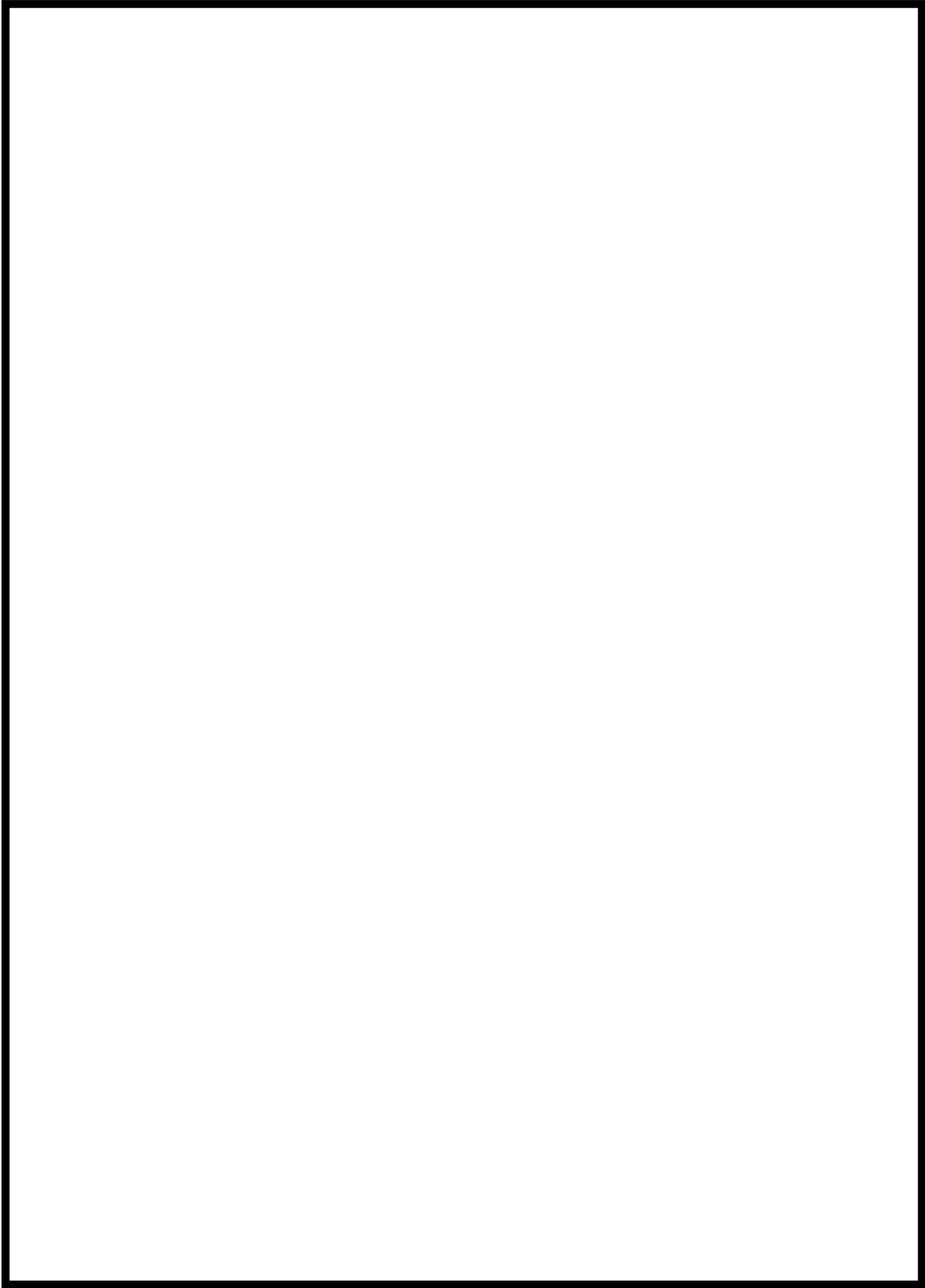



第9図 1次冷却材ポンプホモログス曲線(1/2)



第9図 1次冷却材ポンプホモログス曲線(2/2)

 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。
添 6.5.1-20



第 10 図 格納容器再循環ユニット除熱特性

原子炉停止機能喪失における有効性評価の初期条件の考え方について

1. 重大事故等対策の有効性評価における解析条件の基本的な考え方

「実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」（以下「審査ガイド」という。）においては、有効性評価の解析にあたって、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではないものの、最適評価手法を適用することとされている。

今回の重大事故等対策の有効性評価にあたっては、これを踏まえ、原則として機器条件には設計値を用いる等の最適評価条件を適用することとしつつも、条件の不確かさや運転員操作の観点を考慮しても重大事故等に対する対策が有効であることを示す目的から、初期条件に定常誤差（原子炉出力、1次冷却材平均温度、原子炉圧力）を考慮する等、一部の解析条件について設計基準事故解析で考慮しているものと同程度の保守的な取扱いをしている。特に、事象進展において炉心露出に至る可能性がある事象では、初期出力運転状態（初期条件）や崩壊熱などの影響が大きいため、このような扱いとして解析し、有効性を確認している。

2. 原子炉停止機能喪失の有効性評価における解析条件の考え方

(1) 原子炉停止機能喪失事象の特徴について

事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」に対する有効性評価では、制御棒の挿入に期待できないことから、事象発生後短時間で減速材反応度帰還効果による出力抑制の緩和策を講じなければ、炉心損傷に至るおそれがあり、厳しい結果となることが予想される。

また、原子炉停止機能喪失は、後述のとおり減速材反応度帰還効果（減速材温度係数）の感度が大きい事象であるが、減速材温度係数は、装荷炉心毎の変動に加え、燃焼中（サイクル初期～末期）の変化が大きいパラメータである。このうち、解析結果が厳しくなるのは、減速材温度係数の絶対値が小さい装荷炉心のうち、サイクル初期の限られた期間であることから、評価指標である原子炉圧力が厳しくなる可能性は非常に低いものと考えられる。

(2) 原子炉停止機能喪失における有効性評価の基本的方針

上述のような事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」の特徴を踏まえると、振れ幅が大きくかつ評価指標への感度が大きい減速材反応度帰還効果を含めた様々な評価条件に対し、他の事故シーケンスグループと同様の保守性を考慮することは、評価結果を過度に厳しくする取扱いである。そこで、評価においては、他の事故シーケンスとは異なり、減速材温度係数を除いて、審査ガイドの考え方に沿って最適評価を適用することを基本方針としている。

(3) 原子炉停止機能喪失における具体的解析条件の設定

「(2) 原子炉停止機能喪失における有効性評価の基本的方針」のとおり、原子炉停止機能喪失の有効性評価に対しては、最適評価条件を適用することを基本方針としたが、審査ガイドの考え方にに基づき、入力条件の不確かさについては、運転条件等の変化に伴うパラメータの変動範囲を踏まえ、感度解析にてその影響を確認し、適切に考慮することとした。

入力条件の不確かさとして、解析コード (SPARKLE-2) の不確かさ及び解析条件の不確かさが考えられるが、このうち評価指標である原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力に有意な影響が考えられるパラメータ (減速材反応度帰還効果、ドップラ効果、初期定常誤差 (炉心熱出力、1次冷却材平均温度、1次系圧力)) に対して感度解析を行った。

表1に代表4ループプラント¹を対象に実施した「主給水流量喪失時に原子炉トリップに失敗する事故」に対する感度解析結果を示す。ここでは、最適評価条件での解析結果をベースケースとし、減速材反応度帰還効果として減速材温度係数初期値 (以下「MTC 初期値」という。)、ドップラ反応度帰還効果及び初期定常誤差の感度を確認した。ここに示すとおり、最も評価指標に対する影響が大きいパラメータはMTC 初期値であり、その他のパラメータの影響は相対的に小さい。なお、ここでの感度解析に用いたMTC 初期値 (-13pcm/°C) は、解析コードの不確かさ及び装荷炉心毎の変動を上回る余裕を考慮した保守的な値であるが、最適評価条件にこのMTC 初期値を考慮した解析結果 (ケース1) は、その他のパラメータに対する感度解析結果 (ケース2、3) を包絡している。

なお、「主給水流量喪失時に原子炉トリップに失敗する事故」では、ATWS 緩和設備による主蒸気ライン隔離により原子炉出力が低下するのに対し、「負荷の喪失時に原子炉トリップに失敗する事故」では、蒸気負荷の喪失により原子炉出力が事象開始直後に低下する点が異なるが、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が最大値となる付近の挙動を含め、その他事象については同様であることから、評価指標に対する影響が最も大きいパラメータがMTC 初期値であるとの傾向は同様であると考えられる。

これらの検討の結果、原子炉停止機能喪失における有効性評価では、最適評価条件を基本方針としつつも、入力条件の不確かさに伴う感度解析の結果を考慮し、最も評価指標への影響が大きいMTC 初期値に保守性を考慮した解析ケースに基づき、有効性を示すこととした。また、具体的なMTC 初期値の設定値としては、装荷炉心毎の変動及び燃焼に伴う低下を踏まえて保守的に設定した。これにより、

¹ この感度解析は代表4ループプラントを対象としたものであるが、ATWS 緩和設備が有する機能は各プラントで同じであること、原子炉出力と1次冷却材体積、加圧器気相部体積及び蒸気発生器2次側保有水量の比は2/3/4ループで同等でありプラント挙動は同等となることなどから、評価指標に対する影響が最も大きいパラメータがMTC 初期値であるとの傾向は各プラントで共通であると考えられる。

炉心運用の影響も考慮した原子炉停止機能喪失における重大事故等対策の有効性を合理的に示すことができるものとする。

表1 「主給水流量喪失時に原子炉トリップに失敗する事故」の感度解析結果
(代表4ループ)

解析ケース	MTC 初期値	ドップラ効果	初期定常誤差 ²	原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値
最適条件	最確値* ¹	最確値	仮定しない	約 18.4MPa [gage]
ケース1	-13pcm/°C	最確値	仮定しない	約 18.7MPa [gage]
ケース2	最確値* ¹	最確値+20%	仮定しない	約 18.4MPa [gage]
ケース3	最確値* ¹	最確値	仮定する	約 18.4MPa [gage]

* 1 : 約-28pcm/°C (平衡炉心評価値であり核的不確かさ含まず)

² 初期定常誤差は、炉心熱出力 (2%)、1次冷却材平均温度 (2.2°C) 及び原子炉圧力 (0.21MPa) である。

有効性評価に用いた崩壊熱について

1. 崩壊熱データについて

燃料からの崩壊熱については、核分裂生成物（以下「FP」という。）による崩壊熱とアクチニドによる崩壊熱の合計からなる。

FPの崩壊熱に関しては「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針（昭和56年7月20日原子力安全委員会決定、平成4年6月11日一部改訂）」において、崩壊熱データとして妥当性が認められている日本原子力学会推奨値（不確定性（ $3\sigma_A$ ）込み）を用いている。

アクチニド崩壊熱に関しては、再処理施設の設計等でも使用されており、長寿命核種の効果も含めて評価できる ORIGEN-2 コード（不確定性（20%）込み）を用いている。

2. 評価用崩壊熱の設定について

有効性評価に用いた評価用崩壊熱としては、局所的な影響を考慮した高温点評価用崩壊熱と、炉心全体からの熱放出を考慮した炉心平均評価用崩壊熱を設定した。それぞれの崩壊熱曲線については設定方法のフローを含め図1及び図2に記載したとおりである。また、それぞれの崩壊熱の設定に用いた評価条件は表1及び表2のとおりである。

なお、有効性評価で評価する各事象に対する崩壊熱の扱いを表3に示す。

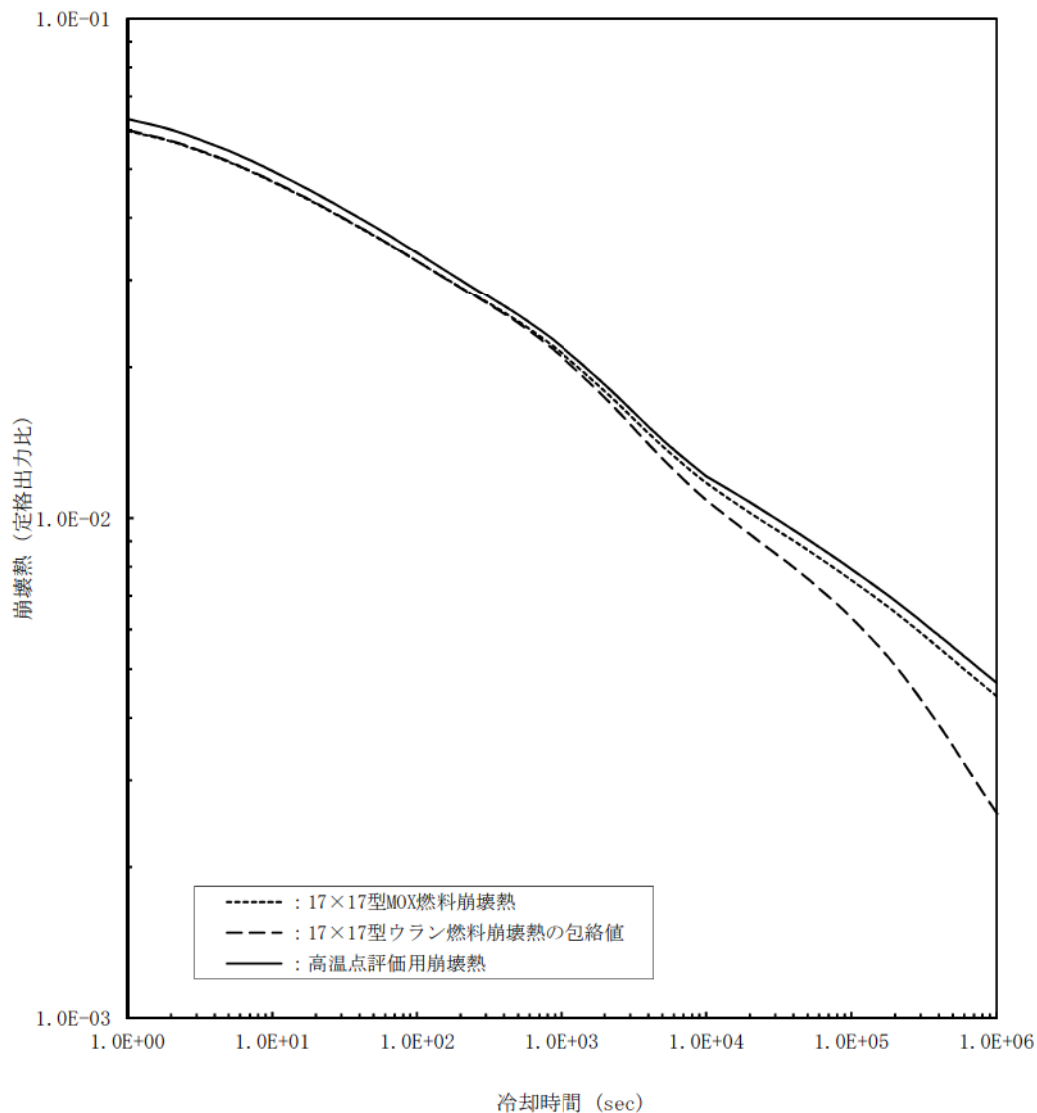
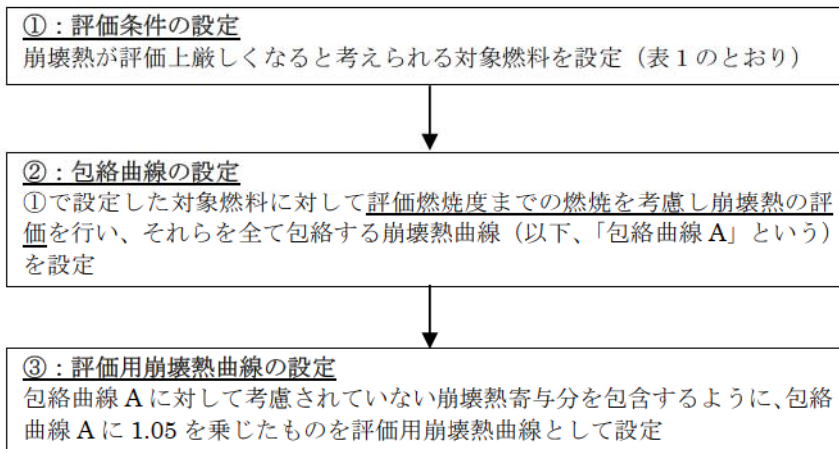


図1 高温点評価用崩壊熱曲線の設定方法および高温点評価用崩壊熱曲線

①：評価条件の設定

プラント別に装荷される燃料仕様に基づき、崩壊熱が評価上厳しくなると考えられる対象燃料を設定(表2のとおり)

②：平均曲線の設定

<U燃料>

①で設定したU燃料について照射回数毎に崩壊熱の包絡値を求めた上で、それらを平均した崩壊熱曲線（以下、「平均曲線A」とする）を設定

<MOX燃料>

①で設定した、MOX燃料について照射回数毎の崩壊熱を平均した崩壊熱曲線（以下、「平均曲線B」とする）を設定

③：評価用崩壊熱曲線の設定

平均曲線Aと平均曲線Bとを炉心に装荷可能なMOX燃料の割合に応じて平均化したMOX炉心の崩壊熱の平均曲線を新たに設定し（以下、「平均曲線C」とする）、MOX炉心に対して考慮されていない崩壊熱寄与分を包含するように、平均曲線Cに1.02を乗じたものを評価用崩壊熱曲線として設定

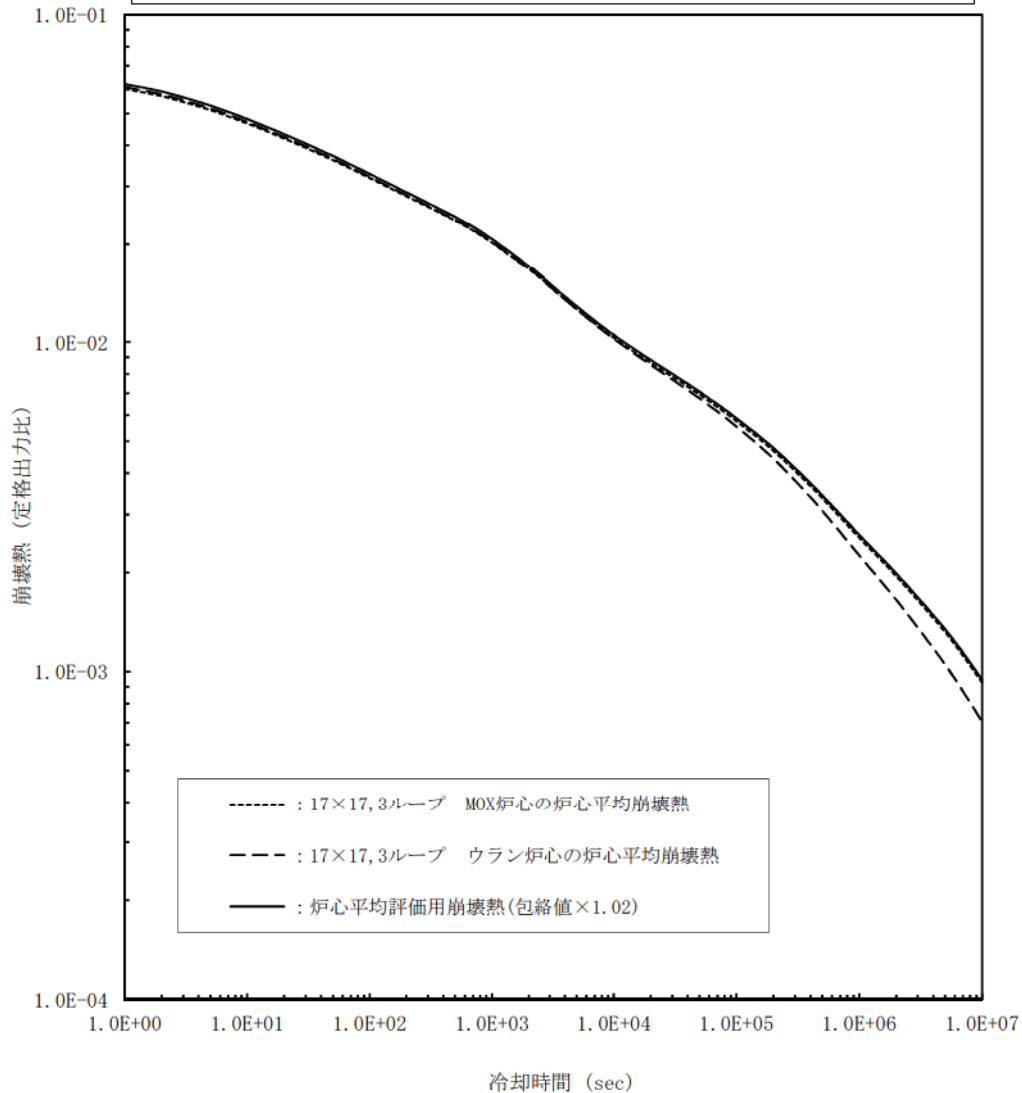


図2 炉心平均評価用崩壊熱曲線の設定方法および炉心平均評価用崩壊熱曲線

表 1 泊 3 号炉における高温点評価用崩壊熱設定条件

項目	設計基準事象 (DBA) 評価用崩壊熱	有効性評価用崩壊熱	変更した理由
計算手法と不確定性	FP : 日本原子力学会推奨値 + 3σ アクチニド : ORIGEN2 評価値 × 1.2	同左	—
評価対象時間	~1×10 ⁴ 秒	~1×10 ⁶ 秒 (~1×10 ⁴ 秒は DBA 崩壊熱を使用)	有効性評価では、DBA で想定した 1×10 ⁴ 秒以降の冷却期間も評価対象となるため。
対象プラント	17×17 型 3 ループ	同左	—
線出力密度	17.1kW/m	同左	—
照射履歴	上記線出力密度にて連続照射 (中間停止は考慮せず)	同左	—
燃料タイプ	17×17 ウラン燃料及び 17×17MOX 燃料	同左	—
対象燃料	48GWd/t 対応燃料(48G 燃料) 燃料濃縮度 : 4.1wt%	48G 燃料 燃料濃縮度 : 3.0wt%	評価対象時間の拡張に伴い、冷却時間が長くなるとアクチニド崩壊熱が支配的となる。ウラン燃料については濃縮度が低い方が、また MOX 燃料については核分裂性 Pu 割合が低い方が、評価上の中性子束が上昇し、中性子捕獲によるアクチニド核種の高次化が進むことから、保守的に、ウラン濃縮度の低い燃料及び核分裂性 Pu の割合が低い通常外 Pu 組成燃料を選定した。
	55GWd/t 対応燃料(55G 燃料) 燃料濃縮度 : 4.8wt%	55G 燃料 燃料濃縮度 : 4.0wt%	
	MOX 燃料 Pu 含有率 : 13 wt%	MOX 燃料 Pu 含有率 : 13 wt%	
	Pu 組成 : 低 Pu 組成*1 Am-241 考慮 : 5 年保管相当	Pu 組成 : 通常外 Pu 組成*2 Am-241 考慮 : 5 年保管相当	
評価燃焼度	集合体燃焼度制限までの燃焼を考慮 48G 燃料 : 48GWd/t 55G 燃料 : 55GWd/t MOX 燃料 : 45GWd/t	ペレット燃焼度制限までの燃焼を考慮 48G 燃料 : 62GWd/t 55G 燃料 : 71GWd/t MOX 燃料 : 62GWd/t	DBA 崩壊熱の評価対象時間は ~1×10 ⁴ 秒と比較的短いことから、FP 崩壊熱が支配的である。そのため、燃焼度が高いことによるアクチニドの蓄積効果は大きくないことから、DBA 崩壊熱ではペレット燃焼度制限まで燃焼した際の崩壊熱の増分は、上乗せで考慮していた。一方、有効性評価用崩壊熱の評価対象時間は ~1×10 ⁶ 秒まで拡張したことから、燃焼度が高いことによるアクチニドの蓄積効果が大きくなった。そのため、1×10 ⁴ 秒以降では、ペレット燃焼度制限まで燃焼させた際の崩壊熱の増分を上乗せで考慮するのではなく、ペレット燃焼度制限までの燃焼を考慮した崩壊熱をベースとして選定した。
上乗せの仕方	上記燃料の包絡値 × 1.05	同左	上記のとおり 1.05 倍の上乗せで考慮していたペレット燃焼度制限までの増分を評価燃焼度で考慮することとしたため、その分を上乗せから低減可能であるが、保守的に従来からの上乗せを考慮。
上乗せで考慮している影響	燃料集合体構造材放射化発熱 燃料製造公差 プラント・燃料仕様の差 ペレット燃焼度制限までの増分	燃料集合体構造材放射化発熱 燃料製造公差 プラント・燃料仕様の差	ペレット燃焼度制限まで燃焼させた燃料の崩壊熱をベースとして設定したことから、ペレット燃焼度制限までの増分を上乗せから除外した。

*1 : Pu-238 / Pu-239 / Pu-240 / Pu-241 / Pu-242 / Am-241 = 2.1 / 54.5 / 25.0 / 7.3 / 6.4 / 4.7wt%

*2 : Pu-238 / Pu-239 / Pu-240 / Pu-241 / Pu-242 / Am-241 = 4.1 / 45.4 / 25.3 / 7.5 / 13.0 / 4.7wt%

表 2 泊 3号炉における炉心平均評価用崩壊熱設定条件

項目	設定基準事象 (DBA) 評価用崩壊熱	有効性評価用崩壊熱	変更した理由
計算手法と不確定性	FP : 日本原子力学会推奨値 + 3σA アクチニド : ORIGEN2 評価値 × 1.2	同左	-
評価対象時間	~4 × 10 ⁶ 秒	~1 × 10 ⁷ 秒	有効性評価において、DBA で想定した 4 × 10 ⁶ 秒以降の解析を行う場合を考慮して、入力条件として作成した。
対象プwrラント	17 × 17 型 3 ループ	同左	-
線出力密度	17.1kW/m	同左	-
照射履歴	上記線出力密度にて連続照射 (中間停止は考慮せず)	同左	-
燃料タイプ	17 × 17 ウラン燃料及び 17 × 17 MOX 燃料	同左	-
対象燃料	48GWd/t 対応燃料 (48G 燃料) 燃料濃縮度 : 4.1wt% 55GWd/t 対応燃料 (55G 燃料) 燃料濃縮度 : 4.8 wt%	48G 燃料 燃料濃縮度 : 4.1wt% 55G 燃料 燃料濃縮度 : 4.8 wt%	有効性評価に用いる炉心平均評価用崩壊熱については、審査ガイドの記載内容「炉心の出力分布、炉心流量及び炉心崩壊熱等は、設計値等に基づく現実的な値を用いる」を踏まえて、Pu 含有率と保管期間の条件を変更した。 Pu 含有率 : 炉心平均評価用崩壊熱の算定に当たって、MOX 燃料のすべての Pu 含有率をペレット最大 Pu 含有率制限値である 13wt% とすることは現実的ではないため、低 Pu 組成に対応する集合体平均 Pu 含有率とする。 保管期間 : 炉心に装荷する全ての MOX 燃料が装荷までに 5 年間保管することを想定することは現実的ではないため、その期間を 0 年とする。
	MOX 燃料 Pu 含有率 : 13 wt% Pu 組成 : 低 Pu 組成 ^{*3} Am-241 考慮 : 5 年保管相当	MOX 燃料 Pu 含有率 : 10.9 wt% Pu 組成 : 低 Pu 組成 ^{*4} Am-241 考慮 : 0 年保管相当	
燃焼度	3 照射燃料は、集合体燃焼度制限までの燃焼を考慮 48G 燃料 16,32,48GWd/t 55G 燃料 18,37,55GWd/t MOX 燃料 15,30,45GWd/t	3 照射燃料は、集合体燃焼度制限までの燃焼を考慮 48G 燃料 16,32,48GWd/t 55G 燃料 18,37,55GWd/t MOX 燃料 15,35,45GWd/t	3 ループプwrラントでは、MOX 燃料を 2 照射で取り出すことも想定され(1 照射 : 16 体、2 照射 : 16 体、3 照射 : 8 体)、この場合、燃料の有効活用の観点から、取り出し時の集合体燃焼度が 30GWd/t を超えることが考えられる。有効性評価の対象時間を考慮すると、冷却時間が長くなると影響が強く現れるアクチニド崩壊熱の効果を適切に見込む必要があるため、2 照射の集合体燃焼度を 30GWd/t よりも高めの 35GWd/t とすることで、より現実的な評価となるようにした。なお、燃焼度を高めに設定することは保守的な取り扱いとなる。
上乗せの仕方	ウラン炉心の評価値と MOX 炉心の評価値との包絡値 × 1.05 ここで、 ・ウラン炉心の評価値とは、ウラン燃料の包絡値 ・MOX 炉心の評価値とは、ウラン燃料の包絡値と MOX 燃料の体数重み (7:3) で平均したもの。	ウラン炉心の評価値と MOX 炉心の評価値との包絡値 × 1.02 ここで、 ・ウラン炉心の評価値とは、ウラン燃料の包絡値 ・MOX 炉心の評価値とは、ウラン燃料の包絡値と MOX 燃料の体数重み (11:7 体:40 体) で平均したもの。	DBA では代表的に 17 × 17 型 3 ループプwrラントで算出した崩壊熱曲線に基づいて、プwrラント共通の崩壊熱曲線を設定していたことから、他プwrラントの崩壊熱曲線を包絡するために、上乗せとして 1.05 を考慮していた。一方、有効性評価用崩壊熱曲線は、プwrラント毎の炉心・燃料条件に基づいて算出しているため、上乗せとしては、燃料集合体及び炉内構造物の放射化発熱のみを考慮すればよいことから、この上乗せを 5% から 2% に低減した(1.05 → 1.02)。また、MOX 燃料の装荷規模(崩壊熱を平均する際の重み)を、30% から 泊 3号炉設置変更許可申請書の最大装荷体数である 40 体(約 25.5%)とした。
上乗せで考慮している影響	燃料集合体構造材放射化発熱 炉内構造物構造材放射化発熱 プwrラント・燃料仕様の差	燃料集合体構造材放射化発熱 炉内構造物構造材放射化発熱 プwrラント・燃料仕様の差	有効性評価用崩壊熱曲線は、プwrラント毎の炉心・燃料条件に基づいて崩壊熱曲線を算出していることから、プwrラント・燃料仕様の差 (プwrラントの違いによる出力密度の差及び燃料仕様の差に伴う崩壊熱の差) を上乗せから除外した。

^{*3} : Pu-238 / Pu-239 / Pu-240 / Pu-241 / Pu-242 / Am-241 = 2.1 / 54.5 / 25.0 / 7.3 / 6.4 / 4.7wt%

^{*4} : Pu-238 / Pu-239 / Pu-240 / Pu-241 / Pu-242 / Am-241 = 2.1 / 54.5 / 25.0 / 9.3 / 6.4 / 2.7wt%

表 3 各事象で使用している崩壊熱について

No.	事象名	M-RELAP5*1	MAAP
①	2次冷却系からの除熱機能喪失（主給水喪失＋補助給水失敗）	高温点*2	—
②	全交流動力電源喪失（RCP シール LOCA が発生する場合） 原子炉補機冷却機能喪失	高温点*2	—
③	全交流動力電源喪失（RCP シール LOCA が発生しない場合）	高温点*2	—
④	原子炉格納容器の除熱機能喪失 （大 LOCA－低圧再循環失敗＋格納容器スプレイ失敗）	—	炉心平均*2
⑤	原子炉停止機能喪失（主給水流量喪失＋原子炉自動停止失敗及び負荷の喪失＋原子炉自動停止失敗）	高温点*3	—
⑥⑦⑧	ECCS 注水機能喪失 （中小 LOCA（6 インチ、4 インチ、2 インチ）＋高圧注入失敗）	高温点*2	—
⑨	ECCS 再循環機能喪失 （大 LOCA－低圧再循環／高圧再循環失敗）	—	炉心平均*2
⑩	格納容器バイパス（インターフェイスシテム LOCA）	高温点*2	—
⑪	格納容器バイパス（蒸気発生器伝熱管破損）	高温点*3	—
⑫	格納容器過圧破損、原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用及び溶融炉心・コンクリート相互作用 （大 LOCA－ECCS 注入失敗＋格納容器スプレイ失敗）	—	炉心平均*2
⑬	格納容器過温破損及び高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱（全交流動力電源喪失＋補助給水失敗）	—	炉心平均*2
⑭	水素燃焼（大 LOCA＋ECCS 注入失敗）	—	炉心平均*2
⑮	崩壊熱除去機能喪失及び全交流動力電源喪失（ミッドループ運転中の余熱除去系統の故障又は全交流動力電源喪失）	高温点*2	—
⑯	原子炉冷却材の流出（ミッドループ運転中の原子炉冷却材流出）	高温点*2	—

* 1：原子炉停止機能喪失では、SPARKLE-2 を使用。

* 2：炉心平均挙動を解析する事象は炉心平均を用い、高温燃料棒を模擬した熱点解析を行う事象では高温点を用いる。

* 3：炉心平均挙動を解析しているが、1次系圧力を高めに評価することを目的に高温点を用いている。

有効性評価におけるLOCA事象における破断位置の考え方について

重大事故等に対する対策の有効性評価における、LOCA事象を想定する場合の破断位置設定は、「原子炉格納容器の除熱機能喪失」「ECCS注水機能喪失」「ECCS再循環機能喪失」においては、炉心損傷防止の観点及び「原子炉格納容器の除熱機能喪失」では、長期的な格納容器の健全性確認の観点も踏まえ低温側配管の破断を想定している。

また、格納容器破損防止対策の各事象においては、ECCS注水機能に期待していないため、早期に炉心からの蒸気が系外に放出され、炉心溶融、原子炉容器破損などの主要事象の事象進展が早くなる、高温側配管破断を想定している。

重大事故等においては、設計基準事故と異なり、ECCS注入/再循環及び格納容器スプレイ/再循環機能の一部もしくは全てが機能喪失することから、結果を厳しくする破断想定についても設計基準事故とは異なってくる場合がある。

LOCAを想定している各重大事故事象における、ECCS条件、重大事故対策、破断位置想定の方針を表-1に整理した。

同表に示すとおり、各々の事象に関して、重大事故等対策の有効性の確認を行う観点から、ECCS条件等から事象進展を踏まえた上で、破断位置を設定している。

表-2には表-1の方針の根拠となる、低温側配管及び高温側配管の破断を想定した場合の破断位置に対するECCS(蓄圧注入、高圧/低圧注入)の効果、蒸気発生器伝熱、炉心の冷却性、原子炉格納容器へのエネルギー放出の各要素に対する影響を整理している。また、炉心損傷防止及び格納容器破損防止のシーケンスにおける破断口位置に対する影響の概念図を図-1、2に示す。

表-2に示すとおり、事象に対する影響を踏まえると、炉心損傷防止の観点からは、炉心有効注入流量が少なくなり炉心再冠水が遅くなる低温側配管破断、格納容器破損防止の観点からは、炉心のエネルギーが放出されやすい状況となる高温側配管破断の想定が重大事故等対策の有効性の確認に対して厳しい状態選定と判断される。

なお、「原子炉格納容器の除熱機能喪失」事象において、蒸気発生器出口側配管破断を想定した場合、事故後の初期の破断流について、SG2次側からの熱が加わる上に、低温側配管破断と比べ1次冷却材ポンプの圧損が加わらないことから、原子炉格納容器内へ放出されるエネルギー量が大きくなることが考えられる。しかし、蒸気発生器出口側配管破断の原子炉格納容器圧力の上昇が相対的に厳しくなるのは事故直後に限られる。当該事象では、格納容器内自然対流冷却の有効性の確認として、事象後数時間程度経過後以降における原子炉格納容器内圧力や温度の挙動に着目した評価を実施しているため、その影響は僅かであり、有効性の確認に対し影響を及ぼすような相違が生じることはない判断している。別紙として本事象における原子炉格納容器圧力の推移に対する破断位置の違いによる影響評価の結果を示す。蒸気発生器出口側配管破断と低温側配管破断は双方同様の挙動を示しており、格納容器破損防止の観点を考慮しても、低温側配管破断を想定することは妥当と判断される。

表 1-1 重大事故等における LOCA 時の破断想定 の 考え方の整理

		破断位置	
分類	事故シナケンス	ECCS 条件	重大事故対策
炉心損傷 防止対策	原子炉格納容器 の除熱機能喪失	高圧注入 ○ 低圧注入 ○ 高圧再循環 ○ 低圧再循環 × CV スプレイ × 蓄圧注入 ○	・格納容器再循環による格納容器内自然対流冷却 ・2 次系強制冷却
	ECCS 注水機能喪失	高圧注入 × 低圧注入 ○ 高圧再循環 × 低圧再循環 ○ CV スプレイ ○ 蓄圧注入 ○	・代替再循環
格納容器 破損防止 対策	格納容器過圧破 損 MCCI FCI 水素燃焼 (水素燃焼では CV スプレイ動作)	高圧注入 × 低圧注入 × 高圧再循環 × 低圧再循環 × CV スプレイ ○ 蓄圧注入 ○	・代替再循環
	格納容器 破損防止 対策	高圧注入 × 低圧注入 × 高圧再循環 × 低圧再循環 × CV スプレイ ○ 蓄圧注入 ○	・代替再循環
設計基準 事故	ECCS 性能評価 原子炉格納容器 健全性評価 ※単一故障を想 定	高圧注入 ○ 低圧注入 ○ 高圧再循環 ○ 低圧再循環 ○ CV スプレイ ○ 蓄圧注入 ○	・代替再循環
	原子炉格納容器 の除熱機能喪失	高圧注入 ○ 低圧注入 ○ 高圧再循環 × 低圧再循環 × CV スプレイ × 蓄圧注入 ○	・格納容器再循環による格納容器内自然対流冷却

表-2 重大事故等におけるLOCA時の低溫側配管及び高温側配管の破断を想定した場合の破断位置が各要素に与える影響

破断位置	ECCS の効果		蒸気発生器伝熱管を通じた2次系からの加熱冷却効果	炉心冷却性		原子炉格納容器へのエネルギ放出
	蓄圧注入(ブローダウン期間)	高圧/低圧注入(ブローダウン期間以降)		ブローダウン期間	ブローダウン期間以降	
低溫側配管	蓄圧注入水がパイパスして直接破断口に向かう割合が大きく、ブローダウン終了時点の放出エネルギ量が小さい(炉心残存保有エネルギが大きい)。	注入水の一部分が破断口から直接流出し、炉心冷却に寄与する割合が小さい。注入水の蒸発(潜熱)冷却により炉心発生蒸気量が多くなる。	炉心で発生した蒸気がさらに2次冷却系からの熱を受けて過熱蒸気となり、破断口から放出される。蒸気密度が小さく流速が増加することから破断点までの圧損が増加する。炉心過熱蒸気が2次冷却系温度よりも高くなる場合は逆に2次側から除熱されることから、放出エネルギが小さくなる。	炉心出口から破断口までの圧損が大きく炉心流量が停滞する傾向。またブローダウン終了が遅い。	炉心出口から破断口までの間に抵抗の大きい蒸気発生器、1次冷却材ポンプがあり圧損が大きいため、炉心再冠水が遅れる。	炉心再冠水期間以降は、炉心発生蒸気が蒸気発生器を経由して低溫側配管から流出する過程で蒸気発生器2次側からの熱が加わり、長期的には放出エネルギ流量が大きくなる。 炉心過熱蒸気が2次側温度よりも高くなる場合は逆に2次側から除熱されることから、放出エネルギが小さくなる。
高温側配管	蓄圧注入水が炉心を通過する割合が大きく、ブローダウン終了時点の放出エネルギ量が大きい(炉心残存保有エネルギが小さい)。	注入水のほぼ全量が炉心を通過するので注入水の顕熱冷却割合が多く、炉心発生蒸気量が少なくなる。	事象初期を除いて炉心発生蒸気又は2相流は蒸気発生器伝熱管を経由しないことから、2次冷却系からの熱を受けない。	炉心上部から破断口までの圧損が小さく炉心は強い上昇流となる。またブローダウン終了が早い。	炉心出口-破断口の圧損が小さく、破断口が炉心上部に位置することから蒸気又は2相流が直接放出されやすい。	ブローダウン事象進展が早く、1次系初期保有エネルギが蒸気発生器を経由せず直接放出されることから、短期的には放出エネルギ量が大きくなる。
影響を踏まえた、破断位置の想定						
炉心損傷防止	炉心損傷の観点からは、炉心有効注入流量が少なく炉心再冠水が遅くなる、低溫側配管破断の想定が厳しい。(「原子炉格納容器の除熱また、格納容器損傷防止の観点からは高温側配管破断、長期的には低溫側配管破断の想定が厳しい。」「原子炉格納容器の除熱機能喪失」事象では、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却の妥当性の確認のため、長期的観点到着目した評価を実施)					
格納容器破断防止 ※ECCS 機能喪失	ECCS 機能が喪失している状況下では、炉心のエネルギが放出されやすい状況となるため、格納容器破断防止の観点から高温側配管破断の想定が厳しい。(なお、水素燃焼のシーケンスでは、高温側配管破断において水蒸気分圧が高めとなることが想定されるが、CV スプレイの動作を想定すること及び水素発生量を一定値に補正しており、破断位置による影響は小さいと考えられる。)					
<p>(注) 「蒸気発生器出口側配管破断」については、一般的に低溫側配管破断と高温側配管破断の中間的な傾向を有するが、炉心再冠水期間以降、炉心発生蒸気が蒸気発生器を経由して流出する際には、蒸気発生器2次側からの熱が加わる上に、低溫側配管破断と比べ1次冷却材ポンプの圧損が加わらないことから、短期間に放出されるエネルギ量が大きくなる。ただし、事象進展が長期に亘り、緩やかに推移する状態においては、放出エネルギ量は低溫側配管破断と同等と判断される。(「原子炉格納容器の除熱機能喪失」に対する影響確認評価を別紙に示す。)</p>						

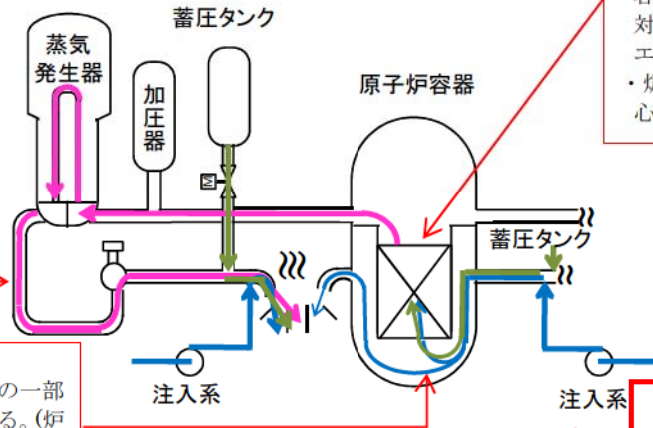
← 炉心から破断口への蒸気、二相流
 ← 高圧・低圧注入系
 ← 蓄圧注入

(破断口への経路)
 ・破断口へ至るまでに、SG、RCPを経由するため圧力損失が大きい
 ・破断口に至るまでにSGからの熱の授受が生じる。(2次側から熱を受け過熱蒸気となる。)

(炉心の冷却)
 ・ブローダウン終了時点の格納容器内への放出エネルギーは相対的に小さい。(炉心残存保有エネルギーが大きい。)
 ・炉心有効注入水が少なく、炉心再冠水は遅れる。

(炉心への注水)
 ・蓄圧及びECCS注入水の一部は直接破断口から流出する。(炉心冷却寄与分が少ない。)

・炉心損傷防止の観点から厳しい。
 ・SGからの熱を受けるため長期的には格納容器破損防止の観点から厳しい。

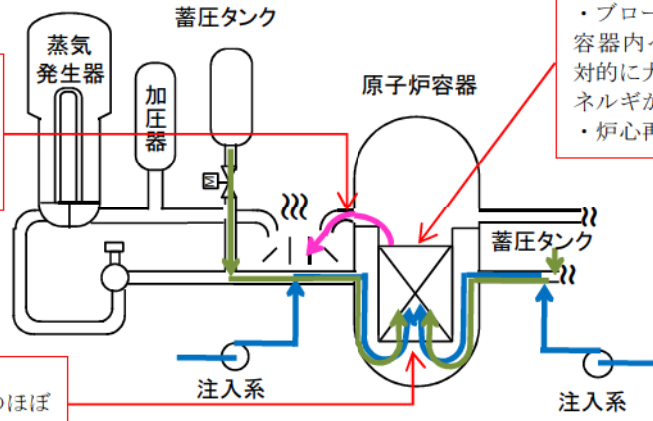


低温側配管破断

(破断口への経路)
 ・破断口へ至るまでに、圧力損失が小さく、炉心からの初期の除熱効果が大きい。

(炉心の冷却)
 ・ブローダウン終了時点の格納容器内への放出エネルギーは相対的に大きい。(炉心残存保有エネルギーが小さい。)
 ・炉心再冠水がしやすい。

(炉心への注水)
 ・蓄圧及びECCS注入水のほぼ全量が炉心冷却に寄与する。



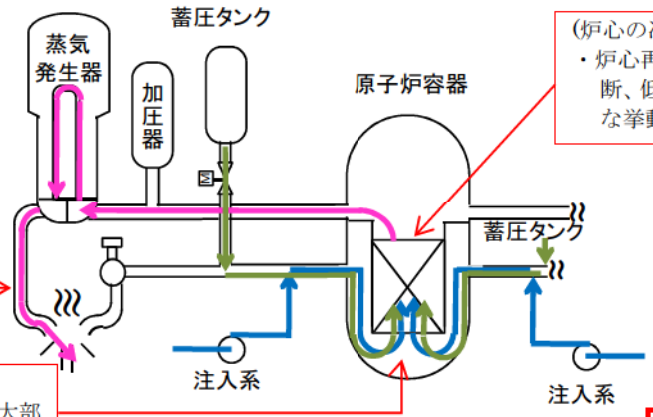
高温側配管破断

(破断口への経路)
 ・破断口へ至るまでに、SGを経由するため高温側配管破断と比べ圧力損失が大きい。
 ・破断口に至るまでにSGからの熱の授受が生じる。(2次側から熱を受け過熱蒸気となる。)

