

被ばく低減操作及び加圧器逃がし弁開操作準備
に関する手順の成立性について

1. アニュラス全量排気弁代替空気供給操作

(1) 操作概要

全交流動力電源喪失時において、炉心損傷時の被ばく低減及び水素爆発防止のため、アニュラス空気浄化ファンを起動するためのアニュラス全量排気弁駆動用の窒素供給操作を行う。



【図1 アニュラス全量排気弁操作用可搬型窒素ガスポンペ】

(2) 作業に必要な要員数

2名

(3) 作業に必要な操作時間（訓練実績、常用照明切で実施）

17分（移動時間含む）

（想定時間：20分）

(4) 操作の成立性

- a. アクセス性は、以下の理由より問題ない。
 - ・耐震性を有するアクセスルートを設定している。
 - ・アクセスルートにはバッテリー内蔵照明を設置している。
 - ・運転員及び災害対策要員は、ヘッドライト及び懐中電灯を携行している。
- b. 作業環境は、以下の理由より問題ない。
 - ・原子炉建屋の室温は通常運転中と同程度である。
 - ・運転員及び災害対策要員は、ヘッドライト及び懐中電灯を携行している。
- c. 操作性は、以下の理由より問題ない。
 - ・通常操作する弁操作と同じである。
 - ・操作用専用工具を配備している。
 - ・操作対象となる機器リストを携行している。

- d. 連絡手段は、以下の理由より問題ない。
- ・ PHS を携帯している。
 - ・ 携行型通話装置を携行しており、PHS が使用できないときに使用する。



【図2 アクセスルートの一部】



【図3 操作風景】

以 上

2. 加圧器逃がし弁開操作準備

(1) 操作概要

原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧設備として、加圧器逃がし弁の開操作準備を実施するため、駆動用の窒素供給操作を行う。



【図4 加圧器逃がし弁操作可搬型窒素ガスポンペ】

(2) 作業に必要な要員数

2名

(3) 作業に必要な操作時間（訓練実績，常用照明切で実施）

21分（移動時間含む）

（想定時間：30分）

(4) 操作の成立性

- a. アクセス性は、以下の理由より問題ない。
 - ・耐震性を有するアクセスルートを設定している。
 - ・アクセスルートにはバッテリー内蔵照明を設置している。
 - ・運転員及び災害対策要員は、ヘッドライト及び懐中電灯を携行している。
- b. 作業環境は、以下の理由より問題ない。
 - ・原子炉建屋の室温は通常運転中と同程度である。
 - ・運転員及び災害対策要員は、ヘッドライト及び懐中電灯を携行している。
- c. 操作性は、以下の理由より問題ない。
 - ・通常操作する弁操作と同じである。
 - ・操作専用工具を配備している。
 - ・操作対象となる機器リストを携行している。

- d. 連絡手段は、以下の理由より問題ない。
- ・ PHS を携帯している。
 - ・ 携行型通話装置を携行しており、PHS が使用できないときに使用する。



【図5 アクセスルートの一部】



【図6 操作風景】

以 上

燃料取替用水ピットへの補給(海水)
に関する手順の成立性について

1. 可搬型大型送水ポンプ車の配備（保管場所からの移動，可搬型ホースの敷設）

(1) 操作概要

燃料取替用水ピットへの給水作業に用いる可搬型大型送水ポンプ車，可搬型ホース等の資機材を保管場所から移動させ，取水箇所から給水箇所へホースを延長し，接続作業を行った上で注水を行う。



【図1 可搬型大型送水ポンプ車】



【図2 可搬型ホース接続】

(2) 作業に必要な要員数

3名

(3) 作業に必要な操作時間（訓練実績，常用照明切で実施）

作業時間（想定時間）：4時間10分

作業時間（実績時間）：3時間10分

(4) 操作の成立性

- a. アクセス性は，以下の理由により問題ない。
 - ・夜間は，ヘッドライト及び懐中電灯を携行している。
 - ・可搬型大型送水ポンプ車等の資機材保管場所，運搬ルート，設置エリアにはアクセスする上で支障となる設備はない。
- b. 作業環境は，以下の理由により問題ない。
 - ・可搬型大型送水ポンプ車等の資機材保管場所，運搬ルート，設置エリアには作業を行う上で支障となる設備はない。
 - ・災害対策要員は，ヘッドライト及び懐中電灯を携行しており，作業の実施は可能である。
- c. 操作性は，以下の理由により問題ない。
 - ・資機材の運搬，敷設作業は一般的な作業であり，容易に実施可能であり，災害対策要員については必要な訓練を継続的に実施している。
- d. 連絡手段は，以下の理由により問題ない。
 - ・通常時の通信手段として，PHSを携行している。
 - ・通常の通信手段が不通となった場合でも，必要な連絡を行える手段として，衛星電話設備（携帯型）を持参している。
 - ・災害対策要員間の通信手段として，無線連絡設備（携帯型）にて通話可能である。

