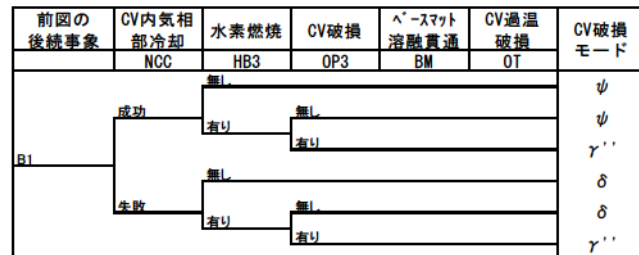
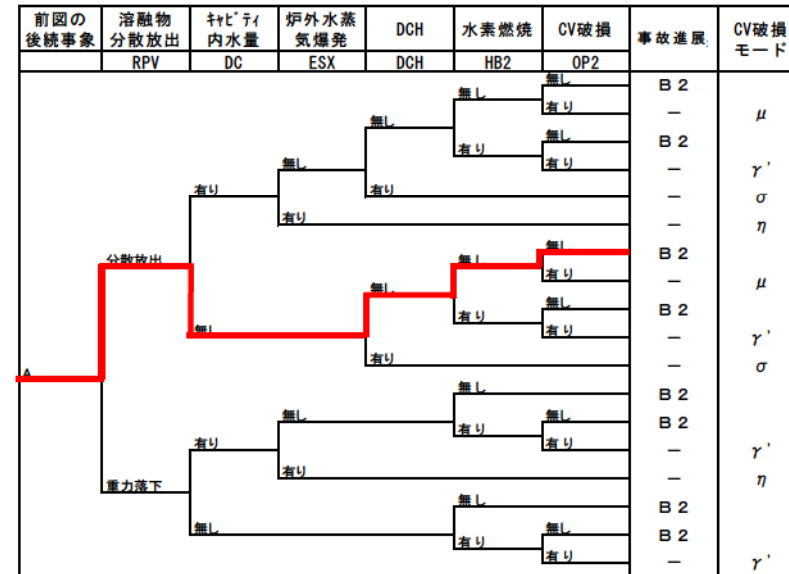
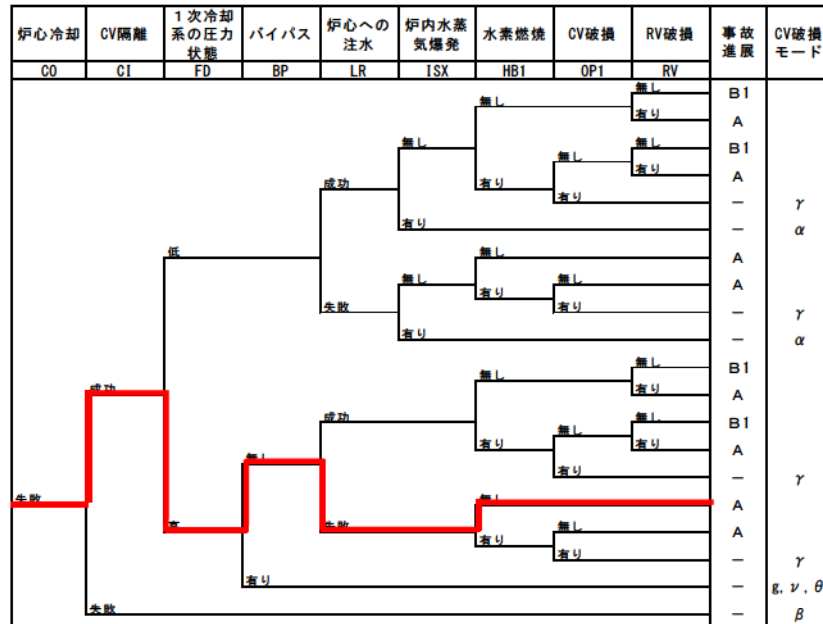
(注2) 格納容器破損モード:
 α = 原子炉容器内での水蒸気爆発による破損
 β = 格納容器隔離失敗
 γ 、 γ' 、 γ'' = 水素燃焼又は水素爆轟による格納容器過圧破損
 δ = 水蒸気、非凝縮性ガス蓄積による準静的な過圧による破損
 ϵ = 溶融炉心・コンクリート相互作用によるベースマット熔融貫通
 θ = 水蒸気蓄積による準静的な加圧による格納容器先行破損
 η = 格納容器内での水蒸気爆発又は水蒸気スパイクによる破損
 ζ = 格納容器券囲気直接加熱による破損
 ξ = 蒸気発生器伝熱管破損後の炉心損傷による格納容器パイパス
 ν = インターフェースシステムLOCA後の炉心損傷による格納容器パイパス
 μ = 溶融炉心の格納容器構造物への直接接点による格納容器破損
 τ = 格納容器貫通部過温破損
 ψ = 格納容器が健全に維持され、事故が収束

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

第 2.1.1.e-8 図 代表シーケンスにおける事故進展例 (S E D)



第 2.1.1.e-9 図 代表的な物理量の時間変化 (TED)



(注1) 事故進展の一は、その時点での格納容器破損を意味する。

(注2) 格納容器破損モード:

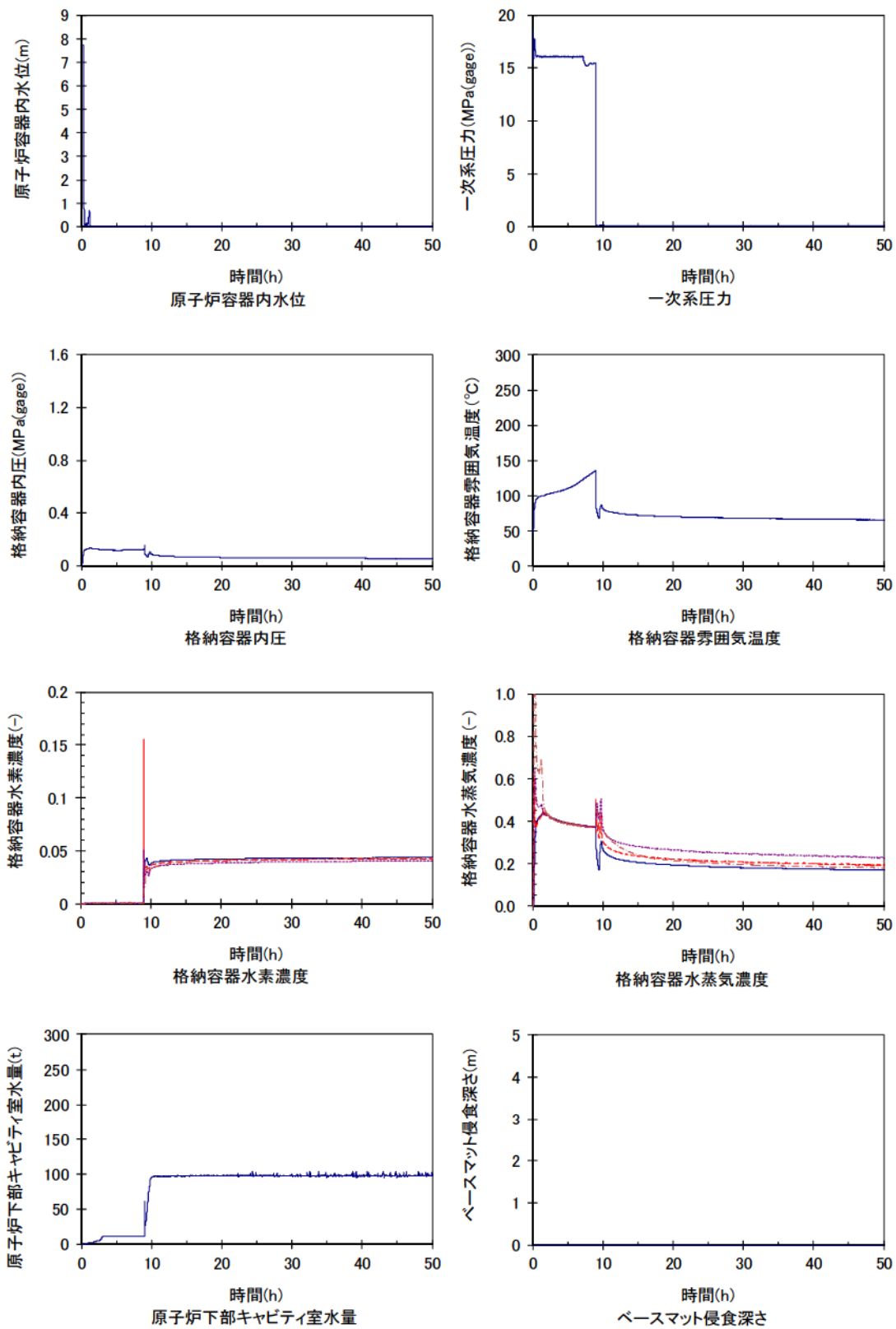
 α = 原子炉容器内での水蒸気爆発による破損 β = 格納容器隔離失敗 γ 、 γ' 、 γ'' = 水素燃焼又は水素爆轟による格納容器過圧破損 δ = 水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による準静的な過圧による破損 ε = 溶融炉心・コンクリート相互作用によるベースマツト溶融貫通 θ = 水蒸気蓄積による準静的な加圧による格納容器先行破損 η = 格納容器内での水蒸気爆発又は水蒸気スパイクによる破損 σ = 格納容器雰囲気直接加熱による破損 ε = 蒸気発生器伝熱管破損後の炉心損傷による格納容器バイパス ν = インターフェイスシステムLOCA後の炉心損傷による格納容器バイパス μ = 溶融炉心の格納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

(注3) A : 原子炉容器破損有り

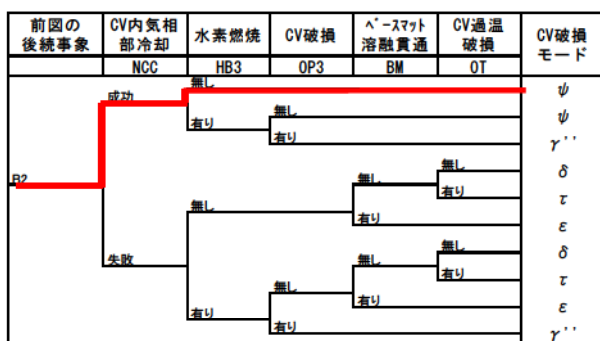
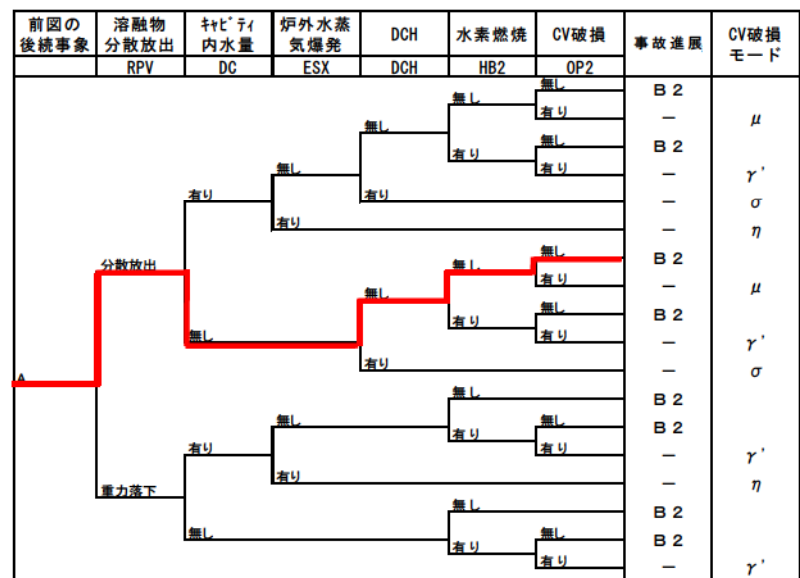
B1: 原子炉容器破損無し