(炉心の冷却)
 ・炉心再冠水は、高温側配管破断、低温側配管破断の中間的な挙動。

(炉心への注水)
 ・蓄圧及びECCS注入水の大部分は炉心冷却に寄与する。

・SGからの熱を受けるため格納容器破損防止の観点から厳しい。



蒸気発生器出口側配管破断

図-1 炉心損傷防止の事故シーケンスにおける破断口位置の影響概念図

- ← 炉心から破断口への蒸気、二相流
- ← 高圧・低圧注入系(不動作)
- ← 蓄圧注入

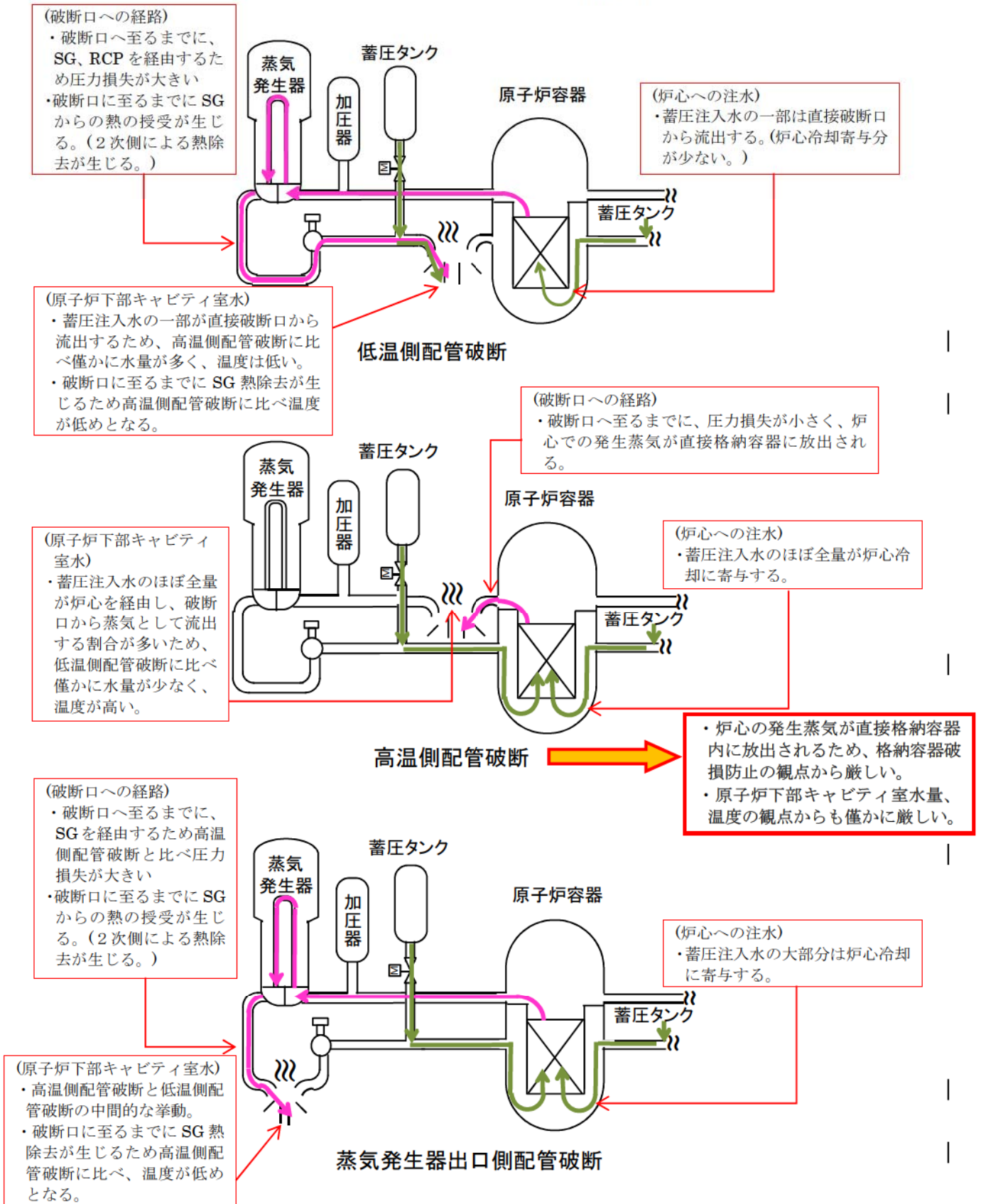


図-2 格納容器破損防止の事故シーケンスにおける破断口位置による影響概念図

「原子炉格納容器の除熱機能喪失」事象における破断想定位置変更時の影響について

「原子炉格納容器の除熱機能喪失」事象では、炉心損傷防止の観点及び長期的な格納容器破損防止の観点から低温側配管の破断を想定している。

しかしながら、蒸気発生器出口側配管破断を想定した場合、低温側配管破断と同様に炉心発生蒸気が蒸気発生器を経由して流出する際に、蒸気発生器 2 次側からの熱が加わる条件であり、また、蒸気の放出に際し 1 次冷却材ポンプの流動抵抗を受けないため、事象初期で原子炉格納容器内に放出されるエネルギー量が多めとなり、厳しい条件と考えられる。

このため、蒸気発生器出口側配管破断を破断想定位置とした場合の影響について確認評価を実施した。

＜解析条件＞

解析条件を以下に示す。

項目	3 ループ標準入力	感度解析条件
解析コード	MAAP	同左
炉心熱出力（初期）	100%(2,652MWt)×1.02	同左
1 次冷却材圧力（初期）	15.41+0.21MPa[gage]	同左
1 次冷却材平均温度（初期）	302.3+2.2℃	同左
炉心崩壊熱	FP：日本原子力学会推奨値 アクチニド：ORIGEN2 (サイクル末期を仮定)	同左
格納容器内自然対流冷却開始	格納容器最高使用圧力到達+30分	同左
格納容器再循環ユニット（基数、除熱特性）	2 基（1 基当たり 100℃～約 155℃、約 1.9MW～約 8.1MW）	同左
破断位置、口径	低温側配管の完全両端破断	蒸気発生器出口側配管の完全両端破断
原子炉格納容器自由体積	67,400m ³	同左
1 次冷却材体積	264m ³	同左

＜解析結果＞

原子炉格納容器圧力の短期応答を図-3に示す。また、長期応答を図-4に示す。その結果、事象初期においては、1 次冷却材ポンプの流動抵抗を受けることなく、炉心及び蒸気発生器 2 次側の熱を 1 次冷却材が原子炉格納容器に輸送すること、また、蒸気発生器出口側配管破断の破断口径が相対的に大きいことから、事故発生直後の原子炉格納容器圧力の上昇は蒸気発生器出口側配管破断の場合の方が僅かに大きくなる。しかし、その後は、蒸気流出が相対的に多い蒸気発生器出口側配管破断で 1 次系圧力が低く推移して ECCS 注入水量が多めとなるため、炉心がより冷却される傾向となる。その結果、格納容器内自然対流冷却開始までは、低温側配管破断で原子炉格納容器圧力は高めに推移し、格納容器内自然対流冷却開始以降においては、両者でほぼ同様の応答を示している。

よって、「原子炉格納容器の除熱機能喪失」事象において低温側配管の破断を想定す

ることは、炉心損傷の観点でより厳しく、かつ、より崩壊熱レベルの高い早期に格納容器内自然対流冷却が開始されることから格納容器再循環ユニットに要求される性能をより厳しく見積もることになり、妥当と判断される。

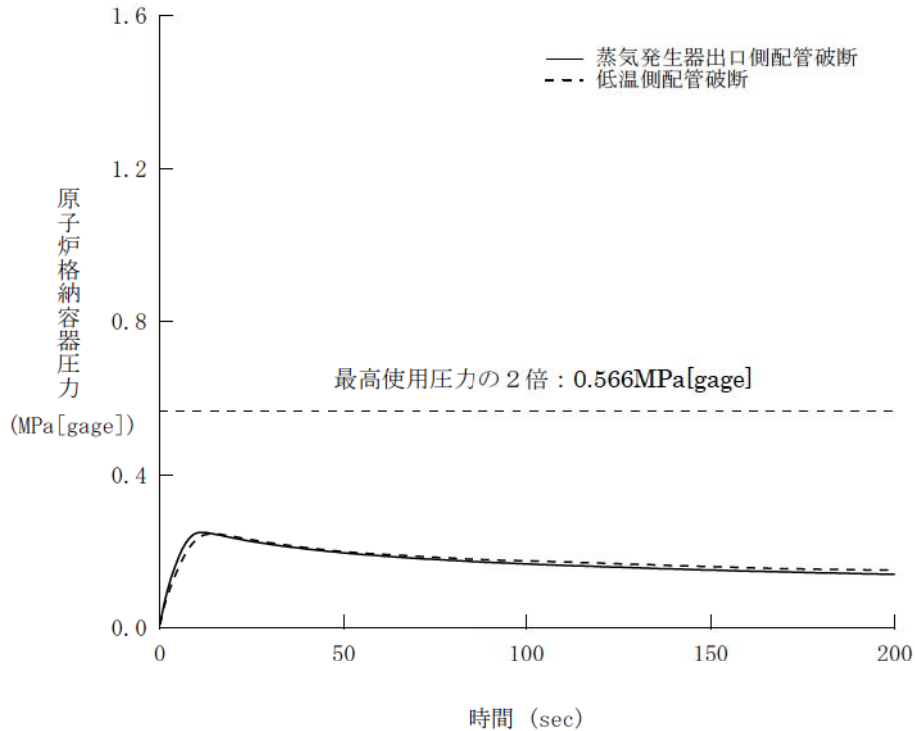


図-3 原子炉格納容器圧力の時間変化（短期応答）

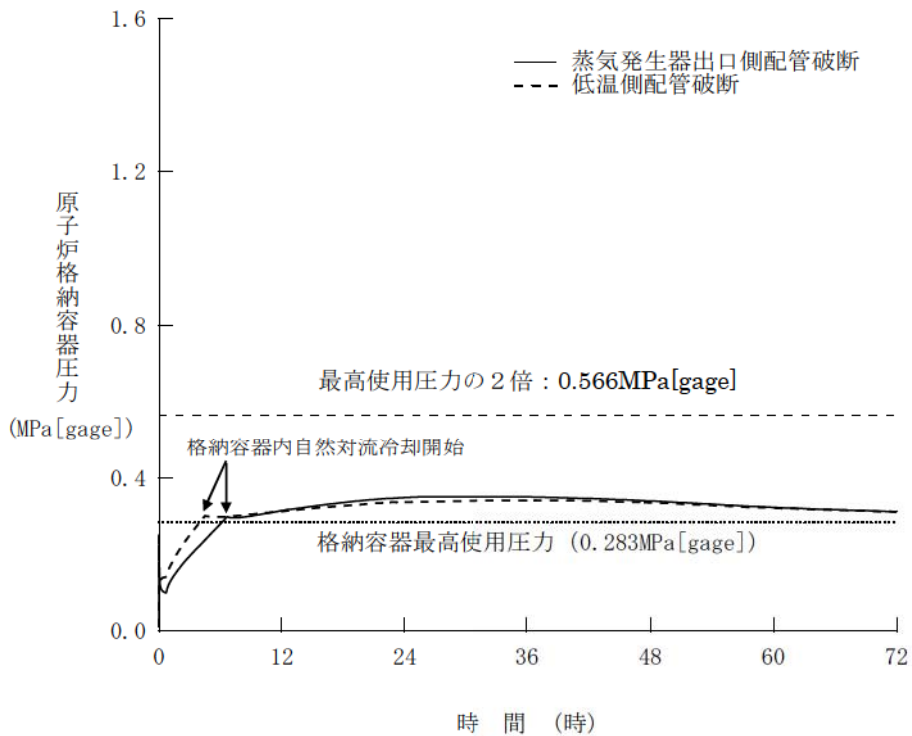


図-4 原子炉格納容器圧力の時間変化（長期応答）

解析に使用する反応度添加曲線について

重大事故等対策の有効性評価において使用する制御棒クラスタ挿入による反応度添加曲線を図1に示す。また、ステップ2燃料（55GWd/t）装荷炉心及びMOX燃料装荷炉心における制御棒挿入時間と添加反応度の関係について、トリップ反応度曲線の評価値（MOX燃料装荷炉心、ステップ2燃料装荷炉心）を安全解析使用値とともに図2に示す。

図2のトリップ反応度曲線の評価値は、実際の炉心設計における軸方向出力分布より、炉心下部方向に歪んだ分布*により計算している。このため、制御棒の落下による炉心上部での添加反応度は、この評価値よりさらに添加反応度が小さくなるように設定されたものである。

以上より、図1の重大事故等対策の有効性評価に使用される制御棒クラスタ挿入による反応度添加曲線が得られる。

*：通常運転時からキセノン振動を強制的に励起させ、実際には生じえないほどの軸方向出力分布が炉心下部に歪む時点の出力分布を使用している。

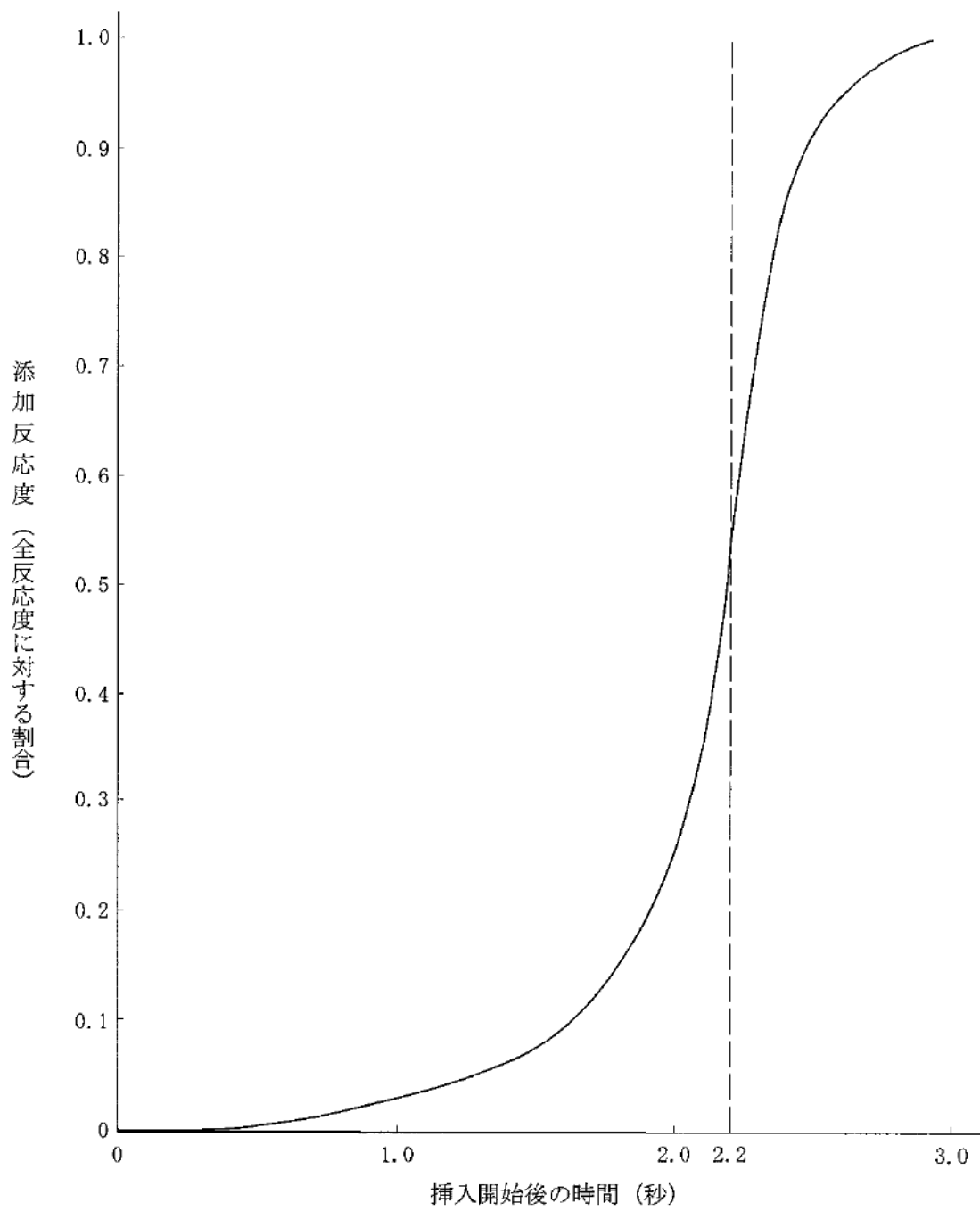


図1 トリップ時の制御棒クラスタ挿入による反応度添加曲線

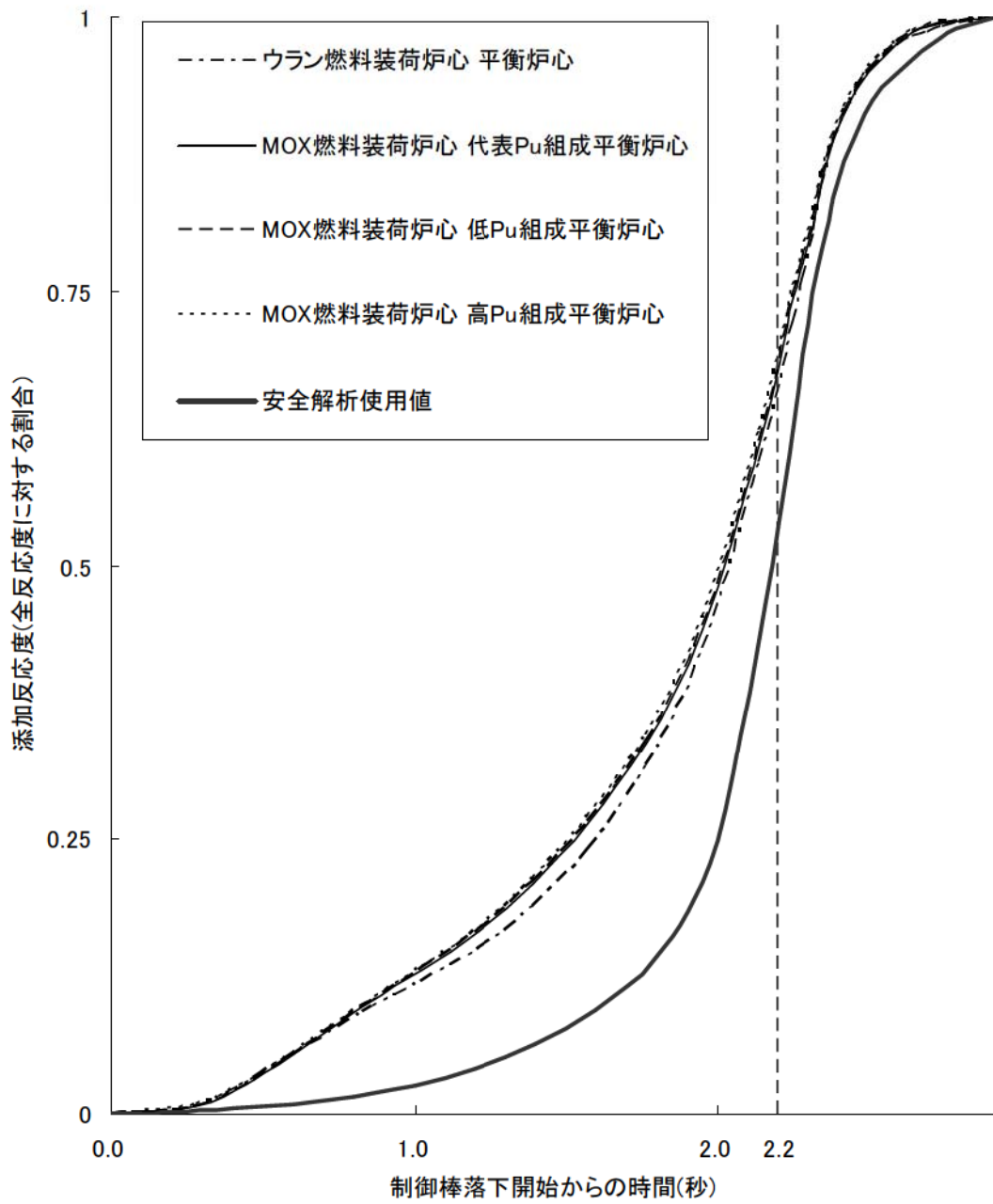


図2 トリップ時の制御棒クラススタ挿入による反応度添加曲線
(評価値)

加圧器逃がし弁/安全弁及び主蒸気逃がし弁/安全弁作動圧力の設定の考え方について

有効性評価における加圧器逃がし弁/安全弁及び主蒸気逃がし弁/安全弁の作動開始圧力を表1に示す。作動開始圧力としては、原則として設計値を用いるが、加圧器安全弁及び主蒸気安全弁は、「運転時の異常な過渡変化」及び「設計基準事故」解析において、設計の妥当性を確認している安全設備であることから、今回の有効性評価においても、保守的に作動開始圧力と全開時の圧力を高めに設定した値を使用している。

表1 安全解析で期待する加圧器逃がし弁/安全弁及び主蒸気逃がし弁/安全弁の作動設定値

弁	作動設定値(MPa[gage])	備考
加圧器逃がし弁	開開始圧力：□	実機設定圧通り
加圧器安全弁	開開始圧力：□ 全開圧力：□	開開始圧力は高めに実機設定圧 ^{※1} の□倍としている。 全開圧力は高めに実機設定圧 ^{※1} に対して□倍としている。
主蒸気逃がし弁	開開始圧力：□	実機設定圧通り
主蒸気安全弁	第1弁開開始圧力：□ 第1弁全開圧力：□ 第2弁開開始圧力：□ 第2弁全開圧力：□ 第3弁開開始圧力：□ 第3弁全開圧力：□	開開始圧力は高めに実機設定圧 ^{※1} の□倍としている。 全開圧力は高めに実機設定圧 ^{※1} に対して□倍としている。

※1 実機設定圧は表2参照

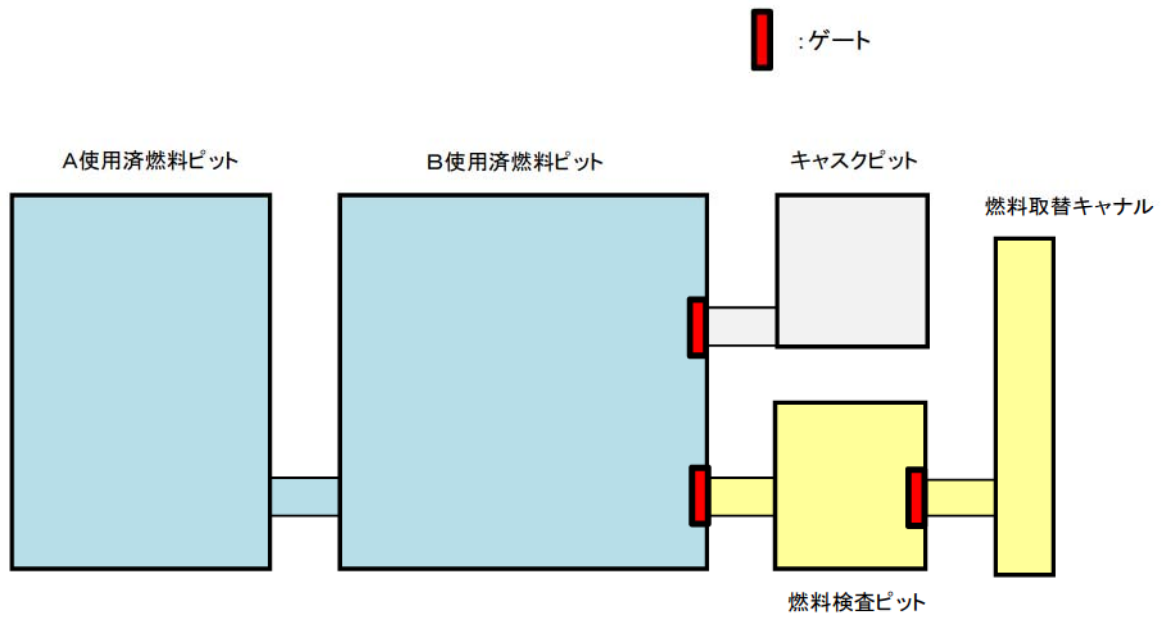
表2 実機での加圧器安全弁/主蒸気安全弁作動設定値

弁	作動設定値(MPa[gage])
加圧器安全弁	17.16
主蒸気安全弁	第1弁：7.48 第2弁：7.65 第3弁：7.85

記載内容のうち□内は商業機密に属するものですので公開できません。

使用済燃料ピットの水位低下及び遮蔽に関する評価条件について

1. 使用済燃料ピット概要図



使用済燃料ピット概略図（平面図）

- ※ 通常運転時は、A及びB使用済燃料ピット（上図の 箇所）と燃料検査ピット及び燃料取替チャンネル（上図の 箇所）は、ゲートで分離されている。
- 定期検査中は燃料取出しのために上図 箇所に水張りを行い、A及びB使用済燃料ピットは燃料検査ピット及び燃料取替チャンネルと接続される。

2. 使用済燃料ピットの崩壊熱及びピット水量

① 定期検査中

使用済燃料の崩壊熱の設定条件として崩壊熱が高めとなるよう燃料取出し直後の状態を想定することから、燃料取替チャンネル及び燃料検査ピットには燃料取出しのために水張りを行っており、AピットとBピットは燃料検査ピット及び燃料取替チャンネルと接続されている状態である。

このため、有効性評価における条件を以下のとおり想定する。

	有効性評価にて使用した設定値	設定の考え方
崩壊熱※1	11.508MW	Aピット、Bピットそれぞれ貯蔵容量満杯に保管された場合のA、Bピット合計の崩壊熱を考慮 【原子炉から一時的に取り出された1回、2回及び3回照射燃料全てを使用済燃料ピットに保管し、燃料取出期間を7.5日とした場合の崩壊熱】
評価水量※2	630m ³	Aピット、Bピット、燃料取替チャンネル及び燃料検査ピットが接続された状態での必要遮蔽水厚の水量を考慮
	362m ³	

※1：崩壊熱の評価条件

※2：上段が想定事故1のピット水量、下段が想定事故2のピット水量を示す。

燃料条件		ウラン燃料 (最高燃焼度：55GWd/t、ウラン濃縮度4.8wt%) MOX燃料 (最高燃焼度：45GWd/t)
貯蔵体数	Aピット	840体
	Bピット	600体
	合計	1,440体

② 通常運転中

通常運転中は、燃料検査ピット及び燃料取替チャンネルに水を張っておらず、Aピット及びBピットのみ水を張っている期間が存在する。

このため、有効性評価における条件を以下のとおり想定する。

	有効性評価にて 使用した設定値	設定の考え方
崩壊熱 ^{※1}	5.122MW	崩壊熱の高い燃料を優先的に貯蔵した場合に、評価結果の厳しくなるピットの崩壊熱及び水量を設定 【原子炉から一時的に取り出された1回及び2回照射燃料を使用済燃料ピットから炉心に再装荷し、定検期間を30日とした場合の崩壊熱】
評価 水量 ^{※2}	525m ³	AピットとBピットのみ水を張っている状態での必要遮蔽水厚の水量を考慮
	303m ³	

※1：崩壊熱の評価条件

※2：上段が想定事故1のピット水量、下段が想定事故2のピット水量を示す。

燃料条件		ウラン燃料 (最高燃焼度：55GWd/t、ウラン濃縮度4.8wt%) MOX燃料 (最高燃焼度：45GWd/t)
貯蔵体数	Aピット	840体
	Bピット	600体
	合計	1,440体

2. 「水遮蔽厚に対する貯蔵中の使用済燃料からの水面線量率」の計算条件について

「水遮蔽厚に対する貯蔵中の使用済燃料からの水面線量率」については、以下の計算方法により求めている。

(1) 使用済燃料の線源強度

使用済燃料の線源強度は、工事計画認可申請書の生体遮へい装置用の計算に用いている原子炉停止後[]の線源強度を使用しており、SFPに貯蔵されている全ての燃料集合体に対して適用している。これは、泊3号炉にて使用されている高燃焼度ステップ2ウラン燃料（最高燃焼度55,000MWd/t）およびMOX燃料（最高燃焼度45,000MWd/t）について、ORIGEN2コードを用いて計算した結果を包含する保守的な値であることを確認している。

(2) 水面線量率

線量率は、点減衰核積分コードであるSPAN-SLABコードを用いて計算している。使用済燃料は直方体形状にモデル化し、燃料集合体1体あたりの水面線量率に対して、SFPの最大貯蔵体数をかけて水面線量率を求めている。

計算式は以下のとおりである。

$$D(E) = K(E) \int_V \frac{S(E)}{4\pi r^2} B(E) \cdot e^{-b} dV$$

ここで、

$D(E)$: 線量率 (mSv/h)

$S(E)$: 線源強度 (MeV/(cm³・s))

$K(E)$: 線量率の換算係数 ((mSv/h)/(MeV/(cm²・s)))

$B(E)$: ビルドアップファクタ

$$B(E) = A \cdot e^{(-\alpha_1 \cdot b)} + (1 - A) \cdot e^{(-\alpha_2 \cdot b)}$$

A 、 α_1 、 α_2 は定数

r : 線源から計算点までの距離 (cm)

V : 線源体積 (cm³)

b : 減衰距離

$$b = \sum_{i=1}^n \mu_i \cdot t_i$$

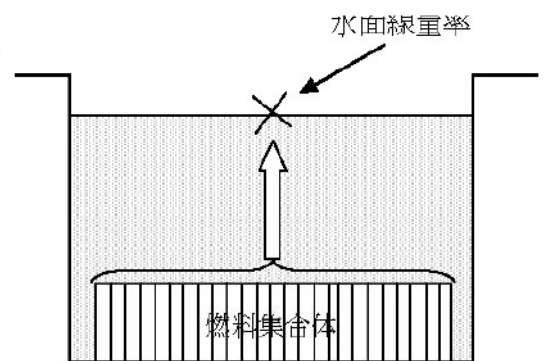
μ_i : 物質 i の線減衰係数 (cm⁻¹)

$$\mu_i = (\mu/\rho)_i \times \rho_i$$

$(\mu/\rho)_i$: 物質 i の質量減衰係数 (cm²/g)

ρ_i : 物質 i の密度 (g/cm³)

t_i : 物質 i の透過距離 (cm)



SFPの水面線量率
= 燃料集合体1体からの水面線量率
× SFP最大貯蔵体数

3. 放射線の遮蔽が維持される水位について

放射線の遮蔽が維持される水位については、以下のとおり SFP 保有水の水位が低下した場合でも、SFP 中央水面での線量率は、燃料取替時の燃料取扱棟の遮蔽設計基準値を超えない範囲である。

(1) 想定事故 1

a. SFP保有水高さ

燃料集合体より上の水の高さ
= 約7.62m

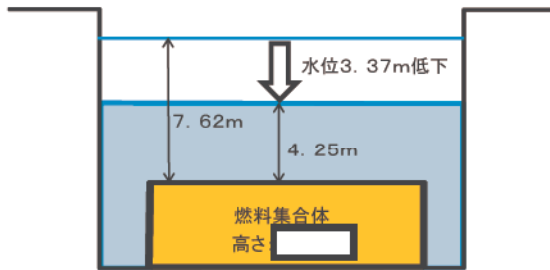
b. 必要遮蔽厚

下記グラフから約4.25m以上

c. 許容水位低下量

a - b = 約3.37m

安全側に3.3mとする。



2) 想定事故 2

a. SFP保有水高さ

燃料集合体より上の水の高さ
= 約6.27m

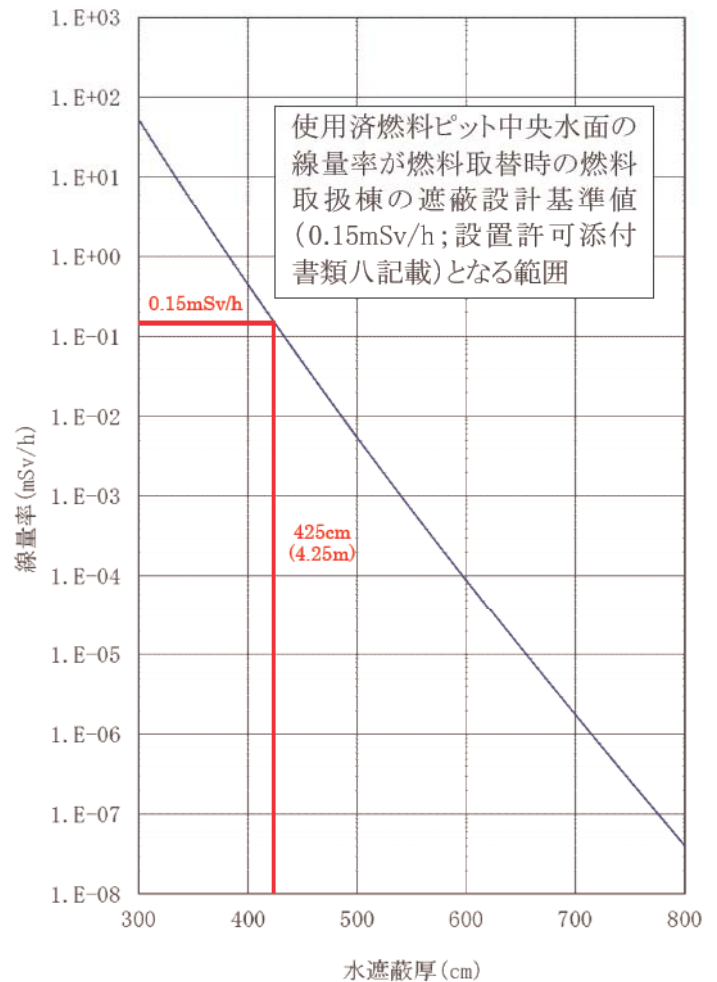
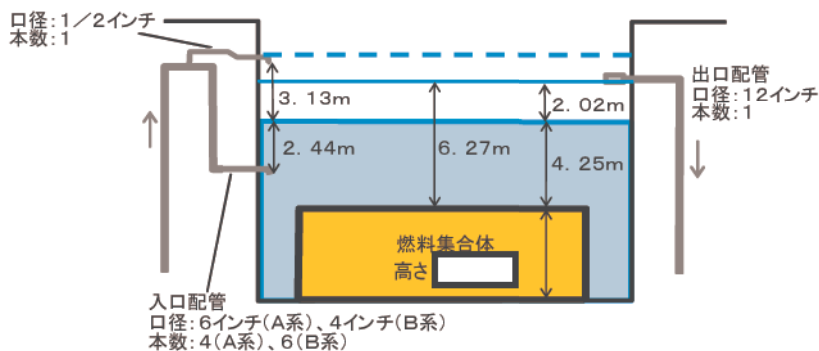
b. 必要遮蔽厚

下記グラフから約4.25m以上

c. 許容水位低下量

a - b = 約2.02m

安全側に2.0mとする。



※水温52℃、燃料有効部からの評価値。
100℃の水を考慮した場合、必要水厚は、約11cm増加するが、本評価では、燃料有効部から[]余裕を見込んだ燃料上部ノズル部からの必要水厚として評価していること、上部ノズル・プレナム等の遮蔽を考慮していないことから、評価上の余裕に包含される。

[]部は機密情報に属しますので公開できません。

(1) 使用済燃料ピットに貯蔵する使用済燃料の熱負荷 (停止時)

取出燃料	泊 3 号炉燃料						泊 1, 2 号炉燃料			
	冷却期間		MOX燃料		ウラン燃料		冷却期間		ウラン燃料	
	取出燃料数	崩壊熱 (MW)	取出燃料数	崩壊熱 (MW)	取出燃料数	崩壊熱 (MW)	取出燃料数	崩壊熱 (MW)	取出燃料数	崩壊熱 (MW)
今回取出	7.5 日	16 体	0.978	39 体	1.712	—	—	—	—	—
今回取出	7.5 日	16 体	1.110	39 体	1.855	—	—	—	—	—
今回取出	7.5 日	8 体	0.571	39 体	1.988	—	—	—	—	—
1 サイクル冷却済燃料	(13 ヶ月+30 日) × 1 + 7.5 日	※ 1	0.176	39 体	0.234	—	—	—	—	—
2 サイクル冷却済燃料	(13 ヶ月+30 日) × 2 + 7.5 日	※ 1	0.088	39 体	0.127	2 年	40 体 × 2	0.256	—	—
3 サイクル冷却済燃料	(13 ヶ月+30 日) × 3 + 7.5 日	※ 1	0.062	39 体	0.084	(13 ヶ月+30 日) × 1 + 2 年	40 体 × 2	0.168	—	—
4 サイクル冷却済燃料	(13 ヶ月+30 日) × 4 + 7.5 日	※ 1	0.053	39 体	0.064	—	—	—	—	—
5 サイクル冷却済燃料	(13 ヶ月+30 日) × 5 + 7.5 日	※ 1	0.049	—	—	—	—	—	—	—
6 サイクル冷却済燃料	(13 ヶ月+30 日) × 6 + 7.5 日	※ 1	0.047	—	—	—	—	—	—	—
7 サイクル冷却済燃料	(13 ヶ月+30 日) × 7 + 7.5 日	※ 1	0.045	—	—	—	—	—	—	—
...	—	—	—	—	—	—	—
59 サイクル冷却済燃料	(13 ヶ月+30 日) × 59 + 7.5 日	※ 1	0.025	—	—	—	—	—	—	—
60 サイクル冷却済燃料	(13 ヶ月+30 日) × 60 + 7.5 日	※ 1	0.025	—	—	—	—	—	—	—
61 サイクル冷却済燃料	(13 ヶ月+30 日) × 61 + 7.5 日	8 体	0.013	—	—	—	—	—	—	—
小計	—	1008 体	5.020	273 体	6.064	—	160 体	0.424	—	—
合計	取出燃料体数 ^{※2}	1,441 体		崩壊熱		11.508MW				

※ 1 : 2 回照射 MOX 燃料 8 体、3 回照射 MOX 燃料 8 体 ※ 2 : 泊発電所 3 号機使用済燃料ピットの燃料保管容量は 1440 体

(1) 使用済燃料ピットに貯蔵する使用済燃料の熱負荷 (運転時)

取出燃料	泊3号炉燃料						泊1, 2号炉燃料		
	冷却期間		MOX燃料		ウラン燃料		冷却期間		ウラン燃料
		取出燃料数	崩壊熱 (MW)	取出燃料数	崩壊熱 (MW)	取出燃料数	崩壊熱 (MW)	取出燃料数	崩壊熱 (MW)
今回取出	—	—	—	—	—	—	—	—	—
今回取出	30日	8体	0.376	—	—	—	—	—	—
今回取出	30日	8体	0.390	39体	1.094	—	—	—	—
1サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日)×1+30日	※1	0.166	39体	0.224	—	—	—	—
2サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日)×2+30日	※1	0.085	39体	0.124	40体×2	0.256	—	—
3サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日)×3+30日	※1	0.062	39体	0.081	40体×2	0.168	—	—
4サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日)×4+30日	※1	0.053	39体	0.063	—	—	—	—
5サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日)×5+30日	※1	0.049	—	—	—	—	—	—
6サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日)×6+30日	※1	0.047	—	—	—	—	—	—
7サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日)×7+30日	※1	0.045	—	—	—	—	—	—
・・・	・・・	・・・	・・・	・・・	・・・	・・・	・・・	・・・	・・・
59サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日)×59+30日	※1	0.025	—	—	—	—	—	—
60サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日)×60+30日	※1	0.025	—	—	—	—	—	—
61サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日)×61+30日	8体	0.013	—	—	—	—	—	—
小計	—	984体	3.112	195体	1.586	160体	0.424	—	—
合計	取出燃料体数 ^{※2}	1,339体		崩壊熱		5.122MW			

※1：2回照射MOX燃料8体、3回照射MOX燃料8体 ※2：泊発電所3号機使用済燃料ピットの燃料保管容量は1440体

(参考) 事象発生時のSFPの初期水位、初期水温設定について

使用済燃料ピットの水位低下時間評価における初期水位、初期水温は、それぞれ実運用および実測値を踏まえ設定したものである。以下に初期水位、初期水温の条件設定の考え方を示す。

(1) SFP初期水位 (NWL : T.P. 32.66m)

SFP水位は、水位低警報 (NWL-0.08m : T.P. 32.58m) を下回らないよう、通常は水位 NWL±0.05m を目安に管理運用している。よって、最適評価として初期水位を NWL に設定した。

(2) SFP初期水温 (40℃)

SFP初期水温は、燃料取出し完了後のSFP水温の実測値に基づき設定した。至近の泊発電所における定検時の燃料取出し完了後～燃料装荷までのSFP水温実測値の最高値を以下に示す。

a. 泊発電所3号機(定検中)

定検回数 (年度)	1回 (2011)	2回 (2012)
SFP水温	21.8	29.5

(運転中(参考))

年	2009	2010	2011	2012
SFP水温	25.1	25.9	26.3	12.2

b. 泊発電所1号機(定検中)

定検回数 (年度)	14回 (2007)	15回 (2008)	16回 (2009)	17回 (2011)
SFP水温	25.0	35.0	23.5	31.8

(運転中(参考))

年	2007	2008	2009	2010	2011
SFP水温	31.5	26.0	27.5	33.5	15.0

c. 泊発電所2号機(定検中)

定検回数 (年度)	13回 (2008)	14回 (2009)	15回 (2010)	16回 (2011)
SFP水温	31.5	24.5	29.0	43.0

(運転中(参考))

年	2007	2008	2009	2010	2011
SFP水温	29.0	29.0	30.0	32.0	29.0

以上に示すとおり、定検中のSFP水温の最高値は約 21℃～43℃の間で分布しており、最適評価として初期水温を 40℃に設定した。

また、運転中のSFP水温の最高値は約 12℃～34℃の間で分布しており、最適評価として初期水温を 30℃に設定した。

3 ループ標準値を用いた解析から泊3号炉の個別解析に見直した経緯 及び見直しに伴う影響について

泊3号炉の重大事故等対策の有効性評価において、当初申請では国内 PWR において代表性のある3ループ標準プラントデータ（以下、「3ループ標準値」という。）をベースとして用いた解析を実施していたが、今回、個別プラントの設計条件を用いた解析（以下、「個別解析」という。）へと見直したことから、解析条件を見直した経緯及びその影響について以下にまとめた。

1. 解析条件を見直した経緯について

- ・泊3号炉の原子炉設置変更許可申請時における重大事故等対策の有効性評価にあたっては、審査ガイド類に則って評価を行うことを前提としつつ、効率的な解析作業を進めることも念頭に置き、3ループ標準値を解析の入力条件として可能な限り活用した評価を行った。

なお、一部の入力条件に3ループ標準値を採用することの妥当性確認については、平成26年1月28日の審査会合において説明済である。

- ・その後、個別解析を実施する十分な時間が確保出来たことから、全事象において泊3号炉の個別プラントの設計条件を用いた解析を改めて実施した。

2. 見直しに伴う影響について

当初申請解析（3ループ標準値をベースとして使用）と個別解析との間で、解析条件の相違による双方の解析結果の差を以下のとおり確認した。

なお、「原子炉停止機能喪失」については、当初申請解析と個別解析の間で解析結果に有意な影響を与えるパラメータである減速材温度係数を見直していることから、ここでの比較・考察の対象外とする。

■解析条件の差が解析結果及び事象進展に及ぼす影響（別紙1、別紙2）

①補助給水流量

解析条件で両者の差が比較的大きい項目として「補助給水流量」が挙げられる。これにより、「全交流動力電源喪失」では、個別解析の方が蒸気発生器保有水量の回復が遅くなる傾向があるが、炉心の健全性に影響を及ぼすパラメータである「1次系保有水量」、「燃料被覆管温度」等はほぼ同様の挙動を示していることから、1次系からの除熱に必要な補助給水流量を確保出来ていることを確認した。

（別紙1-1（2/8）、別紙2-1（12/43）、（17/43））

②ポンプの注入特性

「余熱除去ポンプの注入特性」は、個別解析の方が高圧時の注入流量が若干多くなる特性となっている。これにより、「ECCS注水機能喪失（2インチ破断）」の「燃料被覆管温度」は、当初申請解析ではごく短時間ではあるが燃料が露出するため燃料被覆管温度が初期値から上昇するが、個別解析では終始冠水しているため上昇しない。いずれも

燃料被覆管温度は制限値に対して十分に低く問題ない。

(別紙1-1 (5/8)、別紙2-1 (33/43))

③CV関連パラメータ

「CV自由体積」は個別解析の方が若干小さく、「CV再循環ユニットの除熱特性」も若干低いため、「原子炉格納容器圧力」及び「原子炉格納容器雰囲気温度」が高めに推移する傾向となる。これにより、「原子炉格納容器の除熱機能喪失」、「格納容器過圧破損」及び「格納容器過温破損」の「原子炉格納容器圧力」及び「原子炉格納容器雰囲気温度」においては、CVの最高圧力・温度が異なってくるが、その差は小さい。(CV圧力・温度は個別解析の方が最大値で約0.025MPa[gage] (過圧破損)、約3°C高い (過温破損))

(別紙1-1 (3/8)、別紙1-2 (1/3)、(2/3)、

別紙2-1 (20/43)、(21/43)、別紙2-2 (1/11)、(3/11)、(6/11)、(7/11))

④その他の項目

その他の項目に関しては、解析条件の差が解析結果に与える影響は小さく、事象進展では細かい挙動の違いが見られるものもあるが、ほぼ同様の挙動となっている。

■評価項目に対する解析結果の比較 (別紙3)

ここでは重大事故等対策の有効性評価の各事故シーケンスグループ等における判断基準となる評価項目について、当初申請解析と個別解析の解析結果を一覧表にまとめた。

評価項目に対する解析結果で両者の差が比較的大きなものとして「原子炉格納容器圧力」が挙げられるが、これは主にCV自由体積及び格納容器再循環ユニットの除熱特性の差によるものである。個別解析の結果の方が圧力、温度ともにやや高めとなっているが、判断基準に対しては十分余裕があり、原子炉格納容器圧力バウンダリの健全性に影響はないことを確認した。

その他の評価項目については、両者の差は小さく、また、判断基準に対して大きな余裕があることを確認した。

■運転員等操作に対する解析結果の比較 (別紙4)

運転員等操作に対する解析結果は、いずれも事象発生からの経過時間に大きな差はなく、運転操作上の余裕の観点からも評価結果に大きな影響を与えていないことを確認した。

以上

解析条件の差が解析結果に及ぼす影響
(運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故)

「2次冷却系からの除熱機能喪失」(主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故)