以上

原子炉補機冷却水系統への通水確保(海水)
に関する手順の成立性について

1. 格納容器再循環ユニット通水ラインアップ, 可搬型大型送水ポンプ車起動準備

(1) 操作概要

全交流動力電源喪失時において, 格納容器内自然対流冷却用海水の供給, 原子炉補機冷却系統への海水供給のため, 海水を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による通水作業の準備を行う。



【図1 可搬型大型送水ポンプ車】



【図2 可搬型ホース接続】



【図3 原子炉補機冷却水系統の可搬型ホース接続口】

(2) 作業に必要な要員数
6名

(3) 作業に必要な操作時間 (訓練実績, 常用照明切で実施)
作業時間 (想定時間): 4時間 10分
作業時間 (実績時間): 2時間 55分

(4) 操作の成立性

- a. アクセス性は、以下の理由により問題ない。
 - ・夜間においては、ヘッドライト及び懐中電灯を携行している。
 - ・可搬型大型送水ポンプ車等の資機材保管場所、運搬ルート、設置エリアにはアクセスする上で支障となる設備はない。
- b. 作業環境は、以下の理由により問題ない。
 - ・可搬型大型送水ポンプ車等の資機材保管場所、運搬ルート、設置エリアには作業を行う上で支障となる設備はない。
 - ・災害対策要員は、ヘッドライト及び懐中電灯を携行しており、作業の実施は可能である。
- c. 操作性は、以下の理由により問題ない。
 - ・資機材の運搬、敷設作業は一般的な作業であり、容易に実施可能であり、災害対策要員については必要な訓練を継続的に実施している。
- d. 連絡手段は、以下の理由により問題ない。
 - ・通常時の通信手段として、PHSを携帯している。
 - ・通常の通信手段が不通となった場合でも、必要な連絡を行える手段として、衛星電話設備（携帯型）を持参している。
 - ・災害対策要員間の通信手段として、無線連絡設備（携帯型）にて通話可能である。

以 上

1次冷却材ポンプシール隔離操作に関する手順の成立性について

1. 1次冷却材ポンプ封水戻り隔離弁等閉止

(1) 操作概要

全交流動力電源喪失時において、1次冷却材ポンプシール故障による1次冷却材漏えいを防止するために1次冷却材ポンプシールラインの隔離弁を現場で閉止する。



【図1 3A-1次冷却材ポンプ封水注入ラインC/V外側隔離弁】

(2) 作業に必要な要員数

2名

(3) 作業に必要な操作時間（訓練実績、常用照明切で実施）

43分（移動時間含む）

（想定時間：60分）

(4) 操作の成立性

- a. アクセス性は、以下の理由より問題ない。
 - ・耐震性を有するアクセスルートを設定している。
 - ・アクセスルートにはバッテリー内蔵照明を設置している。
 - ・運転員及び災害対策要員は、ヘッドライト及び懐中電灯を携行している。
- b. 作業環境は、以下の理由より問題ない。
 - ・作業エリアの室温は通常運転中と同程度である。
 - ・運転員及び災害対策要員は、ヘッドライト及び懐中電灯を携行している。
- c. 操作性は、以下の理由より問題ない。
 - ・通常操作する電動弁の手動操作と同じである。
 - ・操作対象弁を明確化している。