B2: 原子炉容器破損有り

第 2.1.1.e-10 図 代表シーケンスにおける事故進展例 (TED)



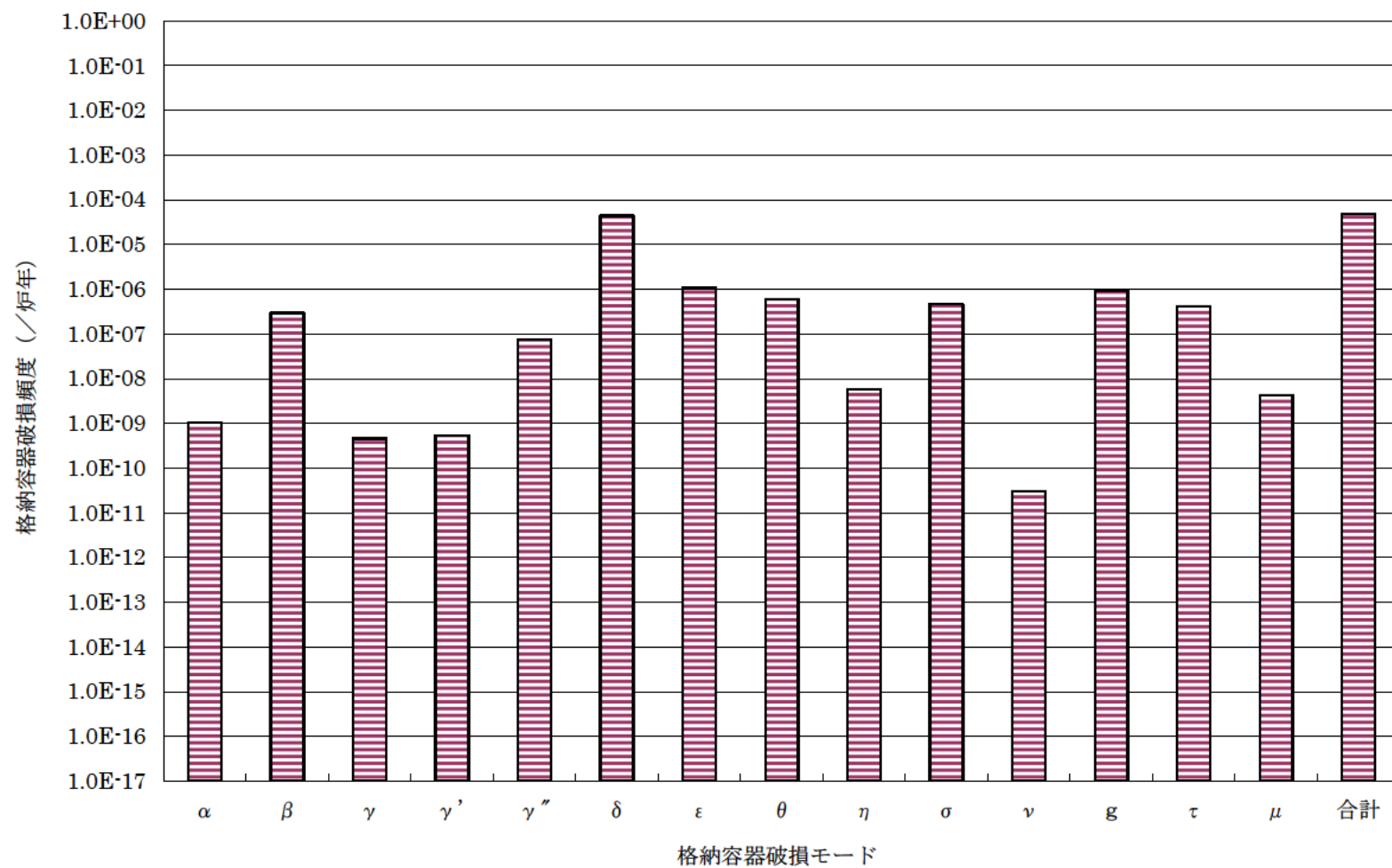
第 2.1.1.e-11 図 代表的な物理量の時間変化 (T E I)



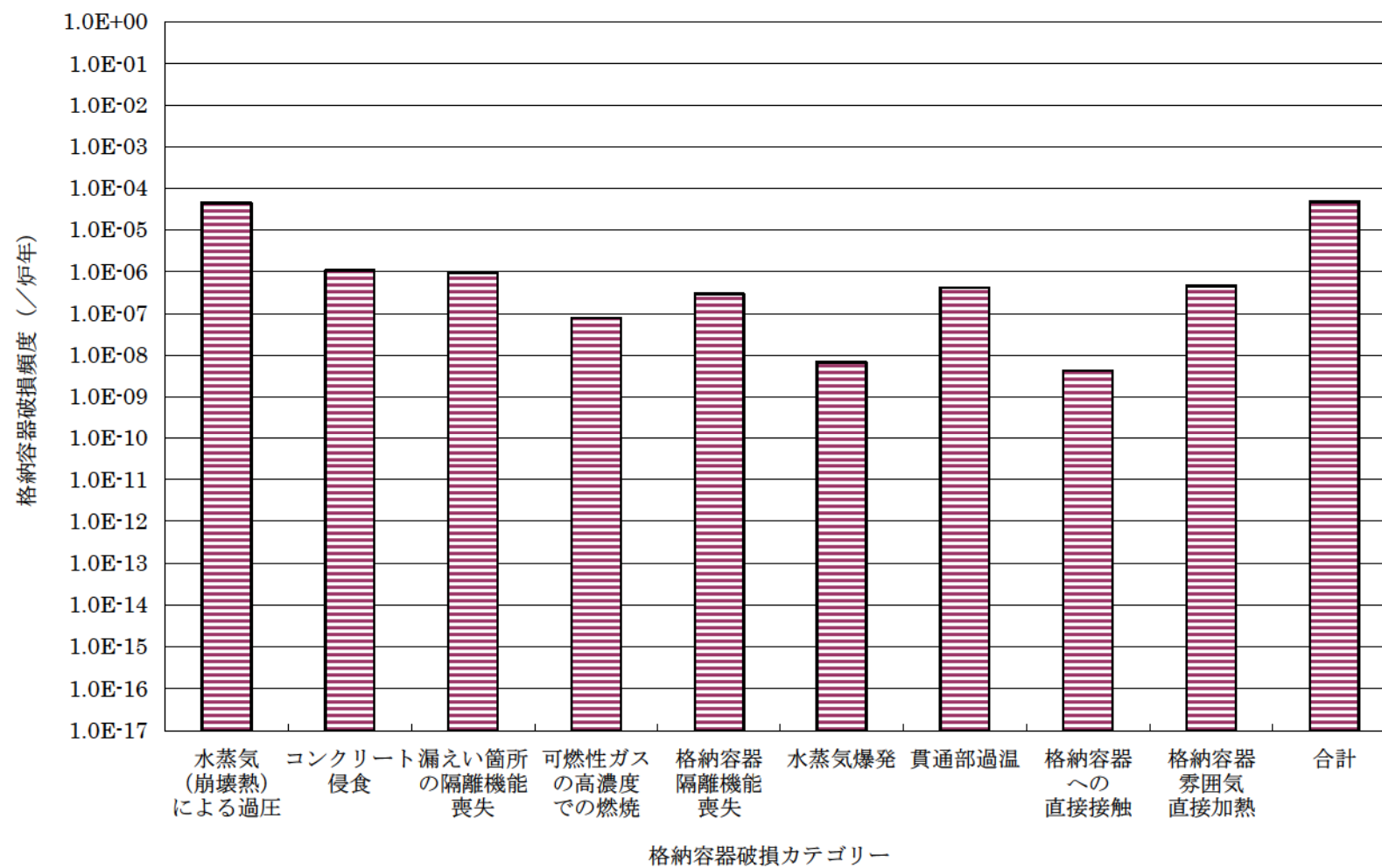
(注2) 格納容器破損等一:

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

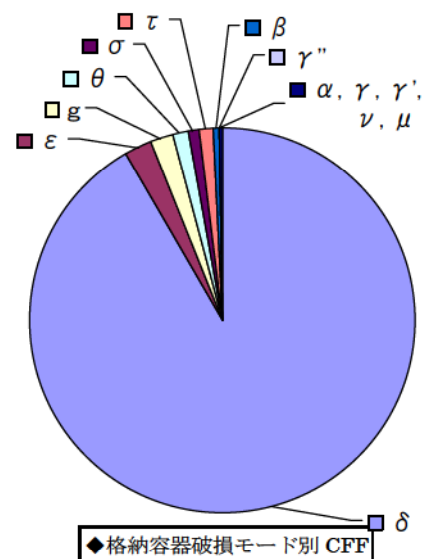
第 2.1.1.e-12 図 代表シーケンスにおける事故進展例 (TEI)



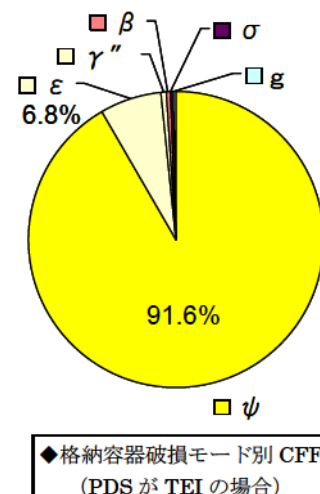
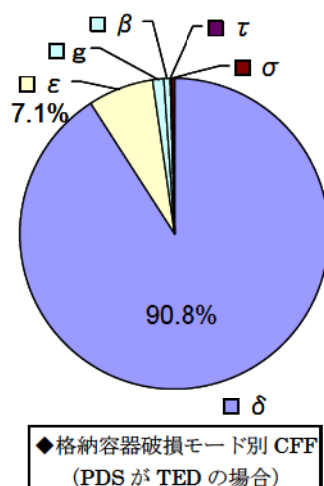
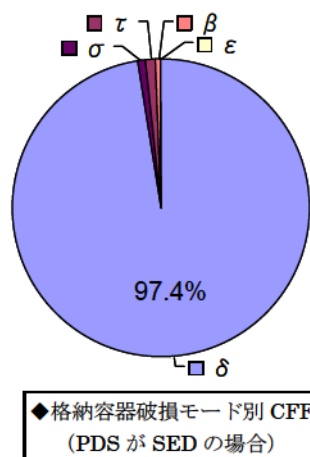
第 2.1.1.f-1 図 格納容器破損モード別格納容器破損頻度