項目	当初申請解析	個別解析	解析条件の差が解析結果に及ぼす影響
炉心熱出力(初期)	2652 x 1.02MWt	同左	相違なし
1次冷却材平均温度(初期)	302.3+2.2℃	306.6+2.2℃	1次冷却材平均温度は個別解析の方が4.3℃高く、1次冷却材の初期エネルギーがやや大きいが、その差は炉心崩壊熱による発生エネルギーと比べると十分に小さく、解析結果に及ぼす影響は小さい。
1次冷却材圧力(初期)	15.41-0.21MPa [gage]	同左	相違なし
2次側圧力(初期)	5.32+0.21MPa [gage]	5.73+0.21MPa [gage]	2次側圧力の初期条件が長期的なプラント挙動へ及ぼす影響は小さい。また、主蒸気逃がし弁/安全弁の自動作動時の除熱量は弁の作動設定圧に依存し、2次側圧力の影響は受けない。
炉心崩壊熱	AESJ+ORIGEN2 (UO ₂ +1/4MOX炉心)	同左	相違なし
炉心バイパス流量	4.0%	6.5%	炉心バイパス流量の差は2.5%であり、炉心冷却に寄与しない流れが増えるため評価としては厳しくなる方向であるが、解析結果に及ぼす影響は小さい。
1次系体積(定格時、SG伝熱管10%プラグ)	264m ³	273m ³	RCS体積は3%程度大きく、1次冷却材の初期エネルギーがやや大きいが、その差は炉心崩壊熱による発生エネルギーと比べると十分に小さく、解析結果に及ぼす影響は小さい。
加圧器水位	60%体積	65%体積	加圧器水位は個別解析がわずかに高いが、解析結果に及ぼす影響は小さい。
1次冷却材流量(熱設計流量)	60300m ³ /h	60600m ³ /h	熱設計流量の相違は0.5%程度であり、解析結果に及ぼす影響は小さい。
RCP型式	93A	1000	型式差により、個別解析の方がRCP停止時のRCS流量の減少がやや遅くなるが、解析結果に及ぼす影響は小さい。
SG型式	52F	54F	SG2次側保有水量は個別解析の方が2t大きい。初期保有水量の差による1次系の除熱能力への影響は小さく、解析結果に及ぼす影響は小さい。
SG2次側保有水量(個数、容量、設定圧力)	2個、95t/h/個、 <input type="text"/> MPa [gage]	同左	相違なし
高圧注入ポンプ(台数、注入特性)	2台、最小注入特性(0m ³ /h~約250m ³ /h、0MPa [gage]~約12.7MPa [gage])	2台、最小注入特性(0m ³ /h~約230m ³ /h、0MPa [gage]~約13.0MPa [gage])	個別解析の方が高圧時の炉心注入流量が若干多くなる注入特性であるが、解析結果に及ぼす影響は小さい。
重大事故等対策	フィードアンドブリード ・条件: SG広域水位0%以下 ・運転員操作時間: 5分	同左	相違なし

: 当初申請解析とのパラメータの相違点

: 相違があるパラメータのうち、事象進展に有意な影響を与えるパラメータ

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

解析条件の差が解析結果に及ぼす影響
(運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故)

「全交流動力電源喪失」(外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及びRCPシールドLOCAが発生する事故)
(「原子炉補機冷却機能喪失」も同じ)

「全交流動力電源喪失」(外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故)

項目	当初申請解析	個別解析	解析条件の差が解析結果に及ぼす影響
炉心熱出力(初期)	2652×1.02MWt	同左	相違なし
1次冷却材平均温度(初期)	302.3+2.2℃	306.6+2.2℃	1次冷却材平均温度は個別解析の方が4.3℃高く、1次冷却材の初期エネルギーがやや大きいが、その差は炉心崩壊熱による発生エネルギーと比べると十分に小さく、解析結果に及ぼす影響は小さい。
1次冷却材圧力(初期)	15.41-0.21MPa[gage]	同左	相違なし
2次側圧力(初期)	5.32+0.21MPa[gage]	5.73+0.21MPa[gage]	2次側圧力の初期条件が長期的なプラント起動へ及ぼす影響は小さい。また、主蒸気逃がし弁/安全弁の自動作動時の除熱量は弁の作動設定圧に依存し、2次側圧力の影響は受けない。
炉心崩壊熱	AESJ+OR16EN2(UO ₂ +1/4MOX炉心)	同左	相違なし
炉心バイパス流量	4.0%	6.5%	炉心バイパス流量の差は2.5%であり、炉心冷却に寄与しない流れが増えるため評価としては厳しくなる方向であるが、解析結果に及ぼす影響は小さい。
1次系体積 (定格時、SG伝熱管10%プラグ)	264m ³	273m ³	RCS体積は3%程度大きく、1次冷却材の初期エネルギーがやや大きいが、その差は炉心崩壊熱による発生エネルギーと比べると十分に小さく、解析結果に及ぼす影響は小さい。
加圧器水位	60%体積	65%体積	加圧器水位は個別解析がわずかに高いが、解析結果に及ぼす影響は小さい。
1次冷却材流量(熱設計流量)	60300m ³ /h	60600m ³ /h	熱設計流量の相違は0.5%程度であり、解析結果に及ぼす影響は小さい。
RCP型式	93A	100D	型式差により、個別解析の方がRCP停止時のRCS流量の減少がやや遅くなるが、解析結果に及ぼす影響は小さい。
RCPシールドからの漏えい率(初期) (RCPシールドLOCA)	定格圧力において、約109m ³ /h/台	同左	相違なし
RCPシールドからの漏えい率(初期) (RCPシールドリーク)	定格圧力において、約1.5m ³ /h/台	同左	相違なし
SG型式	52F	54F	SG 2次側保有水量は個別解析の方が2t大きいですが、初期保有水量の差による1次系の除熱能力への影響は小さく、解析結果に及ぼす影響は小さい。
SG 2次側保有水量(初期)	48t/基	50t/基	相違なし
主蒸気逃がし弁 (個数、容量、設定圧力)	3個 定格蒸気の10%、 MPa[gage]	同左	相違なし
蓄圧タンク(保有水量、保持圧力)	29.0m ³ /基、4.04MPa[gage]	同左	相違なし
代替CVスプレイポンプ(台数、流量)	1台、30m ³ /h	同左	相違なし
補助給水ポンプ(台数、流量)	タービン動補助給水ポンプ1台 160m ³ /h(蒸気発生器3基合計)	タービン動補助給水ポンプ1台 80m ³ /h(蒸気発生器3基合計)	補助給水ポンプの流量は、個別解析の方が約半分と少なく、事象発生後の蒸気発生器保有水量の回復が遅くなるが、必要な除熱量は確保されており、解析結果に及ぼす影響は小さい。
CV自由体積	67400m ³	65500m ³	CV自由体積の相違は3%程度であり、CV圧力が高くなる傾向であるが、解析結果に及ぼす影響は小さい。
重大事故等対策	2次系強制冷却 ・事象発生後の30分後に開始 代替炉心注水 ・1次冷却材圧力0.7MPa[gage]到達後に開始	同左	相違なし

：当初申請解析とのパラメータの相違点

：相違があるパラメータのうち、事象進展に有意な影響を与えるパラメータ

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

解析条件の差が解析結果に及ぼす影響
(運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故)

「原子炉格納容器の除熱機能喪失」(大破断LOCA時に低圧再循環機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故)

項目	当初申請解析	個別解析	解析条件の差が解析結果に及ぼす影響
炉心熱出力(初期)	2852 x 1.02MWt	同左	相違なし
1次冷却材平均温度(初期)	302.3+2.2℃	306.6+2.2℃	1次冷却材平均温度は個別解析の方が4.3℃高く、1次冷却材の初期エネルギーがやや大きいが、その差は炉心崩壊熱による発生エネルギーと比べると十分に小さく、解析結果に及ぼす影響は小さい。
1次冷却材圧力(初期)	15.41-0.21MPa [gage]	同左	相違なし
2次側圧力(初期)	5.32+0.21MPa [gage]	5.73+0.21MPa [gage]	2次側圧力の初期条件が長期的なプラント挙動へ及ぼす影響は小さい。また、主蒸気逃がし弁/安全弁の自動作動時の除熱量は弁の作動設定圧に依存し、2次側圧力の影響は受けない。
炉心崩壊熱	AESJ+ORIGEN2 (UO ₂ +1/4MOX炉心)	同左	相違なし
1次系体積(定格時、SG伝熱管10%プラグ)	264m ³	273m ³	RCS体積は3%程度大きく、1次冷却材の初期エネルギーがやや大きいが、その差は炉心崩壊熱による発生エネルギーと比べると十分に小さく、解析結果に及ぼす影響は小さい。
加圧器水位	60%体積	65%体積	加圧器水位は個別解析がわずかに高いが、解析結果に及ぼす影響は小さい。
1次冷却材流量(熱設計流量)	60300m ³ /h	60600m ³ /h	熱設計流量の相違は0.5%程度であり、解析結果に及ぼす影響は小さい。
RCP型式	93A	1000	型式差により、個別解析の方がRCP停止時のRCS流量の減少がやや遅くなるが、解析結果に及ぼす影響は小さい。
SG型式	52F	54F	SG 2次側側保有水量は個別解析の方が2t大きいですが、初期保有水量の差による1次系の除熱能力への影響は小さい。
SG 2次側側保有水量	48t/基	50t/基	高圧注入ポンプの注入特性は若干異なるものの、解析結果に及ぼす影響は小さい。
高圧注入ポンプ(台数、注入特性)	2台、最大注入特性(0m ³ /h~約350m ³ /h、0MPa [gage]~約15.6MPa [gage])	2台、最大注入特性(0m ³ /h~約350m ³ /h、0MPa [gage]~約15.7MPa [gage])	相違なし
蓄圧タンク(保有水量、保持圧力)	29.0m ³ /基、4.04MPa [gage]	同左	相違なし
余熱除去ポンプ(台数、注入特性)	2台、最大注入特性(0m ³ /h~約1820m ³ /h、0MPa [gage]~約1.3MPa [gage])	同左	相違なし
補助給水ポンプ(台数、流量)	電動補助給水ポンプ2台 タービン動補助給水ポンプ1台 280m ³ /h(蒸気発生器3基合計)	電動補助給水ポンプ2台 タービン動補助給水ポンプ1台 150m ³ /h(蒸気発生器3基合計)	補助給水流量は個別解析の方が約半分と少ないが、解析結果に及ぼす影響は小さい。
CV自由体積	67400m ³	65500m ³	CV自由体積は個別解析の方が3%程度小さいため、CV圧力が高くなる傾向であるが、当初申請解析と個別解析を比較した結果、CV圧力・温度が評価項目を満足することを確認した。
ヒートシンク	金属 : 約 <input type="text"/> m ³ コンクリート : 約 <input type="text"/> m ³	金属 : 約 <input type="text"/> m ³ コンクリート : 約 <input type="text"/> m ³	V圧力が低くなる傾向であるが、解析結果に及ぼす影響は小さい。Vの体積は個別解析の方が約3%小さいが、コンクリートの体積は約1割大きい。Gの体積は約1割小さい。
CV再循環ユニット(基数、除熱特性)	2基(1基当たり100℃~約155℃、約1.9MW~約8.1MW)	2基(1基当たり100℃~約155℃、約3.6MW~約6.5MW)	再循環ユニットの除熱特性は個別解析の方が高温領域ではやや低い。格納容器内自然対流冷却開始後のCV圧力・温度が高めに推移するが、当初申請解析と個別解析を比較した結果、CV圧力・温度が評価項目を満足することを確認した。
重大事故等対策	格納容器内自然対流冷却 格納容器最高使用圧力到達の30分後に開始	同左	相違なし

: 当初申請解析とのパラメータの相違点
 : 相違があるパラメータのうち、事象進展に有意な影響を与えるパラメータ

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

解析条件の差が解析結果に及ぼす影響
(運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故)

「原子炉停止機能喪失」(主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故/負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故)

項目	当初申請解析	個別解析	解析条件の差が解析結果に及ぼす影響
炉心熱出力(初期)	2852MWt	同左	相違なし
1次冷却材平均温度(初期)	306.6℃	同左	相違なし
1次冷却材圧力(初期)	15.41MPa[gage]	同左	相違なし
2次側圧力(初期)	5.75MPa[gage]	同左	相違なし
炉心崩壊熱	AESJ+ORIGEN2(UO ₂ +1/4MOX炉心)	同左	相違なし
減速材温度係数	-13pcm/°C (2,3,4ルーブリックプラントに共通に適用できる保守的な値)	-18pcm/°C (泊3号炉の炉心設計に基づく保守的な値)	個別解析では泊3号炉の炉心設計に基づく減速材温度係数を用いているため、出力上昇に伴う反応度帰還効果が大きくなり、当初申請解析よりも評価項目となるパラメータであるRCS圧力バウンダリに対する余裕が大きくなることを確認した。
炉心バイパス流量	4.0%	6.5%	炉心バイパス流量の差は2.5%であり、炉心冷却に寄与しない流れが増えるため評価としては厳しくなる方向であるが、解析結果に及ぼす影響は小さい。
1次系体積 (定格時、SG伝熱管10%プラグ)	264m ³	273m ³	RCS体積は個別解析の方が3%程度大きいため、減速材温度の上昇が遅れることにより出力低下が遅れ、評価としては厳しくなる方向であるが、解析結果に及ぼす影響は小さい。
加圧器水位	65%体積	同左	相違なし
1次冷却材流量(熱設計流量)	60300m ³ /h	60600m ³ /h	熱設計流量の相違は0.5%程度であり、解析結果に及ぼす影響は小さい。
RCP型式	93A	100D	外部電源がある事象であり、運転継続しているため、型式差の解析結果への影響は無い。
SG型式	52F	54F	SG2次側保有水量は個別解析の方が2t大きいですが、初期保有水量の差による1次系の除熱能力への影響は小さく、解析結果に及ぼす影響は小さい。
SG2次側保有水量	48t/基	50t/基	相違なし
加圧器安全弁(個数、容量、設定圧力)	3個、157t/h/個	MPa[gage]	
加圧器逃がし弁(個数、容量、設定圧力)	2個、95t/h/個	MPa[gage]	
主蒸気安全弁(個数、容量、設定圧力)	15個、定格蒸気の100%、MPa[gage](第1段)		
主蒸気逃がし弁(個数、容量、設定圧力)	3個、定格蒸気の10%、MPa[gage]		
補助給水ポンプ(台数、流量)	電動補助給水ポンプ2台 タービン動補助給水ポンプ1台 150m ³ /h(蒸気発生器3基合計)	同左	相違なし
重大事故対策	ATWS緩和設備(主蒸気隔離+補助給水) ・作動信号:SG水位低 ・設定点:SG水位7%(狭域) ・作動時間:設定点到達後17秒(主蒸気隔離)/60秒(補助給水)	同左	相違なし

■ : 当初申請解析とのパラメータの相違点

■ : 相違があるパラメータのうち、事象進展に有意な影響を与えるパラメータ

■ : 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

解析条件の差が解析結果に及ぼす影響
(運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故)

「ECCS注水機能喪失」(中破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故)

項目	当初申請解析	個別解析	解析条件の差が解析結果に及ぼす影響
炉心熱出力(初期)	2852 x 1.02MWt	同左	相違なし
1次冷却材平均温度(初期)	302.3+2.2℃	306.6+2.2℃	1次冷却材平均温度は個別解析の方が4.3℃高く、1次冷却材の初期エネルギーがやや大きいが、その差は炉心崩壊熱による発生エネルギーと比べると十分に小さく、解析結果に及ぼす影響は小さい。
1次冷却材圧力(初期)	15.41-0.21MPa[gage]	同左	相違なし
2次側圧力(初期)	5.32+0.21MPa[gage]	5.73+0.21MPa[gage]	2次側圧力の初期条件が長期的なプラント挙動へ及ぼす影響は小さい。また、主蒸気逃がし弁/安全弁の自動作動時の除熱量は弁の作動設定圧に依存し、2次側圧力の影響は受けない。
炉心崩壊熱	AESJ+ORIGEN2(UO ₂ +1/4MOX炉心)	同左	相違なし
炉心パイパス流量	4.0%	6.5%	炉心パイパス流量の差は2.5%であり、炉心冷却に寄与しない流れが増えるため評価としては厳しくなる方向であるが、解析結果に及ぼす影響は小さい。
1次系体積(定格時、SG伝熱管10%プラグ)	264m ³	273m ³	RCS体積は3%程度大きく、1次冷却材の初期エネルギーがやや大きいが、その差は炉心崩壊熱による発生エネルギーと比べると十分に小さく、解析結果に及ぼす影響は小さい。
加圧器水位	60%体積	65%体積	加圧器水位は個別解析がわずかに高いが、解析結果に及ぼす影響は小さい。
1次冷却材流量(熱設計流量)	60300m ³ /h	60600m ³ /h	熱設計流量の相違は0.5%程度であり、解析結果に及ぼす影響は小さい。
RCP型式	93A	100D	型式差により、個別解析の方がRCP停止時のRCS流量の減少がやや遅くなるが、解析結果に及ぼす影響は小さい。
SG型式	52F	54F	SG2次側保有水量は個別解析の方が2t大きいですが、初期保有水量の差による1次系の除熱能力への影響は小さく、解析結果に及ぼす影響は小さい。
SG2次側保有水量	48t/基	50t/基	
主蒸気逃がし弁(個数、容量、設定圧力)	3個 定格蒸気の10%、MPa[gage]	同左	相違なし
蓄圧タンク(保有水量、保持圧力)	29.0m ³ /基、4.04MPa[gage]	同左	相違なし
余熱除去ポンプ(台数、注入特性)	2台、最小注入特性(0m ³ /h~約830m ³ /h、0MPa[gage]~約0.7MPa[gage])	2台、最小注入特性(0m ³ /h~約770m ³ /h、0MPa[gage]~約0.8MPa[gage])	個別解析の方が高圧時の炉心注入流量が若干多くなる注入特性であるため、2インテ断のケースでは炉心露出しない。
補助給水ポンプ(台数、流量)	電動補助給水ポンプ2台 タービン動補助給水ポンプ1台 280m ³ /h(蒸気発生器3基合計)	電動補助給水ポンプ2台 タービン動補助給水ポンプ1台 150m ³ /h(蒸気発生器3基合計)	補助給水ポンプの流量は、個別解析の方が約半分と少なく、事象発生後の蒸気発生器保有水量の回復が遅くなるが、必要な除熱量は確保されており、解析結果に及ぼす影響は小さい。
重大事故等対策	2次系強制冷却による蓄圧・低圧注入 -S1信号発信の11分後に開始	同左	相違なし

：当初申請解析とのパラメータの相違点

：相違があるパラメータのうち、事象進展に有意な影響を与えるパラメータ

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

解析条件の差が解析結果に及ぼす影響
(運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故)

「ECCS再循環機能喪失」(大破断LOCA時に低圧再循環機能及び高圧再循環機能が喪失する事故)

項目	当初申請解析	個別解析	解析条件の差が解析結果に及ぼす影響
炉心熱出力(初期)	2852 x 1.02MWt	同左	相違なし
1次冷却材平均温度(初期)	302.3+2.2℃	306.6+2.2℃	1次冷却材平均温度は個別解析の方が4.3℃高く、1次冷却材の初期エネルギーがやや大きいが、その差は炉心崩壊熱による発生エネルギーと比べると十分に小さく、解析結果に及ぼす影響は小さい。
1次冷却材圧力(初期)	15.41-0.21MPa [gage]	同左	相違なし
2次側圧力(初期)	5.32+0.21MPa [gage]	5.73+0.21MPa [gage]	2次側圧力の初期条件が長期的なプラント挙動へ及ぼす影響は小さい。また、主蒸気逃がし弁/安全弁の自動作動時の除熱量は弁の作動設定圧に依存し、2次側圧力の影響は受けない。
炉心崩壊熱	AESJ+ORIGEN2 (UO ₂ +1/4MOX炉心)	同左	相違なし
1次系体積(定格時、SG伝熱管10%プラグ)	264m ³	273m ³	RCS体積は3%程度大きく、1次冷却材の初期エネルギーがやや大きい、その差は炉心崩壊熱による発生エネルギーと比べると十分に小さく、解析結果に及ぼす影響は小さい。
加圧器水位	60%体積	65%体積	加圧器水位は個別解析がわずかに高いが、解析結果に及ぼす影響は小さい。
1次冷却材流量(熱設計流量)	60300m ³ /h	60600m ³ /h	熱設計流量の相違は0.5%程度であり、解析結果に及ぼす影響は小さい。
RCP型式	93A	1000	型式差により、個別解析の方がRCP停止時のRCS流量の減少がやや遅くなるが、解析結果に及ぼす影響は小さい。
SG型式	52F	54F	SG 2次側保有水量は個別解析の方が2大きい、初期保有水量の差による1次系の除熱能力への影響は小さく、解析結果に及ぼす影響は小さい。
SG 2次側保有水量	48t/基	50t/基	高圧注入ポンプの特性は若干異なるものの、解析結果に及ぼす影響は小さい。
高圧注入ポンプ(台数、注入特性)	2台、最大注入特性(0m ³ /h~約350m ³ /h、0MPa [gage]~約15.6MPa [gage])	2台、最大注入特性(0m ³ /h~約350m ³ /h、0MPa [gage]~約15.7MPa [gage])	相違なし
蓄圧タンク(保有水量、保持圧力)	29.0m ³ /基、4.04MPa [gage]	同左	相違なし
余熱除去ポンプ(台数、注入特性)	2台、最大注入特性(0m ³ /h~約1820m ³ /h、0MPa [gage]~約1.3MPa [gage])	同左	相違なし
補助給水ポンプ(台数、流量)	電動補助給水ポンプ2台 タービン動補助給水ポンプ1台 280m ³ /h(蒸気発生器3基合計)	電動補助給水ポンプ2台 タービン動補助給水ポンプ1台 150m ³ /h(蒸気発生器3基合計)	補助給水流量は個別解析の方が約半分と少ないが、補助給水流量の差が解析結果に及ぼす影響は小さい。
CV自由体積	67400m ³	65500m ³	CV自由体積の相違は3%程度であり、CV圧力が高くなる傾向であるが、解析結果に及ぼす影響は小さい。
CVスプレイポンプ(台数、流量)	[代替再循環実施前] 2台、 <input type="text"/> m ³ /h/台(CVスプレイ) [代替再循環実施後] 1台、 <input type="text"/> m ³ /h(CVスプレイ) 1台、200 m ³ /h(炉心注水)	同左	相違なし
重大事故対策	代替再循環 (タイライン方式) ・再循環切替失敗後の30分後に開始	同左	相違なし

: 当初申請解析とのパラメータの相違点

: 相違があるパラメータのうち、事象進展に有意な影響を与えるパラメータ

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

解析条件の差が解析結果に及ぼす影響
(運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故)

「格納容器バイパス」(インターフェースシステムLOCA)

項目	当初申請解析	個別解析	解析条件の差が解析結果に及ぼす影響
炉心熱出力(初期)	2852 x 1.02MWt	同左	相違なし
1次冷却材平均温度(初期)	302.3+2.2℃	306.6+2.2℃	1次冷却材平均温度は個別解析の方が4.3℃高く、1次冷却材の初期エネルギーがやや大きいが、その差は炉心崩壊熱による発生エネルギーと比べると十分に小さく、解析結果に及ぼす影響は小さい。
1次冷却材圧力(初期)	15.41-0.21MPa [gage]	同左	相違なし
2次側圧力(初期)	5.32+0.21MPa [gage]	5.73+0.21MPa [gage]	2次側圧力の初期条件が長期的なプラント挙動へ及ぼす影響は小さい。また、主蒸気逃がし弁/安全弁の自動作動時の除熱量は弁の作動設定圧に依存し、2次側圧力の影響は受けない。
炉心崩壊熱	AESJ+ORIGEN2 (UO ₂ +1/4MOX炉心)	同左	相違なし
炉心バイパス流量	4.0%	6.5%	炉心バイパス流量の差は2.5%であり、炉心冷却に寄与しない流れが増えるため評価としては厳しくなる方向であるが、解析結果に及ぼす影響は小さい。
1次系体積 (定格時、SG伝熱管10%プラグ)	264m ³	273m ³	RCS体積は3%程度大きく、1次冷却材の初期エネルギーがやや大きいが、その差は炉心崩壊熱による発生エネルギーと比べると十分に小さく、解析結果に及ぼす影響は小さい。
加圧器水位	60%体積	65%体積	加圧器水位は個別解析がわずかに高いが、解析結果に及ぼす影響は小さい。
1次冷却材流量(熱設計流量)	60300m ³ /h	60600m ³ /h	熱設計流量の相違は0.5%程度であり、解析結果に及ぼす影響は小さい。
RCP型式	93A	100D	型式差により、個別解析の方がRCP停止時のRCS流量の減少がやや遅くなるが、解析結果に及ぼす影響は小さい。
SG型式	52F	54F	SG 2次側保有水量は個別解析の方が大きいですが、初期保有水量の差による1次系の除熱能力への影響は小さく、解析結果に及ぼす影響は小さい。
SG 2次側保有水量	48t/基	50t/基	相違なし
加圧器逃がし弁(個数、容量、設定圧力)	2個、95t/h/個、 <input type="text" value=""/> MPa [gage]	同左	相違なし
主蒸気逃がし弁(個数、容量、設定圧力)	3個、定格蒸気の10%、 <input type="text" value=""/> MPa [gage]	同左	相違なし
充てんポンプ(台数、流量)	2台、160m ³ /h以下で加圧器水位を維持するよう調整	同左	相違なし
高圧注入ポンプ(台数、注入特性)	2台、最大注入特性(0m ³ /h~約350m ³ /h、0MPa [gage]~約15.6MPa [gage])	2台、最大注入特性(0m ³ /h~約350m ³ /h、0MPa [gage]~約15.7MPa [gage])	個別解析の方が高圧時の炉心注入流量が若干多くなる注入特性であるが、その後、充てん注入に切り替わるため、解析結果に及ぼす影響は小さい。
蓄圧タンク(保有水量、保持圧力)	29.0m ³ /基、4.04MPa [gage]	同左	相違なし
補助給水ポンプ(台数、流量)	電動補助給水ポンプ2台 タービン動補助給水ポンプ1台 280m ³ /h(蒸気発生器3基合計)	電動補助給水ポンプ2台 タービン動補助給水ポンプ1台 150m ³ /h(蒸気発生器3基合計)	補助給水ポンプの流量は、個別解析の方が約半分と少なく、事象発生後の蒸気発生器保有水量の回復が遅くなるが、必要な除熱量は確保されており、解析結果に及ぼす影響は小さい。
重大事故等対策	ケルダク&リサ-ケルダク ・SI信号発信の25分後に主蒸気逃し弁開 ・SI停止条件成立又は原子炉トリップの1時間後に充てん注入切替開始(2分で完了)	ケルダク&リサ-ケルダク ・SI信号発信の25分後に主蒸気逃し弁開 ・SI停止条件成立又は原子炉トリップの1時間後に蓄圧タンク隔離・充てん注入切替開始(4分で完了)	個別解析の方が蓄圧タンクは早期に隔離するが、SI停止条件成立時点で1次系保有水量を確保しており、解析結果に及ぼす影響は小さい。

: 当初申請解析とのパラメータの相違点

: 相違があるパラメータのうち、事象進展に有意な影響を与えるパラメータ

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

解析条件の差が解析結果に及ぼす影響
(運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故)

「格納容器バイパス」(蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故)

項目	当初申請解析	個別解析	解析条件の差が解析結果に及ぼす影響
炉心熱出力(初期)	2852 x 1.02MWt	同左	相違なし
1次冷却材平均温度(初期)	302.3+2.2℃	306.6+2.2℃	1次冷却材平均温度は個別解析の方が4.3℃高く、1次冷却材の初期エネルギーがやや大きいが、その差は炉心崩壊熱による発生エネルギーと比べると十分に小さく、解析結果に及ぼす影響は小さい。
1次冷却材圧力(初期)	15.41-0.21MPa [gage]	同左	相違なし
2次側圧力(初期)	5.32+0.21MPa [gage]	5.73+0.21MPa [gage]	2次側圧力の初期条件が長期的なプラント挙動へ及ぼす影響は小さい。また、主蒸気逃がし弁/安全弁の自動作動時の除熱量は弁の作動設定圧に依存し、2次側圧力の影響は受けない。
炉心崩壊熱	AESJ+ORIGEN2 (UO ₂ +1/4MOX炉心)	同左	相違なし
炉心バイパス流量	4.0%	6.5%	炉心バイパス流量の差は2.5%であり、炉心冷却に寄与しない流れが増えるため評価としては厳しくなる方向であるが、解析結果に及ぼす影響は小さい。
1次系体積 (定格時、SG伝熱管10%プラグ)	264m ³	273m ³	RCS体積は3%程度大きく、1次冷却材の初期エネルギーがやや大きいが、その差は炉心崩壊熱による発生エネルギーと比べると十分に小さく、解析結果に及ぼす影響は小さい。
加圧器水位	60%体積	65%体積	加圧器水位は個別解析がわずかに高いが、解析結果に及ぼす影響は小さい。
1次冷却材流量(熱設計流量)	60300m ³ /h	60600m ³ /h	熱設計流量の相違は0.5%程度であり、解析結果に及ぼす影響は小さい。
RCP型式	93A	100D	型式差により、個別解析の方がRCP停止時のRCS流量の減少がやや遅くなるが、解析結果に及ぼす影響は小さい。
SG型式	52F	54F	SG2次側保有水量は個別解析の方が大きいですが、初期保有水量の差による1次系の除熱能力への影響は小さく、解析結果に及ぼす影響は小さい。
SG2次側保有水量	48t/基	50t/基	相違なし
主蒸気逃がし弁 (個数、容量、設定圧力)	3個 定格蒸気の10%、 MPa [gage]	同左	相違なし
充てんポンプ(台数、流量)	2台、 160m ³ /h以下で加圧器水位を維持するよう に調整	同左	相違なし
高圧注入ポンプ(台数、注入特性)	2台、最大注入特性(0m ³ /h~約350m ³ /h、 0MPa [gage]~約15.6MPa [gage])	2台、最大注入特性(0m ³ /h~約350m ³ /h、 0MPa [gage]~約15.7MPa [gage])	高圧注入ポンプの特性は個別解析の方が高圧時の炉心注入量が多いため、1次冷却材圧力の降下が遅くなるが、その後、充てん注入に切り替わるため、解析結果に及ぼす影響は小さい。
補助給水ポンプ(台数、流量)	電動補助給水ポンプ2台 タービン動補助給水ポンプ1台 280m ³ /h(蒸気発生器3基合計)	電動補助給水ポンプ2台 タービン動補助給水ポンプ1台 150m ³ /h(蒸気発生器3基合計)	補助給水ポンプの流量は、個別解析の方が約半分と少なく、事象発生初期には蒸気発生器保有水量の回復が遅くなるが、当初申請解析と個別解析を比較した結果、1次系からの除熱に必要な補助給水流量を確保できることを確認した。
原子炉トリップ信号 (種類(設定点、応答時間))	過大温度ΔT高(直線方式、6秒)又は原 子炉圧力低(12.73MPa [gage]、2秒)	過大温度ΔT高(折線方式、6秒)又は原 子炉圧力低(12.73MPa [gage]、2秒)	「過大温度ΔT高」原子炉トリップ信号は個別解析では折線方式としており、原子炉トリップが数分遅れるが、原子炉トリップ後の事象進展は同様であり、解析結果に及ぼす影響は小さい。
ECCS作動信号(設定、応答時間)	原子炉圧力低と加圧器水位低の一致 (12.04MPa [gage]と水位検出器下流水 位、2秒)	同左	相違なし
重大事故等対策	ケルダク&リサ-フェレージョン ・破損SG隔離(原子炉トリップ後10分で開 始、2分で完了) ・健全側主蒸気逃がし弁開(破損SG隔離 後1分を開始)	同左	相違なし

: 当初申請解析とのパラメータの相違点
 : 相違があるパラメータのうち、事象進展に有意な影響を与えるパラメータ

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開でき
 ません。

解析条件の差が解析結果に及ぼす影響
(運転中の原子炉における重大事故)

「霽囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)」「大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」
(「原子炉圧力容器外の溶融燃料一冷却材相互作用」及び「溶融炉心・コンクリート相互作用」も同じ)

項目	当初申請解析	個別解析	解析条件の差が解析結果に及ぼす影響
炉心熱出力(初期)	2652×1.02MWt	同左	相違なし
1次冷却材平均温度(初期)	302.3+2.2℃	306.6+2.2℃	1次冷却材平均温度は個別解析の方が4.3℃高く、1次冷却材の初期エネルギーがやや大きいですが、その差は炉心崩壊熱による発生エネルギーと比べると十分に小さく、解析結果に及ぼす影響は小さい。
1次冷却材圧力(初期)	15.41-0.21MPa[gage]	同左	相違なし
2次側圧力(初期)	5.32+0.21MPa[gage]	5.73+0.21MPa[gage]	2次側圧力の初期条件が長期的なプラント挙動へ及ぼす影響は小さい。また、主蒸気逃がし弁/安全弁の自動作動時の除熱量は弁の作動設定圧に依存し、2次側圧力の影響は受けにくい。
炉心崩壊熱	AESJ+ORIGEN2 (UO ₂ +1/4MOX炉心)	同左	相違なし
1次系体積(定格時、SG伝熱管10%プラグ)	264m ³	273m ³	RCS体積は個別解析の方が3%程度大きく、1次冷却材の初期エネルギーがやや大きいですが、その差は炉心崩壊熱による発生エネルギーと比べると十分に小さく、解析結果に及ぼす影響は小さい。
加圧器水位	60%体積	65%体積	加圧器水位は個別解析の方がわずかに高いが、解析結果に及ぼす影響は小さい。
1次冷却材流量(熱設計流量)	60300m ³ /h	60600m ³ /h	熱設計流量の相違は0.5%程度であり、解析結果に及ぼす影響は小さい。
RCP型式	93A	100D	型式差により、個別解析のほうでRCP停止時のRCS流量の減少がやや遅くなるが、解析結果に及ぼす影響は小さい。
SG型式	52F	54F	SG 2次側保有水量は個別解析の方が2%大きいですが、初期保有水量の差による1次系の除熱能力への影響は小さい。
SG 2次側保有水量	48t/基	50t/基	相違なし
蓄圧タンク(保有水量、保持圧力)	29.0m ³ /基、4.04MPa[gage]	同左	相違なし
補助給水ポンプ(台数、流量)	タービン動補助給水ポンプ1台 160m ³ /h(蒸気発生器3基合計)	タービン動補助給水ポンプ1台 80m ³ /h(蒸気発生器3基合計)	補助給水流量は個別解析の方が約半分と少ないが、解析結果に及ぼす影響は小さい。
CV自由体積	67400m ³	65500m ³	CV自由体積は個別解析の方が3%程度小さいため、CV圧力が高くなる傾向であるが、当初申請解析と個別解析を比較した結果、CV圧力・温度が評価項目を満足することを確認した。
ヒートシンク	金属 コンクリート:約 2m ³	金属 コンクリート:約 2m ³	金属の体積は個別解析の方が約3%小さいが、コンクリートの体積は約1割大きいため、CV圧力が低くなる傾向であるが、解析結果に及ぼす影響は小さい。
代替CVスプレイポンプ(台数、容量)	1台、140m ³ /h	同左	相違なし
CV再循環ユニット(基数、除熱特性)	2基(1基当たり100℃~約155℃、約1.9MW~約8.1MW)	2基(1基当たり100℃~約155℃、約3.6MW~約6.5MW)	再循環ユニットの除熱特性は個別解析の方が高温領域ではやや低い、格納容器内自然対流冷却開始後のCV圧力・温度が高めに推移する傾向であるが、当初申請解析と個別解析を比較した結果、CV圧力・温度が評価項目を満足することを確認した。
重大事故等対策	代替CVスプレイ ・炉心溶融開始の30分後に開始 格納容器内自然対流冷却(海水) ・事象発生後の24時間後に開始	同左	相違なし

■ : 当初申請解析とのパラメータの相違点

■ : 相違があるパラメータのうち、事象進展に有意な影響を与えるパラメータ

■ 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

解析条件の差が解析結果に及ぼす影響
(運転中の原子炉における重大事故)

「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過温破損)」(外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故)
(「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気気直接加熱」も同じ)

項目	当初申請解析	個別解析	解析条件の差が解析結果に及ぼす影響
炉心熱出力(初期)	2652 x 1.02MWt	同左	相違なし
1次冷却材平均温度(初期)	302.3+2.2℃	306.6+2.2℃	1次冷却材平均温度は個別解析の方が4.3℃高く、1次冷却材の初期エネルギーがやや大きい、その差は炉心崩壊熱による発生エネルギーと比べると十分に小さく、解析結果に及ぼす影響は小さい。
1次冷却材圧力(初期)	15.41-0.21MPa[gage]	同左	相違なし
2次側圧力(初期)	5.32+0.21MPa[gage]	5.73+0.21MPa[gage]	2次側圧力の初期条件が長期的なプラント挙動へ及ぼす影響は小さい。また、主蒸気逃がし弁/安全弁の自動作動時の除熱量は弁の作動設定圧に依存し、2次側圧力の影響は受けにくい。
炉心崩壊熱	AESJ+ORIGEN2 (UO ₂ +1/4MOX炉心)	同左	相違なし
1次系体積 (定格時、SG伝熱管10%プラグ)	264m ³	273m ³	RCS体積は個別解析の方が3%程度大きく、1次冷却材の初期エネルギーがやや大きい、その差は炉心崩壊熱による発生エネルギーと比べると十分に小さく、解析結果に及ぼす影響は小さい。
加圧器水位	60%体積	65%体積	加圧器水位は個別解析の方がわずかに高いが、解析結果に及ぼす影響は小さい。
1次冷却材流量(熱設計流量)	60300m ³ /h	60600m ³ /h	熱設計流量の相違は0.5%程度であり、解析結果に及ぼす影響は小さい。
RCP型式	93A	100D	型式差により、個別解析のほうがRCP停止時のRCS流量の減少がやや遅くなるが、解析結果に及ぼす影響は小さい。
RCPシール部からの漏えい率(初期) (RCPシールリーク)	定格圧力において、約1.5m ³ /h/台	同左	相違なし
SG型式	52F	54F	相違なし
SG 2次側保有水量	48t/基	50t/基	SG 2次側保有水量は個別解析の方が2t大きい、初期保有水量の差による1次系の除熱能力への影響は小さく、解析結果に及ぼす影響は小さい。
加圧器安全弁(個数、容量、設定圧力)	全3個、157t/h/個、MPa[gage]	同左	相違なし
加圧器逃がし弁(個数、容量、設定圧力)	全2個、95t/h/個、MPa[gage]	同左	相違なし
蓄圧タンク(保有水量、保持圧力)	29.0m ³ /基、4.04MPa[gage]	同左	相違なし
CV自由体積	67400m ³	65500 m ³	CV自由体積は個別解析の方が3%程度小さいため、CV圧力が高くなる傾向であるが、当初申請解析と個別解析を比較した結果、CV圧力・温度が評価項目を満足することを確認した。
ヒートシンク	金属 : 約 m ³ コンクリート : 約 m ³	金属 : 約 m ³ コンクリート : 約 m ³	金属の体積は個別解析の方が約3%小さい、コンクリートの体積は約1割大きい、CV圧力が低くなる傾向であるが、解析結果に及ぼす影響は小さい。
代替CVスプレイポンプ(台数、流量)	1台、140m ³ /h	同左	相違なし
CV再循環ユニット(基数、除熱特性)	2基(1基当たり100℃~約155℃、約1.9MW~約8.1MW)	2基(1基当たり100℃~約155℃、約3.6MW~約6.5MW)	再循環ユニットの除熱特性は個別解析の方が高温領域ではやや低い、格納容器内自然対流冷却開始後のCV圧力・温度が高めに推移する傾向であるが、当初申請解析と個別解析を比較した結果、CV圧力・温度が評価項目を満足することを確認した。
重大事故等対策	1次系強制減圧 ・炉心溶融開始の10分後に開始 代替CVスプレイポンプ ・炉心溶融開始の30分後に開始 格納容器内自然対流冷却(海水) ・事故発生後の24時間後に開始	同左	相違なし

■ : 当初申請解析とのパラメータの相違点

□ : 相違があるパラメータのうち、事象進展に有意な影響を与えるパラメータ

□ 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

解析条件の差が解析結果に及ぼす影響
(運転中の原子炉における重大事故)

「水素燃焼」(大破断LOCA時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故)

項目	当初申請解析	個別解析	解析条件の差が解析結果に及ぼす影響
炉心熱出力(初期)	2852 x 1.02MWt	同左	相違なし
1次冷却材平均温度(初期)	302.3+2.2℃	306.6+2.2℃	1次冷却材平均温度は個別解析の方が4.3℃高く、1次冷却材の初期エネルギーがやや大きい。その差は炉心崩壊熱による発生エネルギーと比べると十分に小さく、解析結果に及ぼす影響は小さい。
1次冷却材圧力(初期)	15.41-0.21MPa [gage]	同左	相違なし
2次側圧力(初期)	5.32+0.21MPa [gage]	5.73+0.21MPa [gage]	2次側圧力の初期条件が長期的なプラント挙動へ及ぼす影響は小さい。また、主蒸気逃がし弁/安全弁の自動作動時の除熱量は弁の作動設定圧に依存し、2次側圧力の影響は受けにくい。
炉心崩壊熱	AESJ+ORIGEN2 (UO ₂ +1/4MOX炉心)	同左	相違なし
1次系体積(定格時、SG伝熱管10%プラグ)	264m ³	273m ³	RCS体積は個別解析の方が3%程度大きく、1次冷却材の初期エネルギーがやや大きい。その差は炉心崩壊熱による発生エネルギーと比べると十分に小さく、解析結果に及ぼす影響は小さい。
加圧器水位	60%体積	65%体積	加圧器水位は個別解析の方がわずかに高いが、解析結果に及ぼす影響は小さい。
1次冷却材流量(熱設計流量)	60300m ³ /h	60600m ³ /h	熱設計流量の相違は0.5%程度であり、解析結果に及ぼす影響は小さい。
RCP型式	93A	1000	型式差により、個別解析のほうがRCP停止時のRCS流量の減少がやや遅くなるが、解析結果に及ぼす影響は小さい。
SG型式	52F	54F	SG 2次側保有水量は個別解析の方が2%大きい。初期保有水量の差による1次系の除熱能力への影響は小さい。
SG 2次側保有水量	48t/基	50t/基	相違なし
蓄圧タンク(保有水量、保持圧力)	29.0m ³ /基、4.04MPa [gage]	同左	相違なし
PAR(個数、性能)	5個、1.2kg/h/個(水素濃度4vol%、圧力0.15MPa [abs])	同左	相違なし
イグナイタ	効果を期待せず	同左	相違なし
補助給水ポンプ(台数、流量)	電動補助給水ポンプ2台 タービン動補助給水ポンプ1台 280m ³ /h(蒸気発生器3基合計)	電動補助給水ポンプ2台 タービン動補助給水ポンプ1台 150m ³ /h(蒸気発生器3基合計)	補助給水流量は個別解析の方が約半分と少ないが、解析結果に及ぼす影響は小さい。
CV自由体積	65500m ³	同左	相違なし
ヒートシンク	金属 : 約 6m ³ コンクリート : 約 6m ³	金属 : 約 6m ³ コンクリート : 約 6m ³	金属の体積は個別解析の方が約3%、コンクリートの体積は約1割大きい。そのため、水蒸気が凝縮されやすく水素濃度が高めになるが、解析結果に及ぼす影響は小さい。
CV初期温度	49℃	同左	相違なし
CV初期圧力	大気圧	同左	相違なし
CVスブレイブポンプ(台数、流量)	2台、m ³ /h/台	同左	相違なし
重大事故等対策	PAR	同左	相違なし

：当初申請解析とのパラメータの相違点

：相違があるパラメータのうち、事象進展に有意な影響を与えるパラメータ

：作図みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

解析条件の差が解析結果に及ぼす影響
(運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故)

「崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」（燃料取出前のミッドループ運転中における余熱除去機能が喪失する事故）
 （「全交流動力電源喪失」（燃料取出前のミッドループ運転中における外部電源が喪失するとともに非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故）も同じ）

項目	当初申請解析	個別解析	解析条件の差が解析結果に及ぼす影響
原子炉停止後の時間	55時間	72時間	原子炉停止後の時間は個別解析の方が17時間長く崩壊熱量が小さくなるため、1次冷却材の蒸発量が少なくなるが、注水流量は流出流量とバランスさせているため、解析結果へ及ぼす影響は小さい。
1次冷却材高温側温度（初期）	93℃	同左	相違なし
1次冷却材圧力（初期）	大気圧	同左	相違なし
炉心崩壊熱	AESJ+ORIGEN2 (UO ₂ +1/4MOX炉心)	同左	相違なし
1次冷却材水位（初期）	原子炉容器出入口ノズルセンタ－+80mm	原子炉容器出入口ノズルセンタ－+100mm	1次冷却材水位は個別解析の方が20mm高いが、保有水量の差は3%程度であるため、解析結果への影響は小さい。
1次系開口部	加圧器安全弁3個取り外し 加圧器ベント弁2個開放	加圧器安全弁3個取り外し 加圧器ベント弁1個開放	開放されている加圧器ベント弁の個数は個別解析の方が1個少ないが、加圧器安全弁3個の合計の容量に比べると小さく、解析結果へ及ぼす影響は小さい。
2次系の状態	2次系からの冷却なし	同左	相違なし
代替CVSブレイブンプ（台数、流量）	1台、30m ³ /h	1台、29m ³ /h	代替格納容器スプレイブンプの注水量は個別解析の方が1m ³ /h少ないが、注水流量は流出流量とバランスさせるため、解析結果へ及ぼす影響は小さい。
重大事故等対策	代替炉心注水 ・事象発生50分後に開始	代替炉心注水 ・事象発生60分後に開始	重大事故等対策は、個別解析の方が代替炉心注水の開始時間が10分遅いが、1次系保有水量は十分に確保されるため、解析結果へ及ぼす影響は小さい。

：当初申請解析とのパラメータの相違点

：相違があるパラメータのうち、事象進展に有意な影響を与えるパラメータ

解析条件の差が解析結果に及ぼす影響
(運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故)

「原子炉冷却材の流出」(燃料取出前のミッドループ運転中における原子炉冷却材圧カバウンダリ機能が喪失する事故)