- d. 連絡手段は、以下の理由より問題ない。
- ・ PHS を携帯している。
 - ・ 携行型通話装置を携行しており、PHS が使用できないときに使用する。



【図2 アクセスルートの一部】



【図3 3B-1次冷却材ポンプ封水注入ラインC/V外側隔離弁操作風景】

以 上

原子炉補機冷却水サージタンク加圧操作に関する手順の成立性について1. 原子炉補機冷却水サージタンク加圧操作

(1) 操作概要

原子炉格納容器の減圧手段として格納容器再循環ユニットを用いるにあたり、原子炉補機冷却水の沸騰を防止するための窒素加圧を実施する。



【図1 原子炉補機冷却水サージタンク加圧用可搬型窒素ガスボンベ】

(2) 作業に必要な要員数

2名

(3) 作業に必要な操作時間（訓練実績、常用照明切で実施）

41分（移動時間含む）

（想定時間：60分）

(4) 操作の成立性

- a. アクセス性は、以下の理由より問題ない。
 - ・耐震性を有するアクセスルートを設定している。
 - ・アクセスルートにはバッテリー内蔵照明を設置している。
 - ・運転員は、ヘッドライト及び懐中電灯を携行している。
- b. 作業環境は、以下の理由より問題ない。
 - ・作業エリアの室温は通常運転中と同程度である。
 - ・運転員は、ヘッドライト及び懐中電灯を携行している。
- c. 操作性は、以下の理由より問題ない。
 - ・通常操作する弁操作と同じである。
 - ・操作対象弁を明確化している。

- d. 連絡手段は、以下の理由より問題ない。
- ・ PHS を携帯している。
 - ・ 携行型通話装置を携行しており、PHS が使用できないときに使用する。



【図2 アクセスルートの一部】



【図3 原子炉補機冷却水サージタンク加圧操作風景】

以 上

シビアアクシデント解析に係る当社の関与について

有効性評価のうち、シビアアクシデント解析業務はプラントメーカーに委託しているものの、解析結果の活用にあたっては、以下のとおり当社としても積極的に関与し、解析業務の適切性を確認している。

- 解析コードの実機適用性にあたっては、プラントメーカーとの共同研究等により、プラントメーカーと一体となって検討を進めており、報告会等を通じて当社の意見を反映している。なお、有効性評価に使用している解析コード開発時の当社の関与について、表1に示す。
- 解析業務委託にあたっては、当社よりプラントメーカーに対して「原子力施設における許認可申請等に係る解析業務の品質向上ガイドライン」^{※1}（平成26年3月原子力技術協会）に基づいて、それまでの経験等を反映した社内マニュアルにしたがって要員の教育、計算機プログラムの検証、入力根拠の明確化等、必要な品質保証活動の実施を要求している。
- これに加えて、当社がプラントメーカーに赴き、上記の要求事項が適切に実施されていることを確認している。
- 解析結果については、既往の解析結果と比較すること等により妥当性を確認している。

なお、シビアアクシデントについては、今後も不確実さを含む現象などに対する継続的な検討を進め、更なる知見の拡充に努めていく。

【参考】シビアアクシデント解析の活用例

- シビアアクシデント解析結果を用いたアクシデントマネジメントガイドライン（AMG）の整備。これに基づく教育・訓練の実施。
⇒今回の有効性評価等を踏まえた改善等を行い、継続的に教育、訓練を実施している。また、更なる運転員の教育のため、自社のシミュレータ及び原子力発電訓練センター（NTC）におけるシミュレータを活用し、シビアアクシデント挙動の把握・対応能力向上に努めている。
- シビアアクシデント解析に主体的に関与することを目的に MAAP^{※2}コードを導入している。
- 福島第一原子力発電所事故を踏まえ、炉心損傷や格納容器破損などのシビアアクシデントに対する教育を充実するために、MAAPコードをベースとした炉心損傷や格納容器破損までのプラント挙動等を理解する評価ツールを導入しており、発電所対策本部要員等を対象とした教育を実施し、シビアアクシデントの挙動に関する知識の向上を図ることとしている。

➤評価ツールに表示される事故時のパラメータから、プラント状況を判断し、アクシデントマネジメントガイドラインを用いて影響緩和策を決定する机上演習を実施し、判断能力の向上に努めていく。

※1：原子力施設の許認可申請等における解析業務の品質向上のために、発注者（事業者）と受注者（解析者）における解析業務に係る品質保証活動としての実施事項について、各社の管理プロセスとして自主的に取り組むべき内容を明確化したもの。