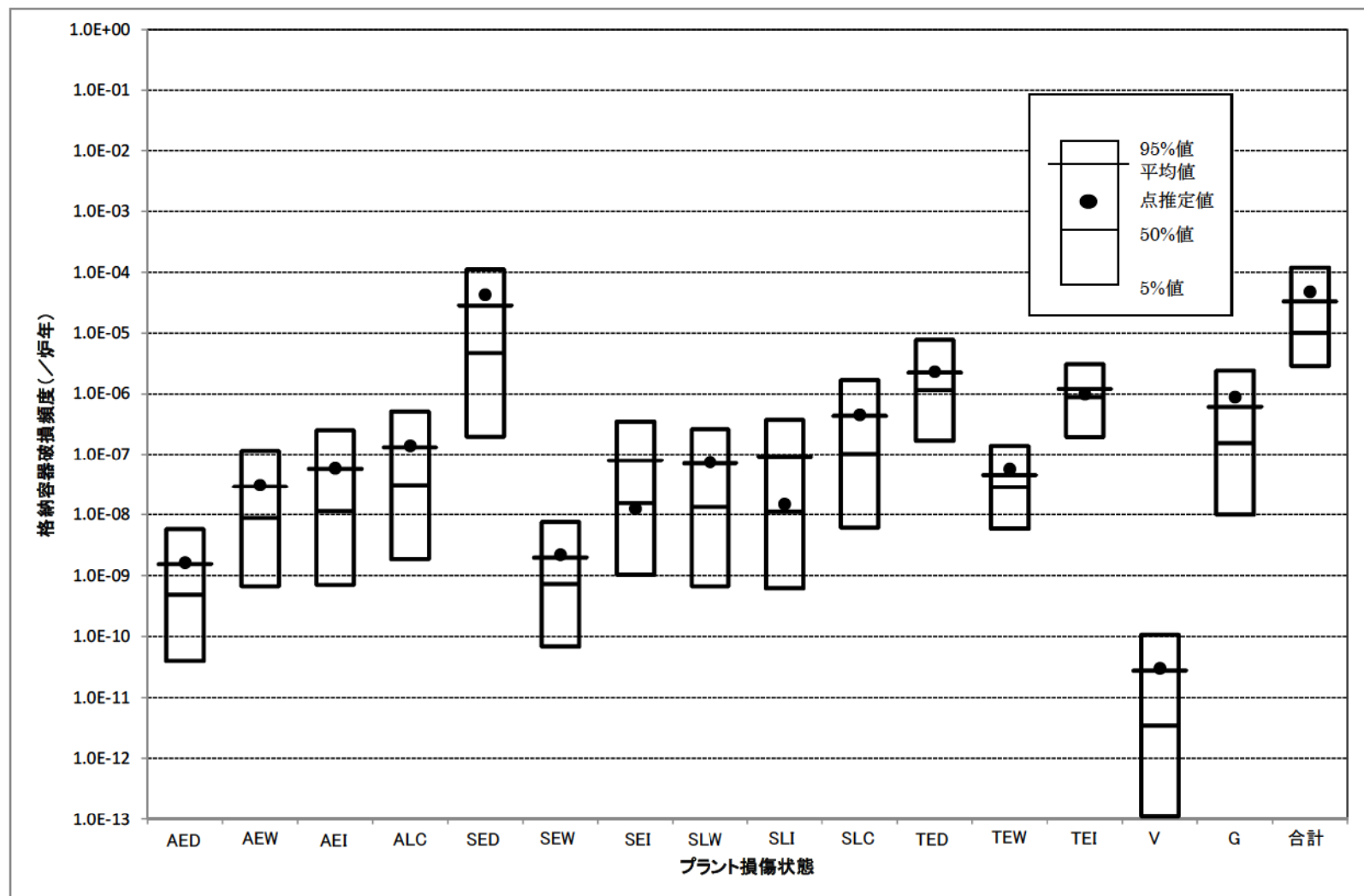
第 2.1.1.f-2 図 格納容器破損カテゴリー別格納容器破損頻度



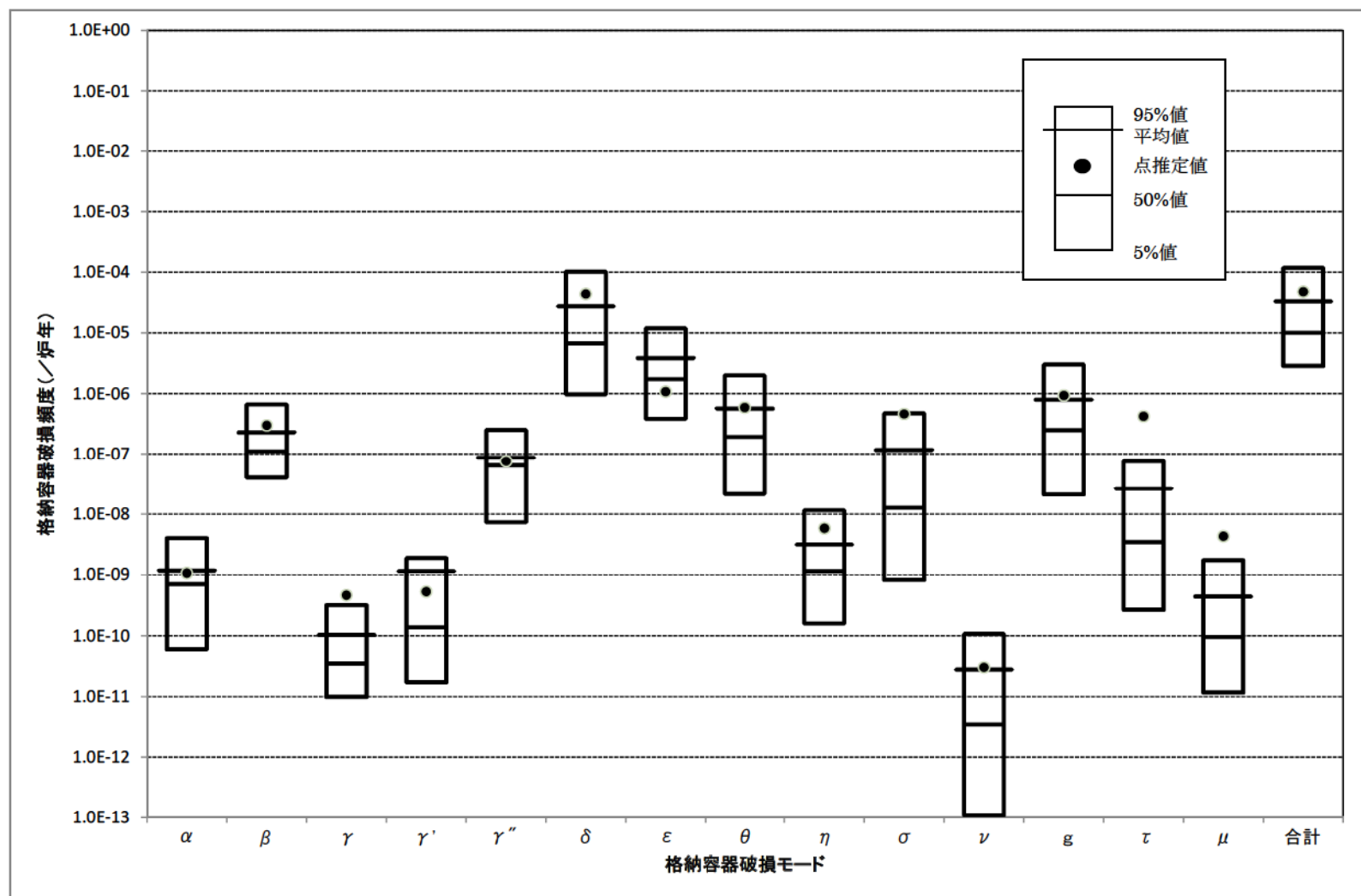
破損モード別	格納容器 破損頻度 (1/炉年)	割合
α (原子炉容器内水蒸気爆発)	1.1E-09	<0.1%
β (格納容器隔離失敗)	3.0E-07	0.6%
γ (水素燃焼 (原子炉容器破損以前))	4.6E-10	<0.1%
γ' (水素燃焼 (原子炉容器破損直後))	5.3E-10	<0.1%
γ'' (水素燃焼 (原子炉容器破損後長時間経過後))	7.6E-08	0.2%
δ (水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損)	4.4E-05	91.9%
ε (ベースマット溶融貫通)	1.1E-06	2.3%
θ (水蒸気蓄積による格納容器先行破損)	5.9E-07	1.2%
η (原子炉容器外水蒸気爆発)	5.8E-09	<0.1%
σ (格納容器雰囲気直接加熱)	4.6E-07	1.0%
ν (インターフェイスシステムLOCA)	3.0E-11	<0.1%
g (蒸気発生器伝熱管破損)	9.4E-07	2.0%
τ (過温破損)	4.2E-07	0.9%
μ (溶融物直接接触)	4.3E-09	<0.1%
合計	4.8E-05	100.0%



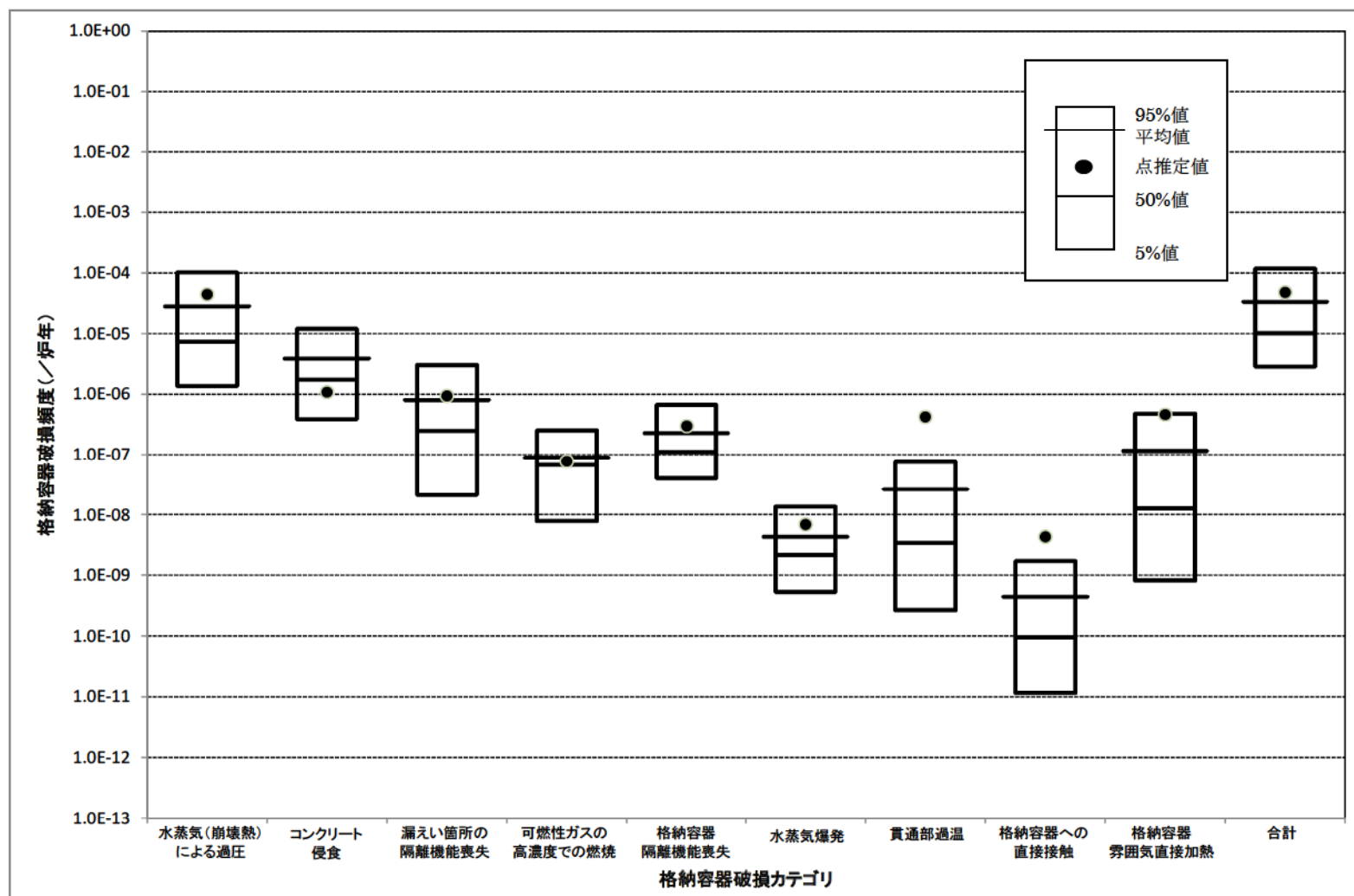
第 2.1.1.f-3 図 主要な PDS における格納容器破損モード別格納容器破損頻度割合