項目	当初申請解析	個別解析	解析条件の差が解析結果に及ぼす影響
原子炉停止後の時間	55時間	72時間	原子炉停止後の時間は個別解析の方が17時間長く崩壊熱量が小さくなるため、1次冷却材の蒸発量が少なくなりますが、注水流量は流出流量とバランスさせているため、解析結果へ及ぼす影響は小さい。
1次冷却材高温側温度(初期)	93℃	同左	相違なし
1次冷却材圧力(初期)	大気圧	同左	相違なし
炉心崩壊熱	AESJ+ORIGEN2 (UO ₂ +1/4MOX炉心)	同左	相違なし
1次冷却材水位(初期)	原子炉容器出入口ノズルセクタ入口+80mm	原子炉容器出入口ノズルセクタ入口+100mm	1次冷却材水位は個別解析の方が20mm高いが、1次冷却材が1次冷却材配管下端まで流出し余熱除去機能が喪失するまでの時間は短いため、解析結果に及ぼす影響は小さい。
1次系開口部	加圧器安全弁3個取り外し 加圧器ベント弁2個開放	加圧器安全弁3個取り外し 加圧器ベント弁1個開放	開放されている加圧器ベント弁の個数は個別解析の方が1個少ないが、加圧器安全弁3個の合計の容量に比べると小さく、解析結果へ及ぼす影響は小さい。
2次系の状態	2次系からの冷却なし	同左	相違なし
充てんポンプ(台数、流量)	1台、31m ³ /h	1台、29m ³ /h	充てんポンプの注水量は個別解析の方が2m ³ /h少ないが、注水流量は流出流量とバランスさせるため、解析結果へ及ぼす影響は小さい。
1次冷却材の流出流量	380m ³ /h	400m ³ /h	1次冷却材の流出流量は個別解析の方が20m ³ /h多いが、1次冷却材が1次冷却材配管下端まで流出し余熱除去機能が喪失するまでの時間は短いいため、解析結果に及ぼす影響は小さい。
重大事故等対策	代替炉心注水 ・余熱除去ポンプ停止の20分後に開始	同左	相違なし

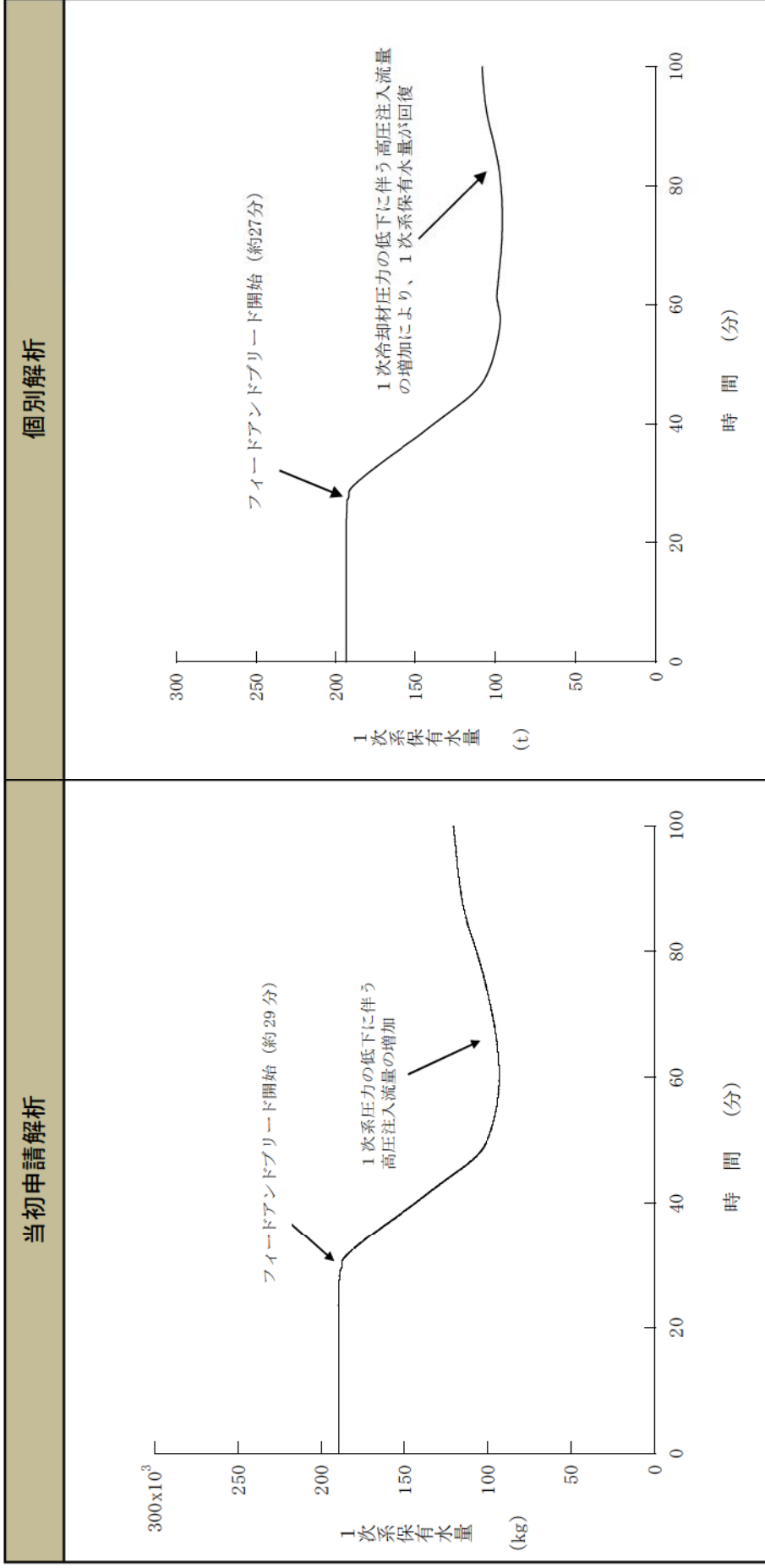
：当初申請解析とのパラメータの相違点

：相違があるパラメータのうち、事象進展に有意な影響を与えるパラメータ

事象進展の比較
 (運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故)

2次冷却系からの除熱機能喪失

【1次系保有水量の推移】

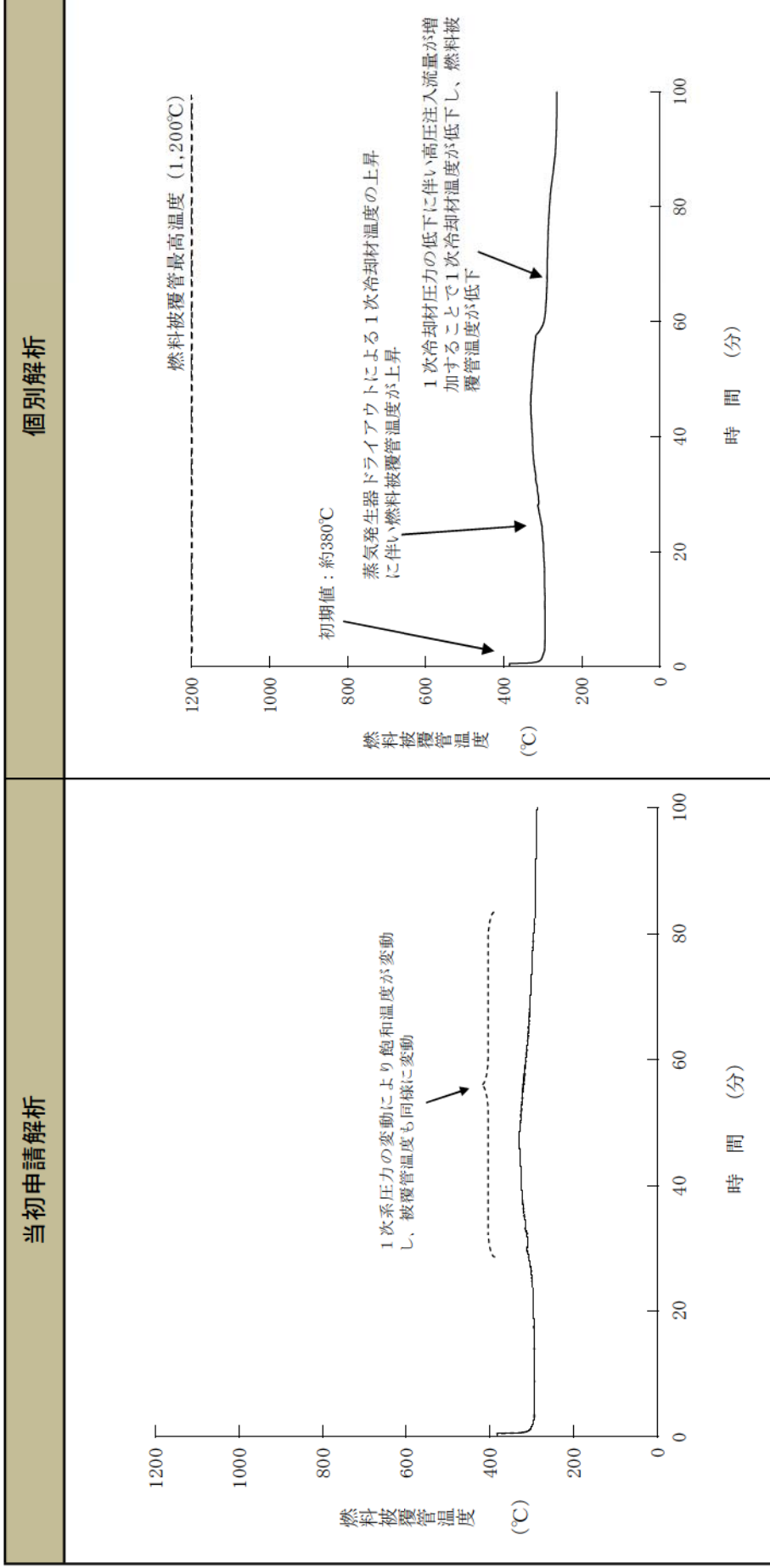


【当初申請解析と個別解析の差異】
 ほぼ同様の挙動となっている。

事象進展の比較
 (運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故)

2次冷却系からの除熱機能喪失

【燃料被覆管温度の推移】

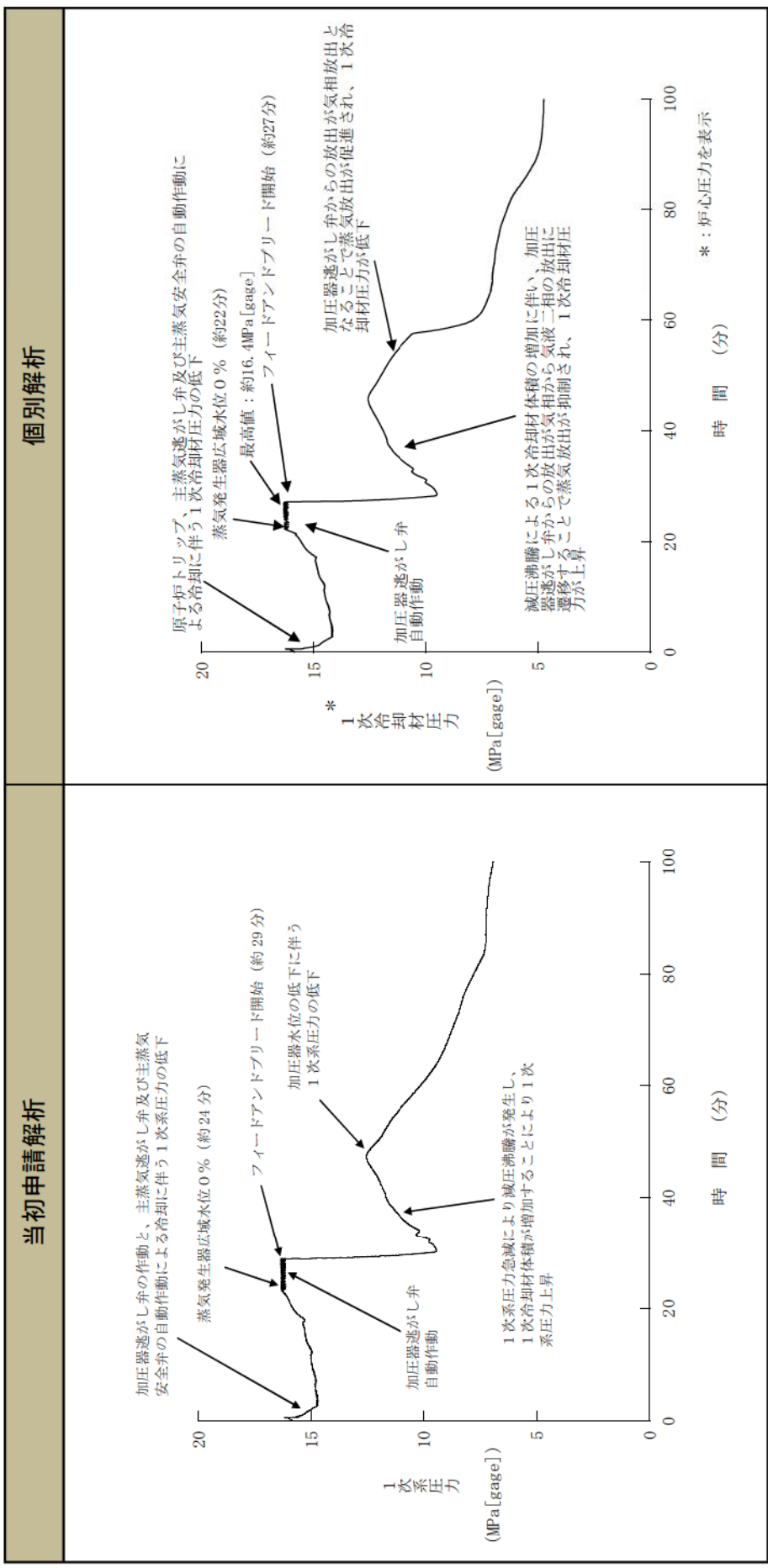


【当初申請解析と個別解析の差異】
 ほぼ同様の挙動となっている。

事象進展の比較
(運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故)

2次冷却系からの除熱機能喪失

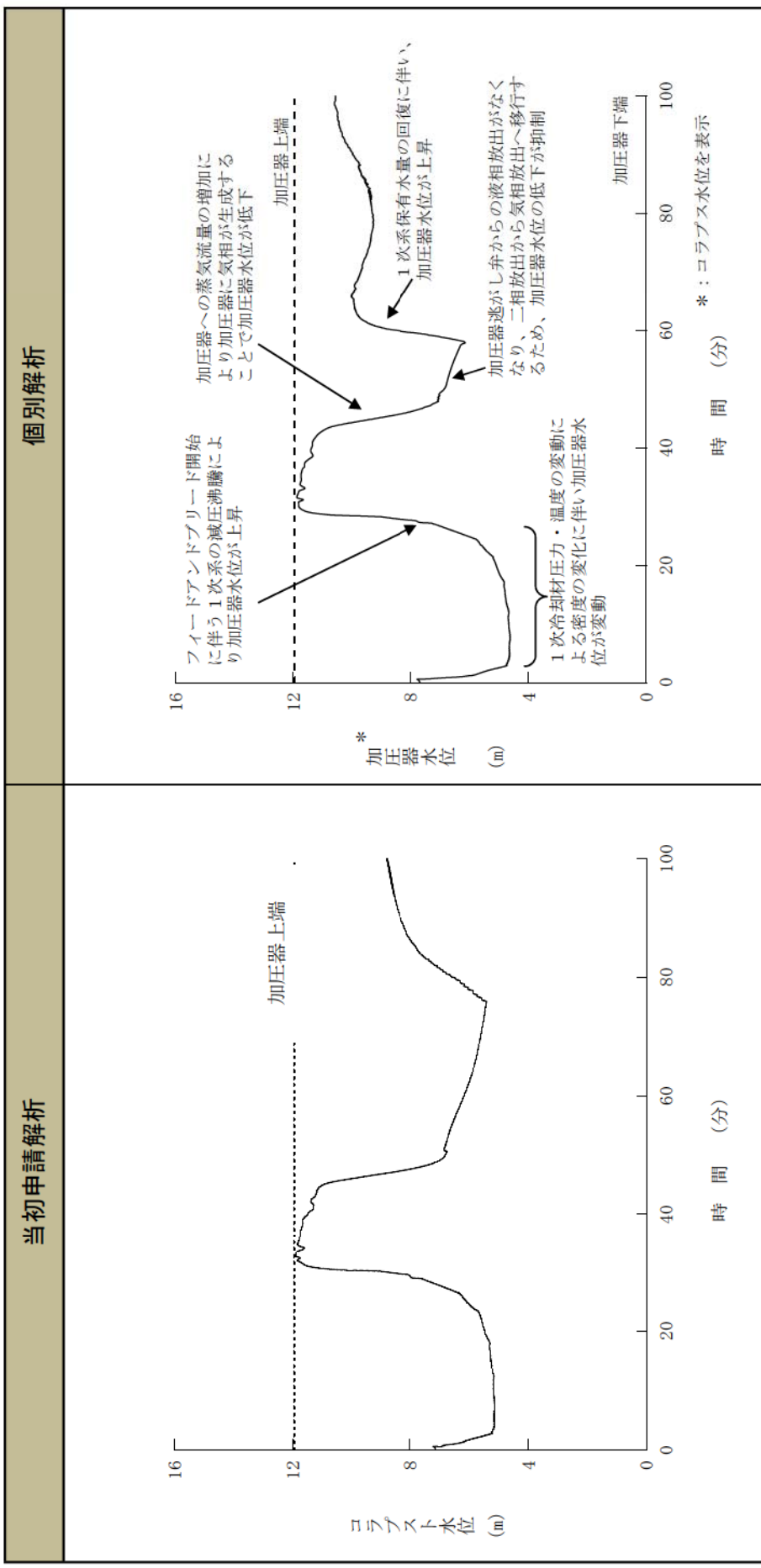
【1次冷却材圧力の推移】



【当初申請解析と個別解析の差異】
 個別解析の方が蒸気発生器出口側配管が若干浅い形状となっているため、60分近傍で蒸気発生器出口側配管の水平部まで水位低下し、蒸気発生器側から低温側配管やダウンカマ部へ蒸気が流入して凝縮することにより圧力の低下が生じる。

2次冷却系からの除熱機能喪失

【加圧器水位の推移】

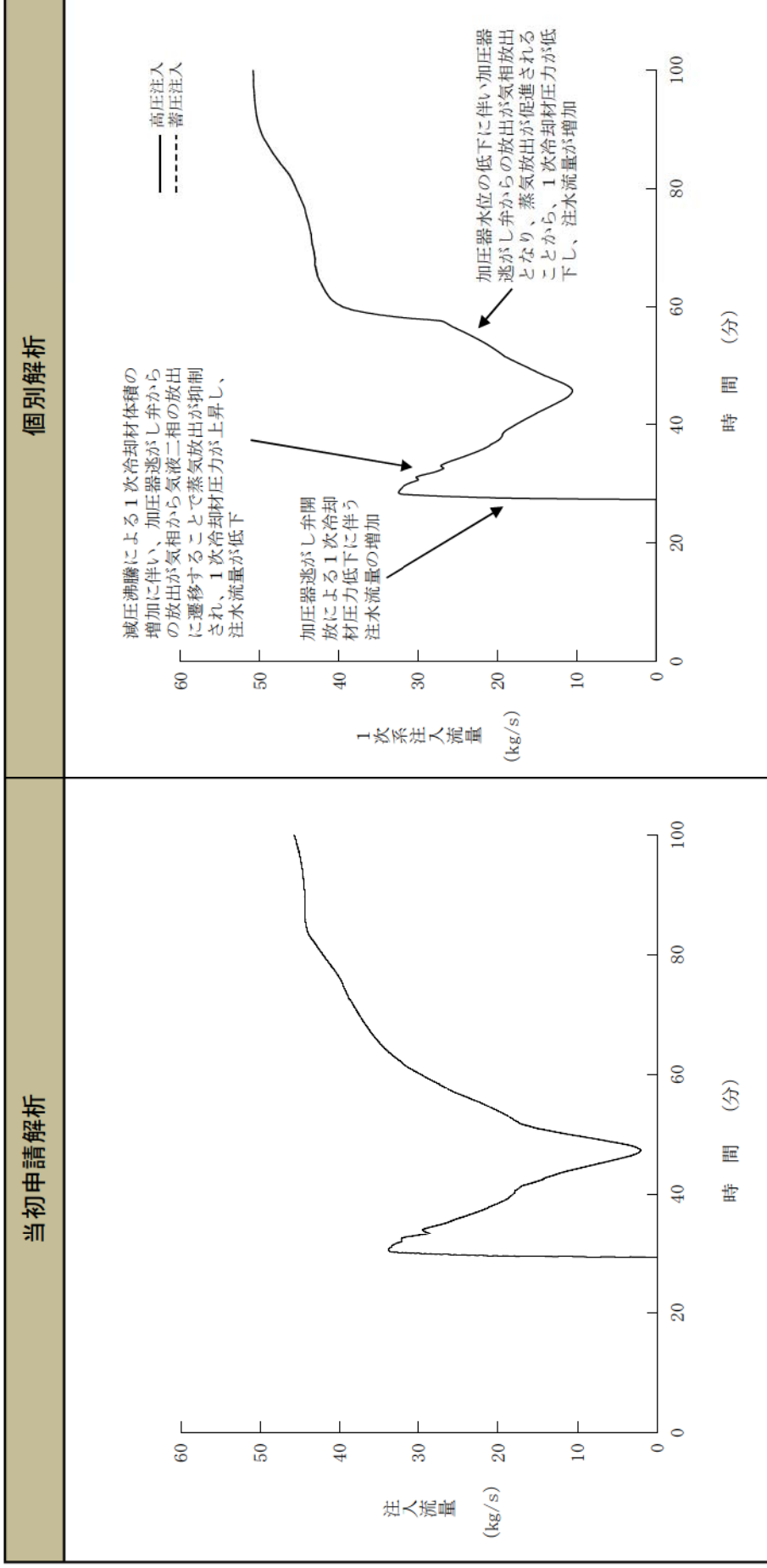


【当初申請解析と個別解析の差異】
個別解析では、60分近傍で蒸気の凝縮量が増加することにより、高圧注入流量が増加および加圧器への蒸気流量が減少し、加圧器水位が上昇する挙動を示している。

事象進展の比較
(運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故)

2次冷却系からの除熱機能喪失

【1次系注入流量の推移】

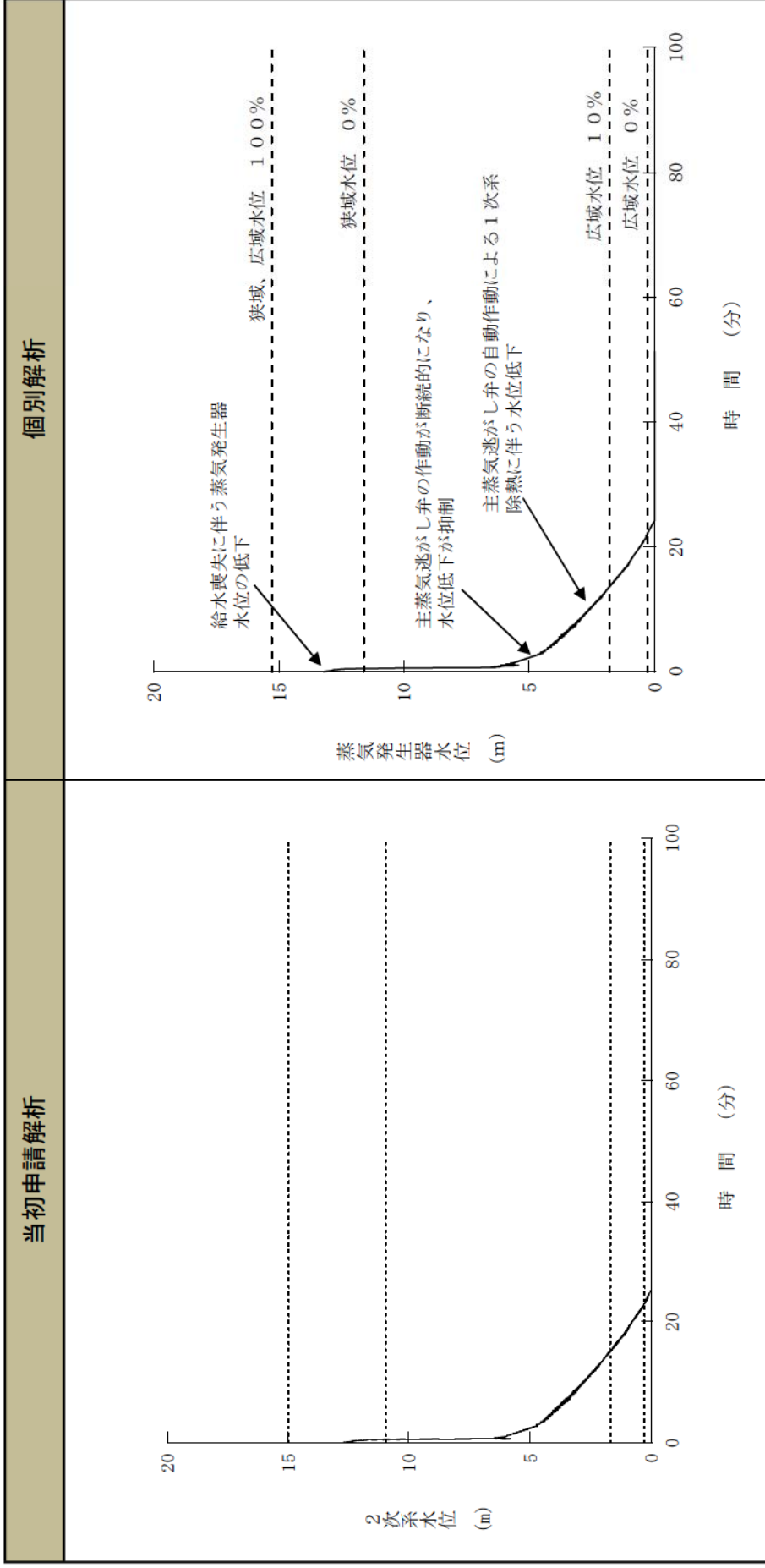


【当初申請解析と個別解析の差異】
 個別解析の方が高圧時の炉心注入流量が若干多くなる注入特性のため、約40分から約50分までの注入流量が多くなる。また、約60分に生じる1次冷却材圧力の低下により注入流量が増加する挙動を示している。

事象進展の比較
 (運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故)

2次冷却系からの除熱機能喪失

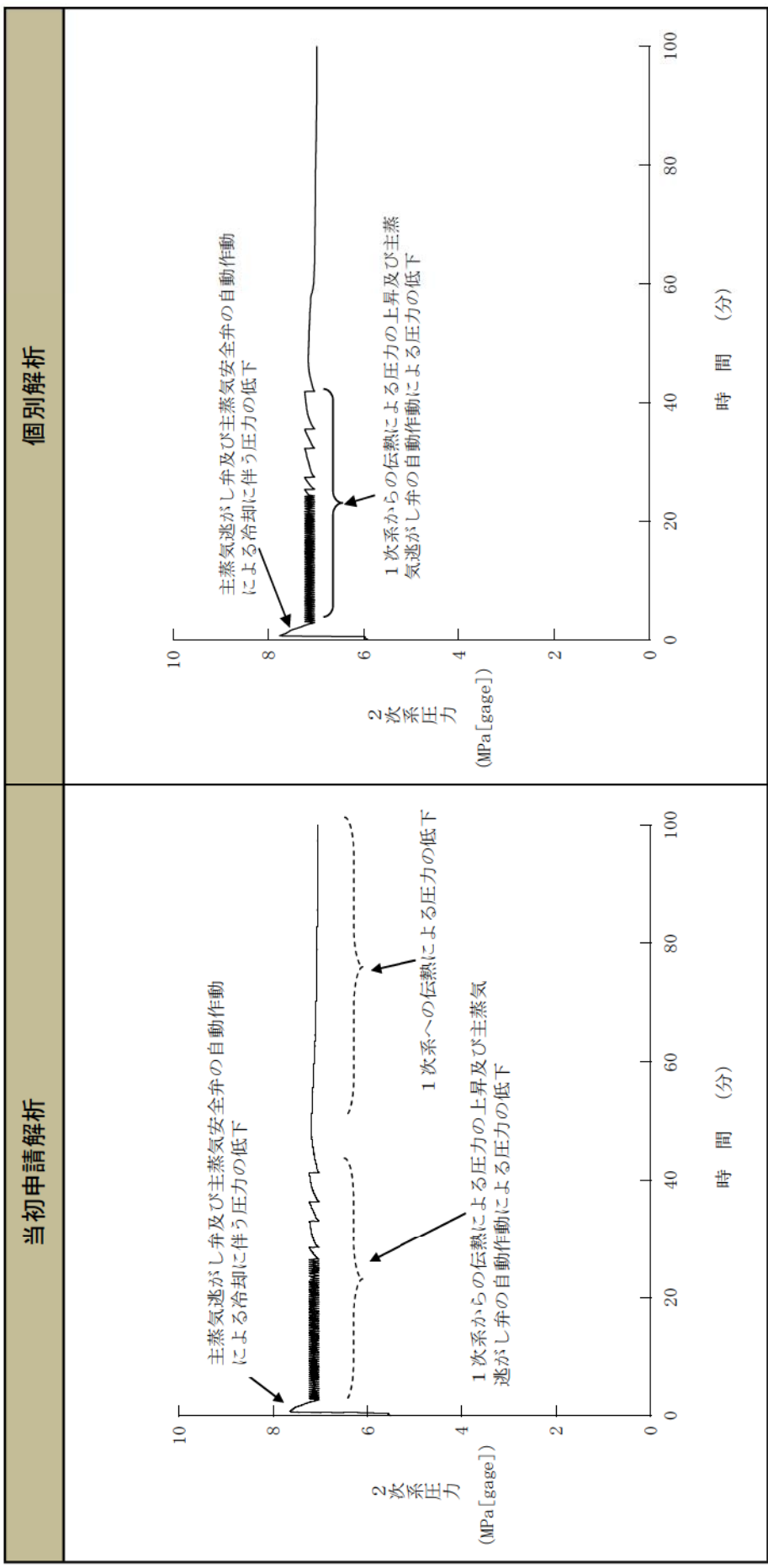
【蒸気発生器水位の推移】



【当初申請解析と個別解析の差異】
 ほぼ同様の挙動となっている。

2次冷却系からの除熱機能喪失

【2次系圧力の推移】



【当初申請解析と個別解析の差異】
 ほぼ同様の挙動となっている。

全交流動力電源喪失 (RCPシールドOCA) ・原子炉補機冷却機能喪失

【1次系保有水量の推移】

当初申請解析	個別解析
<p>300x10³</p> <p>250</p> <p>200</p> <p>150</p> <p>100</p> <p>50</p> <p>0</p> <p>1次系保有水量 (kg)</p> <p>時間 (時)</p> <p>主蒸気逃がし弁開放による 2次系強制冷却開始 (30分)</p> <p>1次系圧力約 1.7MPa [gage] 到達 (約 52分)</p> <p>蓄圧タンク出口弁閉止 (70分)</p> <p>2次系強制冷却の再開 (80分)</p> <p>代替格納容器スプレイポンプによる 炉心への注水開始 (約2.2時間)</p> <p>蓄圧注水開始 (約38分)</p>	<p>300</p> <p>250</p> <p>200</p> <p>150</p> <p>100</p> <p>50</p> <p>0</p> <p>1次系保有水量 (t)</p> <p>時間 (時)</p> <p>主蒸気逃がし弁開放による2次系強制冷却開始 (30分)</p> <p>1次冷却材圧力約1.7MPa [gage] 到達 (約55分)</p> <p>蓄圧タンク出口弁閉止 (70分)</p> <p>2次系強制冷却の再開 (80分)</p> <p>代替格納容器スプレイポンプによる炉心への注水開始 (約2.2時間)</p> <p>二相状態にあったRCPシールド部からの漏えいが、代替格納容器スプレイポンプからの代替炉心注水により冷水が注水されるため液単相状態となり、流体密度の増加によりリーク流量が増加して代替炉心注水流量を上回るため、1次系保有水量が減少</p> <p>蓄圧注水開始 (約39分)</p>

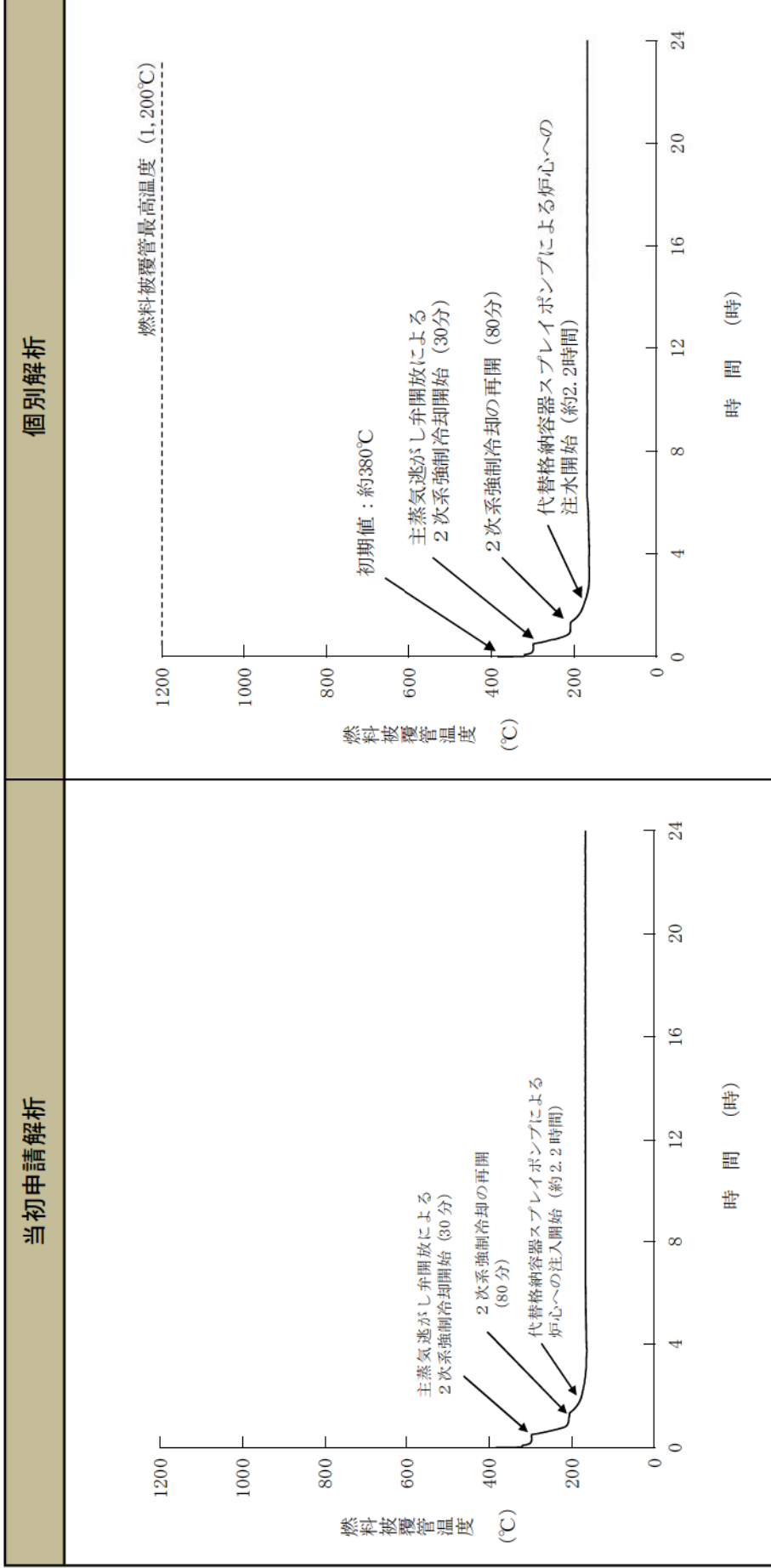
【当初申請解析と個別解析の差異】

ほぼ同様の挙動となっている。
なお、個別解析では、1次冷却系の蒸気発生器出口側配管の水平部の形状がやや浅く、蒸気発生器を回り込んだ蒸気が漏えい口から抜けやすい傾向があり、液相状態の漏えいに加えて気相状態の漏えいも生じるため、1次系保有水量は4時間以降若干振動したような挙動を示すが、炉心は冠水状態であり、影響は小さい。

事象進展の比較
(運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故)

全交流動力電源喪失 (RCPシールLOCA) ・原子炉補機冷却機能喪失

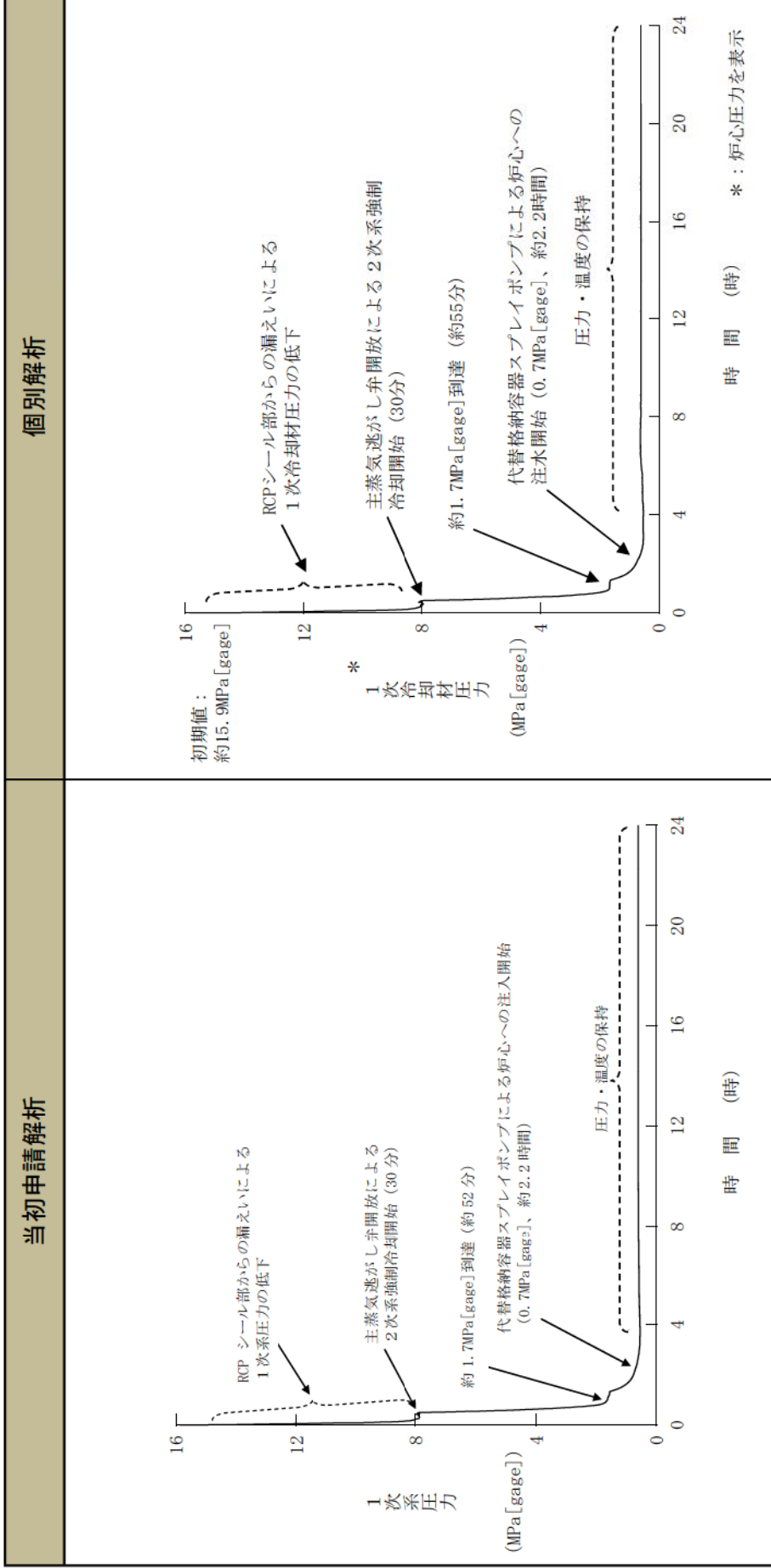
【燃料被覆管温度の推移】



【当初申請解析と個別解析の差異】
ほぼ同様の挙動となっている。

事象進展の比較
(運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故)

全流動力電源喪失 (RCPシールLOCA) ・原子炉補機冷却機能喪失
【1次冷却材圧力の推移】

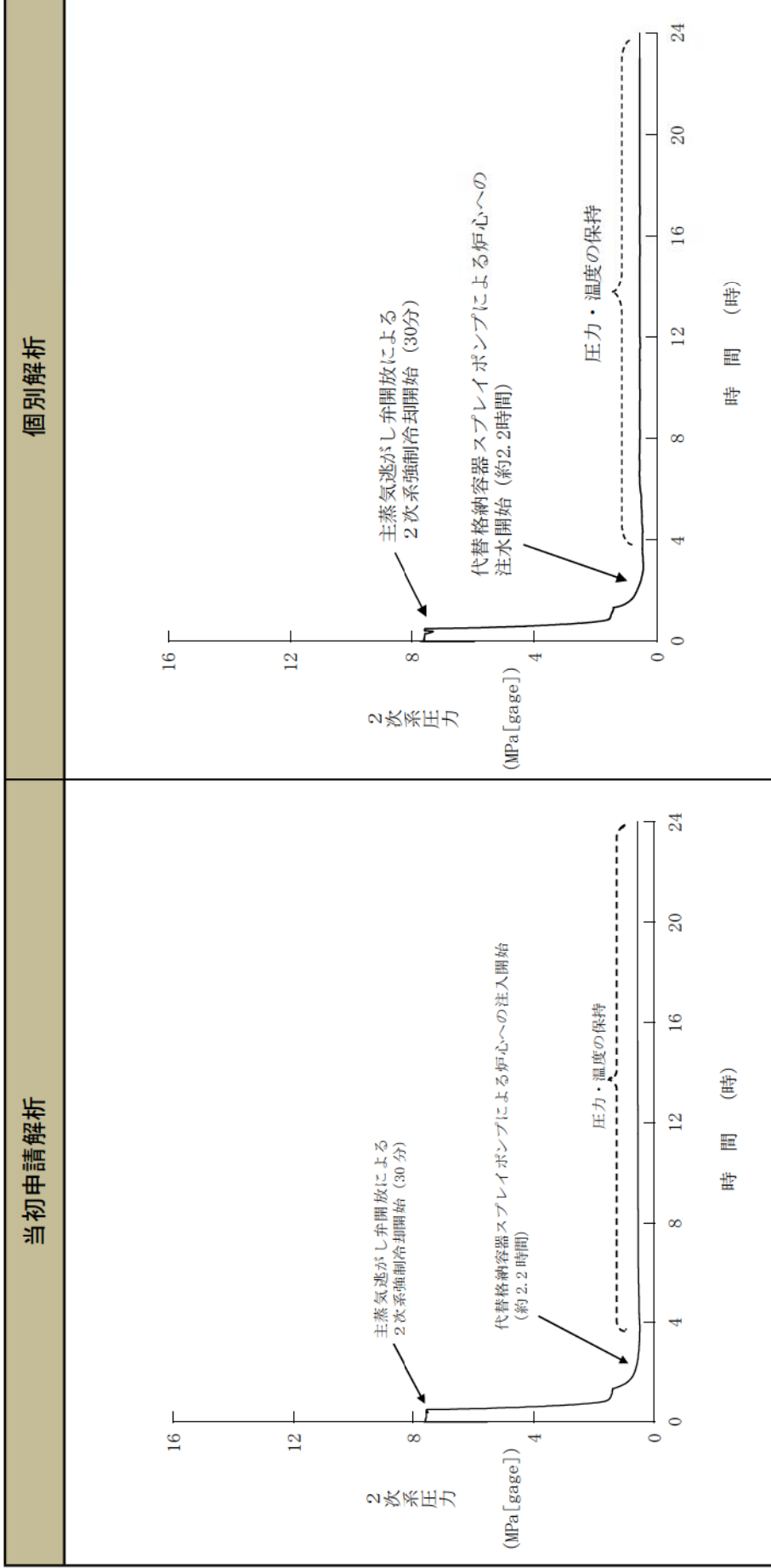


【当初申請解析と個別解析の差異】
ほぼ同様の挙動となっている。

事象進展の比較
 (運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故)

全交流動力電源喪失 (RCPシールLOCA) ・原子炉補機冷却機能喪失

【2次系圧力の推移】



【当初申請解析と個別解析の差異】
 ほぼ同様の挙動となっている。

全交流動力電源喪失 (RCPシールLOCA) ・原子炉補機冷却機能喪失

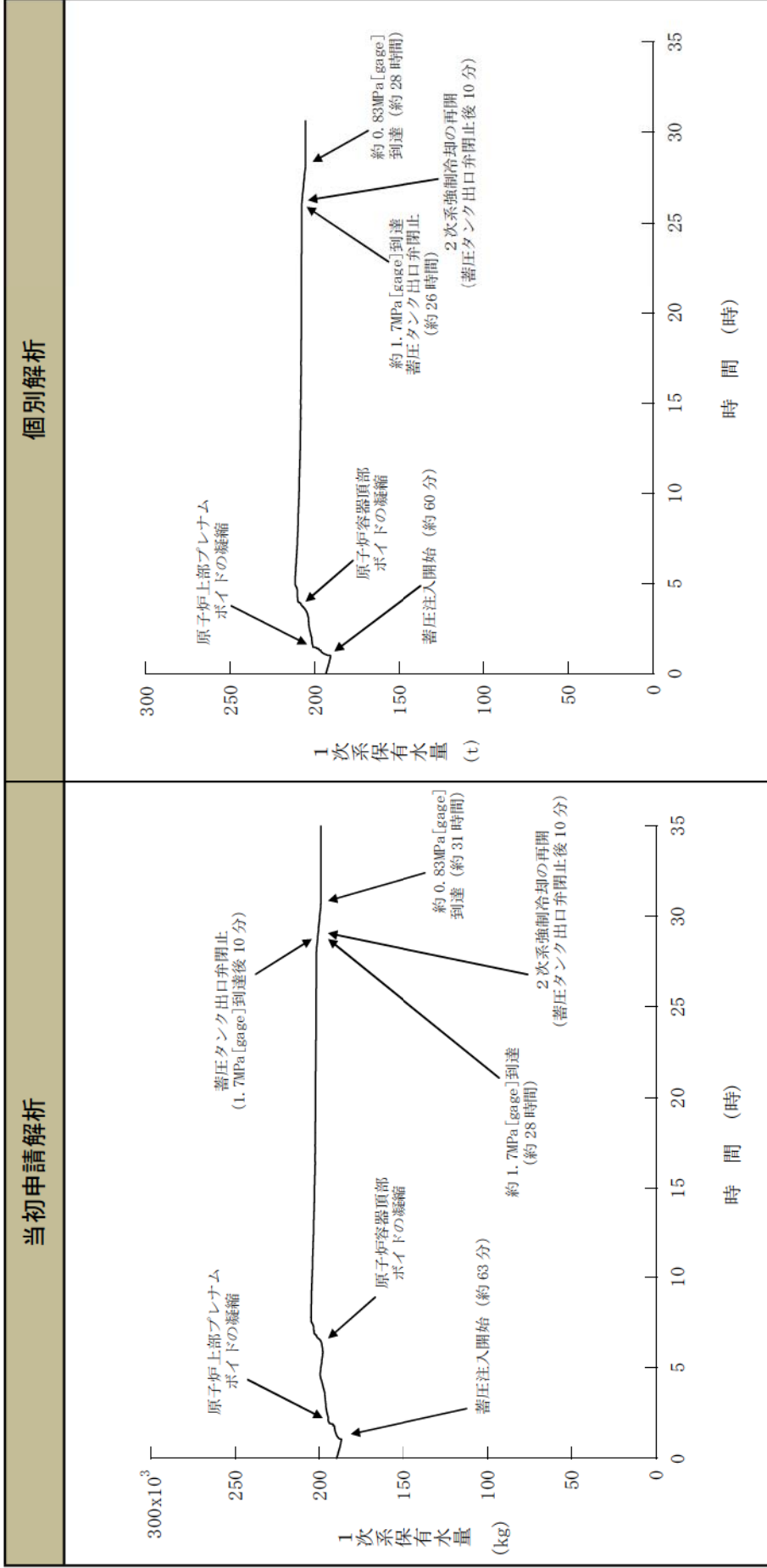
【蒸気発生器保有水量の推移】

当初申請解析	個別解析
<p>蒸気発生器保有水量 (kg)</p> <p>時間 (時)</p>	<p>蒸気発生器保有水量 (t)</p> <p>時間 (時)</p> <p>主蒸気逃がし弁開放による除熱増加に伴う 2次側保有水の減少</p> <p>2次側除熱の飽和(低下)及びタービン動補助給水ポンプ による蒸気発生器への注水により水位が回復</p>
<p>【当初申請解析と個別解析の差異】 個別解析は補助給水流量が少なく、蒸気発生器保有水量の回復が遅くなるが、燃料被覆管温度は上昇しておらず、必要な除熱量は確保されている。</p>	