※2：EPRI によって開発されたコード

表1 有効性評価に使用している解析コード／評価手法の開発に係る当社の関与

コード	共同研究実績	
M-RELAP5	平成 17～18 年度	新 Non-LOCA 解析手法の実機適用研究
SPARKLE-2	平成 19～20 年度	新 Non-LOCA 解析手法を用いた反応度投入事象に関する評価指針解析への適合性に関する研究 他
MAAP	昭和 62 年度 昭和 63～平成元年度	シビアアクシデントの評価に関する研究 シビアアクシデントの評価に関する研究（その2）他
GOTHIC	平成 10～11 年度 平成 18 年度	格納容器内圧評価手法の高度化に関する研究 多区画内圧評価手法の実機適用化に関する研究
COCO	平成 2 年度	最適安全解析コード及び評価手法の開発（ステップ4）

許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較について

泊3号炉では、重大事故等対策の有効性評価解析に適用する解析コードとして、M-RELAP5、SPARKLE-2、MAAP、GOTHIC、COCOを選定しているが、このうちCOCOについては従来の国内PWRの原子炉設置変更許可申請書の添付書類十の安全評価において使用実績があることから、設計基準事象（運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故）と重大事故等対策の有効性評価の解析対象範囲について整理を行った。

表1 COCOにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較

表1 COCOにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (1/10)

	従来許認可解析※ (原子炉冷却材喪失)	重大事故等対策の有効性評価 (全交流動力電源喪失)
原子炉格納容器圧力		
原子炉格納容器雰囲気温度		

※泊発電所 原子炉設置変更許可申請書 (3号炉) 添付書類十 3.5.1 原子炉冷却材喪失

: 商業機密に属するため公開できません。

表1 COCOにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (2/10)

	従来許認可解析* (原子炉冷却材喪失)	重大事故等対策の有効性評価 (全交流動力電源喪失)
事 象 進 展	<p>原子炉格納容器圧力：原子炉格納容器圧力は、蒸気発生器出口側配管の破断口からの1次冷却材の流出により急激に上昇し、第1ピーク（約0.220MPa[gage]）を形成する。その後、原子炉格納容器内の熱吸収体の効果により一時的に圧力が低下するものの、約22秒後に炉心再冠水が始まることで破断口からの蒸気放出が増加するため、再び圧力が上昇し第2ピーク（約0.241MPa[gage]）が生じる。以降は、炉心再冠水終了により破断流が急減するとともに、格納容器スプレイポンプを用いた原子炉格納容器スプレイの開始により原子炉格納容器圧力は低下に転じることから、原子炉冷却材喪失時の原子炉格納容器最高圧力は、最高使用圧力0.283MPa[gage]を下回る。</p> <p>原子炉格納容器雰囲気温度：原子炉格納容器雰囲気温度は、原子炉格納容器圧力に追従した挙動を示し、破断口からの蒸気放出が増加する炉心再冠水後に最高温度（約124℃）に到達する。以降は、炉心再冠水終了により破断流が急減するとともに、格納容器スプレイポンプを用いた原子炉格納容器スプレイの開始により原子炉格納容器雰囲気温度は低下に転じることから、原子炉冷却材喪失時の原子炉格納容器最高温度は、最高使用温度132℃を下回る。</p>	<p>原子炉格納容器圧力：原子炉格納容器圧力は、RCPシール部からの1次冷却材の漏えいにより上昇するが、蒸気発生器出口側配管の両端破断を想定する設置変更許可申請書 添付書類十 3.5.1「原子炉冷却材喪失」に比べて破断流量が少ないため、格納容器スプレイポンプを用いた原子炉格納容器スプレイに期待しなくても事象発生後24時間時点で原子炉格納容器の最高使用圧力0.283MPa[gage]を下回る*。</p> <p>原子炉格納容器雰囲気温度：原子炉格納容器雰囲気温度は、原子炉格納容器圧力に追従した挙動を示すが、蒸気発生器出口側配管の両端破断を想定する設置変更許可申請書 添付書類十 3.5.1「原子炉冷却材喪失」に比べて破断流量が少ないため、格納容器スプレイポンプを用いた原子炉格納容器スプレイに期待しなくても事象発生後24時間時点で原子炉格納容器の最高使用温度132℃を下回る*。</p> <p>* 全交流動力電源喪失時の長期的な崩壊熱除去手段としては、格納容器再循環ユニットを用いた格納容器自然対流冷却を整備しており、当該手段の有効性はMAAPコードを用いた解析により確認している。</p>

※泊発電所 原子炉設置変更許可申請書（3号炉）添付書類十 3.5.1 原子炉冷却材喪失

表1 COCOにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (3/10)