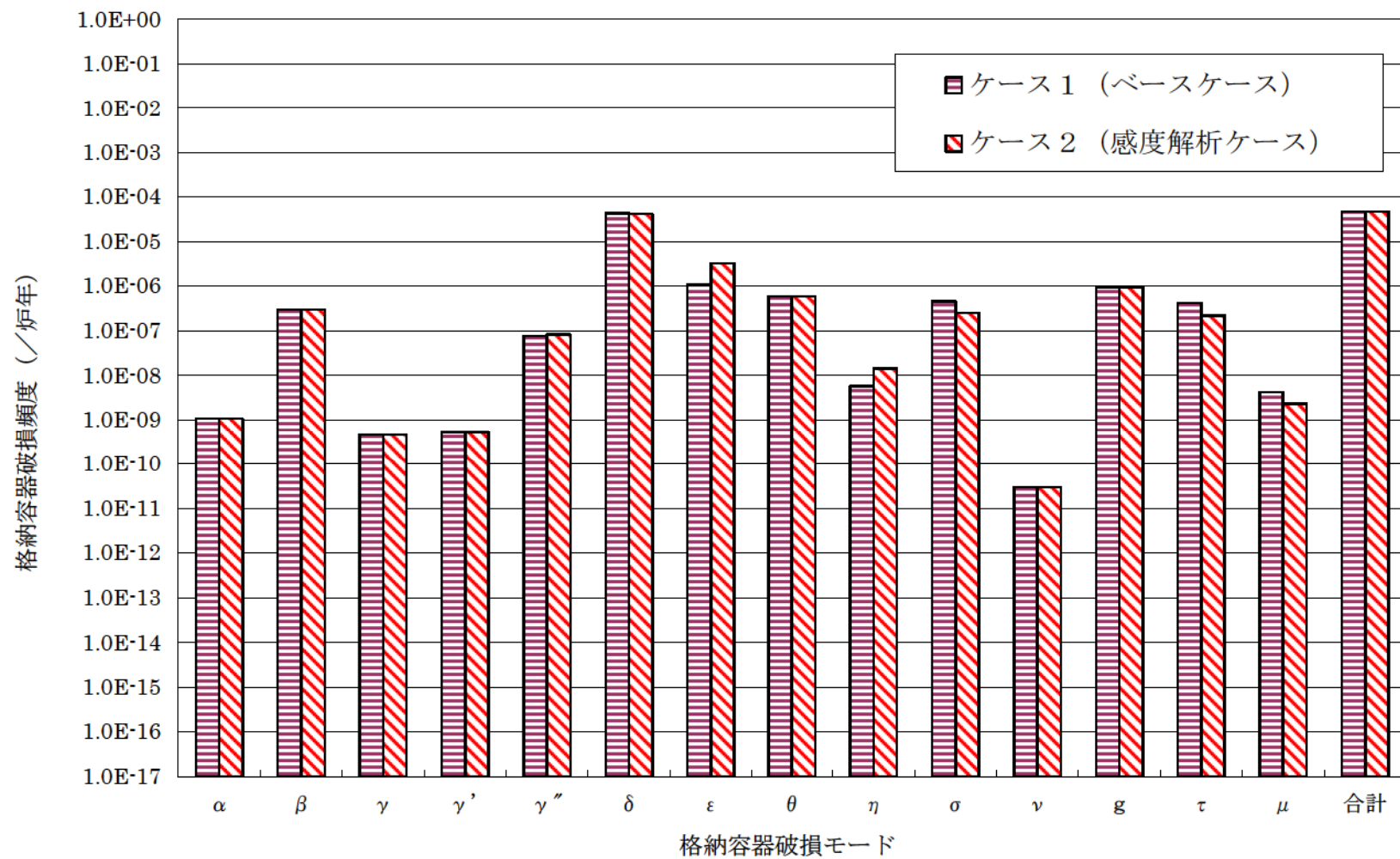
第 2.1.1.g-1 図 プラント損傷状態別格納容器破損頻度不確実さ解析



第 2.1.1.g-2 図 格納容器破損モード別格納容器破損頻度不確実さ解析



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



第 2.1.1.g-4 図 格納容器破損モード別格納容器破損頻度

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

追補 2. II

原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価

目 次

	頁
1. はじめに	1
2. 評価温度及び圧力の設定	1
3. 健全性確認	1
(1) 評価対象	1
(2) 機能喪失要因	2
(3) 評価方法	4
第 1 図 評価方法による評価対象機器の分類	5
第 1 表 評価対象機器の分類及び評価内容	6
(4) 評価結果の概要	7
a. 原子炉格納容器本体	7
b. 機器搬入口	9
c. エアロック	11
d. 配管貫通部	14
e. 電線貫通部	20
f. 原子炉格納容器隔離弁	21
4. 結論	22
第 2 図 原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図	23
第 2 表 評価結果まとめ	27

1. はじめに

美浜発電所 3 号炉の重大事故等対策の有効性評価において、原子炉格納容器の評価温度及び圧力をそれぞれ 200℃、2Pd (0.522MPa[gage]、Pd : 最高使用圧力(0.261MPa[gage])) としていることから、以下にその根拠と妥当性を示す。

2. 評価温度及び圧力の設定

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

有効性評価における原子炉格納容器雰囲気温度の最高値は約 138℃、原子炉格納容器圧力の最高値は約 0.305MPa[gage]であり、その後温度及び圧力は緩やかに低下する。

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

(美浜発電所 3 号炉 原子炉格納容器 最高使用温度 : 122℃ 最高使用圧力 : 0.261MPa[gage])

3. 健全性確認

(1) 評価対象

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

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

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

となり、以下の原子炉格納容器バウンダリ構成部を評価する。

a. 原子炉格納容器本体

b. 機器搬入口

c. エアロック

d. 配管貫通部

(a) 固定式配管貫通部

- ・ 貫通配管
- ・ スリーブ
- ・ 端板
- ・ 閉止フランジ
- ・ 閉止板

(b) 伸縮式配管貫通部

- ・ 貫通配管
- ・ スリーブ
- ・ 端板
- ・ 伸縮継手
- ・ 短管

e. 電線貫通部

- ・ 本体
- ・ シュラウド
- ・ 端板
- ・ 導体貫通部

f. 原子炉格納容器隔離弁

(2) 機能喪失要因

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

a. 原子炉格納容器本体

延性破壊

b. 機器搬入口

延性破壊、座屈（構造部）、変形、高温劣化（シール部）

c. エアロック

延性破壊（構造部）、変形、高温劣化（シール部）

d. 配管貫通部

(a) 固定式配管貫通部

・貫通配管

延性破壊

・スリーブ

延性破壊

・端板

延性破壊

・閉止フランジ

延性破壊（フランジ）、シール能力不足（ガスケット）

・閉止板

延性破壊

(b) 伸縮式配管貫通部

・貫通配管

延性破壊

・スリーブ

延性破壊

・端板

延性破壊

・伸縮継手

疲労破壊

・短管

延性破壊

e. 電線貫通部

 ロウ付け部の損傷（シール部）

 延性破壊（構造部）

f. 原子炉格納容器隔離弁

 変形（弁箱、弁体、ゴム系シール材）

(3) 評価方法

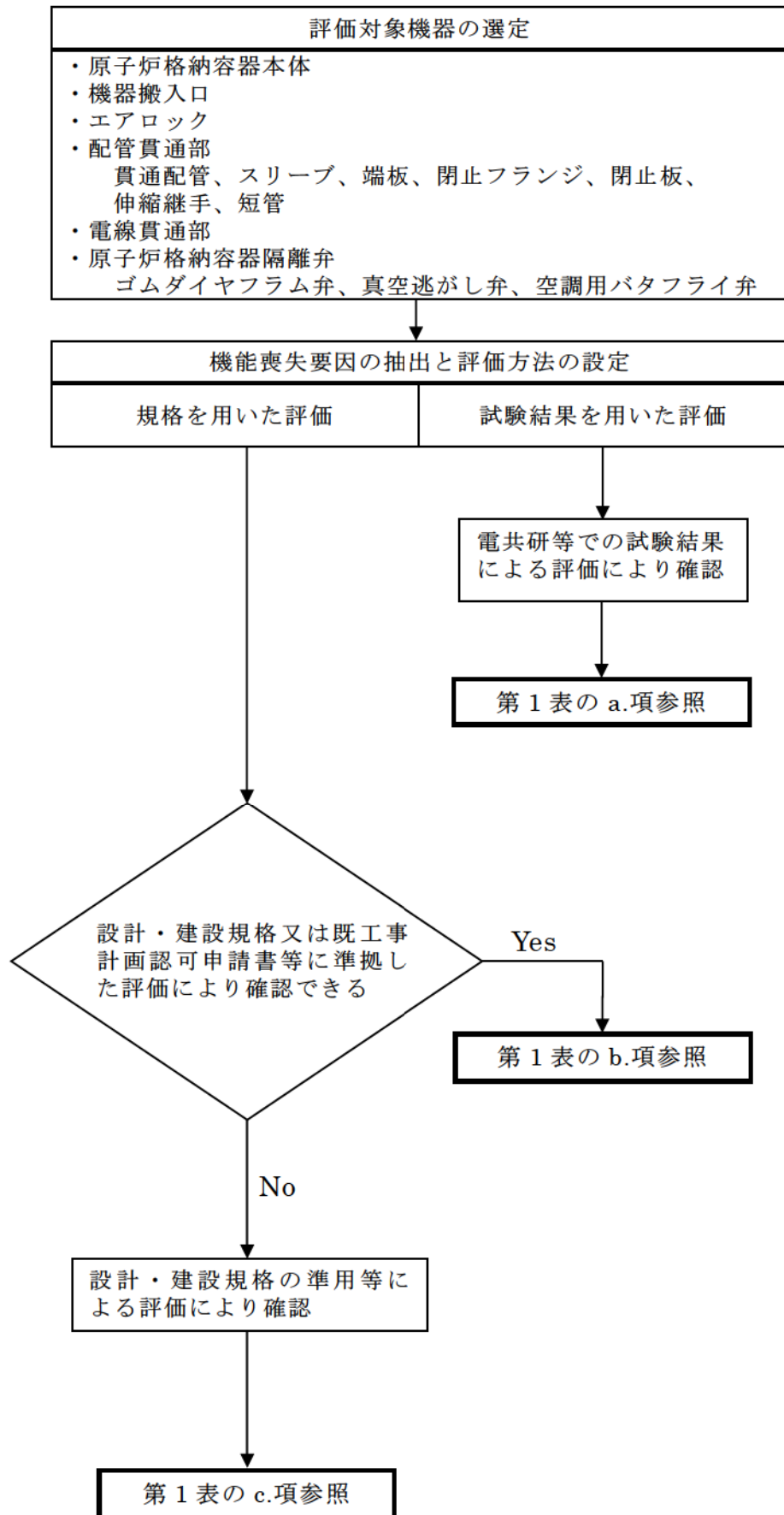
構造健全性及びシール部の機能維持について、各設備に対し放射性物質の閉じ込め機能を確保できる判断基準を設定し、以下のいずれかの方法により評価し、200℃、2Pd の環境下での健全性及び機能維持を確認する。

a. 電力会社等による共同研究（以下「電共研」という。）等での試験結果による評価

b. 「発電用原子力設備規格 設計・建設規格（2005 年版（2007 年追補版を含む。）」〈第 I 編 軽水炉規格〉JSME S NC1－2005/2007」（以下「設計・建設規格」という。）又は既工事計画認可申請書等に準拠した評価