事象進展の比較
(運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故)

全交流動力電源喪失 (RCPシールリーク)

【1次系保有水量の推移】



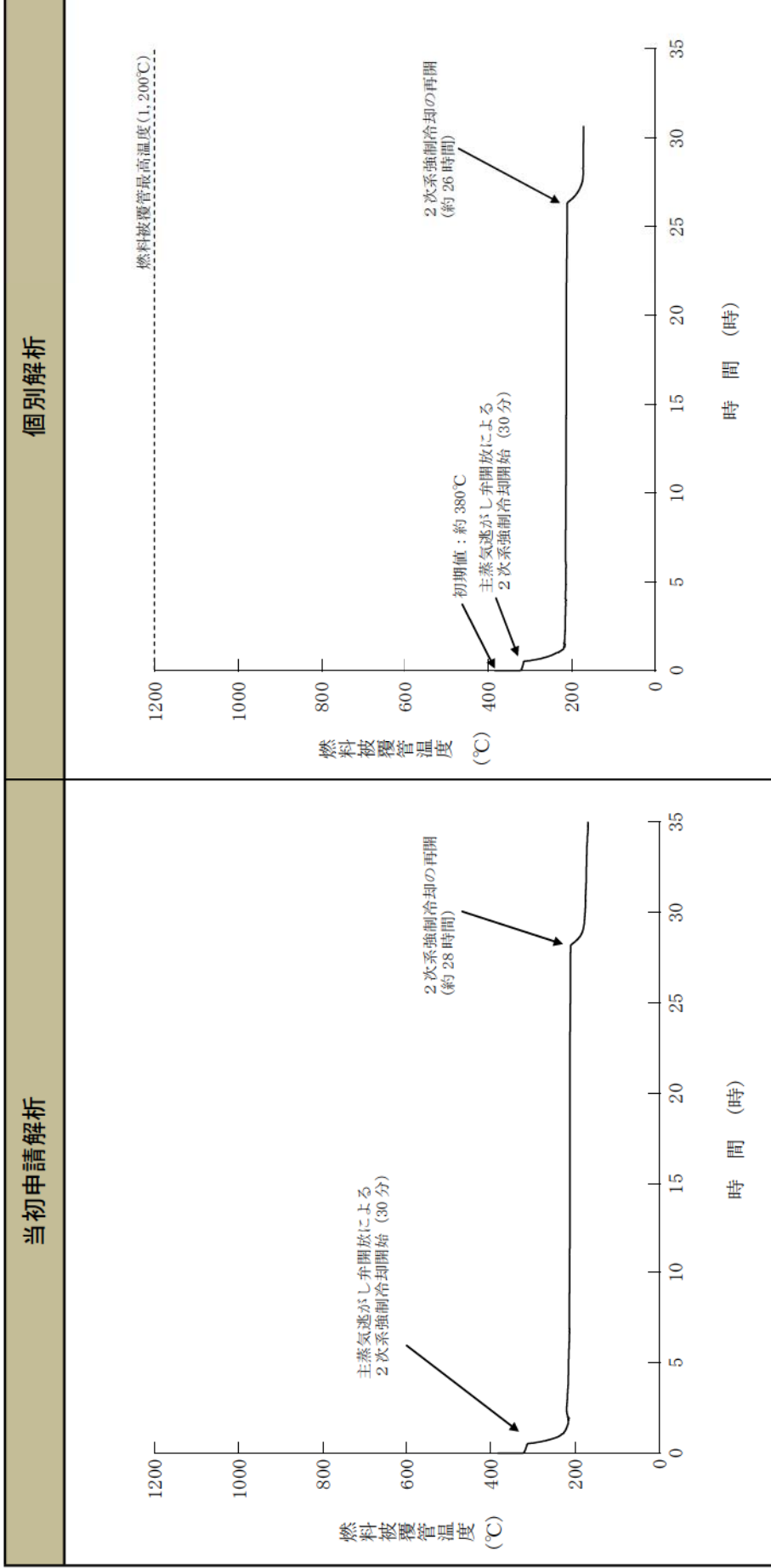
【当初申請解析と個別解析の差異】

ほぼ同様の挙動となっている。
なお、個別解析は1次冷却材平均温度が高く、2次系強制冷却再開時点 (約1.7MPa及び約208°C到達時点) までの温度低下量が多いため、温度低下に伴う1次冷却材の収縮量が多くなり、蓄圧注入開始が若干早くなる。その後の事象進展はほぼ同様となっている。

事象進展の比較
(運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故)

全交流動力電源喪失 (RCPシールリーク)

【燃料被覆管温度の推移】

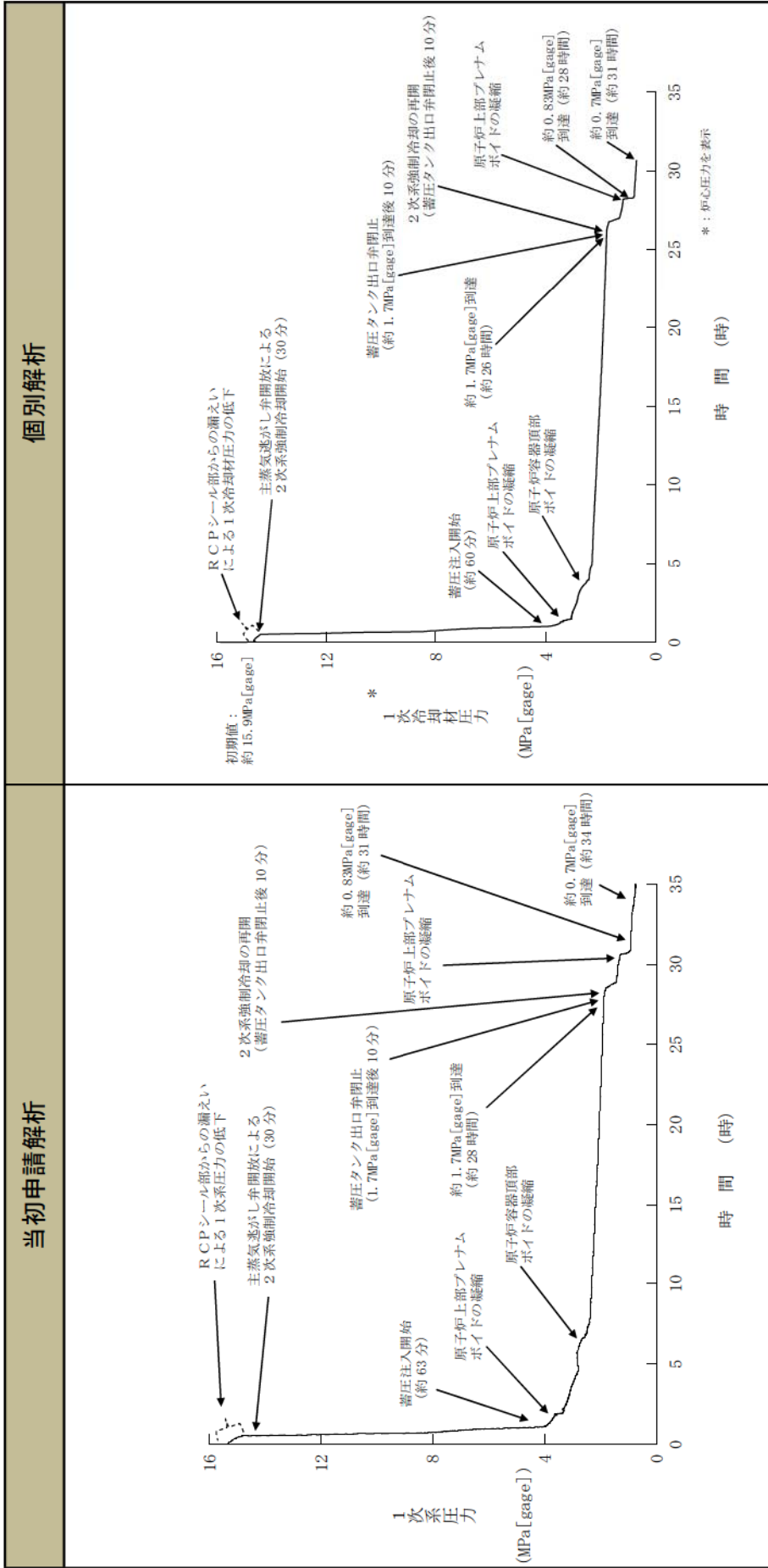


【当初申請解析と個別解析の差異】
ほぼ同様の挙動となっている。

事象進展の比較
(運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故)

全流動力電源喪失 (RCPシールリーク)

【1次冷却材圧力の推移】



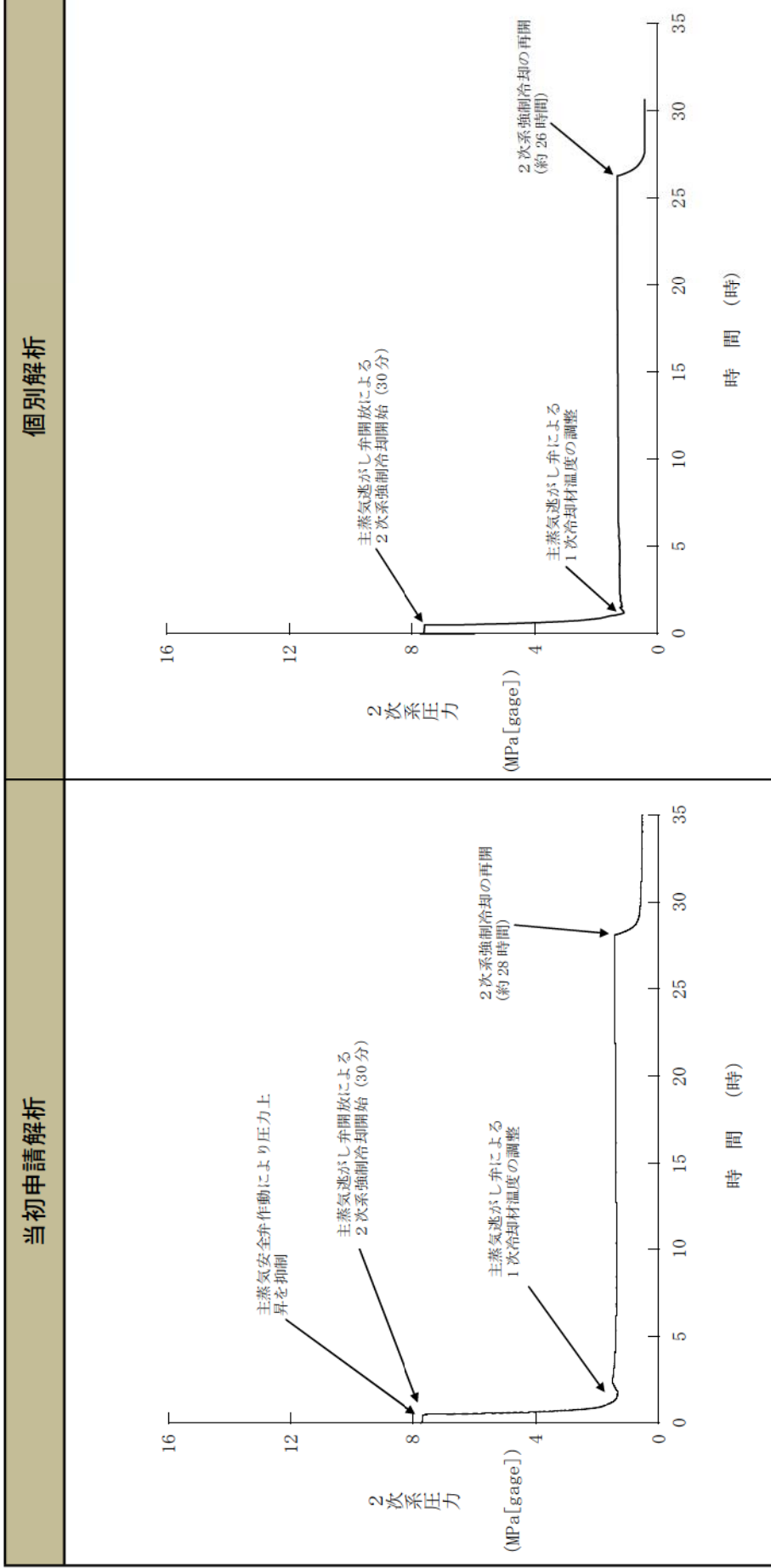
【当初申請解析と個別解析の差異】

ほぼ同様の挙動となっている。
 なお、個別解析は1次冷却材平均温度が高く、2次系強制冷却再開時点 (約1.7MPa及び約208℃到達時点) までの温度低下量が多いため、温度低下に伴う1次冷却材の収縮量が若干多くなり、約1.7MPa到達時間がわずかに早まる。

事象進展の比較
(運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故)

全交流動力電源喪失 (RCP シールリーク)

【2次系圧力の推移】



【当初申請解析と個別解析の差異】
ほぼ同様の挙動となっている。

事象進展の比較
(運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故)

全交流動力電源喪失 (RCPシーリング)

【蒸気発生器保有水量の推移】

当初申請解析	個別解析
<p>【当初申請解析と個別解析の差異】 個別解析は補助給水流量が少なく、蒸気発生器保有水量の回復が遅くなるが、燃料被覆管温度は上昇しておらず、必要な除熱量は確保されている。</p>	

原子炉格納容器の除熱機能喪失

【原子炉容器内水位の推移】

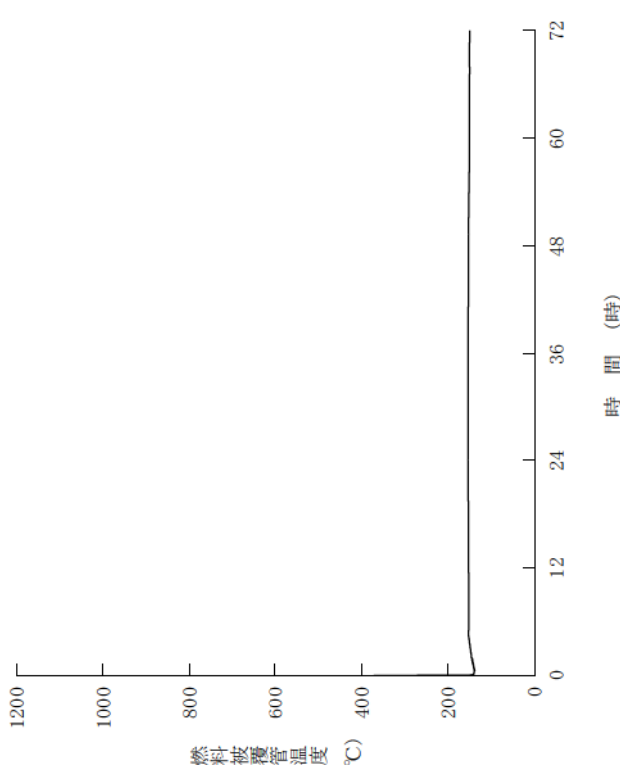
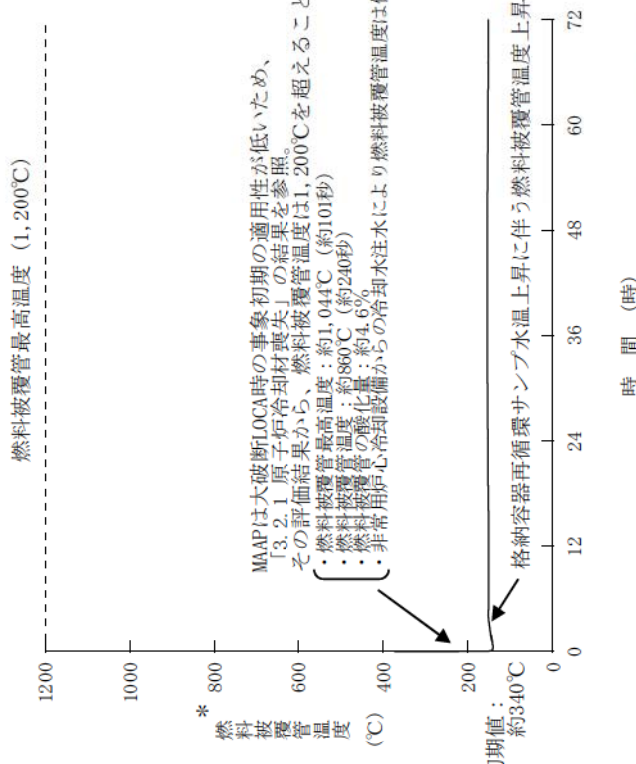
当初申請解析	個別解析
<p>原子炉容器水位 (m)</p> <p>炉心上端</p> <p>炉心下端</p> <p>時間 (時)</p>	<p>原子炉容器内水位 (m)</p> <p>炉心上端</p> <p>炉心下端</p> <p>時間 (時)</p> <p>* : 原子炉容器内水位は入口ノズル下端を上限とした気泡炉心水位を表示</p>

【当初申請解析と個別解析の差異】

ほぼ同様の挙動となっている。
 (個別解析では原子炉トリップの15秒後にRCPトリップ (当初申請解析は30秒後) するため、個別解析の方が破断口 (低温側配管) からの流出量が減少し1次系保有水量が多くなることから、事象発生直後の原子炉容器水位の低下が見られない。
 なお、MAAPは大破断LOCA時の事象初期の適用性が低いため、燃料被覆管温度及び酸化量は設計基準事故における評価結果を用いて有効性を確認している。)

原子炉格納容器の除熱機能喪失

【燃料被覆管温度の推移】

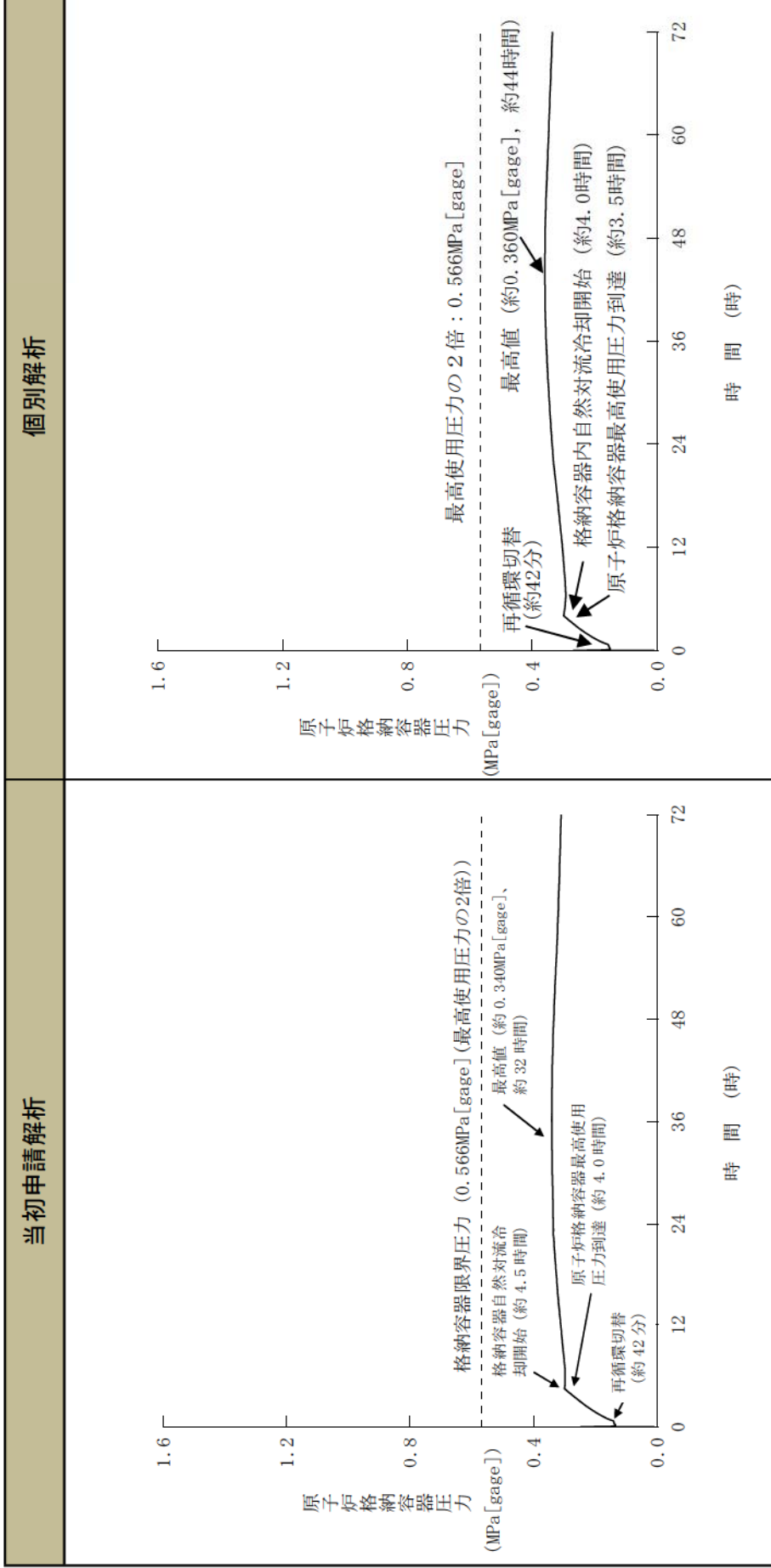
当初申請解析	個別解析
 <p>燃料被覆管温度 (°C)</p> <p>時間 (時)</p>	 <p>燃料被覆管最高温度 (1,200°C)</p> <p>燃料被覆管温度 (°C)</p> <p>時間 (時)</p> <p>初期値：約340°C</p> <p>格納容器再循環サンプル水温上昇に伴う燃料被覆管温度上昇</p> <p>*：炉心部ノード単位の燃料被覆管温度最高点の温度を示す</p> <p>MAAPは大破断LOCA時の事象初期の適用性が低いため、 「3.2.1. 原子炉冷却材喪失」の結果を参照。 その評価結果から、燃料被覆管温度は1,200°Cを超えることはない。 <ul style="list-style-type: none"> 燃料被覆管最高温度：約1,044°C (約101秒) 燃料被覆管温度：約860°C (約240秒) 燃料被覆管の酸化量：約4.6% 非常用炉心冷却設備からの冷却水注水により燃料被覆管温度は低下していく </p>

【当初申請解析と個別解析の差異】
ほぼ同様の挙動となっている。

事象進展の比較
(運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故)

原子炉格納容器の除熱機能喪失

【原子炉格納容器圧力の推移】



【当初申請解析と個別解析の差異】

- ・原子炉格納容器最高使用圧力到達時間が個別解析のほうが約30分早い
 - ・最高値が個別解析のほうが約0.020MPa [gage]高い
- が、これは主にCV自由体積が約3%小さいことに起因する。
 が、これはCV自由体積が約3%小さいこと、格納容器再循環ユニットの除熱特性が小さいことに起因する。

原子炉格納容器の除熱機能喪失

【原子炉格納容器雰囲気温度の推移】

当初申請解析	個別解析

【当初申請解析と個別解析の差異】
 原子炉格納容器最高使用圧力到達時間及び最高値が異なるが、差異理由は原子炉格納容器圧力と同様。

原子炉停止機能喪失 (主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故)

【1次冷却材圧力の推移】

当初申請解析	個別解析
<p>1次系圧力 (MPa [gage])</p> <p>時間 (秒)</p> <p>* 原子炉冷却材圧力パワウンダリにかかる圧力の最高値を表示</p>	<p>1次冷却材圧力 (MPa [gage])</p> <p>時間 (秒)</p> <p>* 原子炉冷却材圧力パワウンダリにかかる圧力の最高値を表示</p>

【当初申請解析と個別解析の差異】

個別解析では泊3号炉の炉心設計に基づき保守的に設定した減速材温度係数の初期値である-18pcm/°Cを用いており、当初申請解析で使用している2, 3, 4ループレープラントで共通に適用できる保守的な減速材温度係数の初期値である-13pcm/°Cと比べて、減速材温度上昇に伴う負の反応度帰還効果が大きくなり、1次冷却材圧力の上昇が抑制されるため、1次冷却材圧力の最高値は低くなる。

事象進展の比較
(運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故)

原子炉停止機能喪失 (主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故)

【2次系除熱量の推移】

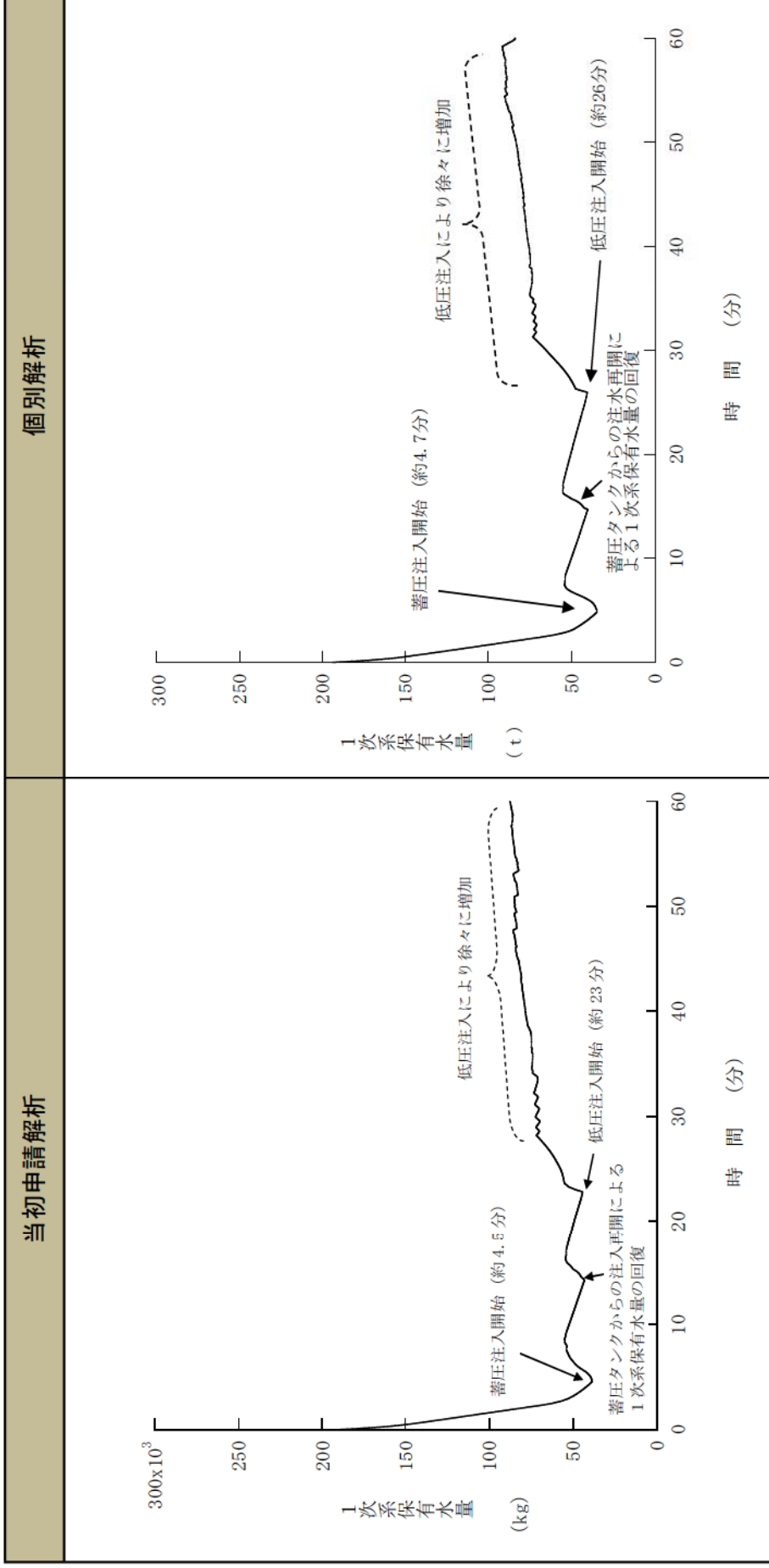
当初申請解析	個別解析

【当初申請解析と個別解析の差異】
ほぼ同様の挙動となっている。

事象進展の比較
 (運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故)

ECCS注水機能喪失

【1次系保有水量の推移(破断口径:6インチ)】

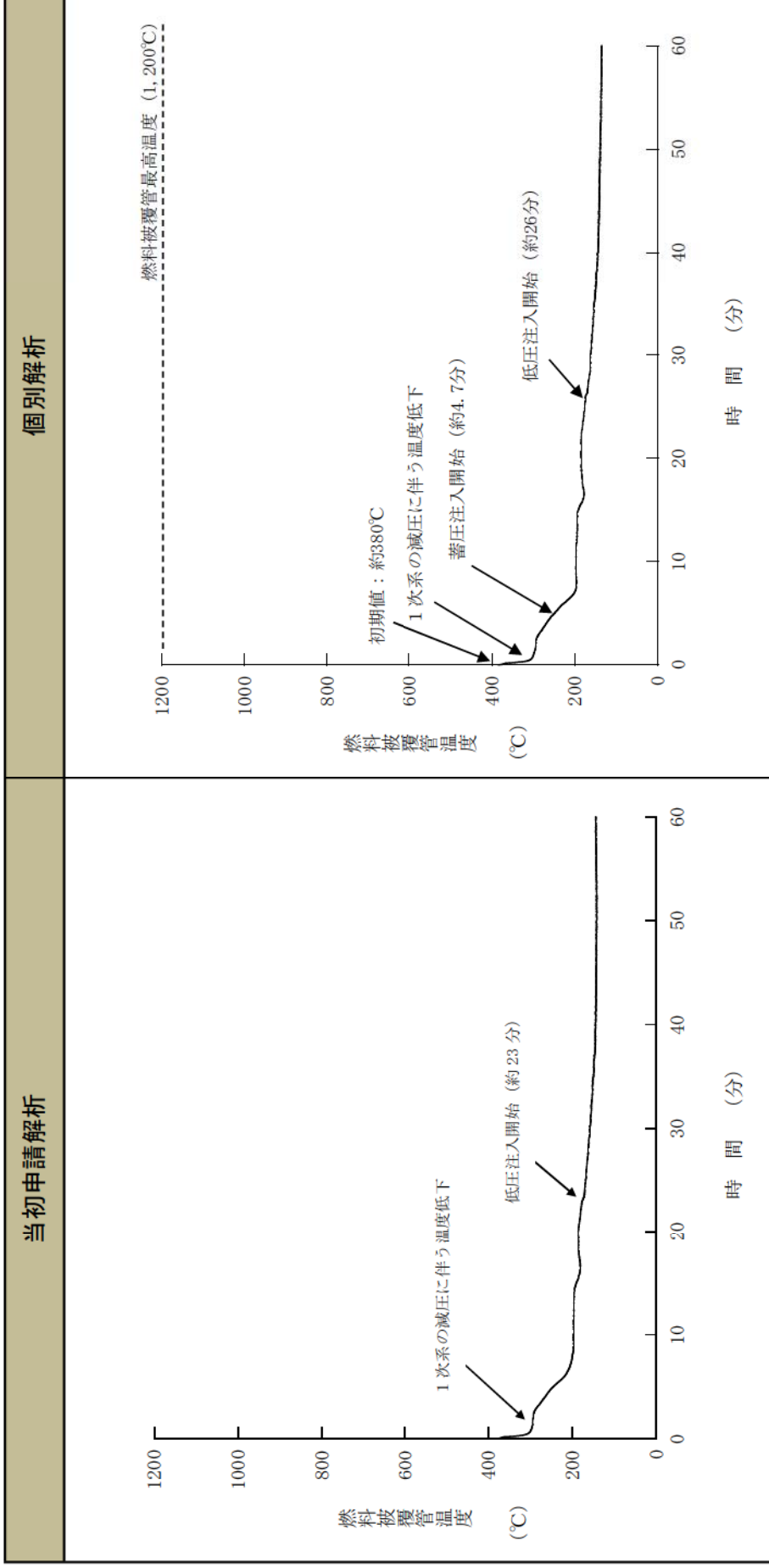


【当初申請解析と個別解析の差異】
 ほぼ同様の挙動となっている。

事象進展の比較
(運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故)

ECCS注水機能喪失

【燃料被覆管温度の推移 (破断口径: 6インチ)】

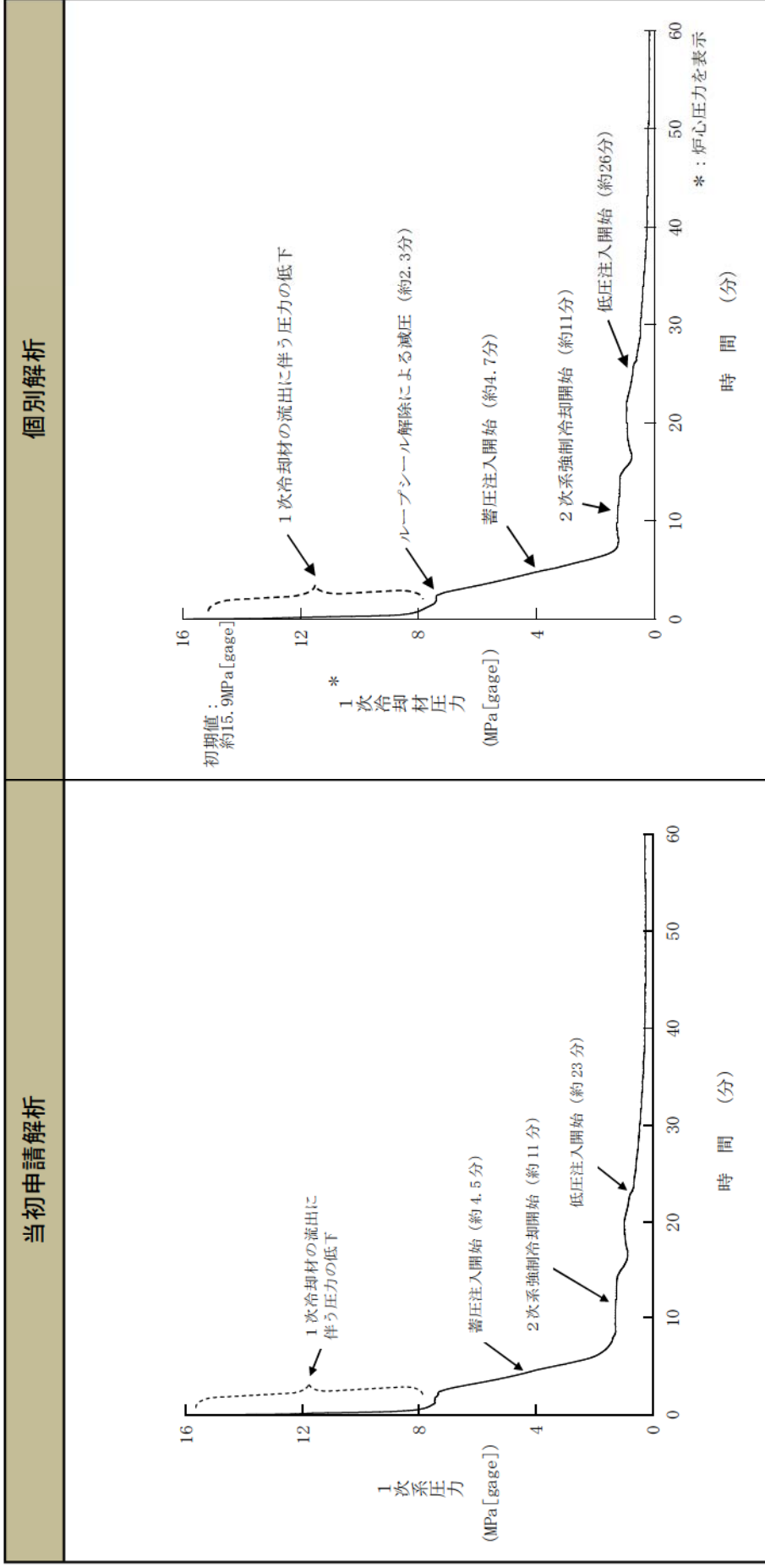


【当初申請解析と個別解析の差異】
ほぼ同様の挙動となっている。

事象進展の比較
(運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故)

ECCS注水機能喪失

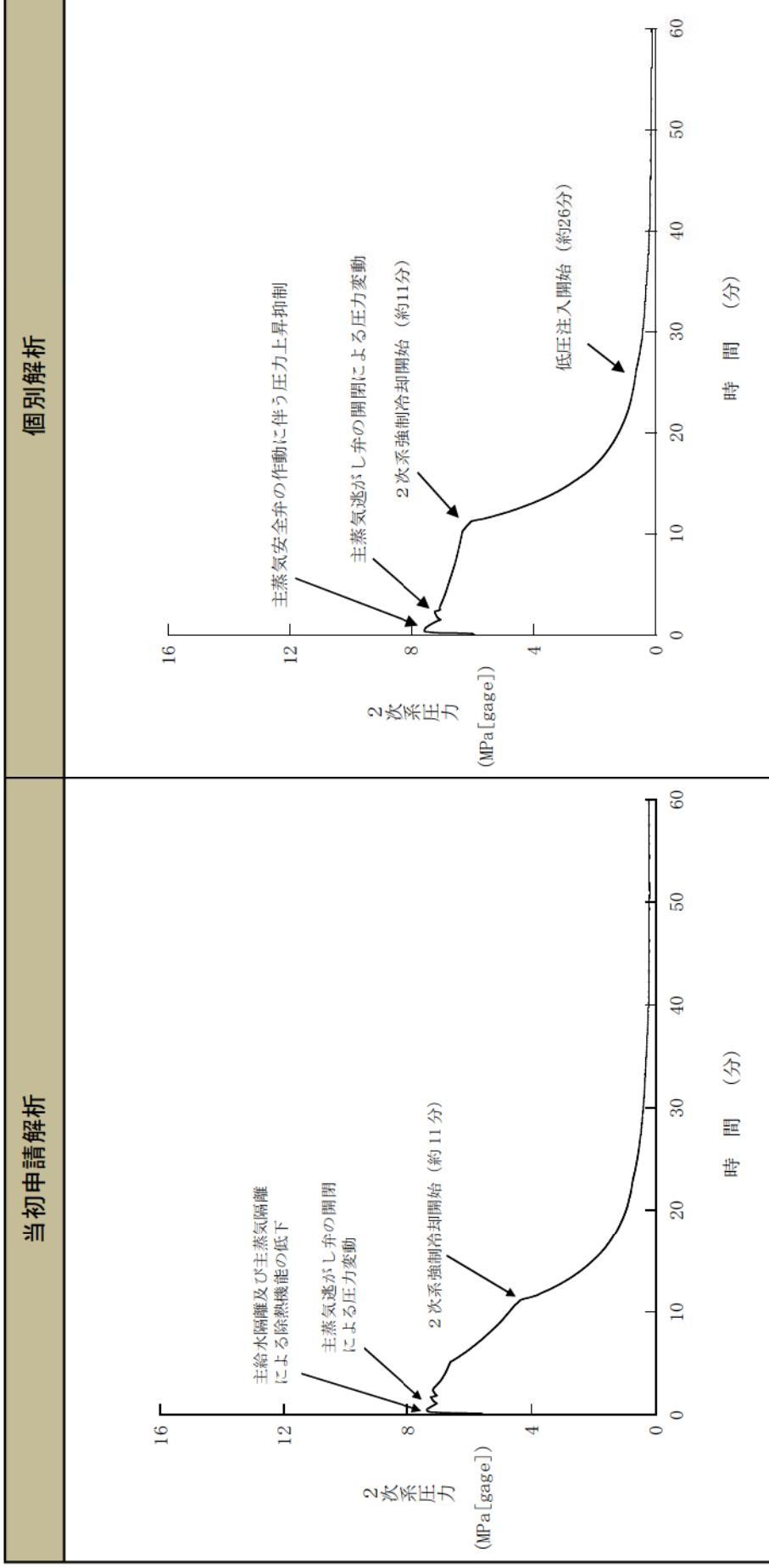
【1次冷却材圧力の推移(破断口径:6インチ)】



【当初申請解析と個別解析の差異】
ほぼ同様の挙動となっている。

ECCS注水機能喪失

【2次系圧力の推移 (破断口径：6インチ)】

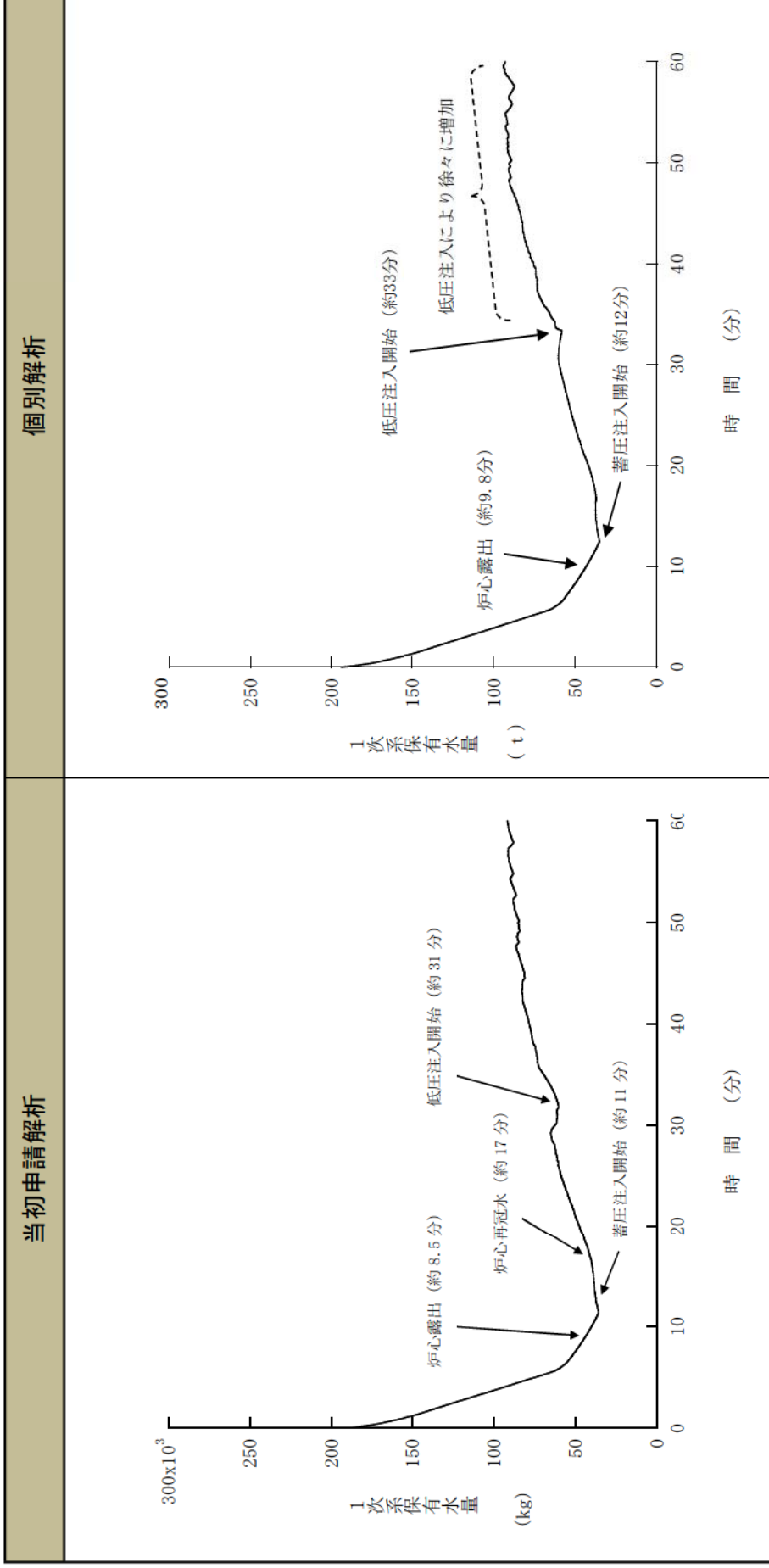


【当初申請解析と個別解析の差異】
 個別解析では補助給水流量が少ないことから、補助給水ピットの低温水が蒸気発生器に到達するのが遅く、それまでは補助給水温度が高い状態が続くことから、2次系圧力の低下が緩やかになっている。その後、2次系強制冷却を開始することで2次系圧力は低下し、事象進展はほぼ同様となっている。

事象進展の比較
 (運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故)