	従来許認可解析※ (原子炉冷却材喪失)	重大事故等対策の有効性評価 (全交流動力電源喪失)
事 象 進 展 (続 き)	破断発生：0秒 原子炉トリップ限界値到達：約1秒※1 CVスプレイ作動限界値到達：約6秒※2 第1ピーク圧力到達：約17秒 炉心再冠水開始：約22秒 CVスプレイ開始：約151秒 炉心再冠水終了：約219秒 第2ピーク圧力到達：約219秒 再循環切替：約 秒 ※1「原子炉圧力低」原子炉トリップ限界値到達 ※2「原子炉格納容器圧力異常高」CVスプレイ作動限界値到達	事象発生：0秒 原子炉トリップ限界値到達：約0秒※1 補助給水開始：約1分 2次系強制冷却開始：30分 蓄圧注入系作動：約39分 代替炉心注水開始：約2.2時間 再循環切替：事象発生から24時間以降 ※1「1次冷却材ポンプ電源電圧低」原子炉トリップ限界値到達は事象発生と同時を仮定

※泊発電所 原子炉設置変更許可申請書 (3号炉) 添付書類十 3.5.1 原子炉冷却材喪失

 : 商業機密に属するため公開できません。

表1 COCOにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (4/10)

	従来許認可解析* (原子炉冷却材喪失)	重大事故等対策の有効性評価 (全交流動力電源喪失)
変化範囲	原子炉格納容器圧力： 大気圧～約 0.241MPa[gage] 原子炉格納容器雰囲気温度： 49℃～約 124℃ 時間：0～10 ⁵ 秒	原子炉格納容器圧力： 9.8kPa[gage]～約 0.07MPa[gage] 原子炉格納容器雰囲気温度： 49℃～約 79℃ 時間：0～24時間
適用範囲	原子炉格納容器圧力： 大気圧～原子炉格納容器最高使用圧力 原子炉格納容器雰囲気温度： 室温～原子炉格納容器最高使用温度 時間：0秒～制限なし	原子炉格納容器圧力：同左 原子炉格納容器雰囲気温度：同左 時間：0～24時間

※泊発電所 原子炉設置変更許可申請書（3号炉）添付書類十 3.5.1 原子炉冷却材喪失

表 1 COCO における従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (5/10)

項目	従来許認可解析※ (原子炉冷却材喪失)	重大事故等対策の有効性評価 (全交流動力電源喪失)	従来許認可 との差異	差異による影響
事故条件	原子炉冷却材喪失 (蒸気発生器出口側配管両端破断)	全交流動力電源喪失 (原子炉補機冷却機能喪失との重 量を想定し、破損した1次冷却材 ポンプシール部から原子炉格納容 器内への1次冷却材の漏えいを考 慮)	有	従来許認可解析に対して破断面積が小 さく、原子炉格納容器内への1次冷却 材の漏えい量が少ないため、事象発生 後の原子炉格納容器内圧力の上昇は緩 慢に推移する。
外部電源	無	同左	無	差異はない。
原子炉格納容器 内自由体積	65,500 m ³ (最小評価)	同左	無	差異はない。
初期圧力	0 MPa [gage]	9.8 kPa [gage]	有	条件の差はあるが、事故後原子炉格納 容器内に放出される高温の1次冷却材 による原子炉格納容器内圧力の上昇に 比べて十分小さいことから影響は小さ い。
初期温度	49℃	同左	無	差異はない。

※泊発電所 原子炉設置変更許可申請書 (3号炉) 添付書類十 3.5.1 原子炉冷却材喪失

表1 COCOにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (6/10)

項目	従来許認可解析※ (原子炉冷却材喪失)	重大事故等対策の有効性評価 (全交流動力電源喪失)	従来許認可との差異	差異による影響
ヒートシンク	設計値 (泊発電所3号炉 重大事故等対策の有効性評価 添付資料6.5.1「重大事故等対策の有効性評価の一般データ(事象共通データ)」第6表 参照)	同左	無	差異はない。
原子炉格納容器 スプレイ設備	作動	不作動	有	全交流動力電源喪失を想定することから、事故後原子炉格納容器スプレイ設備が作動することはないが、従来許認可解析に対して原子炉格納容器内への1次冷却材の漏えい量が少ないため、原子炉格納容器スプレイ設備が作動しなくとも原子炉格納容器内圧力は低めに推移する。