c. 設計・建設規格の準用等による評価

評価方法による評価対象機器の分類は第 1 図及び第 1 表参照。



第 1 図 評価方法による評価対象機器の分類

第 1 表 評価対象機器の分類及び評価内容

評価に用いた手法	評価対象機器	想定される機能 喪失要因	評価方法の概要	判定基準
a.	機器搬入口(シール部)	変形、高温劣化	シール部の隙間評価結果及びガスケットについて試験結果に基づき評価を実施。	漏えいなし。
	エアロック(シール部)	変形、高温劣化	シール部の隙間評価結果及びガスケットについて試験結果に基づき評価を実施。	漏えいなし。
	電線貫通部(シール部)	ロウ付け部の損傷	実機を模擬した検証試験により評価。	漏えいなし。
	ゴムダイヤフラム弁 (シール部)	変形	EPゴムの材料加速試験結果に基づいて健全性を確認。また、空調用バタフライ弁の蒸気漏えい試験により確認。	漏えいなし。
	真空逃がし弁 (シール部)	変形	EPゴムの材料加速試験結果に基づいて健全性を確認。また、空調用バタフライ弁の蒸気漏えい試験により確認。	漏えいなし。
b.	空調用バタフライ弁	変形	蒸気漏えい試験により評価。	漏えいなし。
	貫通配管	延性破壊	代表配管について、原子炉格納容器変位に伴う曲げ荷重の作用による強度評価を、設計・建設規格 PPC-3530、PPB-3531 又は PPB-3536 に準拠し、既工事計画認可申請書で実績のある手法で評価を実施。	PPC-3530 又は PPB-3531 の許容値を満足する。又は、PPB-3536 に基づく繰り返しピーク応力強さの許容値を満足する。
	端板	延性破壊	代表配管からの荷重及び原子炉格納容器内圧が作用した際の応力評価について、高経年化技術評価書で実績のある評価式を用いて応力を算定。	PVB-3112 の許容値(8S)を満足する。
	閉止板	延性破壊	既工事計画認可申請書で実績のある設計・建設規格 PVB-3410 に準拠し、200℃、2Pd に対する必要板厚を算定。	設計上の厚さが必要板厚を上回る。
	伸縮継手	疲労破壊	原子炉格納容器内圧及び原子炉格納容器変位による強制変位が作用した際の疲労累積係数の評価を、既工事計画認可申請書で実績のある設計・建設規格 PVE-3800 に準拠して実施。	疲労累積係数 1 以下となる。
	短管	延性破壊	短管に内圧が作用した際、必要な板厚を、既工事計画認可申請書で実績のある設計・建設規格 PVE-3230 に準拠して、必要板厚を算定。	設計上の厚さが必要板厚を上回る。
	電線貫通部 (構造部)	延性破壊	構造部 (本体、シュラウド及び端板) について、設計・建設規格 PVE-3230 及び 3410 に準拠し、必要板厚を算定。	設計上の厚さが必要板厚を上回る。
	ゴムダイヤフラム弁	変形	ゴムダイヤフラム弁の強度評価を、設計・建設規格に規定されている許容圧力を基に評価を実施。	2Pd が 200℃における許容圧力以下。
	真空逃がし弁	変形	①隔離機能については、設計・建設規格に準拠した手法で評価実施。 ②耐圧機能は設計・建設規格に規定されている許容圧力を基に評価を実施。	①隔離機能：弁体の発生応力が、1.5S 以下。 ②耐圧機能：2Pd が 200℃における許容圧力以下
	原子炉格納容器	延性破壊	①原子炉格納容器の一般部について、設計・建設規格の評価式に準拠し、判断基準を 200℃における 2/3Su が発生する時として許容圧力を算定 (簡易手法)。 ②原子炉格納容器の局部について、代表プラントの有限要素法による応力評価結果及び美浜発電所 3 号炉への適用性を確認する。	①許容圧力は 2Pd を上回る。 ②代表プラントにおける有限要素法の評価結果より許容圧力は 2Pd を上回る。
c.	機器搬入口	①座屈 (蓋) ②延性破壊(フランジ、ボルト)	①胴の許容圧力評価は原子炉格納容器本体の評価結果に包絡されるため、蓋板の座屈について機械工学便覧評価式に基づき許容圧力を算定。 ②フランジ及びボルトについては、機器搬入口の基本形状及び原子炉格納容器への取付状態が同様であり、原子炉格納容器内圧力による変形モードも同傾向であるため、評価結果に相関性があると考えられる代表プラントの結果を使用し、プラント固有条件の差異を考慮し換算評価を実施し、300℃における設計引張強さ(Su)以下であることを確認。	①蓋板において許容圧力が 2Pd を上回る。 ②フランジ及びボルトに発生する応力が Su (設計引張強さ) 以下。
	エアロック	延性破壊	既工事計画認可申請書の評価結果のうち最も厳しい隔壁の耐圧性能について、応力は圧力に比例することから、当該評価結果を使用して許容応力値が発生する時の圧力を算定。	隔壁の 2/3Su×α (形状係数) 相当の応力が発生する時の圧力が 2Pd を上回る。
	スリーブ	延性破壊	原子炉格納容器内圧及び配管からの荷重による応力 (一次一般膜応力、一次+二次応力) を既工事計画認可申請書で評価した実績のある方法で応力を算定し、許容値は設計・建設規格に準拠し、200℃における 2/3Su、α×2/3Su 以下であることを示す。又は、PVB-3112、PVB-3300 に準拠し、繰り返しピーク応力強さを評価。	発生応力が 200℃における左記許容値を満足する。又は、PVB-3300 に基づく繰り返しピーク応力強さの許容値を満足する。
	閉止フランジ	①延性破壊 (フランジ) ②シール能力不足 (ガスケット)	①レーディング設計の耐圧能力を確認。 ②シールするために必要な締付圧力により必要圧縮量の評価を実施。 ガスケットに対する放射線の影響及び熱劣化の評価を実施。	①レーディング設計の耐圧能力が 2Pd を上回る。 ②管理圧縮量が必要圧縮量を上回る。 材質の放射線劣化及び耐温度。

(4) 評価結果の概要

a. 原子炉格納容器本体

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

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

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

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

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

この許容値の考え方は、設計・建設規格 解説 PVB-3111 に示されるように、供用状態 D の P_m 、 $P_L + P_b$ の許容値と同等である。なお、耐圧機能維持の観点から、安全評価上の仮定（原子炉冷却材喪失事故を想定）に保証を与える目的で応力評価を行う設計・建設規格の供用状態 D の許容応力は、鋼材の究極的な強さを基に、弾性計算により塑性不安定現象の評価を行うことへの理論的安全裕度を考慮して定めたものであり、 P_m は $2/3Su$ 、 $P_L + P_b$ は $1.5 \times 2/3Su (= Su)$ と規定され

ている。前者は、膜応力であり断面の応力が S_u に到達すると直ちに破損に至るため割下げ率 1.5 を考慮して規定されているが、後者は、断面表面が S_u に到達しても断面内部は更なる耐荷能力があり直ちに破損には至らないため割下げ率は 1.0 としている。

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

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

この簡易手法による評価では、美浜発電所 3 号炉の原子炉格納容器本体の一般部の許容圧力は $2P_d$ 以上（半球部及び円筒部共に約 $2.1P_d$ ）であった。

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

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

のは機器搬入口周辺で約 3.1Pd であった。

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

b. 機器搬入口

機器搬入口は、フランジ付の胴板が原子炉格納容器の貫通部に溶接固定され、この胴板のフランジに蓋フランジをボルト固定しており、フランジ間のシールにはシリコンゴムのガスケットを使用している。

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

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

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

このため、下記のとおり 200℃、2Pd の環境下での健全性を確認した。

(a) 本体

重要構造物安全評価（「原子炉格納容器信頼性実証事業」（平成 2 年度～平成 14 年度））において、鋼製格納容器を対象に有限要素法による応力評価（一次＋二次応力評価）を実施し、判断基準を 200℃の設計引張強さ(Su)として許容圧力を評価している。この評価には機器搬入口の胴及び取付部も含めてモデル化されており、機

器搬入口の胴及び取付部は、原子炉格納容器半球部と比較し十分裕度があるものであり、その評価結果に包絡される。

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

(b) シール機能

・フランジ部

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

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

今回の評価は、設計基準である最高使用温度及び最高使用圧力を超過する 200°C 、 $2P_d$ の環境下での機器搬入口の構造健全性を確認するものであるため、上記割下げ率を 1.0 とした評価を行う。すなわち、機器搬入口に発生する応力が、設計引張強さ(S_u)以下であれば、延性破壊には至らず、構造は健全で機能要求（放射性物質の閉じ込め機能）を確保できると考える。この許容値の考え方は、設計・建設規格 解説図 PVB-3111-5 に示すように、供用状態 D

の $P_L + P_b$ （一次局部膜応力強さ＋一次曲げ応力強さ）の許容値と同等である。なお、耐圧機能維持の観点から、安全評価上の仮定（原子炉冷却材喪失事故を想定）に保証を与える目的で応力評価を行う設計・建設規格の供用状態 D の許容応力は、鋼材の究極的な強さを基に、弾性計算により塑性不安定現象の評価を行うことへの理論的安全裕度を考慮して定めたものであるのに対し（設計・建設規格 解説 PVB-3111）、機器搬入口の温度及び圧力の状態は、供用状態 D をはるかに超えた事象であり、許容圧力を算出する際に $P_L + P_b$ の許容値として設計引張強さ（ただし、200℃における設計引張強さ）を適用することは妥当である。

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

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

・シール材

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

c. エアロック

エアロックは、円筒胴が原子炉格納容器の貫通部に溶接固定されており、円筒胴の両端に平板（隔壁）を溶接し、人が出入りできる開口部を設けている。この開口部に枠板（隔壁）を溶接し、枠板の前面を

開閉扉で塞ぐ構造である。枠板の前面と扉間のシールにはシリコンゴムのガスケットを使用している。また、隔壁には扉開閉ハンドル軸等が貫通しており、貫通部にシール材を使用している。

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

(a) 本体

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

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

応力評価を実施した。

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

今回の評価は、設計基準である最高使用温度及び最高使用圧力を超過する 200℃、2Pd の環境下でのエアロックの構造健全性を確認するものであるため、上記割下げ率を 1.0 とした評価を行う。すなわち、エアロックに発生する応力が、設計引張強さ(Su)以下であれば、延性破壊には至らず、構造は健全で機能要求（放射性物質の閉じ込め機能）を確保できると考える。この許容値の考え方は、設計・建設規格 解説図 PVB-3111-5 に示すように、供用状態 D の $P_L + P_b$ （一次局部膜応力強さ＋一次曲げ応力強さ）の許容値と同等である。なお、耐圧機能維持の観点から、安全評価上の仮定（原子炉冷却材喪失事故を想定）に保証を与える目的で応力評価を行う設計・建設規格の供用状態 D の許容応力は、鋼材の究極的な強さを基に、弾性計算により塑性不安定現象の評価を行うことへの理論的安全裕度を考慮して定めたものであるのに対し（設計・建設規格 解説 PVB-3111）、エアロックの温度及び圧力の状態は、供用状態 D をはるかに超えた事象であり、許容圧力を算出する際に $P_L + P_b$ の許容値として設計引張強さ（ただし、200℃における設計引張強さ）を適用することは妥当であり、許容値を設計引張強さ(Su)とする。ただし、今回の評価部位である隔壁については、設計・建設規格 表 PVB-3110-1 に規定される形状係数 α （=1.422）を考慮して許容値（ $\alpha \times 2/3 Su$ ）を設定する。

(b) シール機能

・シール材

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

- ①ハンドル軸貫通部Ｏリング・・・ふっ素ゴム
- ②均圧弁、同配管ガスケット・・・ふっ素ゴム
- ③電線貫通部パッキン・・・・・・・・ふっ素ゴム

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

・扉

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

d. 配管貫通部

(a) 固定式配管貫通部

・貫通配管

貫通配管の設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である200℃、2Pdを考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないこと、圧縮力が貫通配管に生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び座屈は評価対象外と考えることができる。一方、200℃、2Pdの環境下では原子炉格納容器は大きく変形することから、貫通配管には原子炉格納容器の変位による曲げ荷重が作用する。よって、貫通配管の機能喪失要因は、過度な曲げ荷重に伴う延性破壊が想定される。ここで、貫通配管に加