ECCS注水機能喪失

【1次系保有水量の推移(破断口径:4インチ)】

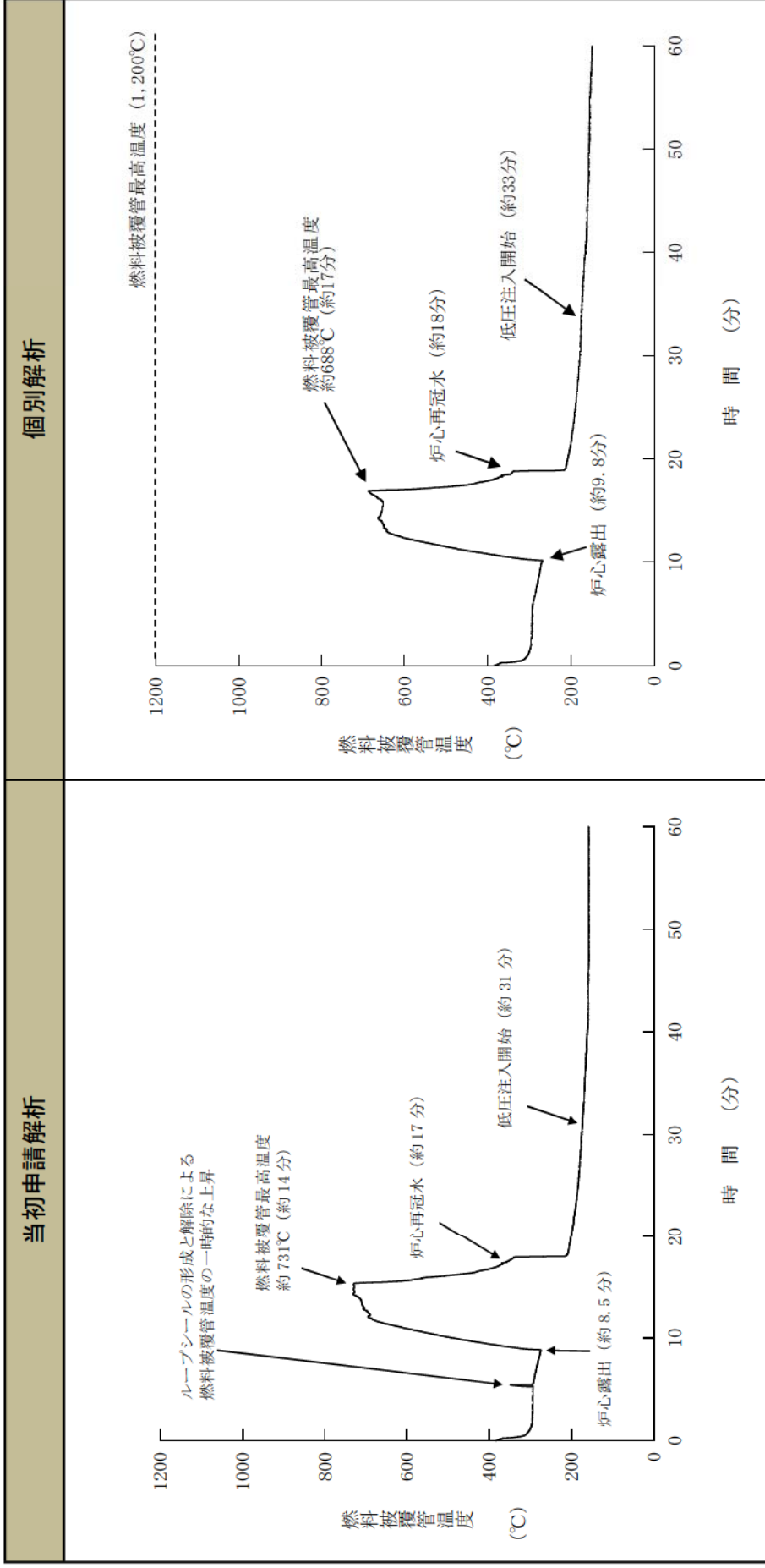


【当初申請解析と個別解析の差異】
 ほぼ同様の挙動となっている。

事象進展の比較
(運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故)

ECCS注水機能喪失

【燃料被覆管温度の推移 (破断口径: 4インチ)】

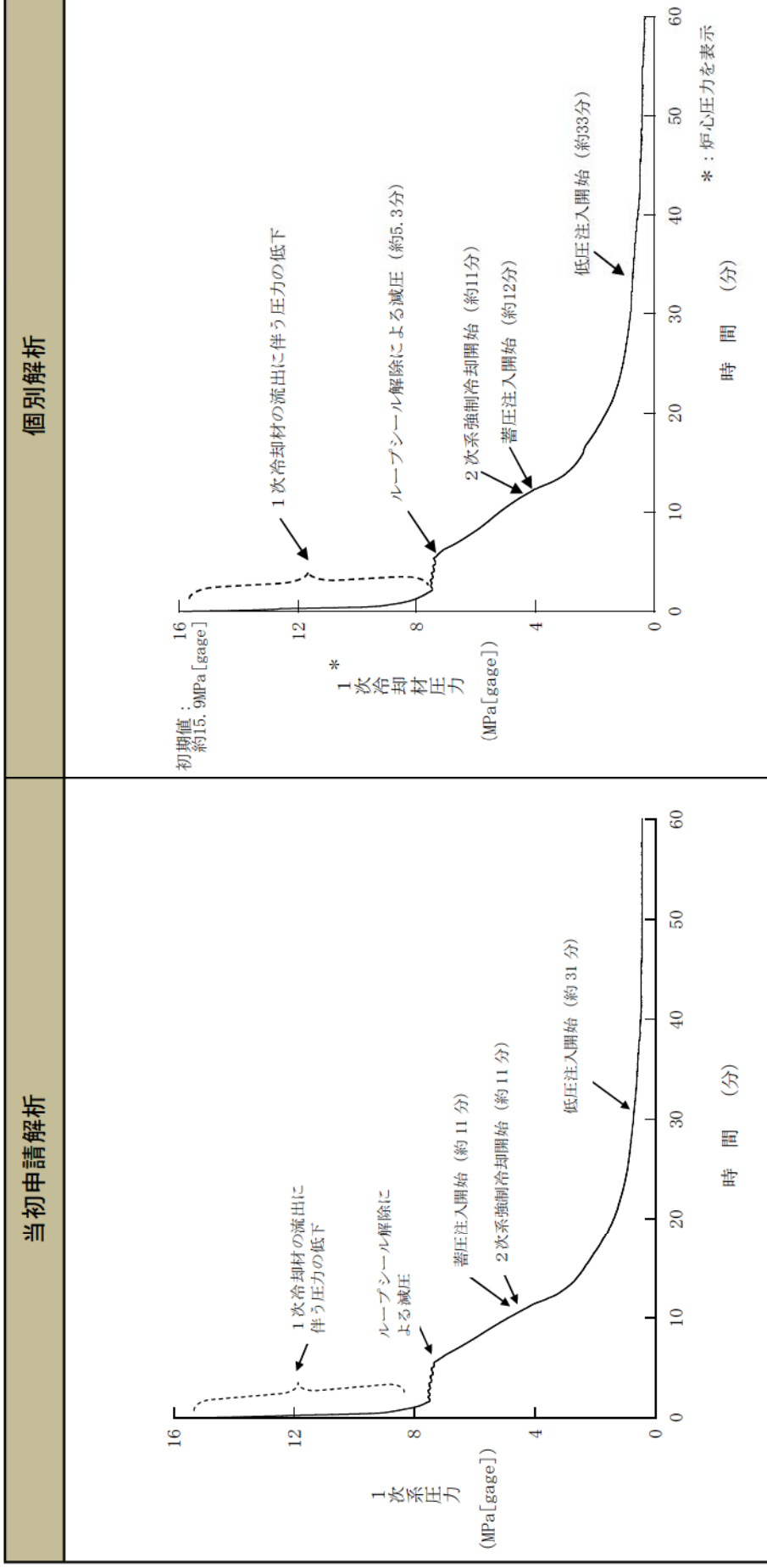


【当初申請解析と個別解析の差異】
 ほぼ同様の挙動となっている。
 なお、個別解析は1次系保水率が3%程度大きいことから、1次系保有水量が多い状態でループシールが解除し、相対的に炉心水位が高い状態となっていることから、当初申請解析の5分近傍の燃料被覆管温度の一時的な上昇は現れず、また燃料被覆管温度のピークも低くなる挙動を示している。

事象進展の比較
(運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故)

ECCS注水機能喪失

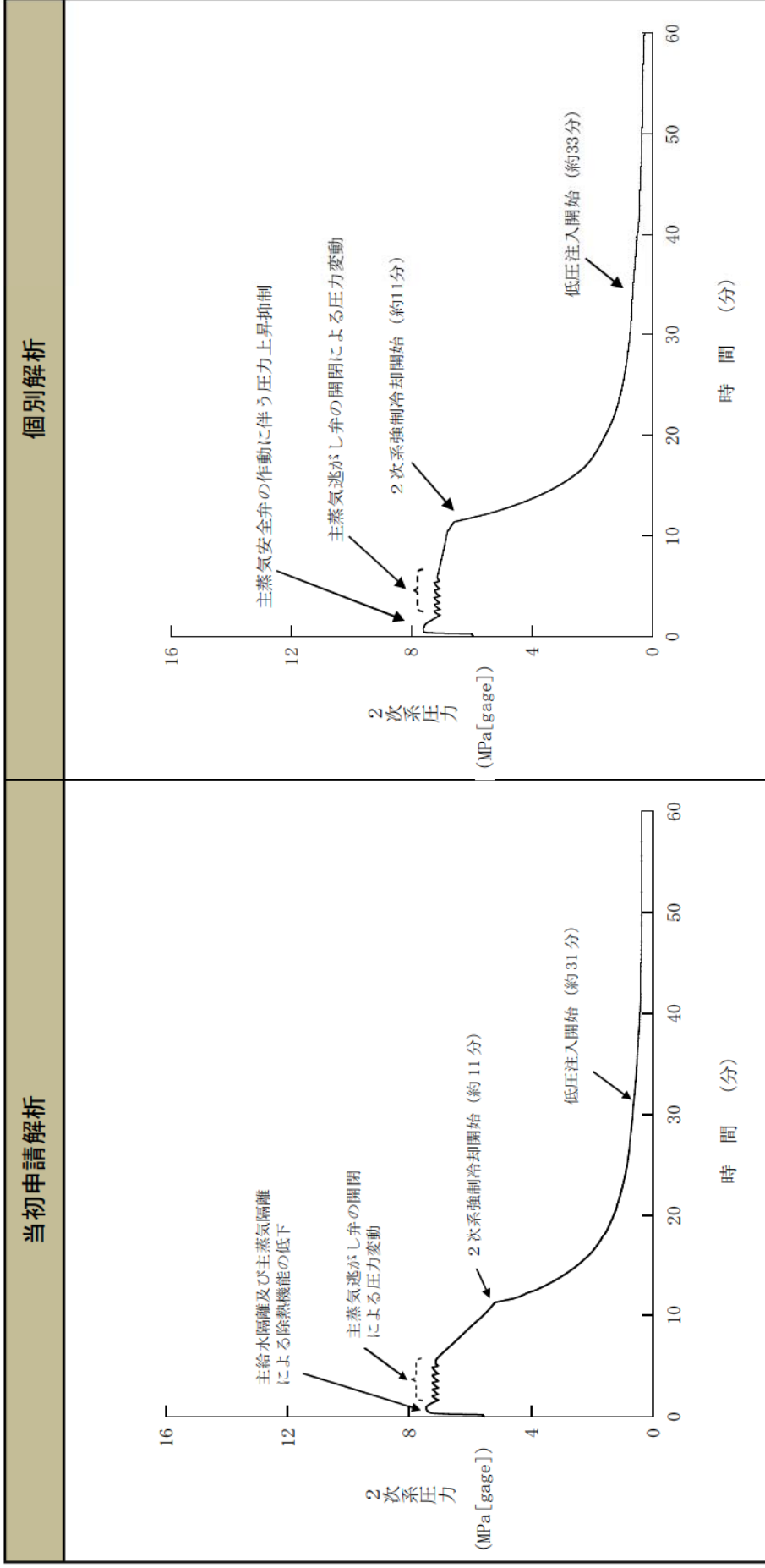
【1次冷却材圧力の推移（破断口径：4インチ）】



【当初申請解析と個別解析の差異】
 ほぼ同様の挙動となっている。
 なお、個別解析は1次系体積が3%程度大きいことから、1次冷却材圧力の低下が若干遅くなり、蓄圧注入開始のタイミングが異なっている。

ECCS注水機能喪失

【2次系圧力の推移 (破断口径：4インチ)】

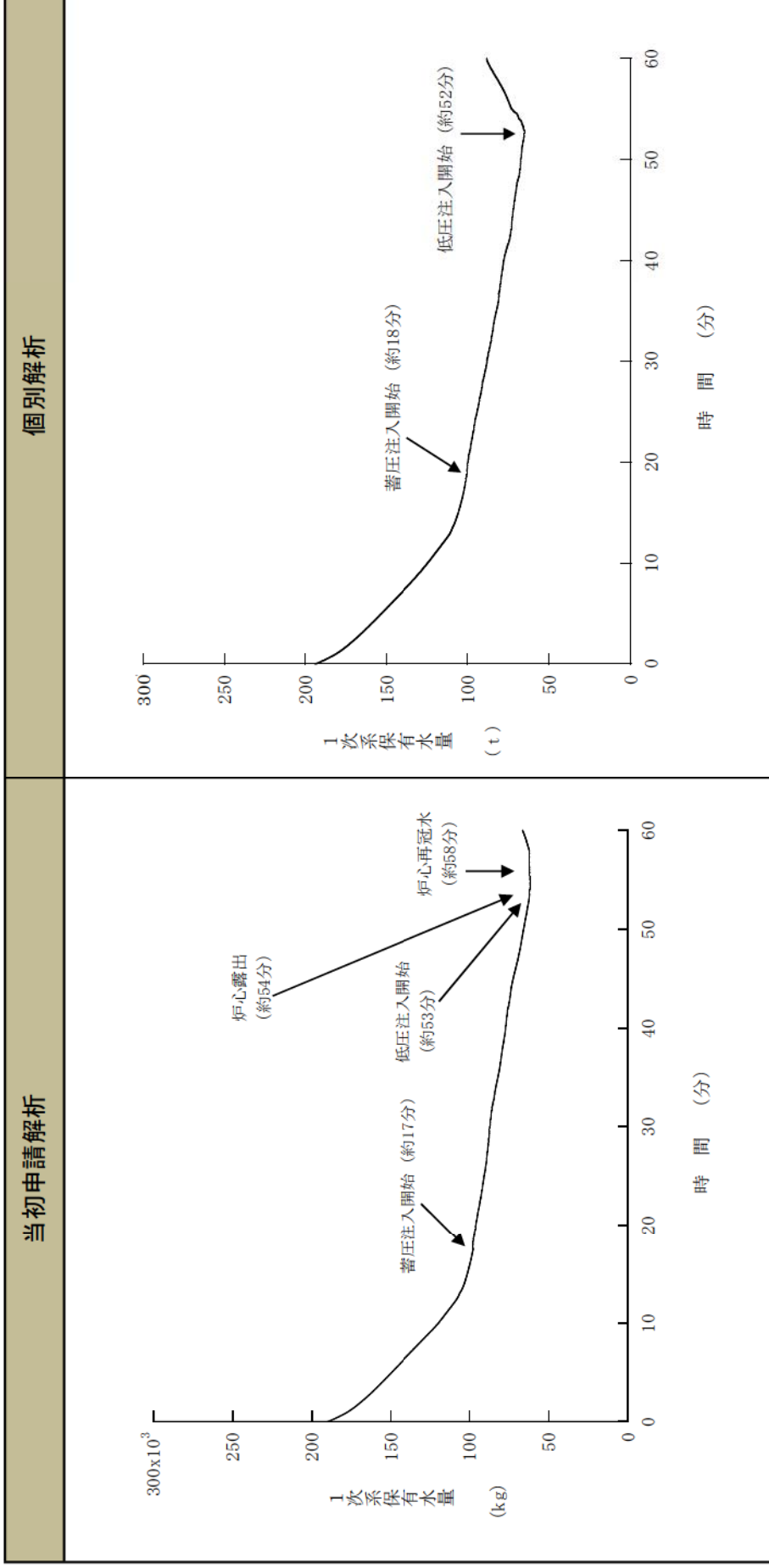


【当初申請解析と個別解析の差異】
 個別解析では補助給水流量が少ないため、補助給水ピットの低温水が蒸気発生器に到達するのが遅く、それまでは補助給水温度が高い状態が続くことから、2次系圧力の低下が緩やかになっている。その後、2次系強制冷却を開始することで2次系圧力は低下し、事象進展はほぼ同様となっている。

事象進展の比較
(運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故)

ECCS注水機能喪失

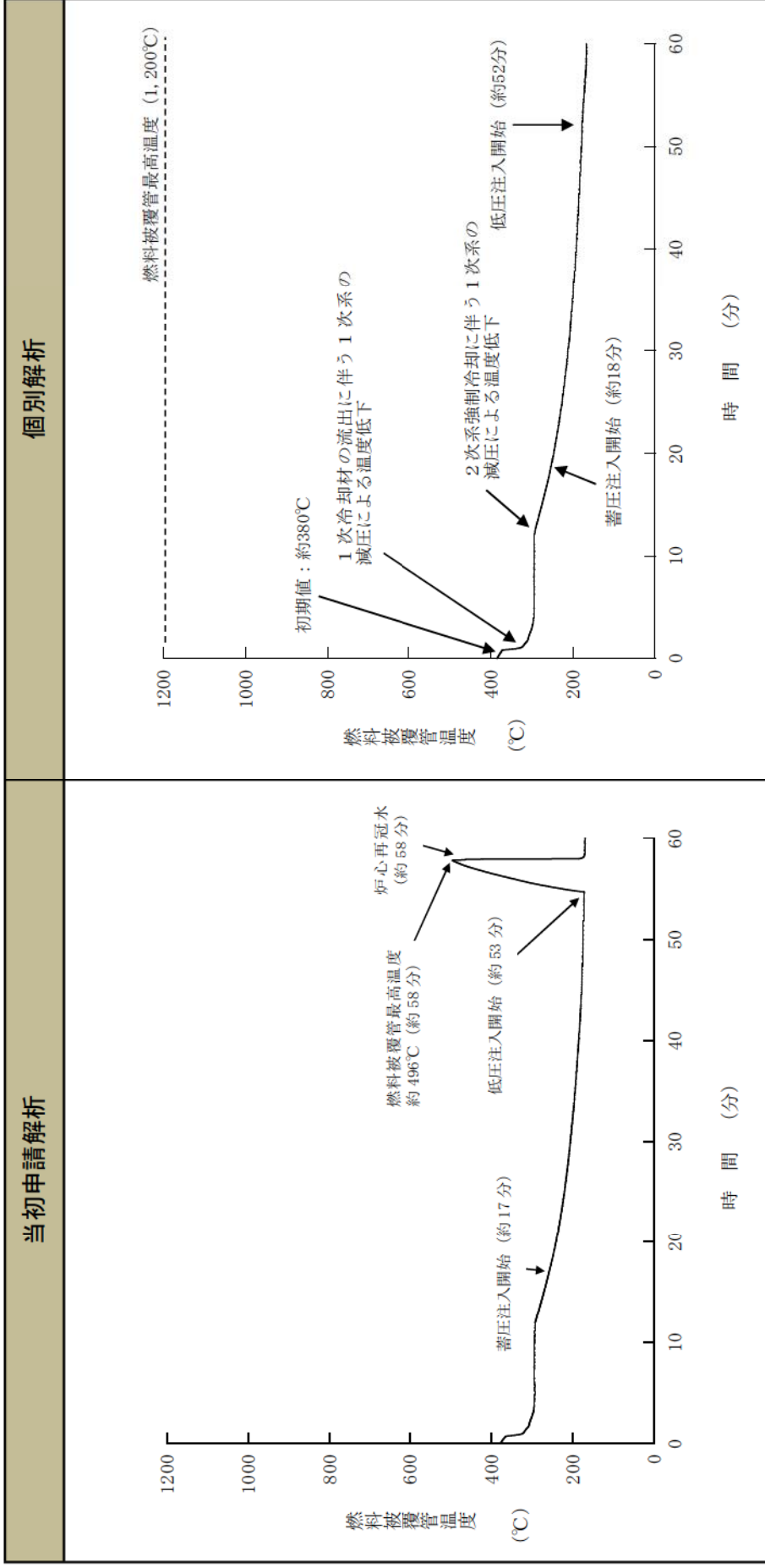
【1次系保有水量の推移（破断口径：2インチ）】



【当初申請解析と個別解析の差異】
個別解析の方が高圧時の炉心注入流量が若干多くなる注入特性であり、炉心露出の前に1次系保有水量が回復する。

ECCS注水機能喪失

【燃料被覆管温度の推移 (破断口径: 2インチ)】

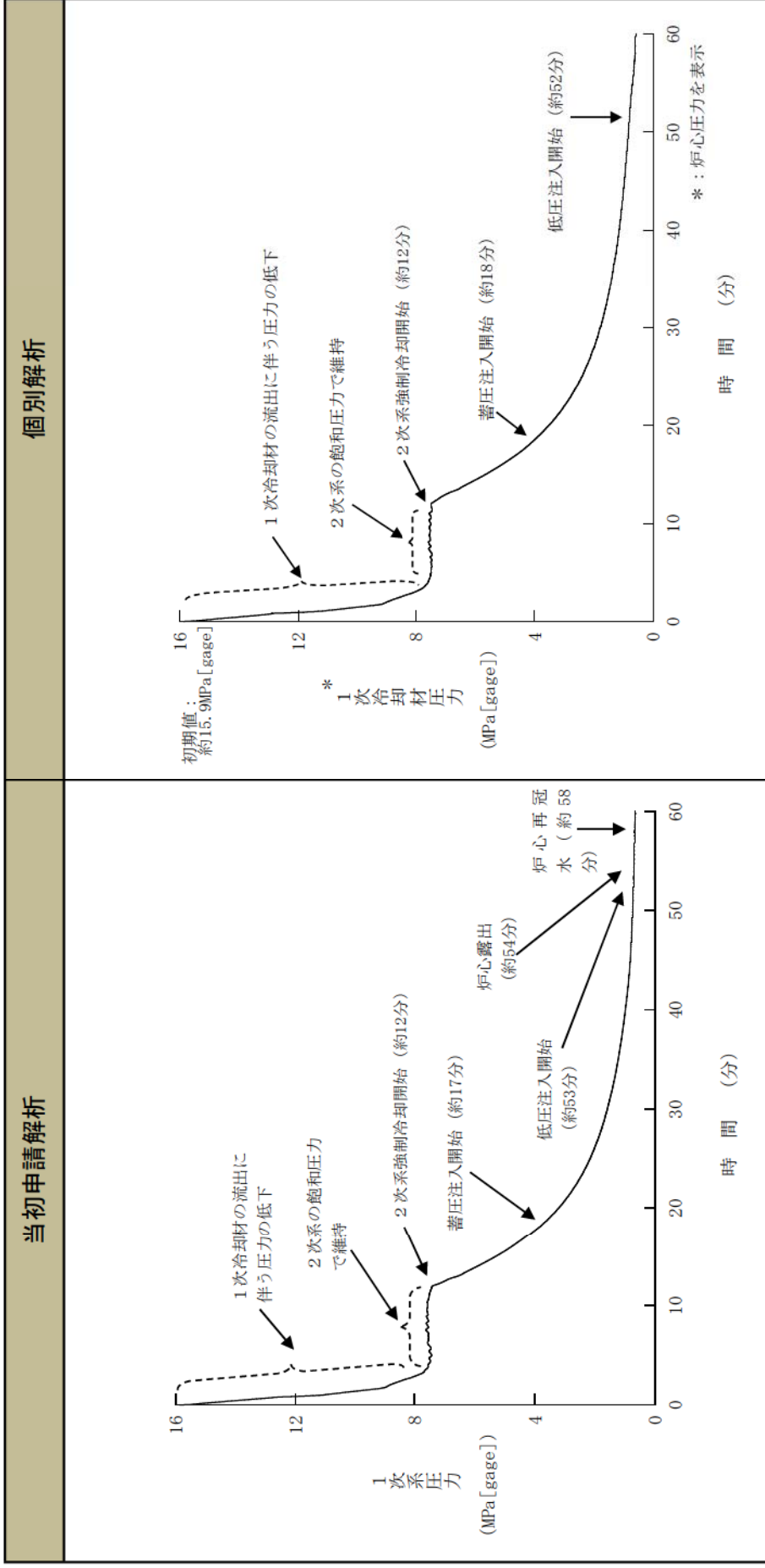


【当初申請解析と個別解析の差異】
個別解析の方が高圧時の炉心注入流量が若干多くなる注入特性であり、炉心露出しないため燃料被覆管温度は上昇しない。

事象進展の比較
(運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故)

ECCS注水機能喪失

【1次冷却材圧力の推移(破断口径:2インチ)】



【当初申請解析と個別解析の差異】
ほぼ同様の挙動となっている。

ECCS注水機能喪失

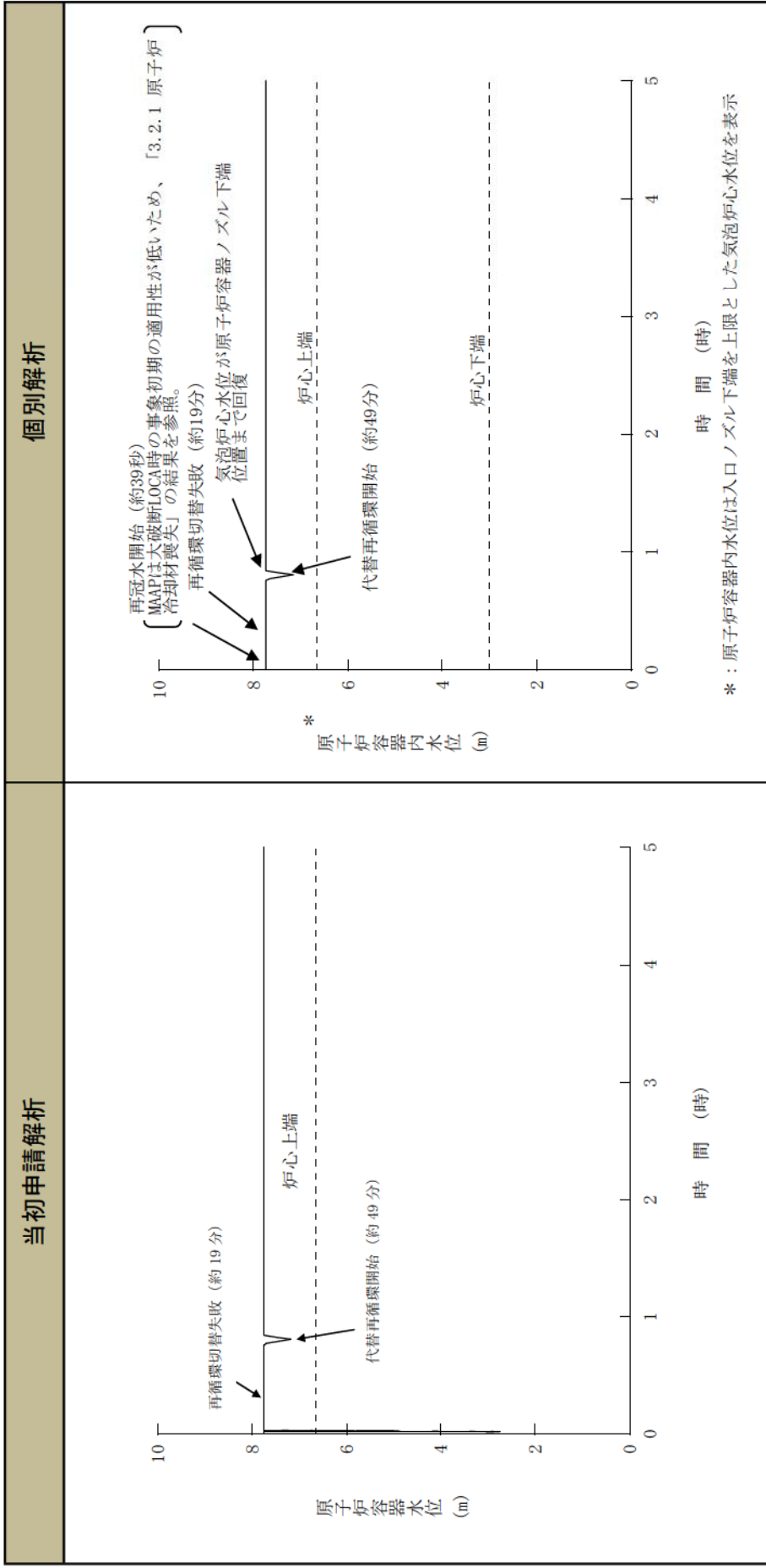
【2次系圧力の推移 (破断口径: 2インチ)】

当初申請解析	個別解析

【当初申請解析と個別解析の差異】
 個別解析では補助給水流量が少ないため、補助給水ピットの低温水が蒸気発生器に到達するのが遅く、それまでは補助給水温度が高い状態が続くことから、主蒸気逃がし弁が開閉する時間が長くなる。その後、2次系強制冷却を開始することにより2次系圧力は低下し、事象進展はほぼ同様となっている。

ECCS再循環機能喪失

【原子炉容器内水位の推移】



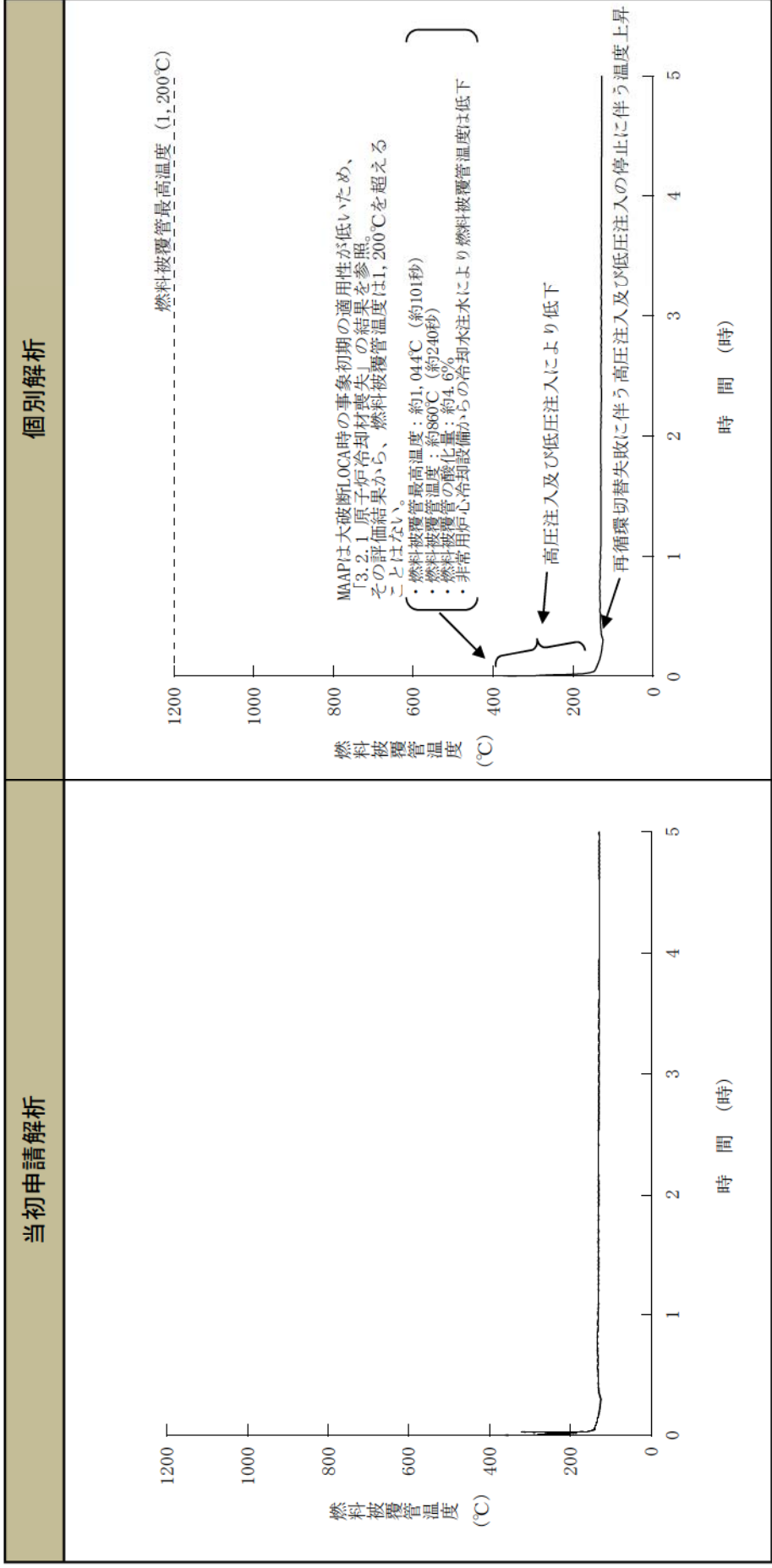
【当初申請解析と個別解析の差異】

ほぼ同様の挙動となっている。
 (個別解析では原子炉トリップの15秒後にRCPトリップ (当初申請解析は30秒後) するため、個別解析の方が破断口 (低温側配管) からの流出量が減少し1次系保有水量が多くなることから、事象発生直後の原子炉容器水位の低下が見られない。
 なお、MAAPは大破断LOCA時の事象初期の適用性が低いため、燃料被覆管温度及び酸化量は設計基準事故における評価結果を用いて有効性を確認している。)

事象進展の比較
(運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故)

ECCS再循環機能喪失

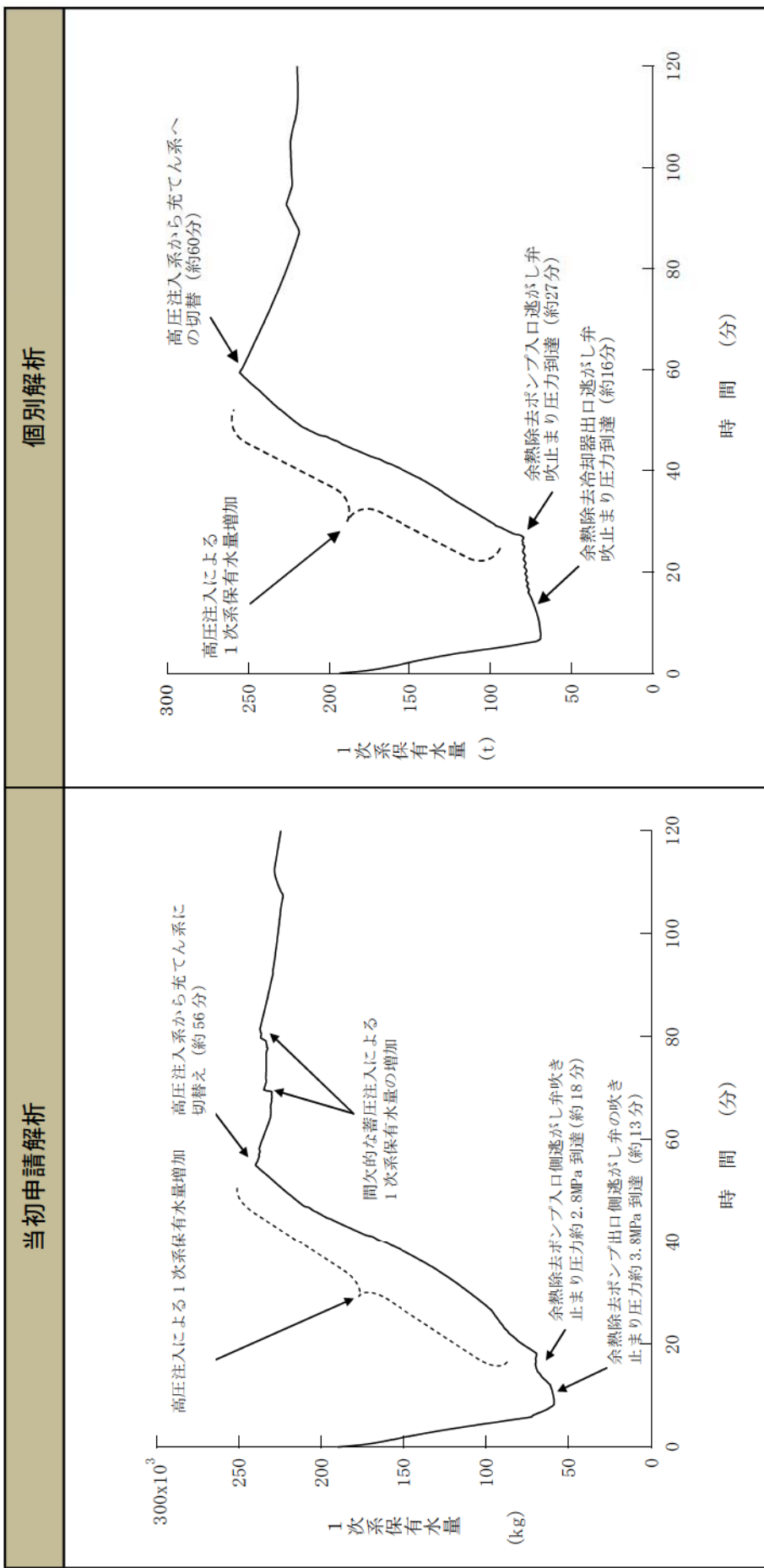
【燃料被覆管温度の推移】



【当初申請解析と個別解析の差異】
ほぼ同様の挙動となっている。

格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA)

【1次系保有水量の推移】

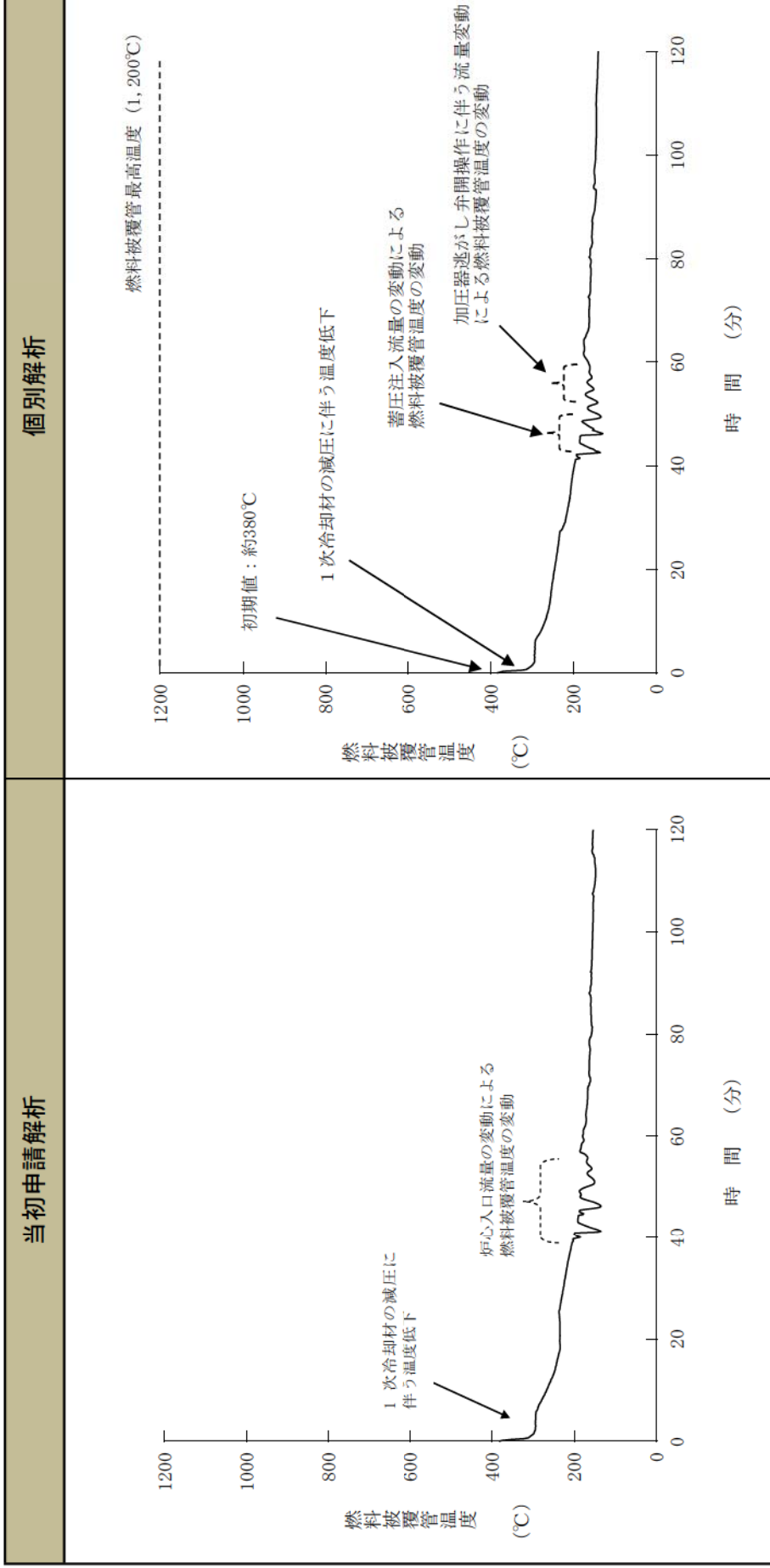


【当初申請解析と個別解析の差異】
 個別解析では補助給水流量が少なく、除熱量が相対的に少なくなるため、余熱除去ポンプ出口遮断がし弁の吹き止まり圧力に低下する時間が遅くなり、1次系保有水量の回復が遅くなる。その後は高圧注入によって保有水量は回復されている。

事象進展の比較
(運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故)

格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA)

【燃料被覆管温度の推移】

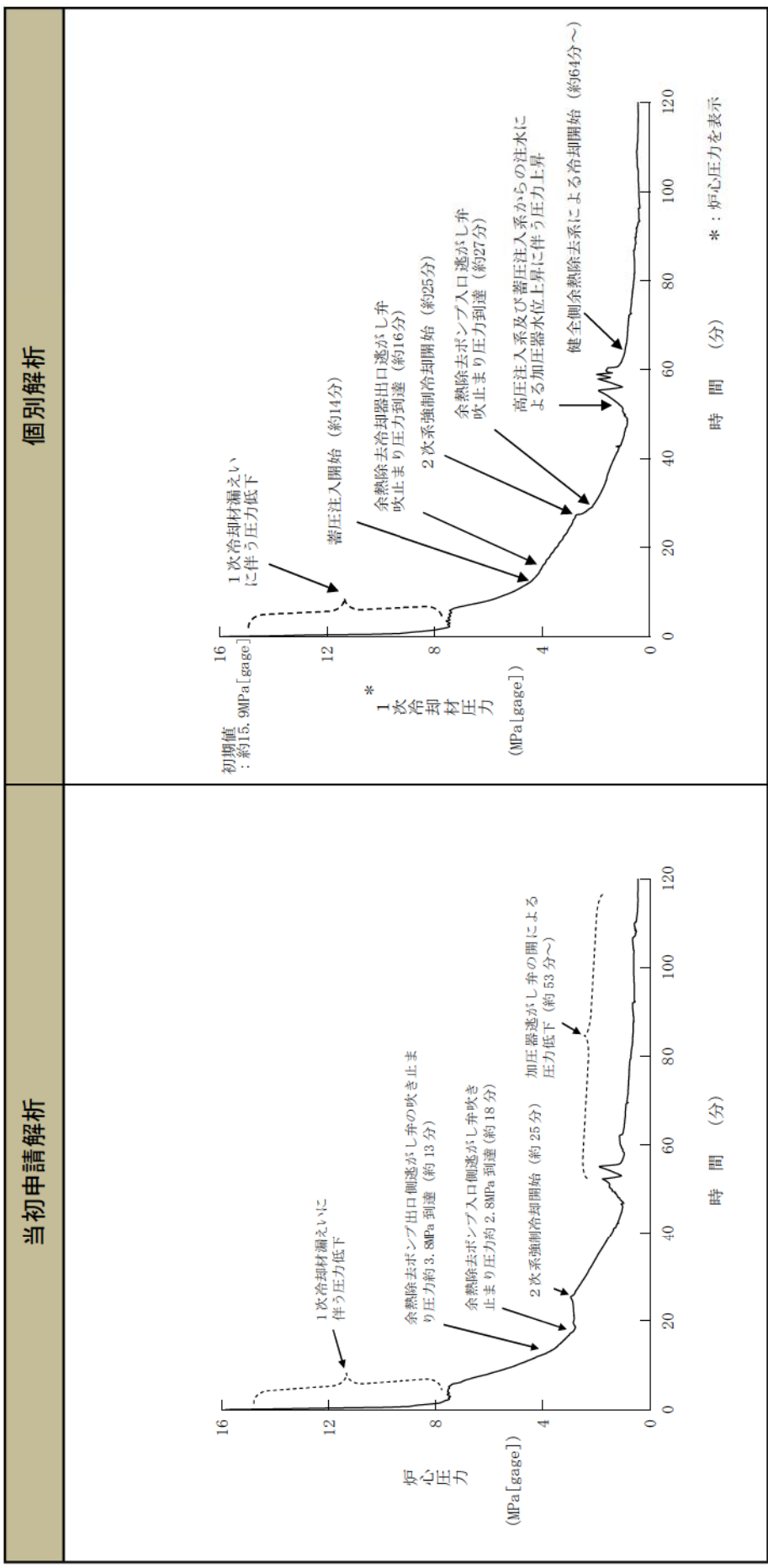


【当初申請解析と個別解析の差異】
ほぼ同様の挙動となっている。

事象進展の比較
(運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故)

格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA)