解析条件

※泊発電所 原子炉設置変更許可申請書 (3号炉) 添付書類十 3.5.1 原子炉冷却材喪失

表 1 COCO における従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (7/10)

項目	従来許認可解析※ (原子炉冷却材喪失)	重大事故等対策の有効性評価 (全交流動力電源喪失)	従来許認可との差異	差異による影響
解析モデル	修正田上の式/修正内田の式	修正内田の式	有	従来許認可解析では、大破断 LOCA 時のヒートシンクへの熱伝達を適切に模擬するため、ブローダウン期間においては修正田上の式、それ以降に対しては修正内田の式を使用している。一方、有効性評価においては継続的にほぼ一定の蒸気が放出されるため、修正内田の式を適用している。このように事象進展の特徴に応じて、ヒートシンク熱伝達モデルを使い分けている。
ヒートシンク内熱伝導モデル	1 次元熱伝導方程式	同左	有	差異はない。

※泊発電所 原子炉設置変更許可申請書 (3号炉) 添付書類十 3.5.1 原子炉冷却材喪失

表 1 COCO における従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (8/10)

項目	従来許認可解析* (原子炉冷却材喪失)	重大事故等対策の有効性評価 (全交流動力電源喪失)	従来許認可との差異	差異による影響
1 次系からの冷却材放出	蒸気発生器出口側配管の両端破断発生により、高温の 1 次冷却材が原子炉格納容器内に放出されるため、事故後短期間のうちに原子炉格納容器圧力及び温度が急激に上昇する (SATAN-VI による評価)。	1 次冷却材ポンプからの冷却材漏えいにより、高温の 1 次冷却材が原子炉格納容器内に放出されるため、原子炉格納容器圧力及び温度が穏やかに上昇する (M-RELAP5 による評価)。	有	従来許認可解析に対して破断面積が小さく、原子炉格納容器内への 1 次冷却材の漏えい量が少ないため、事故発生後の原子炉格納容器内圧力の上昇は緩慢に推移する。
原子炉格納容器 物理現象	気液界面の熱伝達破断流に関しては、1 次冷却材は飽和蒸気と飽和水に分離して原子炉格納容器内に放出されるため、気液界面の温度差は小さいことから、気液界面の熱伝達の影響は小さい。 格納容器スプレイに関しては、スプレイ開始以降に原子炉格納容器内にサブクール度を有する液滴が放出され、雰囲気と熱平衡に至るまで気相部を冷却・蒸気を凝縮する。	1 次冷却材は飽和蒸気と飽和水に分離して原子炉格納容器内に放出されるため、気液界面の温度差は小さいことから、気液界面の熱伝達の影響は小さい。 なお、格納容器スプレイは作動しないため、格納容器スプレイ水と雰囲気蒸気間の気液界面の熱伝達は生じない。	有	従来許認可解析では格納容器スプレイの作動を想定することから、格納容器スプレイ水と雰囲気蒸気間の気液界面の熱伝達現象が生じる。これに対し、有効性評価では格納容器スプレイの不作動を想定するため、前述の気液界面の熱伝達現象は生じない。

※柏発電所 原子炉設置変更許可申請書 (3 号炉) 添付書類十 3.5.1 原子炉冷却材喪失

表 1 COCO における従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (9/10)

物理現象	項目	従来許認可解析※ (原子炉格納容器内) (原子炉格納容器内) (原子炉格納容器内)	重大事故等対策の有効性評価 (全交流動力電源喪失)	従来許認可との差異	差異による影響
原子炉格納容器	構造材との熱伝達及び内部熱伝導	原子炉格納容器内に放出された高温高圧の蒸気は、原子炉格納容器内の構造材表面で凝縮することで保有熱を失うため、原子炉格納容器内圧力及び雰囲気温度の上昇が緩和される。また、原子炉格納容器本体やコンクリートの構造物内部の熱伝導は、構造材表面の温度変化に影響する。	同左	無	差異はない。
	スプレイ冷却	原子炉格納容器内圧力が格納容器スプレイ作動設定値に達すると格納容器スプレイが開始されるため、原子炉格納容器内に放出された蒸気がスプレイ水により凝縮することにより、原子炉格納容器内圧力及び雰囲気温度が低下する。	全交流動力電源喪失を想定することから、事故後格納容器スプレイが作動することはない。	有	従来許認可解析に対して格納容器スプレイが不作動となる点で差はあるが、破断面積が小さく、原子炉格納容器内への1次冷却材の漏えい量が少ないため、事象発生後の原子炉格納容器内圧力の上昇は緩慢に推移する。