えられる曲げ荷重は二次応力に分類されることから、自重等の一次応力とあわせて、一次＋二次応力が制限値を満足することを確認する。

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

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

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

・スリーブ

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

したがって、スリーブの機能喪失要因は、高温状態で内圧を受け、過度な塑性変形に伴う延性破壊が想定される。

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

一方、設計・建設規格における一次応力強さの許容値は、材料の種類及び温度ごとに材料試験（引張試験）を実施した結果を基

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

今回の評価は、設計基準である最高使用温度及び最高使用圧力を超過するスリーブの温度及び圧力の妥当性を確認するため、上記割下げ率を P_m (一次一般膜応力強さ) には 1.5、 $P_L + P_b$ (一次局部膜応力強さ+一次曲げ応力強さ) には 1.0 とした評価を行う。すなわち、スリーブに発生する応力が、 P_m が $2/3S_u$ 、 $P_L + P_b$ が S_u 以下であれば、延性破壊には至らず、構造は健全で機能要求(放射性物質の閉じ込め機能)を確保できると考える。

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

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

評価の許容値を設定する。

なお、一次＋二次応力強さが設計引張強さ(S_u)を満足しない場合は、設計・建設規格 PVE-3111 より設計・建設規格 PVB-3112 の一次＋二次応力制限値を満足すること、又は設計・建設規格 PVE-3130 より設計・建設規格 PVB-3300 に基づく繰り返しピーク応力強さが許容値を満足することを確認し、スリーブの損傷に至らず、放射性物質の閉じ込め機能があることを確認する。

その結果、スリーブに生じる応力が大きい貫通部を代表として選定し、200℃、2Pd の環境下において、原子炉格納容器内圧及び配管荷重によってスリーブに生じる一次＋二次応力強さが、200℃における設計引張強さ(S_u)以下になること、又は繰り返しピーク応力強さが許容値を満足することを確認した。また、一次一般膜応力強さは、供用状態 D における一次一般膜応力の許容値である $2/3S_u$ 以下であることも確認した。

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

・端板

今回の評価条件である 200℃、2Pd を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないことから、脆性破壊及び疲労破壊は評価対象外と考えることができる。一方、200℃、2Pd の環境下では原子炉格納容器が大きく変形することにより貫通配管に原子炉格納容器の変位による曲げ荷重が作用する。端板は配管と固定されていることから配管荷重が作用し曲げ変形を生じさせる。また端板には原子炉格納容器内圧が作用し、それらにより、端板の機能喪失要因は延性破壊が想定される。このため、端板に生じる応力が大きい貫通部を代表として選定した。考慮する応力強さとしては原子炉格納容器が変形することにより生じる曲げ荷重は二次応力に分類されることから、一次＋二次応力が設計・建設規格 PVB-3112 に規定される一次＋二次応力強さの

制限値(3S)を満足することを確認し、端板の損傷に至らず、放射性物質の閉じ込め機能があることを確認した。

- ・ 閉止フランジ

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

- ・ 閉止板

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

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

このため、閉止板に発生する応力が大きい貫通部を代表として選定し、当該閉止板の厚さが、200℃、2Pd 環境下において、設計・建設規格 PVE-3410 に規定される計算上必要な厚さを上回る

ことを確認し、閉止板の損傷に至らず、放射性物質の閉じ込め機能が維持されることを確認した。

(b) 伸縮式配管貫通部

・貫通配管

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

・スリーブ

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

・端板

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

・伸縮継手

200℃、2Pd の環境下では、原子炉格納容器が大きく変形することにより伸縮継手にも変形が生じる。また、伸縮継手には原子炉格納容器内圧も作用し、それらにより伸縮継手の機能喪失要因は疲労破壊が想定される。伸縮式配管貫通部のうち原子炉格納容器本体の変位が最も大きい位置にあり、伸縮継手に発生する一次＋二次応力が大きくなると考えられる伸縮継手を代表として選定し評価した。具体的には、一次＋二次応力を考慮し、原子炉格納容器内圧及び原子炉格納容器の変位が作用した条件において、設計・建設規格 PVE-3800 に基づき、設計繰り返し回数と許容繰り返し回数の比である疲労累積係数を求め、通常運転時の疲労累積係数との合計が 1 以下であることを確認した。

- ・短管

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

- e. 電線貫通部

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

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

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

- ・ 常温破壊圧力：約 MPa[gage]

以上のことより、200℃、2Pd(0.522MPa[gage])において電線貫通部の気密性維持は可能と考えられる。

f. 原子炉格納容器隔離弁

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

(a) ゴムダイヤフラム弁

- ・ 設計・建設規格（弁の圧力温度基準に基づく評価）に基づき、弁箱の耐圧機能の評価を行い、200℃、2Pd で弁箱の変形はなく耐圧性能を有することを確認した。
- ・ 隔離機能（気密性保持）は、弁体であるダイヤフラム（EP ゴム）の耐環境性が支配的であるため、200℃、2Pd の環境下でのダイヤフラム（EP ゴム）への影響を、EP ゴムの単体劣化試験結果より評価し、形状、寸法等の著しい変化はないことを確認した。

(b) 真空逃がし弁

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

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

性能を有することを確認した。

- ・ 隔離機能（気密性保持）に影響する部位である弁体及び弁座シート材（EP ゴム）について、原子炉格納容器内圧により弁体に曲げ荷重が作用するが、設計・建設規格に基づき有意な変形はなく耐圧強度を有することを確認した。また弁座シート材は、200℃、2Pd の環境下での影響を、EP ゴムの単体劣化試験結果より形状、寸法等の著しい変化はないことを確認した。

(c) 空調用バタフライ弁

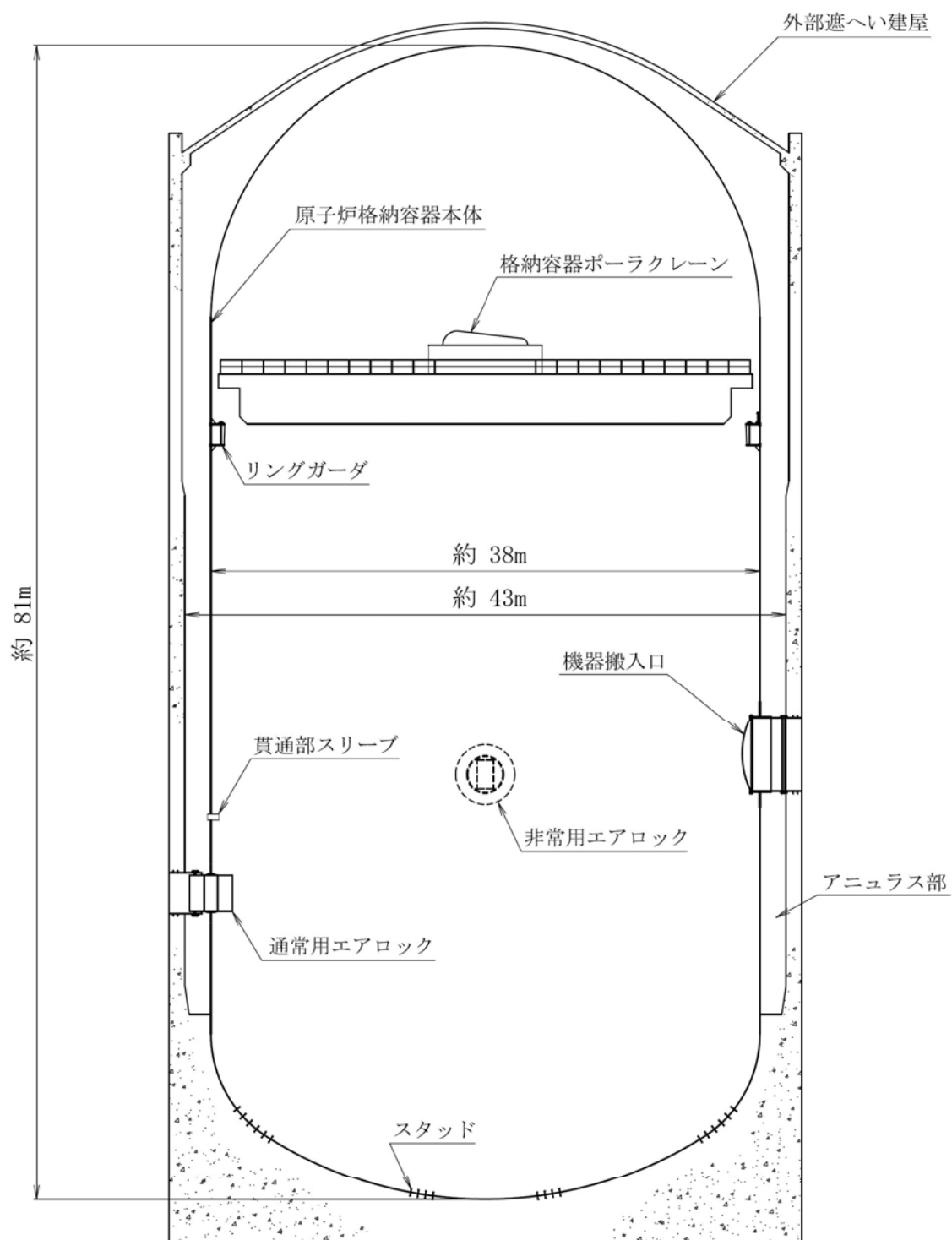
- ・ 空調用バタフライ弁の供試体(24B)を用いて、蒸気加熱漏えい試験を実施し、高温及び高圧条件下での漏えいがないことを確認した。

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

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

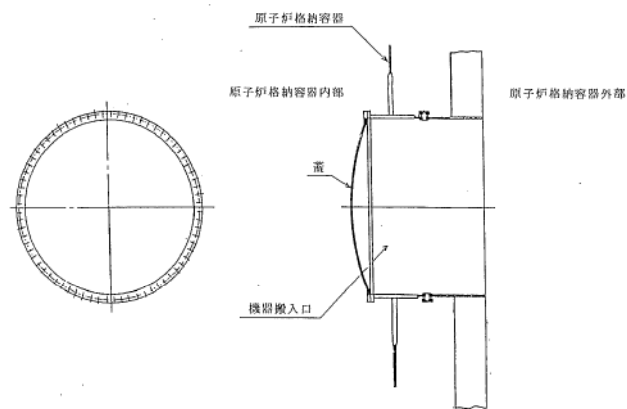
4. 結論

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

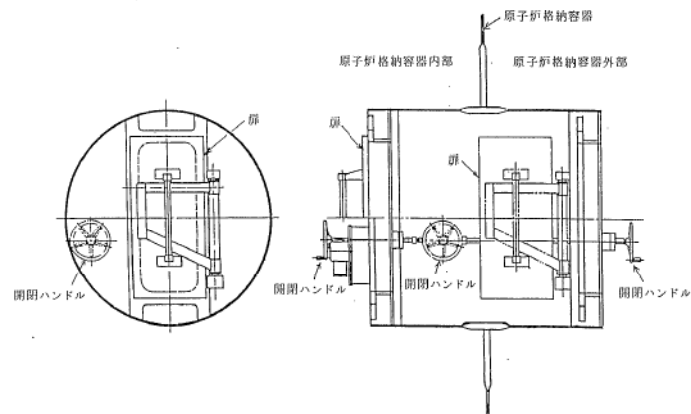


原子炉格納容器本体

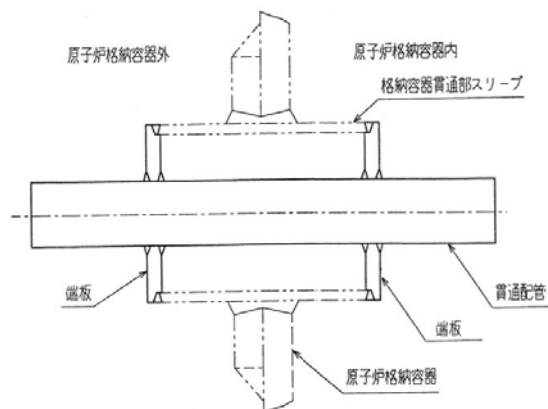
第 2 図 原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図(1/4)