【1次冷却材圧力の推移】

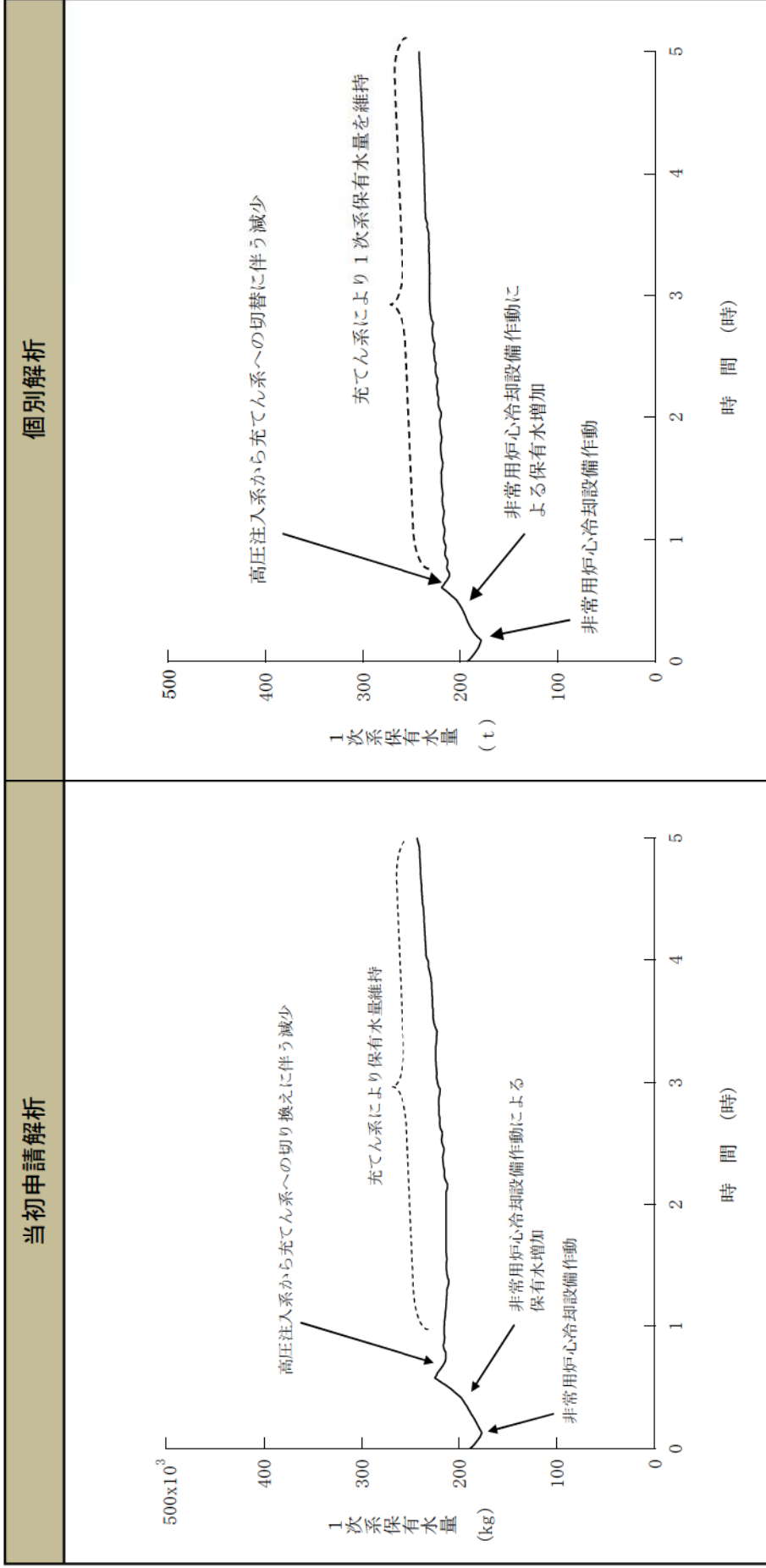


【当初申請解析と個別解析の差異】
個別解析では補助給水流量が少ないため、圧力低下割合が若干緩やかな挙動を示す。その後、約25分で2次系強制冷却が開始され、除熱が促進されることから、事象進展はほぼ同様となっている。

事象進展の比較
(運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故)

格納容器バイパス (蒸気発生器熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故)

【1次系保有水量の推移】

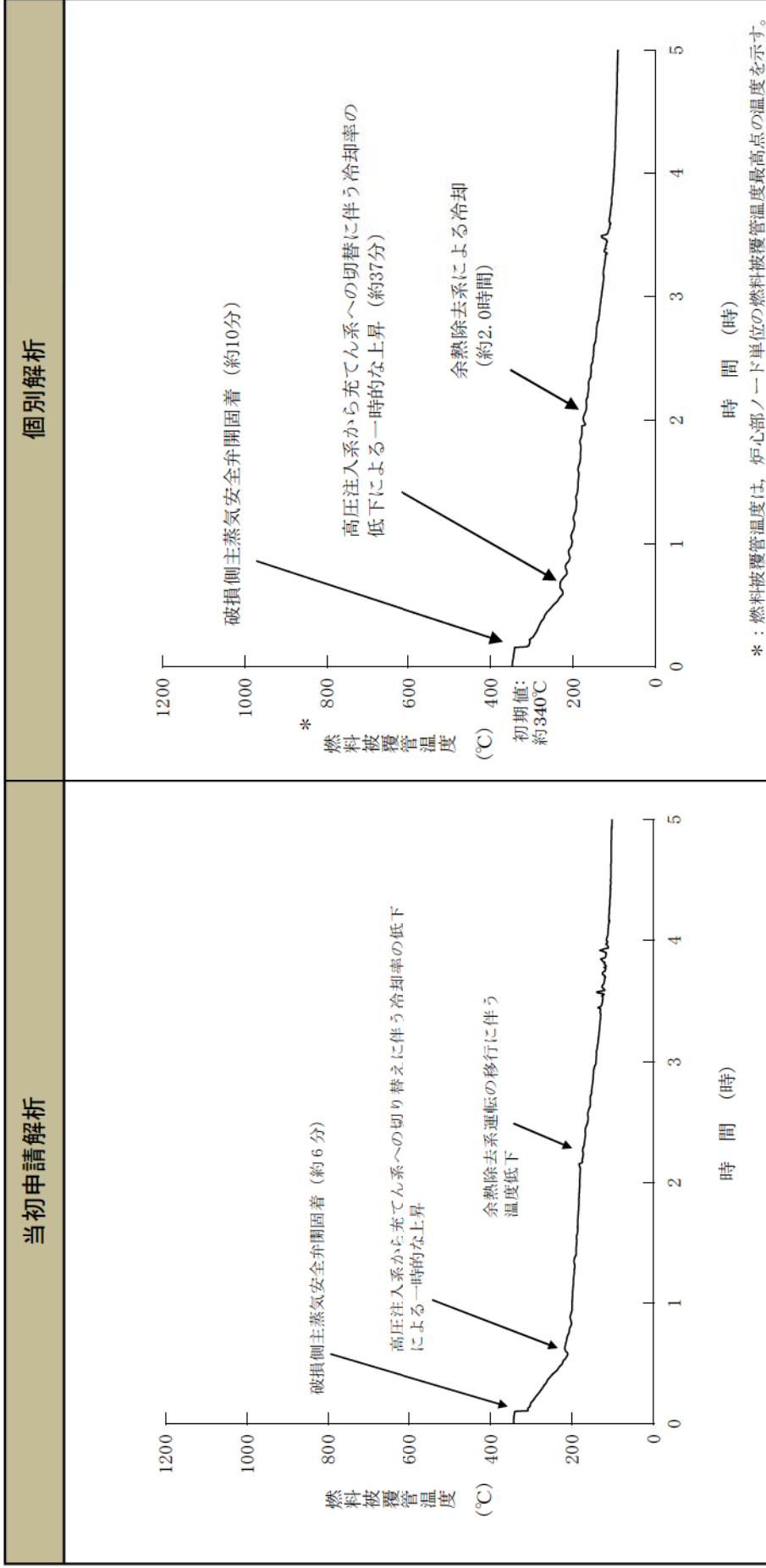


【当初申請解析と個別解析の差異】
ほぼ同様の挙動となっている。

事象進展の比較
(運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故)

格納容器バイパス (蒸気発生器熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故)

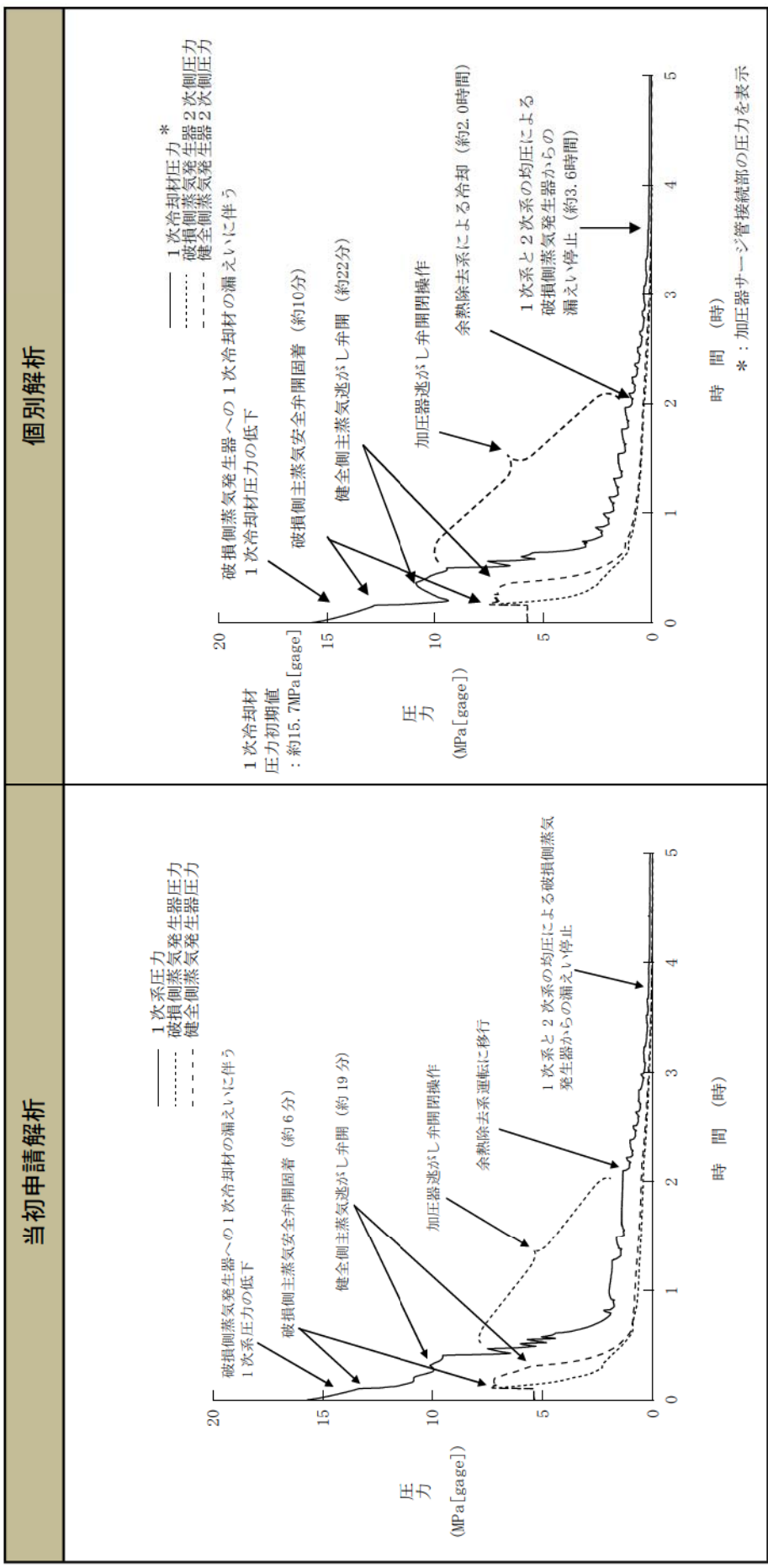
【燃料被覆管温度の推移】



【当初申請解析と個別解析の差異】
 個別解析では「過大温度ΔT高」原子炉トリップ信号は折れ線方式を採用しており、原子炉トリップが当初申請解析より約4分遅れることから、事象発生後の破損側主蒸気安全弁閉固着が遅くなる。その後の事象進展は同様となっている。

格納容器バイパス (蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故)

【1次系、2次系圧力の推移】



【当初申請解析と個別解析の差異】
 当初申請解析では「過大温度ΔT高」原子炉トリップ信号は折れ線方式を採用しており、原子炉トリップが当初申請解析より約4分遅れる。個別解析では「過大温度ΔT高」原子炉トリップ信号が相対的に少なく一時的に加圧器が空となり急激な圧力低下が生じる。その後は、高圧注入による1次系保有水量の回復に伴い、圧力が上昇傾向に転じ、その後の事象進展は同様となっている。

事象進展の比較
(運転中の原子炉における重大事故)

雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧破損)
原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用
溶融炉心・コンクリート相互作用

【原子炉格納容器圧力の推移】

当初申請解析	個別解析
<p>(24時間)</p> <ul style="list-style-type: none"> 可搬型大型送水ポンプ車を用いた自然対流冷却 代替格納容器スプレイポンプによるスプレイ停止 <p>原子炉格納容器圧力 (MPa [gage])</p> <p>格納容器限界圧力 (0.566MPa [gage]) (最高使用圧力の2倍)</p> <p>最高値 約 0.335MPa [gage] (約 47 時間)</p> <p>原子炉容器下部ヘッドへ溶融炉心が落下</p> <p>原子炉容器破損 (約1.5時間)</p> <p>時間 (時)</p>	<p>溶融炉心流出停止 (約2.8時間) に伴い、圧力上昇が緩和</p> <ul style="list-style-type: none"> 可搬型大型送水ポンプ車を用いた格納容器内自然対流冷却の開始 (24時間) 代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイの停止 (24時間) <p>原子炉格納容器圧力 (MPa [gage])</p> <p>最高使用圧力の2倍 : 0.566MPa [gage]</p> <p>最高値 約 0.360MPa [gage] (約 45 時間)</p> <p>原子炉容器破損 (約1.6時間)</p> <p>下部プレナムへ溶融炉心が落下</p> <p>72時間時点で 約0.337MPa [gage]</p> <p>時間 (時)</p>

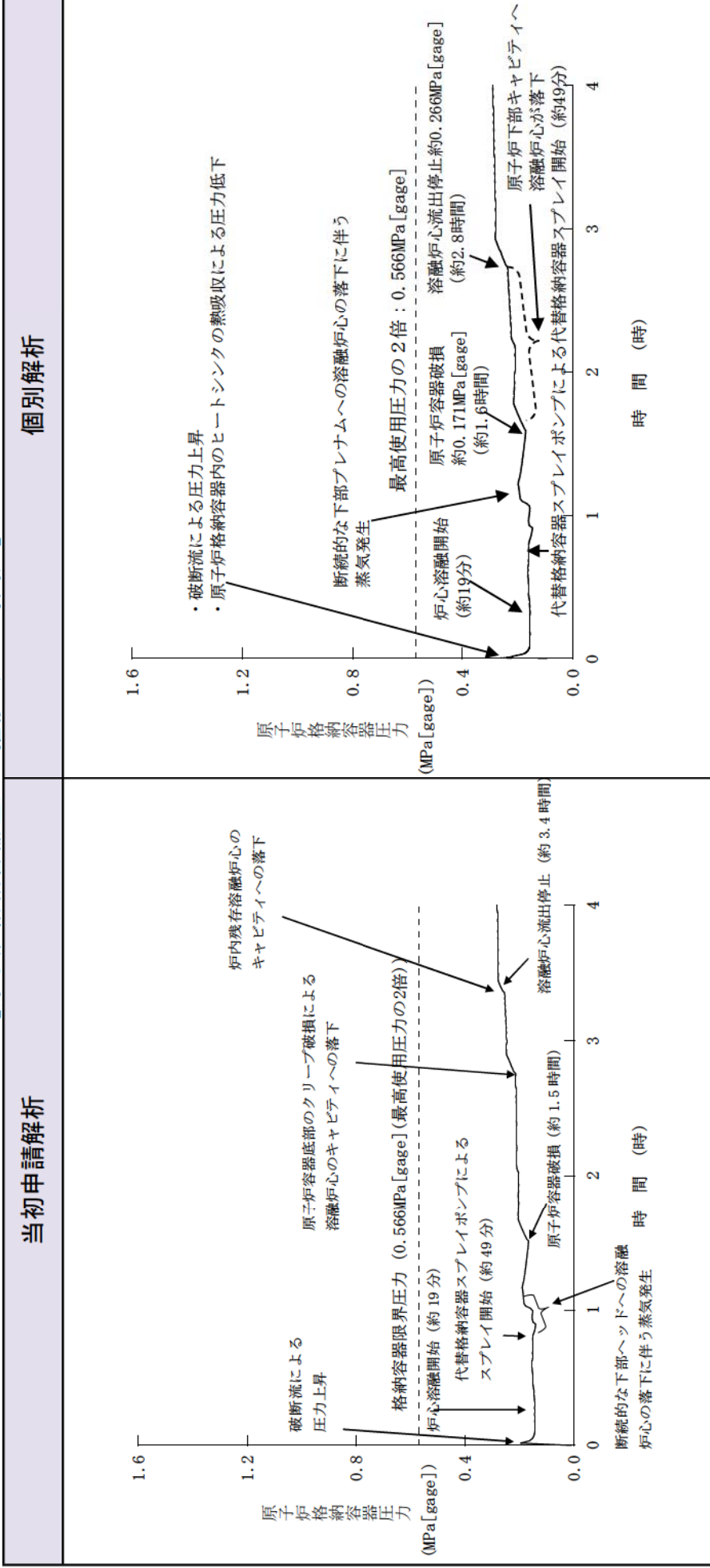
【当初申請解析と個別解析の差異】

最高値が個別解析の方が約0.025MPa [gage] 高いが、これはCV自由体積が約3%小さいこと、格納容器再循環ユニットの除熱特性が小さいことに起因する。

事象進展の比較
(運転中の原子炉における重大事故)

雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧破損)
原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用
溶融炉心・コンクリート相互作用

【原子炉格納容器圧力の推移 (～4時間)】

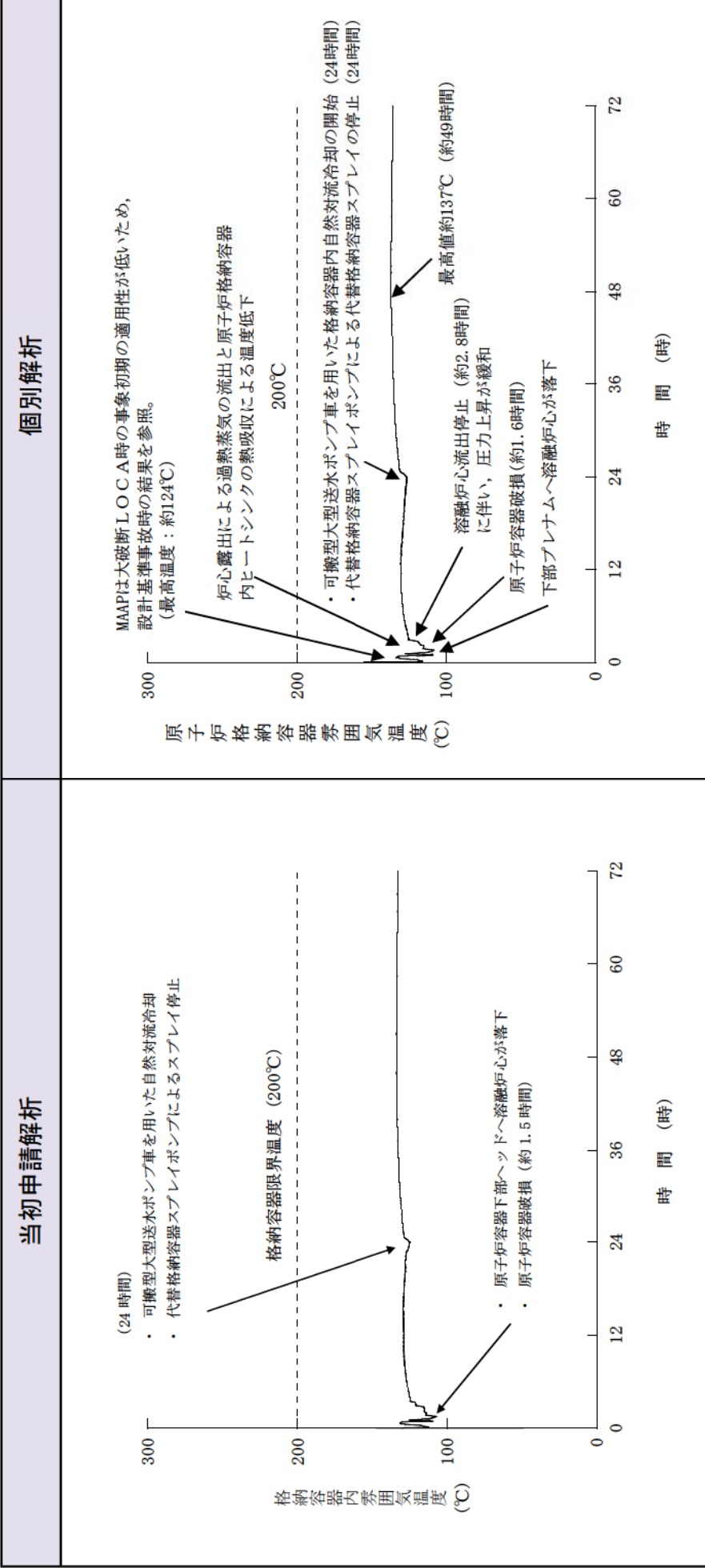


【当初申請解析と個別解析の差異】
ほぼ同様の挙動となっている。

事象進展の比較
(運転中の原子炉における重大事故)

雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧破損)
原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用
溶融炉心・コンクリート相互作用

【原子炉格納容器雰囲気温度の推移】

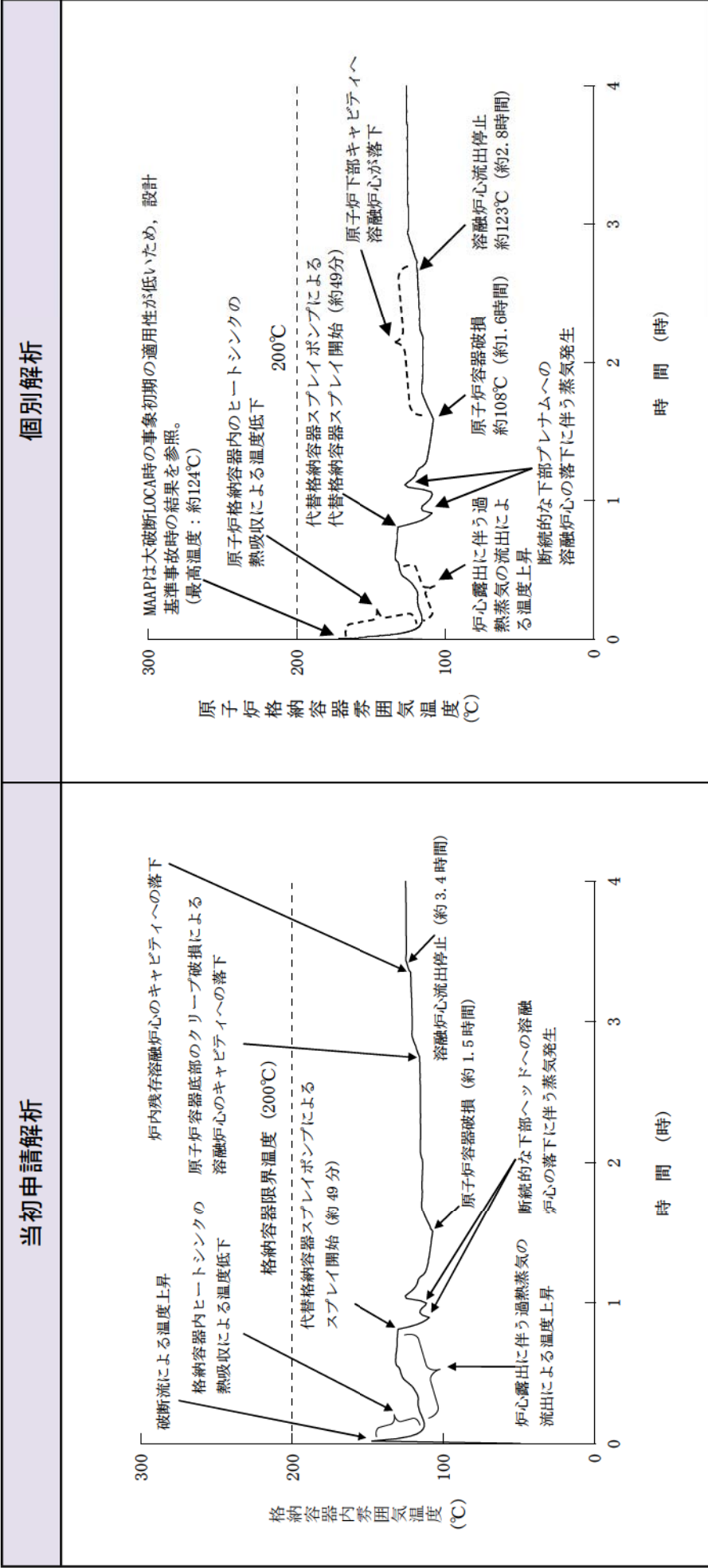


【当初申請解析と個別解析の差異】
最高値が個別解析の方が約4°C高いが、これはCV自由体積が約3%小さいこと、格納容器再循環ユニットの除熱特性が小さいことに起因する。

事象進展の比較
(運転中の原子炉における重大事故)

雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧破損)
原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用
溶融炉心・コンクリート相互作用

【原子炉格納容器雰囲気温度の推移 (～4時間)】

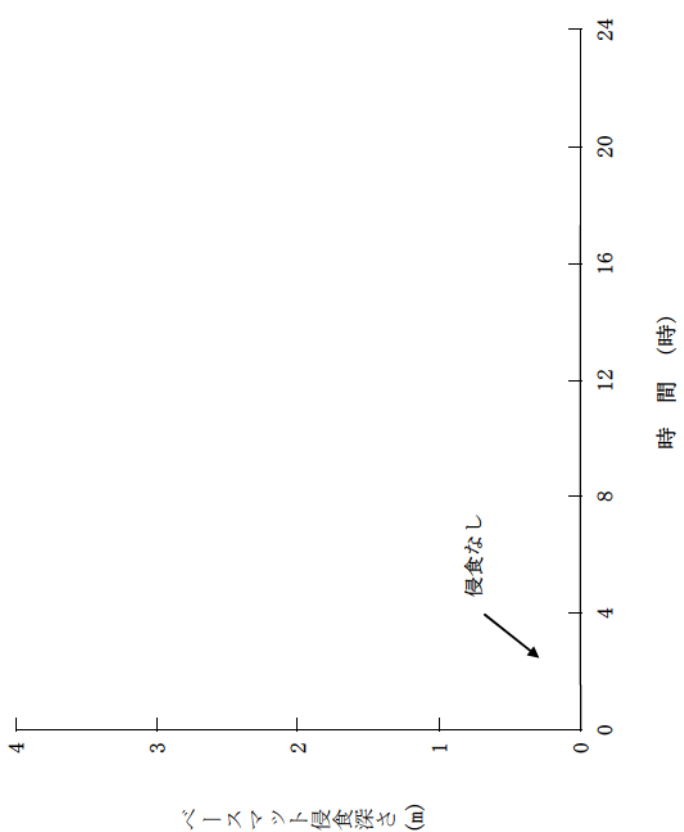
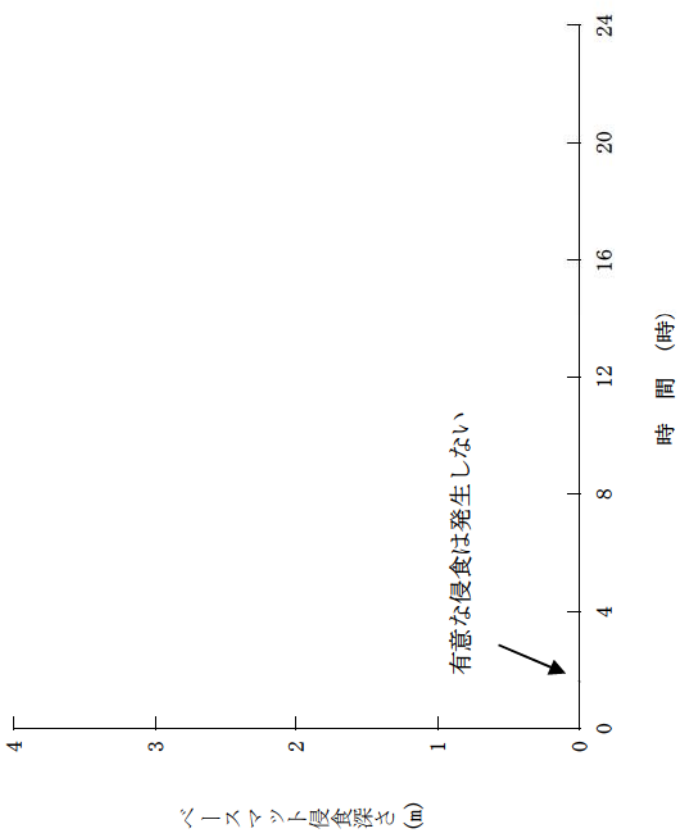


【当初申請解析と個別解析の差異】
ほぼ同様の挙動となっている。

事象進展の比較
(運転中の原子炉における重大事故)

雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧破損)
原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用
溶融炉心・コンクリート相互作用

【ベースマント侵食深さの推移】

当初申請解析	個別解析
 <p>ベースマント侵食深さ (m)</p> <p>時間 (時)</p>	 <p>ベースマント侵食深さ (m)</p> <p>時間 (時)</p>
<p>【当初申請解析と個別解析の差異】 ほぼ同様の挙動となっている。</p>	

事象進展の比較
(運転中の原子炉における重大事故)

雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過温破損)
 高压溶融物放出 / 格納容器雰囲気気直接加熱

【原子炉格納容器雰囲気気温度の推移】

当初申請解析	個別解析

【当初申請解析と個別解析の差異】
 最高値が個別解析の方が約3°C高いが、これはCV自由体積が約3%小さいこと、格納容器再循環ユニットの除熱特性が小さいこと起因する。

事象進展の比較
(運転中の原子炉における重大事故)

雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過温破損)
 高压溶融物放出/格納容器雰囲気気直接加熱

【原子炉格納容器圧力の推移】

当初申請解析	個別解析
<p>原子炉格納容器圧力 (MPa [gage])</p> <p>時間 (時)</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉容器破損 (約7.8時間) 格納容器限界圧力 (0.566MPa [gage]) (最高使用圧力の2倍) 代替格納容器スプレイポンプによるスプレイ一旦停止 (約13時間) 代替格納容器スプレイポンプによるスプレイ再開 (約14時間) 炉心溶融開始 (約3.0時間) 1次系強制減圧開始 (約3.1時間) 	<p>原子炉格納容器圧力 (MPa [gage])</p> <p>時間 (時)</p> <ul style="list-style-type: none"> 代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイの開始 (約3.6時間) 原子炉容器破損 (約8.0時間) 代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイの再開 (約18時間) (24時間) 可搬型大型送水ポンプ車を用いた格納容器内自然対流冷却の開始 代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイの停止 最高使用圧力の2倍: 0.566MPa [gage] 最高値0.347MPa [gage] (約45時間) 代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイの一旦停止 (約18時間) 溶融炉心流出停止 (約9.7時間) 炉心溶融開始 (約3.1時間) 1次系強制減圧開始 (約3.3時間)

【当初申請解析と個別解析の差異】

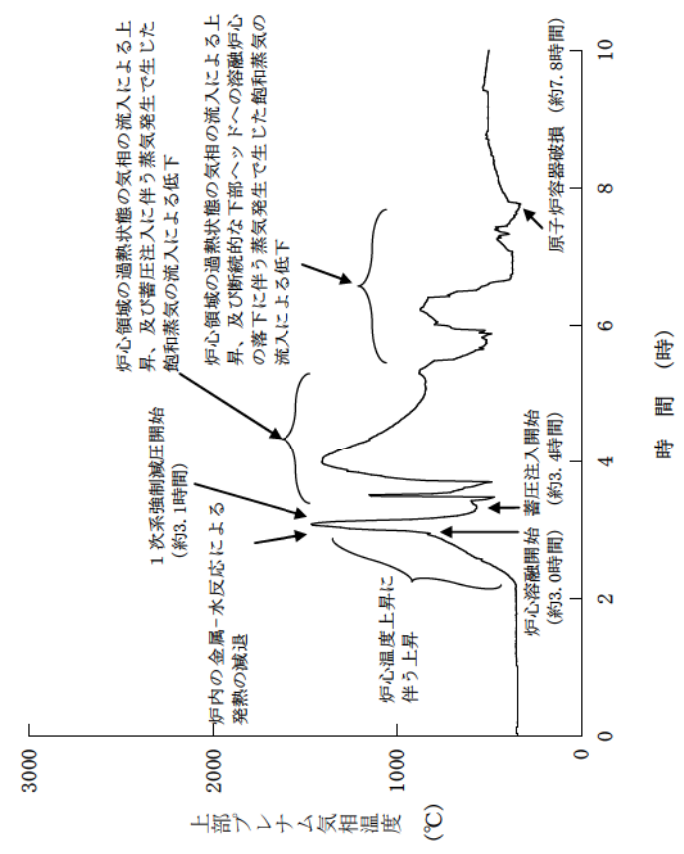
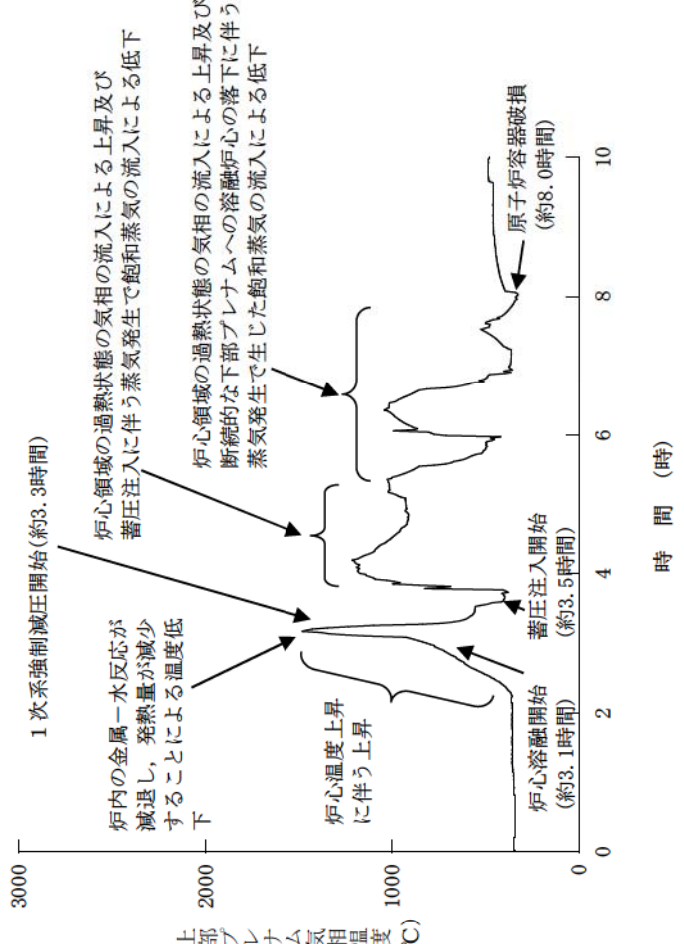
・代替格納容器スプレイの一旦停止、再開操作が約4時間異なるが、これは一旦停止とするCV内水量が異なるためである。当初申請解析では1,700m³、個別解析では2,270m³で一旦停止とするが、代替格納容器スプレイ流量は140m³/hで同一であるため、570m³ ÷ 140m³/h = 4.07時間が運転停止時間となっている。再開操作は最高使用圧力到達から30分後に再開するが、どちらも同等である。

・最高値が個別解析の方が約0.002MPa [gage]高いが、これはCV自由体積が約3%小さいこと、格納容器再循環ユニットの除熱特性が小さいことに起因する。

事象進展の比較
(運転中の原子炉における重大事故)

雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過温破損)
 高压溶融物放出 / 格納容器雰囲気直接加熱

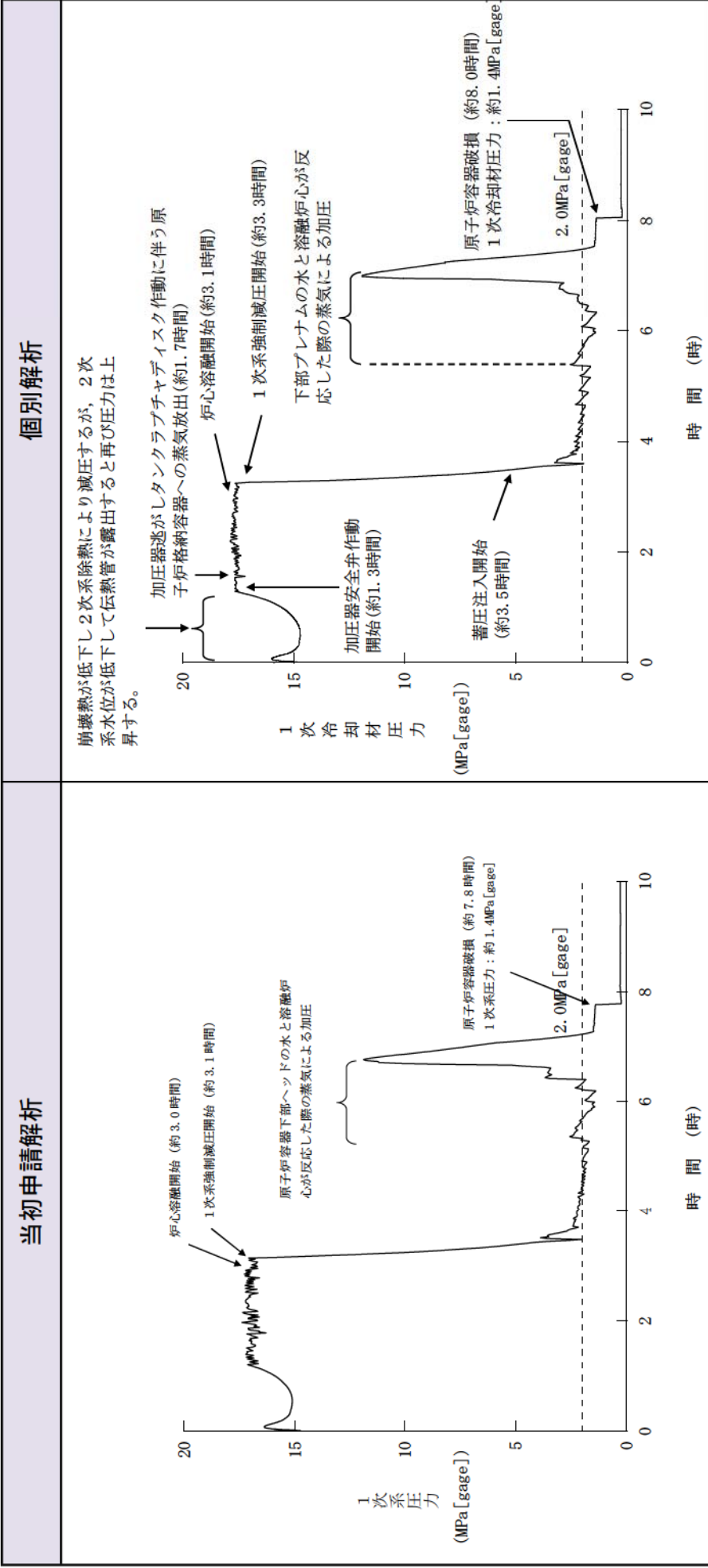
【上部プレナム気相温度の推移】

当初申請解析	個別解析
	
<p>【当初申請解析と個別解析の差異】 ほぼ同様の挙動となっている。</p>	

事象進展の比較
(運転中の原子炉における重大事故)

雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過温破損)
 高压溶融物放出 / 格納容器雰囲気気直接加熱

【1次冷却材圧力の推移】

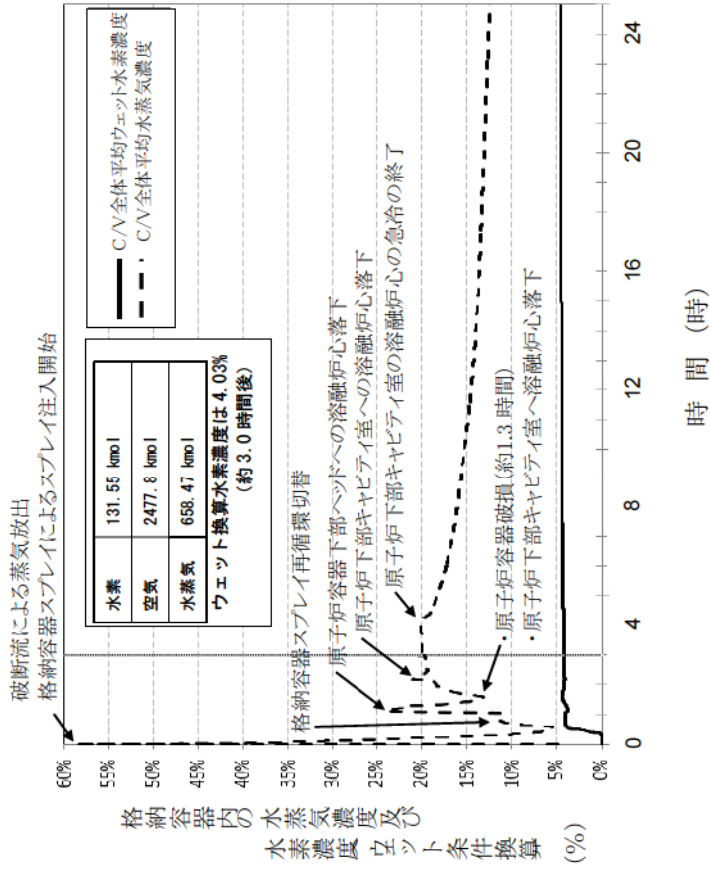


【当初申請解析と個別解析の差異】
 ほぼ同様の挙動となっている。

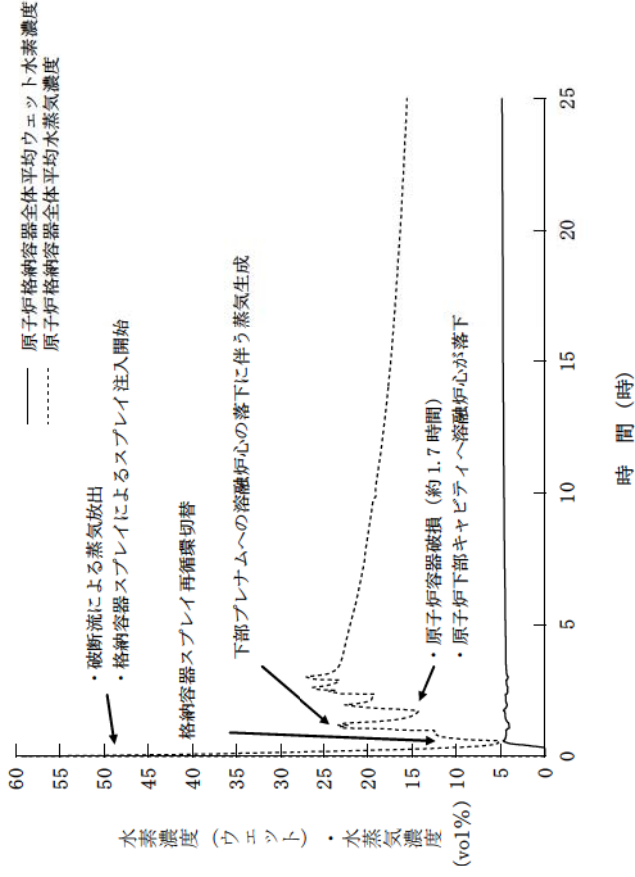
水素燃焼

【原子炉格納容器内の水素濃度 (ウェット) ・水蒸気濃度の推移 (MAAP)】

当初申請解析



個別解析



【当初申請解析と個別解析の差異】

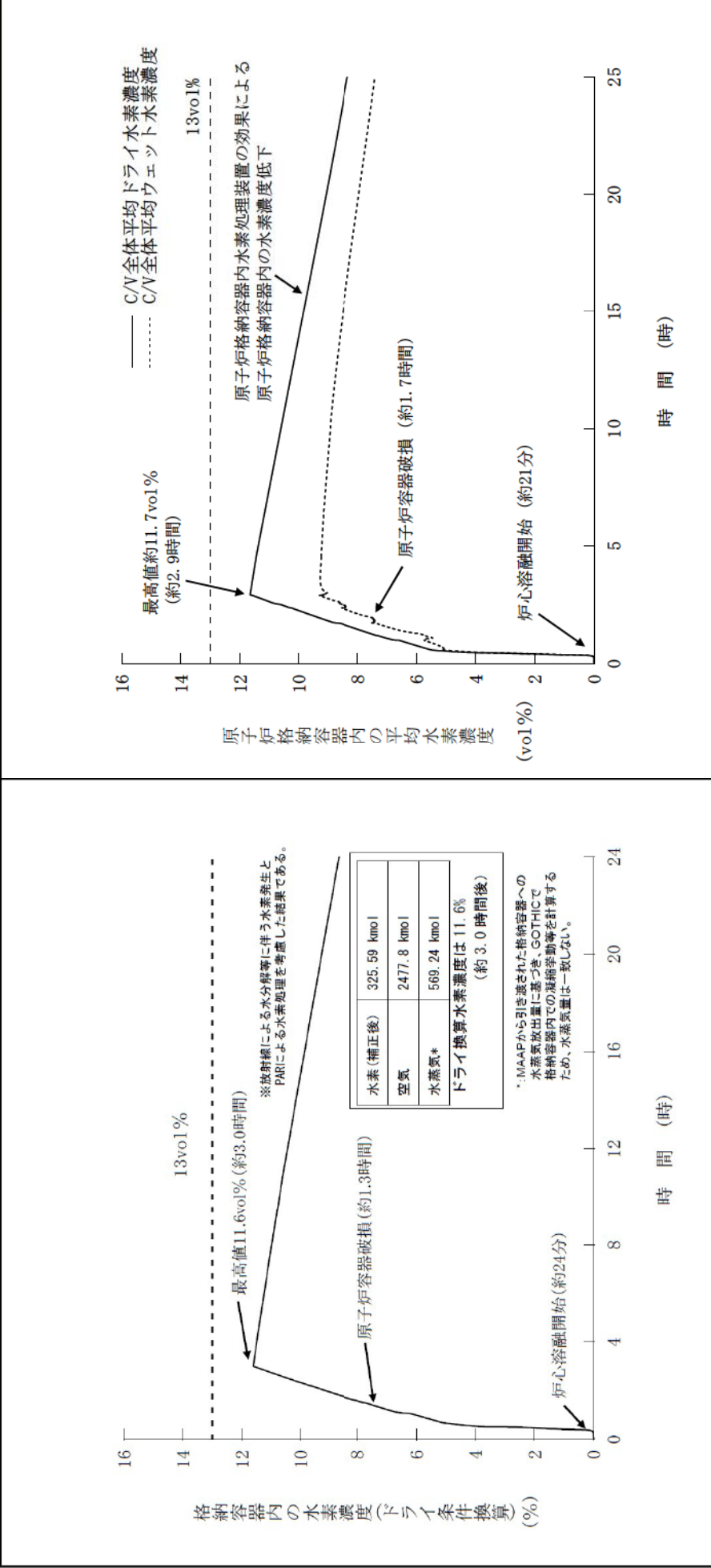
原子炉格納容器全体平均水蒸気濃度は、格納容器スプレイ再循環切替以降に個別解析の方にやや高めに移しているが、これは個別解析の方が格納容器スプレイ冷却器の伝熱容量が小さいために格納容器内の水蒸気濃度が高くなり、水蒸気の凝縮が抑制されるためである。