※泊発電所 原子炉設置変更許可申請書 (3号炉) 添付書類十 3.5.1 原子炉格納容器喪失

表 1 COCO における従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (10/10)

項目	従来許認可解析※ (原子炉冷却材喪失)	重大事故等対策の有効性評価 (全交流動力電源喪失)	従来許認可 との差異	差異による影響
原子炉格納容器 物理現象	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	格納容器再循環ユニットは使用しない。	同左 (COCO による解析対象は事象発生後 24 時間まで)	無 差異はない。

※泊発電所 原子炉設置変更許可申請書 (3号炉) 添付書類十 3.5.1 原子炉冷却材喪失

有効性評価に適用する解析コードのバージョンについて

有効性評価に適用する主要な解析コードのバージョンについて、表1に示す。

表1 有効性評価に適用する解析コードのバージョン一覧

解析コード名	バージョン
M-RELAP5	1
SPARKLE-2	1
MAAP	4
COCO	1
GOTHIC	7

MAAP の各事象への適用性と新知見の反映について

シビアアクシデント総合解析コード MAAP の各事象への適用性検証と新知見の反映について、以降に述べる。

- 添付 1 前処理コードによる MAAP 入力作成の流れ
- 添付 2 HPME/DCH において想定する事象進展
- 添付 3 溶融炉心と上面水プールとの間の伝熱の感度解析条件に用いる係数の妥当性
- 添付 4 溶融デブリと原子炉容器の熱伝達におけるギャップ冷却
- 添付 5 TROI 実験の概要
- 添付 6 SERENA 実験の概要
- 添付 7 FCI と MCCI を考慮した原子炉下部キャビティ水張りの考え方
- 添付 8 FARO 実験における MAAP の圧カスパイクモデルの妥当性確認
- 添付 9 粒子状ベッドの冷却性実験と解析モデル
- 添付 10 新知見への対応について

前処理コードによる MAAP 入力作成の流れ

MAAP コードの入力及び出力は次のとおりである。すなわち、入力は

- ① 燃料質量、燃料被覆管質量等
- ② FP 質量等
- ③ 1 次系圧力及び温度、原子炉格納容器圧力及び温度等の初期条件
- ④ 1 次系、原子炉容器内、加圧器、蒸気発生器の形状等
- ⑤ 工学的安全設備、格納容器スプレイの特性等
- ⑥ 原子炉格納容器内の区画形状、原子炉格納容器内の区画間の形状等
- ⑦ 原子炉格納容器内のヒートシンクの材質及び形状等
- ⑧ 起因事象、緩和設備等の情報等

であり、これらに基づきプラント全体の過渡解析を実施し、以下の出力を得る。

- ① 1 次系圧力
- ② 原子炉容器水位
- ③ 原子炉格納容器圧力
- ④ 原子炉格納容器内温度
- ⑤ 原子炉格納容器内水素濃度
- ⑥ 原子炉格納容器内水量
- ⑦ コンクリート侵食深さ等

MAAP コードの入力のうち、核分裂生成物 (FP) 質量の入力は、前処理コード (ORIGEN コード) を使用して得られた結果に基づいて設定している。具体的には、MAAP コードで考慮している FP の各元素に対して、サイクル末期の質量を算出し、それを MAAP コードの入力としている。これらの入力作成の流れを図 1 に示す。