機器搬入口

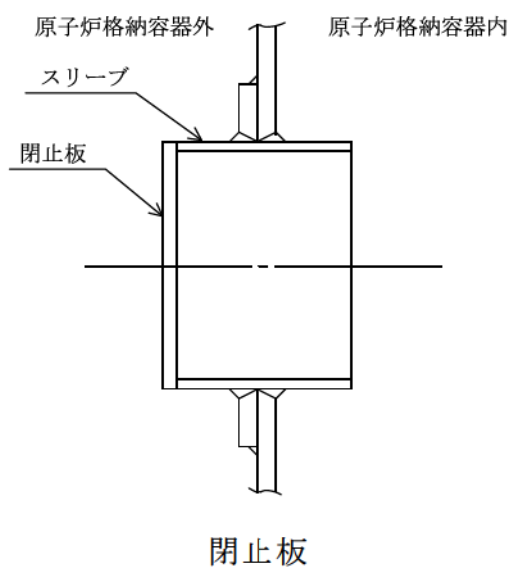
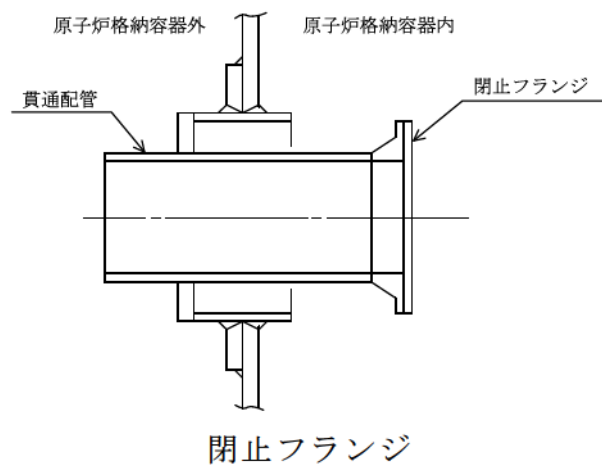
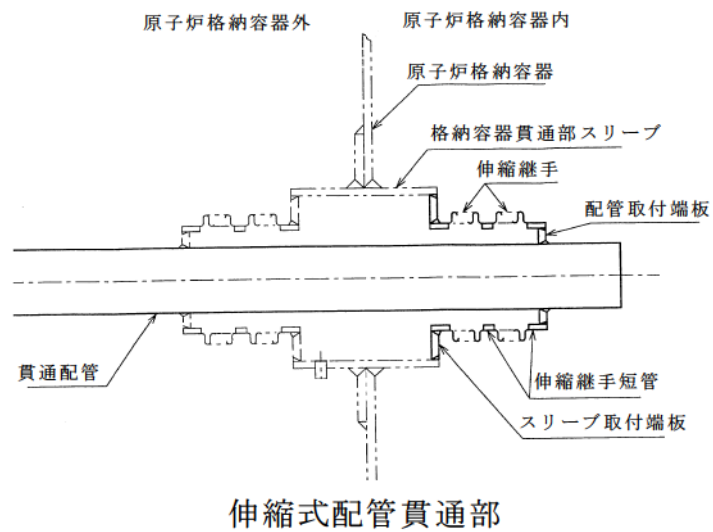


エアロック

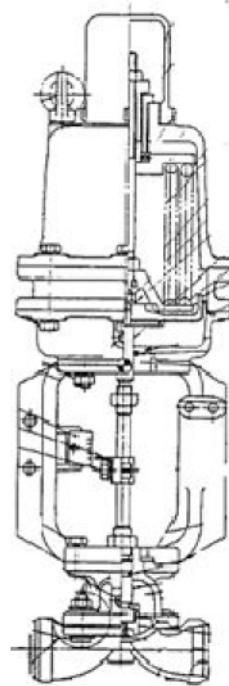
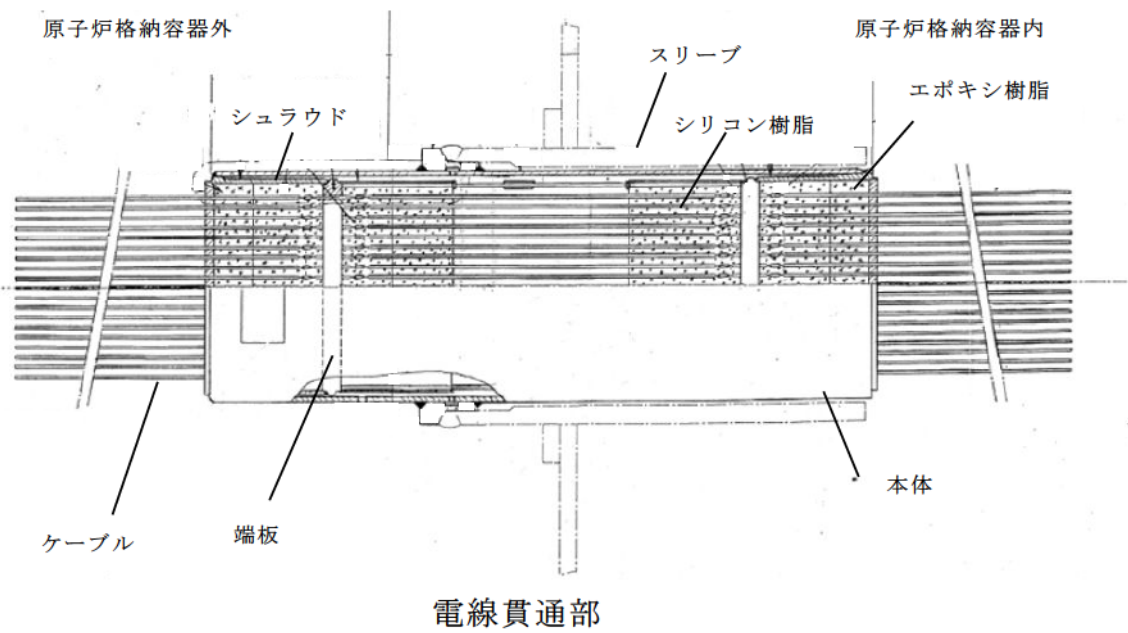


固定式配管貫通部

第2図 原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図(2/4)



第 2 図 原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図(3/4)



原子炉格納容器隔離弁

第 2 図 原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図(4/4)

第2表 評価結果まとめ

評価部位	評価点	評価式	評価条件	評価値※1	判定値	評価結果
原子炉 格納容器本体	円筒部	円筒部：PVE-3230 半球部：PVE-3323 局部：代表プラント	200℃ 2Pd	一般部：約 2.1Pd(2/3Su) 局部：約 3.1Pd(FEM)	0.522 MPa[gage]以上 (2Pd)	破断せず
	半球部					
機器搬入口	フランジ部	代表プラント値換算	300℃ 2Pd	207 MPa (一次＋二次応力)	420 MPa 以下 (Su)	破断せず／ シール機能維持※2,3
	蓋板	機械工学便覧	200℃	1.79 MPa[gage] (許容圧力)	0.522 MPa[gage]以上 (2Pd)	
エアロック	隔壁部	工認手法	200℃	0.94 MPa[gage] (許容圧力)	0.522 MPa[gage]以上 (2Pd)	破断せず／ シール機能維持※3
	同左 (貫通部付近)					
貫通配管	同左	PPB-3536	200℃ 2Pd	903 MPa (繰り返しビーク応力強さ)	3999 MPa 以下	破断せず
スリーブ	スリーブ 取付部	工認手法	200℃ 2Pd	265 MPa (一次応力)	281 MPa 以下 (2/3Su)	破断せず
端板	配管取付部	工認手法	200℃ 2Pd	279 MPa (一次＋二次応力)	393 MPa 以下 (3S)	破断せず
閉止フランジ	同左	レーディング設計	200℃	1.03 MPa[gage]※4	0.522 MPa[gage]以上 (2Pd)	破断せず／ シール機能維持※6
閉止板	同左	PVE-3410	200℃ 2Pd	mm (実物厚さ)	20.8 mm 以上 (設計基準上必要板厚)	破断せず
伸縮継手	同左	工認手法及び PVE-3800	200℃ 2Pd	0.00605 (疲労累積係数)	1 以下	破断せず
短管	同左	PVE-3230	200℃ 2Pd	mm (実物厚さ)	2.1mm 以上 (設計基準上必要板厚)	破断せず
電線貫通部	端板	PVE-3410	200℃ 2Pd	mm	9.5mm 以上 (設計基準上必要板厚)	破断せず
原子炉 格納容器隔離弁	弁箱	レーディング設計	200℃	1.40 MPa[gage]※5	0.522 MPa[gage]以上 (2Pd)	破断せず／ シール機能維持

※1：複数評価している項目は最も厳しい値を記載

※2：代表プラント評価値の換算による評価

※3：フランジ隙間許容値以下を確認

※4：レーディング設計による圧力

※5：レーディング設計による 200℃での許容圧力

※6：ガスケット必要圧縮量以上を確認

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

追 補

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

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

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

変更後における発電用原子炉施設の保安のための業務に係る

品質管理に必要な体制の整備に関する説明書

1. 概要

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

2. 基本方針

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

(1) 設計活動に係る品質管理の実績

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

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

(2) その後の工事等の活動に係る品質管理の方法、組織等に係る事項

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

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

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

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

3. 設計活動に係る品質管理の実績

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

なお、本申請における設計および調達に係る業務のうち 2020 年 3 月 31 日までに実施した業務は、設置許可本文十一号に基づくものではないことから、2020 年 3 月 31 日までに実施した業務の実績については、本申請における活動実績に応じて記載する。

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

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

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

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

3.1.1 設計に係る組織

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

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

なお、本申請において上記による体制で実施した。

3.1.2 調達に係る組織

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

3.2 本申請における設計の各段階とその審査

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

本申請における設計の各段階と設置許可本文十一号との関係を第 2 表に示す。

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

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

3.3 本申請における設計に係る品質管理の方法

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

以下に各段階の活動内容を示す。

3.3.1 設計開発に用いる情報の明確化

設計を主管する箇所の長は、本申請に必要な設計開発に用いる情報を明確にする。

3.3.2 設計及び設計のアウトプットに対する検証

設計を主管する箇所の長は、本申請における設計を以下のとおり実施する。

(1) 申請書作成のための設計

設計を主管する箇所の長は、本申請における申請書作成のための設計を実施する。

また、設計を主管する箇所の長は、本申請における申請書の作成に必要な基本的な設計の品質を確保する上で重要な活動となる、「調達に

よる解析」及び「手計算による自社解析」について、個別に管理事項を実施し品質を確保する。

なお、本申請において上記による活動を実施した。

(2) 設計のアウトプットに対する検証

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

なお、この検証は当該業務を直接実施した現設計者以外の者に実施させる。

(3) 申請書の作成

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

なお、本申請において上記による活動を実施した。

(4) 申請書の承認

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

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

なお、本申請において上記による活動を実施した。

3.3.3 設計における変更

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

3.3.4 新検査制度移行に際しての本申請における設計管理の特例

設計を主管する箇所の長が実施する本申請における設計管理の対象となる業務のうち、2020年3月31日までに実施した本申請における申請書作成に係る社内手続き又は基本設計に係る調達製品の検証については、設置許可本文十一号に基づく設計管理は適用しない。