事象進展の比較
(運転中の原子炉における重大事故)

水素燃焼

【原子炉格納容器内の平均水素濃度の推移 (GOTHIC)】

当初申請解析	個別解析
--------	------



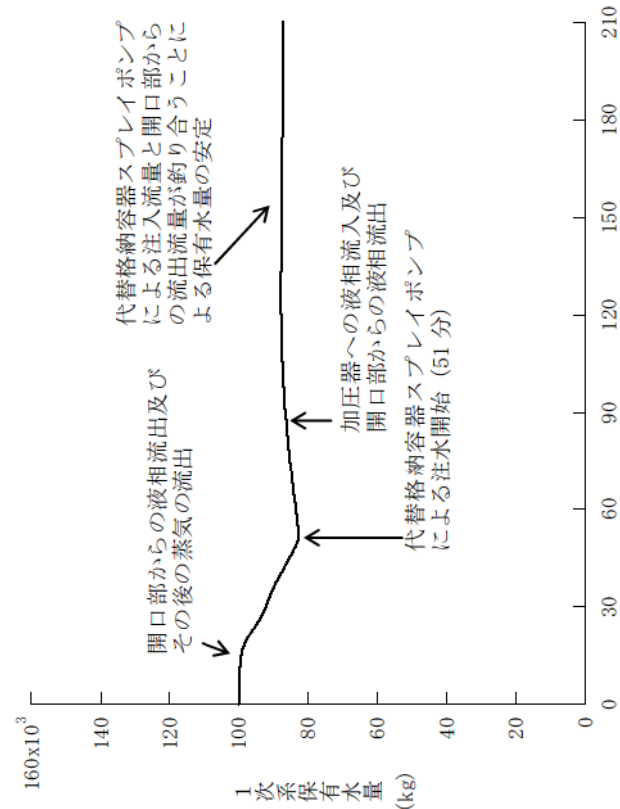
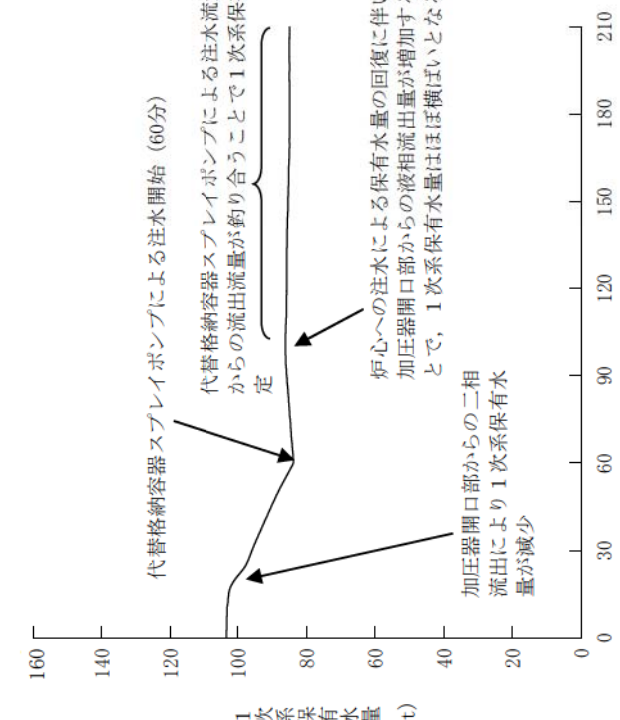
【当初申請解析と個別解析の差異】

ほぼ同様の挙動となっている。

事象進展の比較
(運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故)

崩壊熱除去機能喪失 (余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失)
全交流動力電源喪失

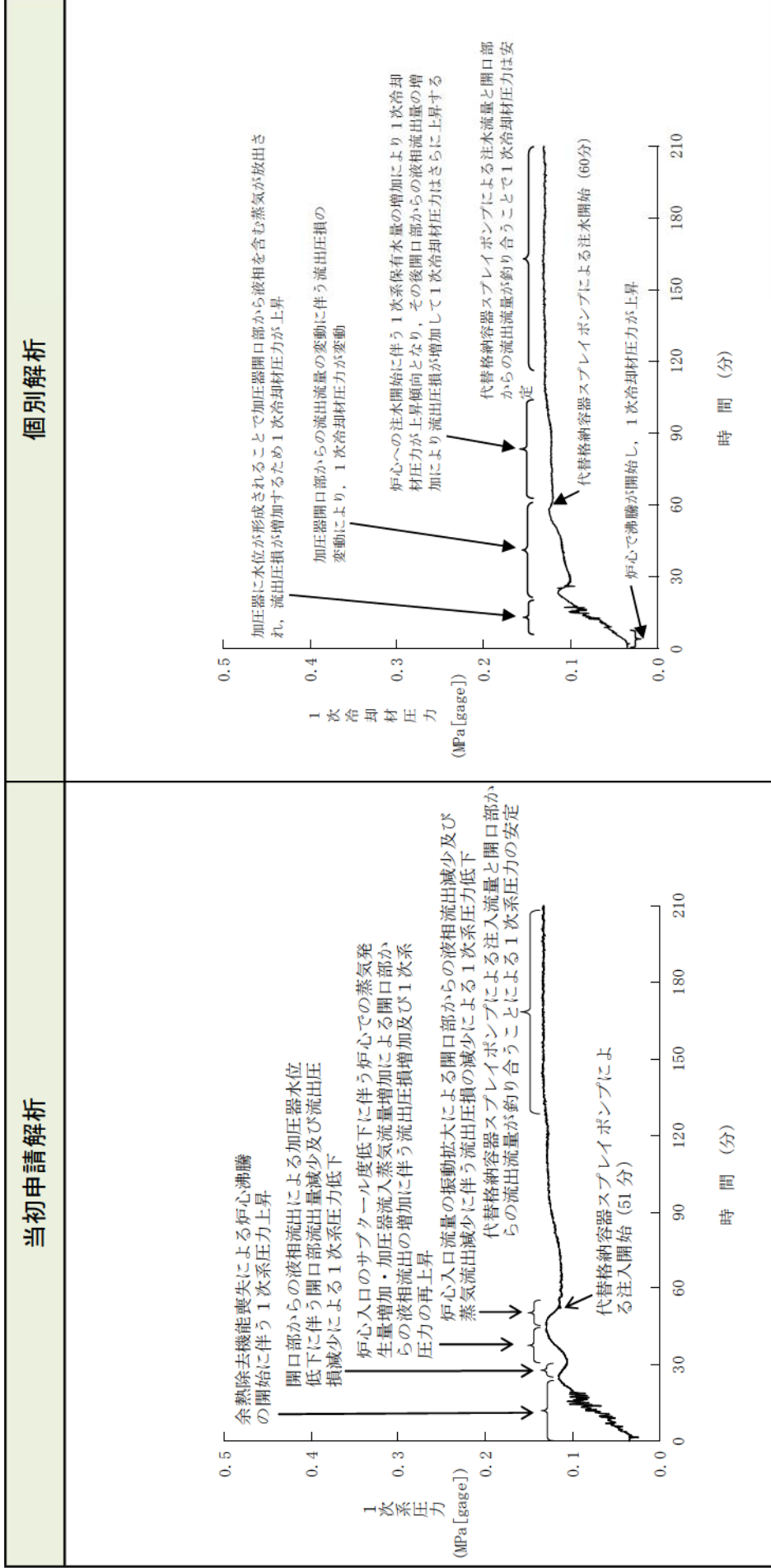
【1次系保有水量の推移】

当初申請解析	個別解析
 <p>1次系保有水量 (kg)</p> <p>時間 (分)</p>	 <p>1次系保有水量 (t)</p> <p>時間 (分)</p>
<p>【当初申請解析と個別解析の差異】 ほぼ同様の挙動となっている。</p>	

事象進展の比較
(運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故)

崩壊熱除去機能喪失 (余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失)
全交流動力電源喪失

【1次冷却材圧力の推移】

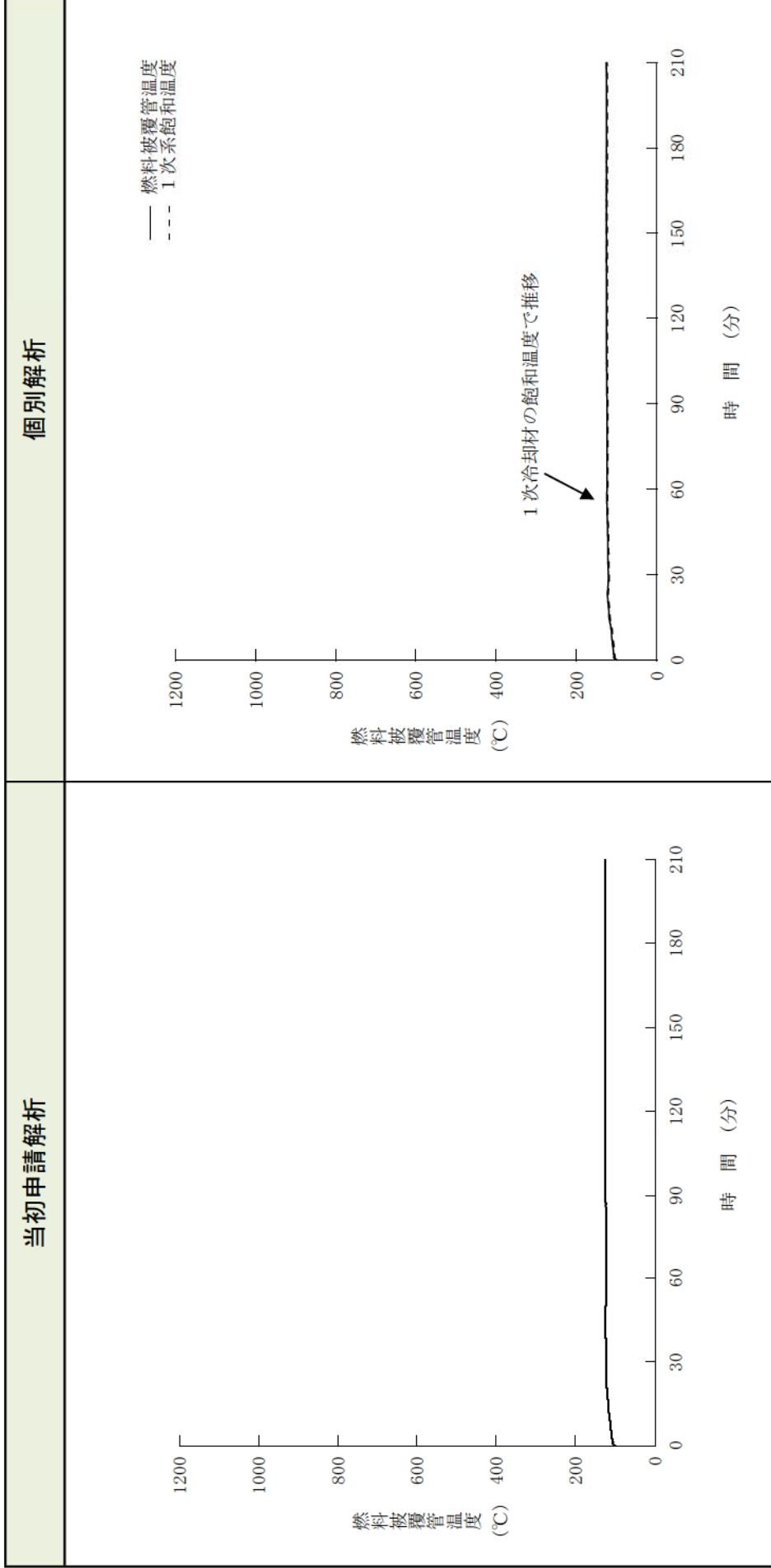


【当初申請解析と個別解析の差異】
ほぼ同様の挙動となっている。

事象進展の比較
(運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故)

崩壊熱除去機能喪失 (余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失)
全交流動力電源喪失

【燃料被覆管温度の推移】



【当初申請解析と個別解析の差異】
ほぼ同様の挙動となっている。

事象進展の比較
(運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故)

原子炉冷却材の流出

【1次系保有水量の推移】

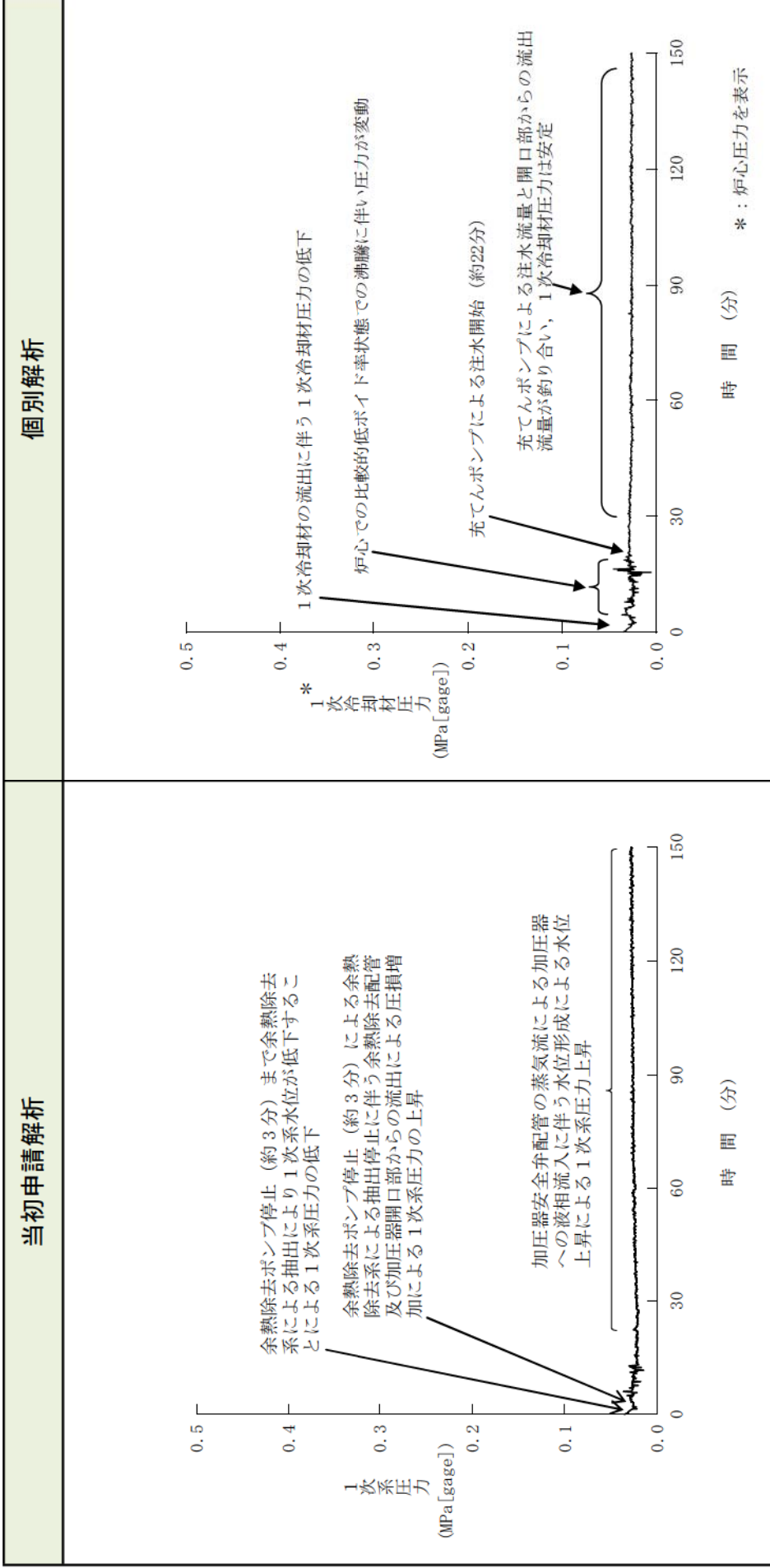
当初申請解析	個別解析

【当初申請解析と個別解析の差異】
ほぼ同様の挙動となっている。

事象進展の比較
(運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故)

原子炉冷却材の流出

【1次冷却材圧力の推移】

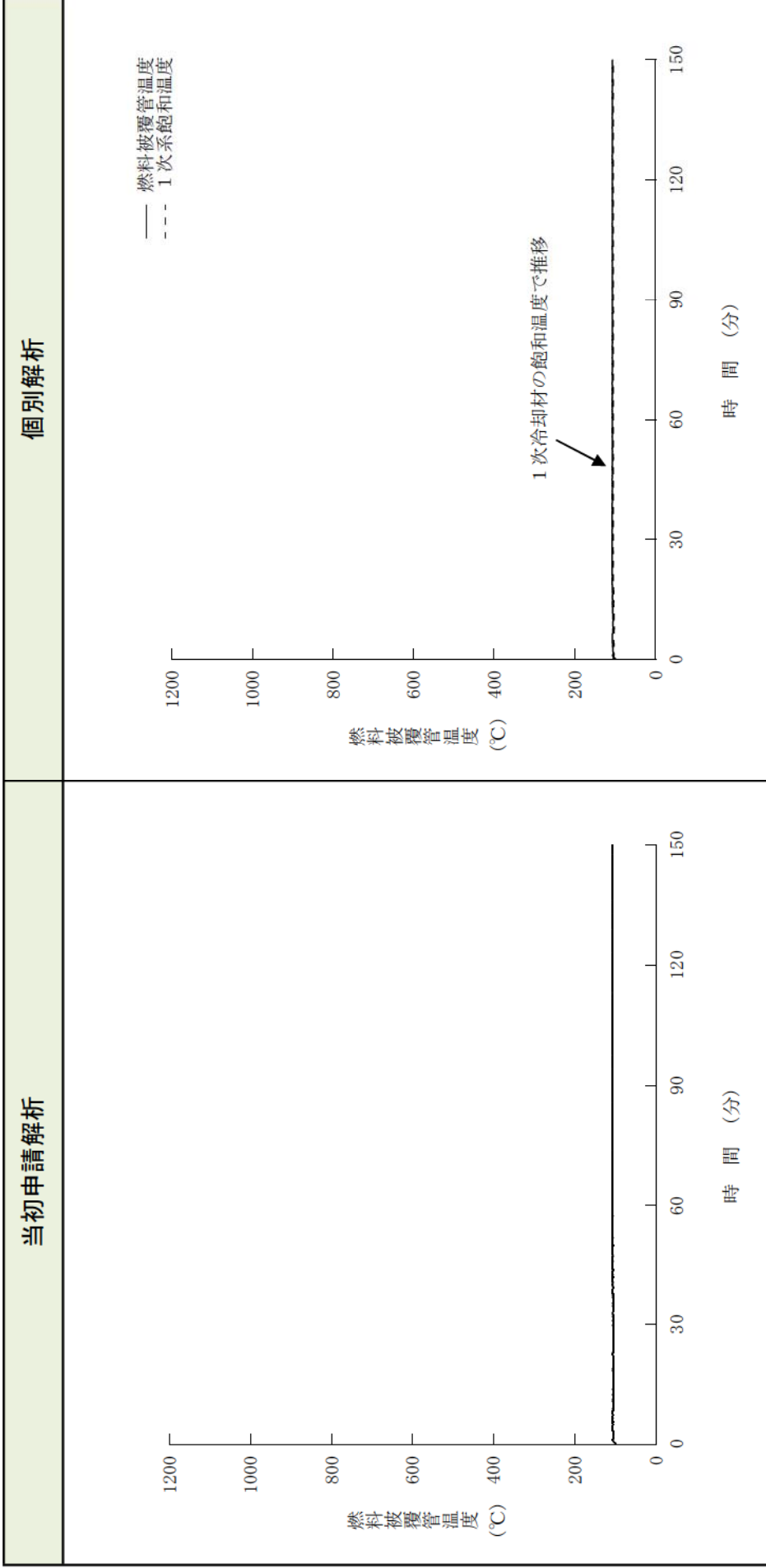


【当初申請解析と個別解析の差異】
ほぼ同様の挙動となっている。

事象進展の比較
(運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故)

原子炉冷却材の流出

【燃料被覆管温度の推移】



【当初申請解析と個別解析の差異】
ほぼ同様の挙動となっている。

評価項目に対する解析結果の比較
(運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故)

事故シーケンスグループ	重要事故シーケンス	解析結果		評価項目	当初申請解析と個別解析との結果比較
		項目	個別解析		
2次冷却系からの除熱機能喪失	主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故	燃料被覆管温度	初期値以下	≤1200°C	1次系保有水量の推移は両者ほぼ同等である。保有水量は十分に確保され、燃料被覆管温度は初期値以下に保たれる。
		原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力	約16.7MPa [gage]	≤20.592MPa [gage] (最高使用圧力の1.2倍)	1次冷却材圧力の応答は両者ほぼ同等である。最大値も同等であり、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性に影響はない。
全交流動力電源喪失	外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及びRCPシールドLOCAが発生する事故	燃料被覆管温度	初期値以下	≤1200°C	1次系保有水量の推移は両者ほぼ同等である。保有水量は十分に確保され、燃料被覆管温度は初期値以下に保たれる。
		原子炉補機冷却機能喪失	初期値以下	≤1200°C	1次系保有水量の推移は両者ほぼ同等である。保有水量は十分に確保され、燃料被覆管温度は初期値以下に保たれる。
原子炉格納容器の除熱機能喪失	大破断LOCA時に低圧再循環機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故	原子炉格納容器圧力	約0.340MPa [gage]	≤0.566MPa [gage] (原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍)	原子炉格納容器圧力の推移は両者ほぼ同等である。ピーク値は個別解析の方がわずかに高いが、両者とも判断基準を十分に満足しており、原子炉格納容器圧力バウンダリの健全性に影響はない。
		原子炉格納容器雰囲気温度	約133°C	≤200°C	原子炉格納容器雰囲気温度の推移は両者ほぼ同等である。ピーク値は個別解析の方がわずかに高いが、両者とも判断基準を十分に満足しており、原子炉格納容器圧力バウンダリの健全性に影響はない。
原子炉停止機能喪失	主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故	原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力	約19.4MPa [gage] (MTC-13pcm/°C)	約18.6MPa [gage] (MTC-18pcm/°C)	個別解析では泊3号炉の炉心設計に基づき設定した減速材温度係数を用いており、出力上昇に伴う反応度増進効果が大きくなり、1次冷却材圧力の上昇が抑制されるため、1次冷却材圧力の最高値は低くなる。
		負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故	-	約18.6MPa [gage] (MTC-18pcm/°C)	当初申請では解析を実施してはなかったが、個別解析にて解析を実施し、最高使用圧力の1.2倍を下回ることを確認した。
ECCS注水機能喪失	中破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故	燃料被覆管温度	約731°C (4インチ破断)	≤1200°C	燃料被覆管温度の推移は両者ほぼ同等である。ピーク値は個別解析の方がやや低い。差は小さく、両者とも判断基準を十分に満足しており燃料健全性に影響はない。
ECCS再循環機能喪失	大破断LOCA時に低圧再循環機能及び高圧再循環機能が喪失する事故	燃料被覆管温度	約370°C	≤1200°C	1次系保有水量は十分に確保される。燃料被覆管温度は事象初期に最大値となるが値は低く、両者ほぼ同等である。その後も低い温度に保たれる。
格納容器バイパス	インターフェイシシステムLOCA	燃料被覆管温度	初期値以下	≤1200°C	1次系保有水量の推移は両者ほぼ同等である。保有水量は十分に確保され、燃料被覆管温度は初期値以下に保たれる。
		燃料被覆管温度	初期値以下	≤1200°C	1次系保有水量の推移は両者ほぼ同等である。保有水量は十分に確保され、燃料被覆管温度は初期値以下に保たれる。

：当初申請解析との相違箇所

評価項目に対する解析結果の比較
(運転中の原子炉における重大事故)

格納容器 破損モード	評価事故シナケンス	解析結果			評価項目	当初申請解析と個別解析との結果比較
		項目	当初申請解析	個別解析		
雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧破損)	大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故	原子炉格納容器圧力 約0.335MPa [gage]	約0.360MPa [gage]	原子炉格納容器圧力の推移は両者ほぼ同等である。ピーク値は個別解析の方がわずかに高いが、両者とも判断基準を十分に満足しており、原子炉格納容器圧力バウンダリの健全性に影響はない。	原子炉格納容器圧力の最高使用圧力の2倍)	原子炉格納容器圧力の推移は両者ほぼ同等である。ピーク値は個別解析の方がわずかに高いが、両者とも判断基準を十分に満足しており、原子炉格納容器圧力バウンダリの健全性に影響はない。
原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用 溶融炉心・コンクリート相互作用	大破断LOCA時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故	原子炉格納容器外の溶融燃料-冷却材相互作用による熱的・機械的侵食深さ	熱的・機械的荷重によって原子炉格納容器の健全性に影響を与えないものではない	熱的・機械的荷重によって原子炉格納容器の健全性に影響を与えないものではない	原子炉格納容器バウンダリの機能が喪失しないこと	両者とも溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の相互作用により、圧力上昇は見られるものの、熱的・機械的荷重によって原子炉格納容器の健全性に影響を与えないものではない。
雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過温破損)	外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故	原子炉格納容器雰囲気温度	約138℃	約141℃	≤200℃	両者とも有意なベームスマット侵食は発生しない。
高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱	大破断LOCA時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故	1次冷却材圧力(原子炉容器破損時点)	約1.4MPa [gage]	約1.4MPa [gage]	≤2.0MPa [gage] (原子炉容器破損時点)	原子炉格納容器雰囲気温度の推移は両者ほぼ同等である。ピーク値は個別解析の方がわずかに高いが、両者とも判断基準を十分に満足しており、原子炉格納容器圧力バウンダリの健全性に影響はない。
水素燃焼	大破断LOCA時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故	水素濃度(ドライ換算)	約11.6vol%	約11.7vol%	≤13.0vol% (ドライ換算)	1次冷却材圧力の推移は両者ほぼ同等である。原子炉容器破損時の1次冷却材圧力は両者とも2.0MPa [gage]を下回る。

: 当初申請解析との相違箇所

評価項目に対する解析結果の比較
(運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故)

運転停止中 事故シケケンス グループ	重要事故シケケンス	解析(評価)結果		評価項目	当初申請解析と個別解析との結果比較
		項目	当初申請解析		
崩壊熱除去機能 喪失 (余熱除去系の故 障による停止時冷 却機能喪失)	燃料取出前のミッド ループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故	炉心の 冠水状態	炉心露出なし	炉心露出なし	1次系保有水量の推移は両者ほぼ同等であ る。保有水量は十分に確保されている。
全交流動力電源 喪失	燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故	炉心の 冠水状態	炉心露出なし	炉心露出なし	1次系保有水量の推移は両者ほぼ同等であ る。保有水量は十分に確保されている。
原子炉冷却材の 流出	燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力バウナダリ機能が喪失する事故	炉心の 冠水状態	炉心露出なし	炉心露出なし	1次系保有水量の推移は両者ほぼ同等であ る。保有水量は十分に確保されている。
反応度の誤投入	原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤作動等により原子炉へ純水が流入する事故	希釈停止	「中性子源領域炉停止時中性子東高」警報発信から臨界に至るまで約16分要するため、運転員が異常状態を検知し、希釈停止を行うまでに十分な時間余裕がある	「中性子源領域炉停止時中性子東高」警報発信から臨界に至るまで約16分要するため、運転員が異常状態を検知し、希釈停止を行うまでに十分な時間余裕がある	—

：当初申請解析との相違箇所

運転員等操作に対する解析結果の比較
(運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故)

事故シケーンズグループ	重要事故シケーンズ	運転員等操作		事象発生からの経過時間		当初申請解析と個別解析との結果比較
		当初申請解析	個別解析			
2次冷却系からの除熱機能喪失	主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故	フィードアンドブリード開始	約29分後	約27分後	蒸気発生器ドラウアウト時間の評価結果が24分後から22分後となったため、運転操作までの時間が若干短くなるが、運転員操作に余裕を有しており、対応体制及び対応手順に影響はない。	
		2次系強制冷却開始(主蒸気逃がし弁開)	30分後	30分後	解析上の仮定に相違はなく、対応体制及び対応手順に影響はない。	
		1次冷却材圧力1.7MPa [Gage]到達(一定保持)	約52分後	約55分後	圧力目標値到達時間に若干の相違があるが、事象が進む方向であり、以後蓄圧タンクの隔離操作可能時間まで本圧力状態を保持する手順であり、対応体制及び対応手順に影響はない。	
		蓄圧タンク出口弁閉止	70分後	70分後	解析上の仮定に相違はなく、対応体制及び対応手順に影響はない。	
		2次系強制冷却再開	80分後(蓄圧タンク出口弁閉止後10分)	80分後(蓄圧タンク出口弁閉止後10分)	解析上の仮定に相違はなく、対応体制及び対応手順に影響はない。	
		1次冷却材圧力0.7MPa [Gage]到達代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水	約2.2時間後	約2.2時間後	解析結果に相違はなく、対応体制及び対応手順に影響はない。	
		2次系強制冷却開始(主蒸気逃がし弁開)	30分後	30分後	解析上の仮定に相違はなく、対応体制及び対応手順に影響はない。	
		不要直流電源負荷切り離し	60分後	60分後	解析上の仮定に相違はなく、対応体制及び対応手順に影響はない。	
		1次冷却材圧力1.7MPa [Gage]到達	約28時間後	約26時間後	圧力目標値到達時間が若干短くなるが、以降の運転員操作には余裕を有しており、対応体制及び対応手順に影響はない。	
		蓄圧タンク出口弁閉止	約28時間後(1次冷却材圧力1.7MPa [Gage]到達10分)	約26時間後(1次冷却材圧力1.7MPa [Gage]到達10分)	圧力目標値到達時間が若干短くなるため、運転操作実施までの時間が短くなるが、解析上の仮定(作業の想定時間)に相違はなく、対応体制及び対応手順に影響はない。	
原子炉格納容器の除熱機能喪失	大破断LOCA時に低圧再循環機能が及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故	再循環切替	約42分後	約42分後	解析結果に相違はなく、対応体制及び対応手順に影響はない。	
		格納容器内自然対流冷却開始(CCN通水)	約4.5時間	約4.0時間	原子炉格納容器最高使用圧力到達時間の評価結果が約4.0時間後から約3.5時間後となったため、格納容器内自然対流冷却開始までの時間が短くなるが、作業準備時間に余裕があり、対応体制及び対応手順に影響はない。	

運転員等操作に対する解析結果の比較
(運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故)

事故シナリオグループ	重要事故シナリオ	運転員等操作	事象発生からの経過時間		当初申請解析と個別解析との結果比較
			当初申請解析	個別解析	
原子炉停止機能喪失	主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故 負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故	—	—	—	(解析結果)に依存する運転員等操作はなく、対応体制及び対応手順に影響はない。
		2次系強制冷却開始 (主蒸気逃がし弁開)	約11分後 (4インチ破断)	約11分後 (4インチ破断)	解析結果に相違はなく、対応体制及び対応手順に影響はない。
ECCS注水機能喪失	中破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故	低圧注入開始	約31分後 (4インチ破断)	約33分後 (4インチ破断)	補助給水流量の差により1次冷却材圧力の低下時間が遅くなることから、低圧注入開始時間に相違があるが、プラント応答に基づく中央制御室の運転員操作事項であり、対応体制及び対応手順に影響はない。
		再循環切替開始	約19分後	約19分後	解析結果に相違はなく、対応体制及び対応手順に影響はない。
ECCS再循環機能喪失	大破断LOCA時に低圧再循環機能及び高圧再循環機能が喪失する事故	代替再循環開始	約49分後	約49分後	解析結果に相違はなく、対応体制及び対応手順に影響はない。
		2次系強制冷却開始 (主蒸気逃がし弁開)	約25分後	約25分後	解析結果に相違はなく、対応体制及び対応手順に影響はない。
格納容器バイパス	インターフェイスシステムLOCA	加圧器逃がし弁開による1次強制減圧	約56分後	約55分後	加圧器逃がし弁開操作開始時間に若干の相違があるが、以後加圧器逃がし弁開条件達成に従って継続される運転操作であり、対応体制及び対応手順に影響はない。
		高圧注入系から充てん系への切替	約56分後	約60分後	1次系の減圧がやや遅めになることにより安全注入停止条件の成立が遅くなり、高圧注入系から充てん系に切替が約56分後から約60分後となるが、プラント応答に基づく中央制御室の運転員操作事項であり、対応体制及び対応手順に影響はない。
		破損側蒸気発生器の隔離	約16分後	約20分後	原子炉トリップ時刻の相違により、SG隔離時間が約16分後から約20分後となるが、プラント応答に基づく中央制御室の運転員操作事項であり、対応体制及び対応手順に影響はない。
		健全側主蒸気逃がし弁開操作	約19分後	約22分後	原子炉トリップ時刻の相違により、健全側主蒸気逃がし弁開操作時間が約19分後から約22分後となるが、プラント応答に基づく中央制御室の運転員操作事項であり、対応体制及び対応手順に影響はない。
		高圧注入系から充てん系への切替	約35分後	約37分後	原子炉トリップ時刻の相違等により、高圧注入系から充てん系に切替が約35分後から約37分後となるが、プラント応答に基づく中央制御室の運転員操作事項であり、対応体制及び対応手順に影響はない。

：当初申請解析との相違箇所

運転員等操作に対する解析結果の比較
 (運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故)

格納容器破損モード	評価事故シナリオ	運転員等操作	事象発生からの経過時間		当初申請解析と個別解析との結果比較
			当初申請解析	個別解析	
雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧破損) 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用 溶融炉心・コンクリート相互作用	大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故	代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ開始 (炉心溶融開始の30分後) 格納容器内自然対流冷却開始 (海水通水)	約49分後	約49分後	炉心溶融後から30分の操作を想定しているが、解析結果に相違はなく、対応体制及び対応手順に影響はない。 解析上の仮定に相違はなく、対応体制及び対応手順に影響はない。
雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過温破損) 高圧溶融物放出/格納容器 雰囲気直接加熱	外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故	1次系強制減圧開始 (炉心溶融開始の10分後)	約3.1時間後	約3.3時間後	1次系保水水量の相違のため、炉心溶融開始時刻が遅れるため、1次系強制減圧開始の時間が遅くなるが、操作実施までの余裕時間が拡大する方向であり、対応体制及び対応手順に影響はない。
		代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ開始 (炉心溶融開始の30分後)	約3.5時間	約3.6時間	1次系保水水量の相違のため、炉心溶融開始時刻が遅れるため、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ開始時刻が遅くなるが、操作実施までの余裕時間が拡大する方向であり、対応体制及び対応手順に影響はない。
水素燃焼	大破断LOCA時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故	格納容器内自然対流冷却開始 (海水通水)	24時間後	24時間後	解析上の仮定に相違はなく、対応体制及び対応手順に影響はない。 (解析結果に依存する運転員等操作はなく、対応体制及び対応手順に影響はない)

： 当初申請解析との相違箇所

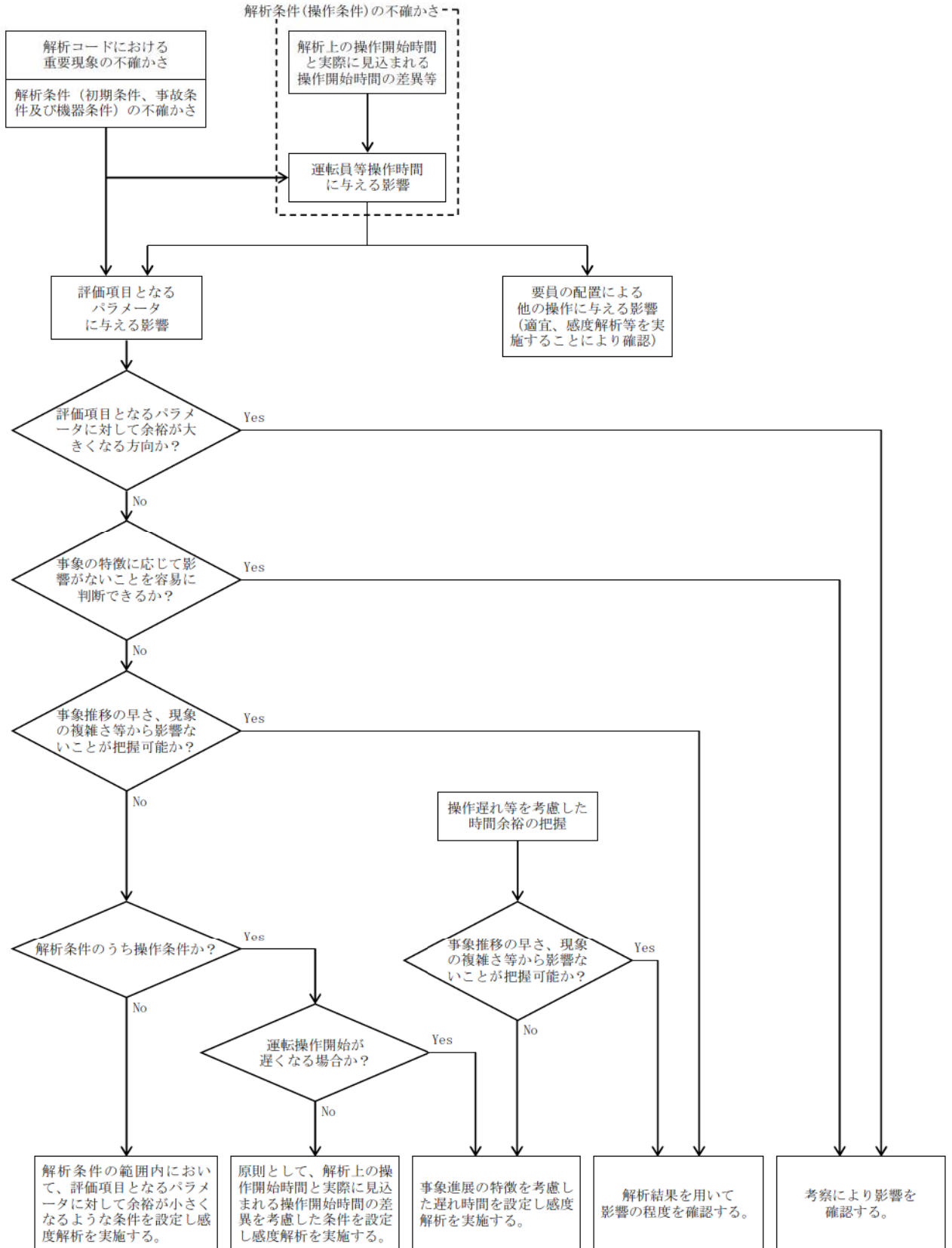
運転員等操作に対する解析結果の比較
 (運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故)

運転停止中 事故シケケンス グループ	重要事故シケケンス	運転員等操作	事象発生からの経過時間		当初申請解析と個別解析との結果比較
			当初申請解析	個別解析	
崩壊熱除去機能 喪失 (余熱除去系の故障による 停止時冷却機能喪失)	燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故	代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水開始	50分後	60分後	代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水開始時間が異なるが、運転員操作余裕時間を拡大する方向であり、対応体制及び対応手順に影響はない。
全交流動力電源喪失	燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故	代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水開始	50分後	60分後	代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水開始時間が異なるが、運転員操作余裕時間を拡大する方向であり、対応体制及び対応手順に影響はない。
原子炉冷却材の流出	燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力バウナダリ機能が喪失する事故	充てんポンプによる炉心注水開始	約23分後	約22分後	流出流量が個別解析の方が大きいために高温側配管水位の低下が早くなるため、運転操作までの時間が若干短くなるが、対応体制及び対応手順に影響はない。
反応度の誤投入	原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤作動等により原子炉へ純水が流入する事故	-	-	-	(当初申請解析と個別解析は同一であり、対応体制及び対応手順に影響はない。)

： 当初申請解析との相違箇所

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価フローについて

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価を行うフローを以下に示す。



解析コードにおける重要現象の不確かさを確認する際に
標準プラントの解析結果を使用することの妥当性について

1. はじめに

解析コードにおける重要現象の不確かさを確認する際に参考文献の記載を参照しているが、中には一部標準プラントで感度解析を実施して不確かさを確認しているものがある。標準プラントの解析結果に基づく不確かさをを用いて泊3号機の有効性評価への影響評価を行うことの妥当性について以下に示す。

2. 標準プラントの感度解析により不確かさの確認を行っている重要現象

以下の重要現象においては、不確かさの確認を行う際に、標準プラントの解析結果を使用している。なお、該当する解析コードは **MAAP** のみである。

表 不確かさとして標準プラントの解析結果を使用している重要現象 (MAAP) (1/2)

重要現象	不確かさ	他ループプラントへの適用性
<ul style="list-style-type: none"> 燃料棒内温度変化 燃料棒表面熱伝達 被覆管酸化 被覆管変形 	<p>○炉心ヒートアップ速度（被覆管酸化が促進される場合）が早まることを想定し、仮想的な厳しい振り幅であるが、ジルコニウム-水反応速度の係数を2倍とした感度解析により影響確認。（標準4ループプラント）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・SBO、LOCA シーケンスともに、運転員等操作の起点となる炉心溶融開始時間への影響は小さい。 ・下部プレナムへのリロケーションの開始時間はSBO シーケンスでは約14分早まる。LOCA シーケンスでは約30秒早まる。 	<p>不確かさは4ループプラントに対して評価したものであるが、現象のメカニズムは2、3ループプラントでも同じであり、感度解析と同様の傾向となる。</p>
<ul style="list-style-type: none"> ・リロケーション 	<p>○リロケーションの進展が早まることを想定し、炉心崩壊に至る温度を下げた場合の感度解析により影響を確認。（標準4ループプラント）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・下部プレナムへのリロケーション後の原子炉容器の破損時間は、SBO シーケンスの場合約26分、LOCA シーケンスの場合約3分、それぞれ早まる。ただし、本感度解析は仮想的な厳しい条件を設定した場合の結果である。 	<p>不確かさは4ループプラントに対して評価したものであるが、現象のメカニズムは2、3ループプラントでも同じであり、感度解析と同様の傾向となる。</p>
<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉容器内 FCI （溶融炉心細粒化、粒子デブリ熱伝達） 	<p>○原子炉容器内 FCI 現象に関する項目として「デブリジェット径（炉心部の下部クラストの破損口径）」、「Ricou-Spalding のエントレインメント係数」及び「デブリ粒子の径」をパラメータとした感度解析を行い、いずれにおいても1次冷却材圧力の過渡的な変化に対して影響はあるものの、原子炉容器破損時点での1次冷却材圧力に対する感度は小さいことを確認。（標準4ループプラント）</p>	<p>不確かさは4ループプラントに対して評価したものであるが、炉心質量と1次系体積の比は2、3ループプラントと同程度であるため、感度解析パラメータの影響は4ループプラントで代表でき、結果への影響も小さい。</p>

表 不確かさとして標準プラントの解析結果を使用している重要現象 (MAAP) (2/2)

重要現象	不確かさ	他ループプラントへの適用性
・下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達	○下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に関する項目として「溶融炉心と上面水プールとの熱伝達」及び「溶融炉心と原子炉容器間の熱伝達」をパラメータとして感度解析を行い、いずれについても、原子炉容器破損時刻に対して感度が小さいことを確認。 (標準4ループプラント)	不確かさは4ループプラントを対象に評価したものであるが、原子炉容器下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達挙動は、ループ数によらず同様の取扱いとなっている。感度解析パラメータの影響は4ループプラントにおいて結果への影響が小さいため、2, 3ループプラントにおいても同様の傾向となる。
・原子炉容器破損、溶融	○原子炉容器破損に影響する項目として「計装用案内管溶接部の破損判定に用いる最大歪み(しきい値)」をパラメータとした場合の感度解析を行い、原子炉容器破損時間が5分早まることを確認。ただし、仮想的な厳しい条件を与えたケースであり、実機解析への影響は小さいと判断される。 (標準4ループプラント)	不確かさは4ループプラントを対象に評価したものであるが、原子炉容器本体や計装用案内管の構造は個別プラントによらず大きな違いはないため、2, 3ループプラントにおいても、4ループプラントと同程度の影響があると考えられる。
・原子炉容器外 FCI (溶融炉心細粒化、デブリ粒子熱伝達)	○原子炉容器外 FCI 現象に関する項目として「原子炉下部キャビティ水深」、「Ricou-Spalding のエントレインメント係数」、「デブリ粒子の径」及び「原子炉容器破損口径」に関して格納容器破損防止の「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」の事象をベースとする感度解析を行い、原子炉容器外 FCI により生じる圧カスパイクの感度が小さいことを確認。(標準3ループプラント)	不確かさは3ループプラントを対象に評価したものであるが、原子炉容器外 FCI による圧カスパイクは、原子炉下部キャビティに落下する溶融炉心の量や原子炉下部キャビティ水深等の条件に依存して変化し得るものの、そのメカニズムはループ数に依存しないため、2, 4ループプラントにおいても同様の傾向となる。

3. 泊3号機の有効性評価の影響評価の妥当性

解析コードの個別プラントへの適用性を整理した結果、各コードの解析モデル(重要現象)については2, 3, 4ループプラントにも共通して適用可能であり、解析モデルの不確かさも2, 3, 4ループプラント間で同様の傾向となる。(詳細は参考文献参照)

また、各格納容器破損モードの基本ケースにおいて、標準3ループプラント解析と個別解析との間で解析条件の相違による双方の解析結果の差が小さいことを確認している(添付資料6.5.8参照)。

以上のことから、標準3ループプラントあるいは4ループプラントの解析結果を重要現象の不確かさとして扱い、泊3号機の有効性評価の影響評価を行うことは妥当である。

以上

ⁱ 「三菱 PWR 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」 MHI-NES-1064 改1, 三菱重工業, 平成 28 年