3.4 本申請における調達管理の方法

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

3.4.1 供給者の技術的評価

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

なお、本申請において上記による活動を実施した。

3.4.2 供給者の選定

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

供給者に対しては品質保証計画書を提出させ審査する。

なお、本申請において上記による活動を実施した。

3.4.3 調達管理

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

なお、本申請において上記による活動は以下のとおり実施した。

(1) 仕様書の作成

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

(2) 調達した役務の検証

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

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

3.4.4 請負会社他品質監査

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

なお、本申請において上記による活動を実施した。

3.5 本申請における文書及び記録の管理

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

3.6 本申請における不適合管理

本申請に基づく設計において発生した不適合については、適切に処置を行う。

4. その後の工事等の活動に係る品質管理の方法等

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

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

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

4.2 その後の設計、工事等の各段階とその審査

4.2.1 設計及び工事等のグレード分けの適用

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

4.2.2 設計及び工事等の各段階とその審査

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

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

4.3 その後の設計に係る品質管理の方法

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

4.3.1 適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化

その後の設計を主管する箇所の長は、設工認に必要な要求事項を明確にする。

4.3.2 各条文の対応に必要な適合性確認対象設備の選定

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

4.3.3 設計及び設計のアウトプットに対する検証

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

(1) 基本設計方針の作成（設計 1）

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

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

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

(3) 詳細設計の品質を確保する上で重要な活動の管理

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

(4) 設計のアウトプットに対する検証

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

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

(5) 設工認申請書の作成

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

(6) 設工認申請書の承認

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

4.3.4 設計における変更

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

4.4 工事に係る品質管理の方法

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

4.4.1 具体的な設備の設計の実施（設計 3）

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

4.4.2 具体的な設備の設計に基づく工事の実施

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

4.5 使用前事業者検査の方法

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

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

4.5.1 使用前事業者検査での確認事項

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

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

4.5.2 使用前事業者検査の計画

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

4.5.3 検査計画の管理

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

4.5.4 使用前事業者検査の実施

使用前事業者検査は、検査要領書の作成、検査体制を確立して実施する。

4.6 設工認における調達管理の方法

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

4.6.1 供給者の技術的評価

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

4.6.2 供給者の選定

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

4.6.3 調達製品の調達管理

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

(1) 仕様書の作成

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

(2) 調達製品の管理

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

(3) 調達製品の検証

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

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

4.6.4 請負会社他品質監査

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

4.7 その後の設計、工事等における文書及び記録の管理

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

4.8 その後の不適合管理

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

5. 適合性確認対象設備の施設管理

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

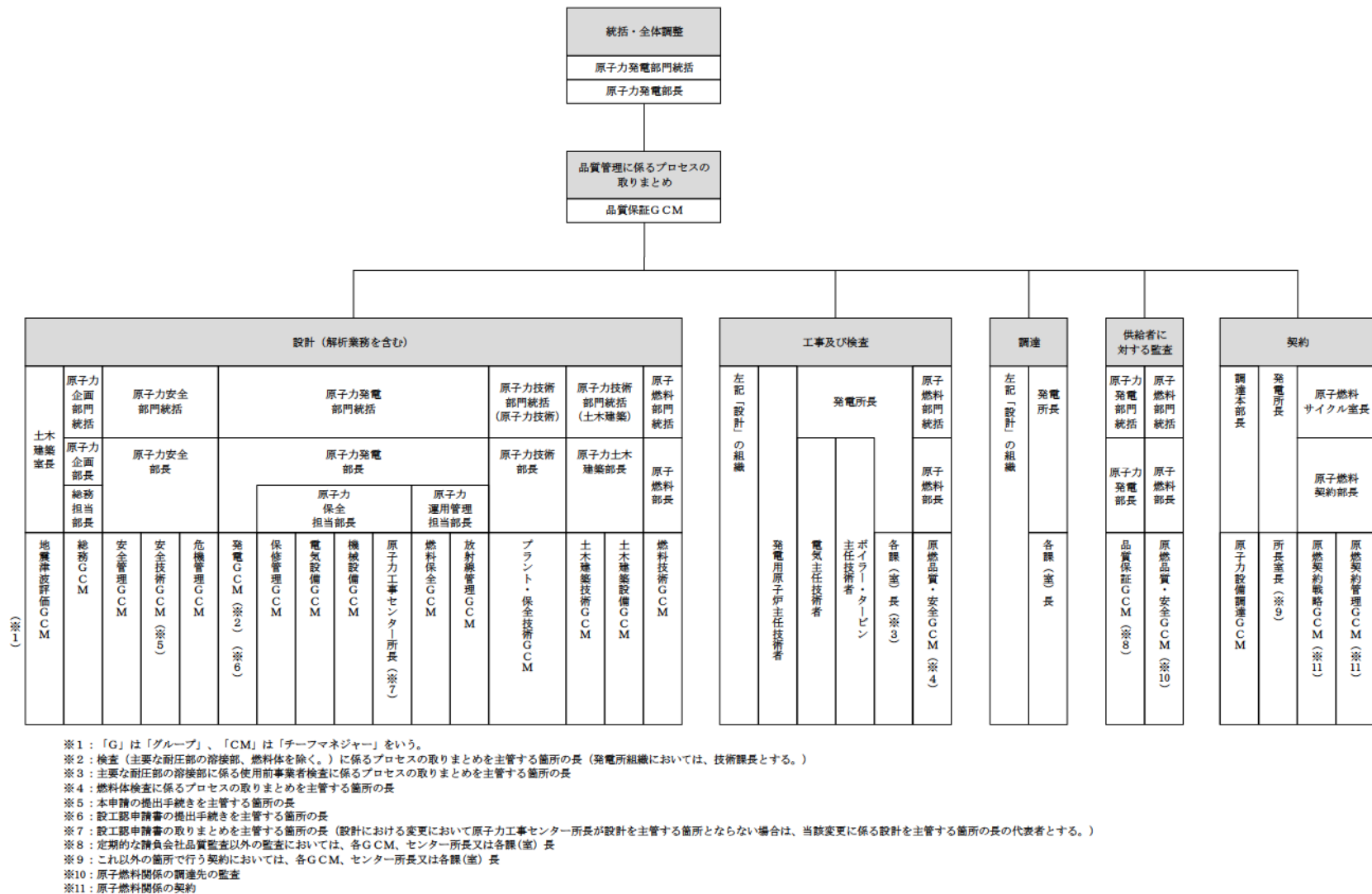
第1表 設計及び調達の実施の体制

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

第2表 本申請における設計及び調達の各段階

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

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



※1：「G」は「グループ」、「CM」は「チームマネジャー」をいう。
※2：検査（主要な耐圧部の溶接部、燃料体を除く。）に係るプロセスの取りまとめを主管する箇所の長（発電所組織においては、技術課長とする。）
※3：主要な耐圧部の溶接部に係る使用前事業者検査に係るプロセスの取りまとめを主管する箇所の長
※4：燃料体検査に係るプロセスの取りまとめを主管する箇所の長
※5：本申請の提出手続きを主管する箇所の長
※6：設工認申請書の提出手続きを主管する箇所の長
※7：設工認申請書の取りまとめを主管する箇所の長（設計における変更において原子力工事センター所長が設計を主管する箇所とならない場合は、当該変更に係る設計を主管する箇所の長の代表者とする。）
※8：定期的な請負会社品質監査以外の監査においては、各GCM、センター所長又は各課(室)長
※9：これ以外の箇所で行う契約においては、各GCM、センター所長又は各課(室)長
※10：原子燃料関係の調達先の監査
※11：原子燃料関係の契約

第 1 図 適合性確認に関する体制表

添 付 書 類 十 一

変更後における発電用原子炉施設の保安のための業務に係る

品質管理に必要な体制の整備に関する説明書

1. 概要

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

2. 基本方針

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

(1) 設計活動に係る品質管理の実績

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

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

(2) その後の工事等の活動に係る品質管理の方法、組織等に係る事項

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

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

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

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

3. 設計活動に係る品質管理の実績

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

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

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

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

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

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

3.1.1 設計に係る組織

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

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

なお、本申請において上記による体制で実施した。

3.1.2 調達に係る組織

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

3.2 本申請における設計の各段階とその審査

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

本申請における設計の各段階と設置許可本文十一号との関係を第 2 表に
示す。

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

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

なお、本申請において上記による活動を実施した。

3.3 本申請における設計に係る品質管理の方法

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

以下に各段階の活動内容を示す。

3.3.1 設計開発に用いる情報の明確化

設計を主管する箇所の長は、本申請に必要な設計開発に用いる情報を
明確にする。

なお、本申請において上記による活動を実施した。

3.3.2 設計及び設計のアウトプットに対する検証

設計を主管する箇所の長は、本申請における設計を以下のとおり実施

する。

(1) 申請書作成のための設計

設計を主管する箇所の長は、本申請における申請書作成のための設計を実施する。

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

なお、本申請において上記による活動を実施した。

(2) 設計のアウトプットに対する検証

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

なお、この検証は当該業務を直接実施した原設計者以外の者に実施させる。

なお、本申請において上記による活動を実施した。

(3) 申請書の作成

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

なお、本申請において上記による活動を実施した。

(4) 申請書の承認

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

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

なお、本申請において上記による活動を実施した。

3.3.3 設計における変更

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

3.3.4 新検査制度移行に際しての本申請における設計管理の特例

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

3.4 本申請における調達管理の方法

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

3.4.1 供給者の技術的評価

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

3.4.2 供給者の選定

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

供給者に対しては品質保証計画書を提出させ審査する。

3.4.3 調達管理

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

(1) 仕様書の作成

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

(2) 調達した役務の検証

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

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

3.4.4 請負会社他品質監査

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

3.5 本申請における文書及び記録の管理

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

3.6 本申請における不適合管理

本申請に基づく設計において発生した不適合については、適切に処置を行う。

4. その後の工事等の活動に係る品質管理の方法等

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

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

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

4.2 その後の設計、工事等の各段階とその審査

4.2.1 設計及び工事等のグレード分けの適用

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

4.2.2 設計及び工事等の各段階とその審査

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

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

4.3 その後の設計に係る品質管理の方法

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

4.3.1 適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化

その後の設計を主管する箇所の長は、設工認に必要な要求事項を明確にする。

4.3.2 各条文の対応に必要な適合性確認対象設備の選定

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

4.3.3 設計及び設計のアウトプットに対する検証

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

(1) 基本設計方針の作成（設計 1）

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

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

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

(3) 詳細設計の品質を確保する上で重要な活動の管理

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

(4) 設計のアウトプットに対する検証

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

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

(5) 設工認申請書の作成

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

(6) 設工認申請書の承認

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

4.3.4 設計における変更

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

4.4 工事に係る品質管理の方法

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

4.4.1 具体的な設備の設計の実施（設計 3）

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

4.4.2 具体的な設備の設計に基づく工事の実施

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

4.5 使用前事業者検査の方法

使用前事業者検査は、適合性確認対象設備が、認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則に適合していることを確認するため、使用前事業者検査を計画し、工事実施箇所からの

独立性を確保した検査体制のもと、実施する。

4.5.1 使用前事業者検査での確認事項

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

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

4.5.2 使用前事業者検査の計画

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

4.5.3 検査計画の管理

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

4.5.4 使用前事業者検査の実施

使用前事業者検査は、検査要領書の作成、検査体制を確立して実施する。

4.6 設工認における調達管理の方法

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

4.6.1 供給者の技術的評価

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

実施する。

4.6.2 供給者の選定

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

4.6.3 調達製品の調達管理

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

(1) 仕様書の作成

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

(2) 調達製品の管理

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

(3) 調達製品の検証

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

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

4.6.4 請負会社他品質監査

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

4.7 その後の設計、工事等における文書及び記録の管理

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

4.8 その後の不適合管理

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

5. 適合性確認対象設備の施設管理

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

第1表 設計及び調達の実施の体制

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

第2表 本申請における設計及び調達の各段階

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

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