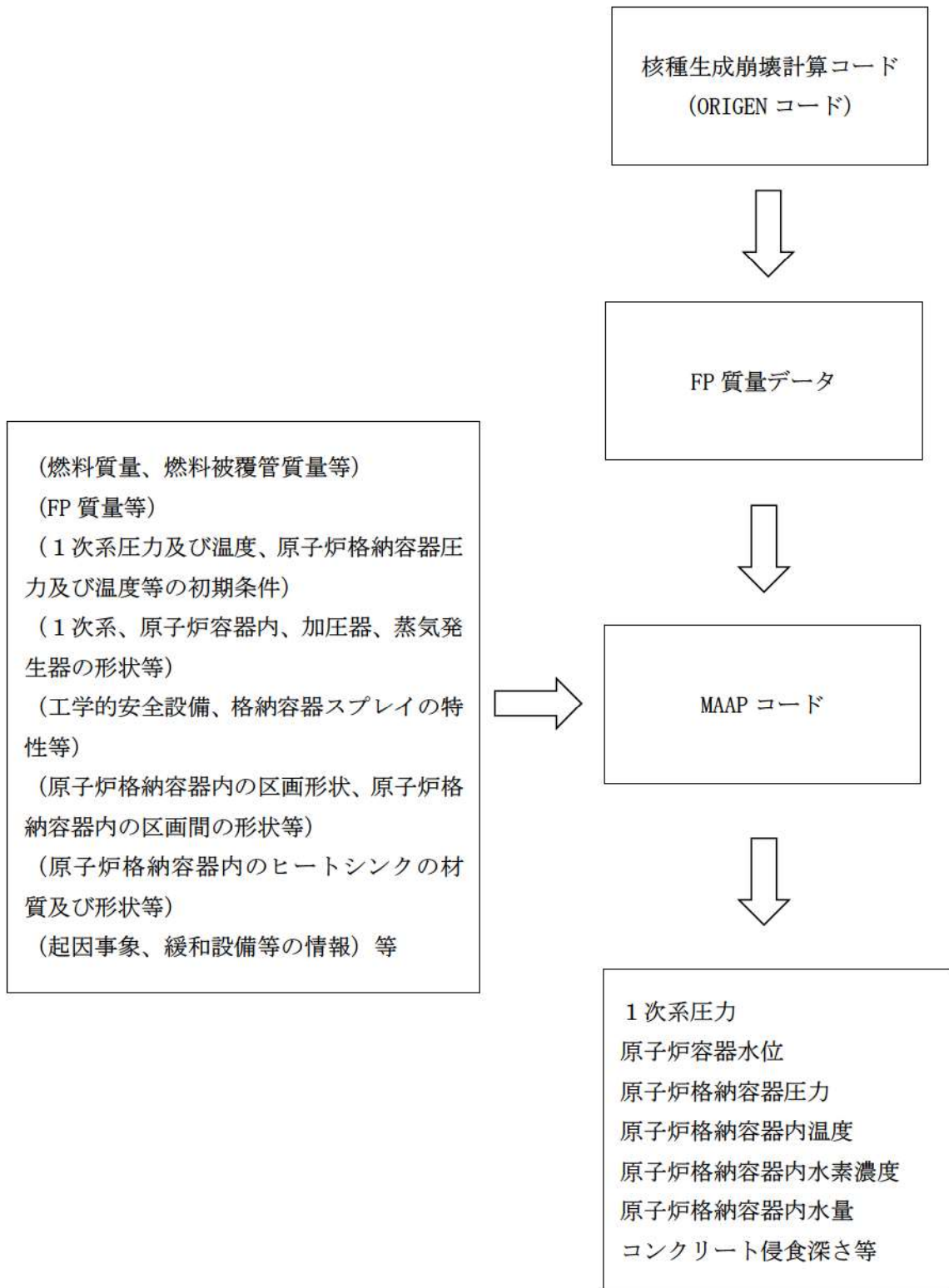


図1 前処理コードによる MAAP コード入力作成の流れ

HPME/DCH において想定する事象進展

HPME/DCH 防止の有効性を評価するに当たって、評価事故シーケンスとしては、1次冷却系が高压条件である「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」を選定し、加圧器逃がし弁の自動開放により、熔融炉心の飛散が生じないとされている1次冷却材圧力約2.0MPa[gage]以下まで減圧できることを示している。

本評価事故シーケンスにて想定する事象進展を図1に示す。泊3号炉の1次冷却材圧力の応答は図2に示すとおりであり、約3.3時間に1次冷却系強制減圧（加圧器逃がし弁自動開放）を行い、その後は、蓄圧タンク圧力（4.04MPa[gage]）以下まで減圧した時点で、蓄圧注入が開始され、蓄圧タンク圧力とともに緩やかに低下する。約5.4時間で熔融炉心が下部プレナムへ落下し始め、熔融炉心と冷却水の相互作用（原子炉容器内 FCI）により発生した水蒸気により過渡的に加圧されるが、加圧器逃がし弁は開放されており、速やかに減圧する。約8.0時間後に原子炉容器が破損に至るが、この時原子炉圧力は1.4MPa[gage]であり、原子炉容器破損後は、原子炉格納容器圧力と均圧する。

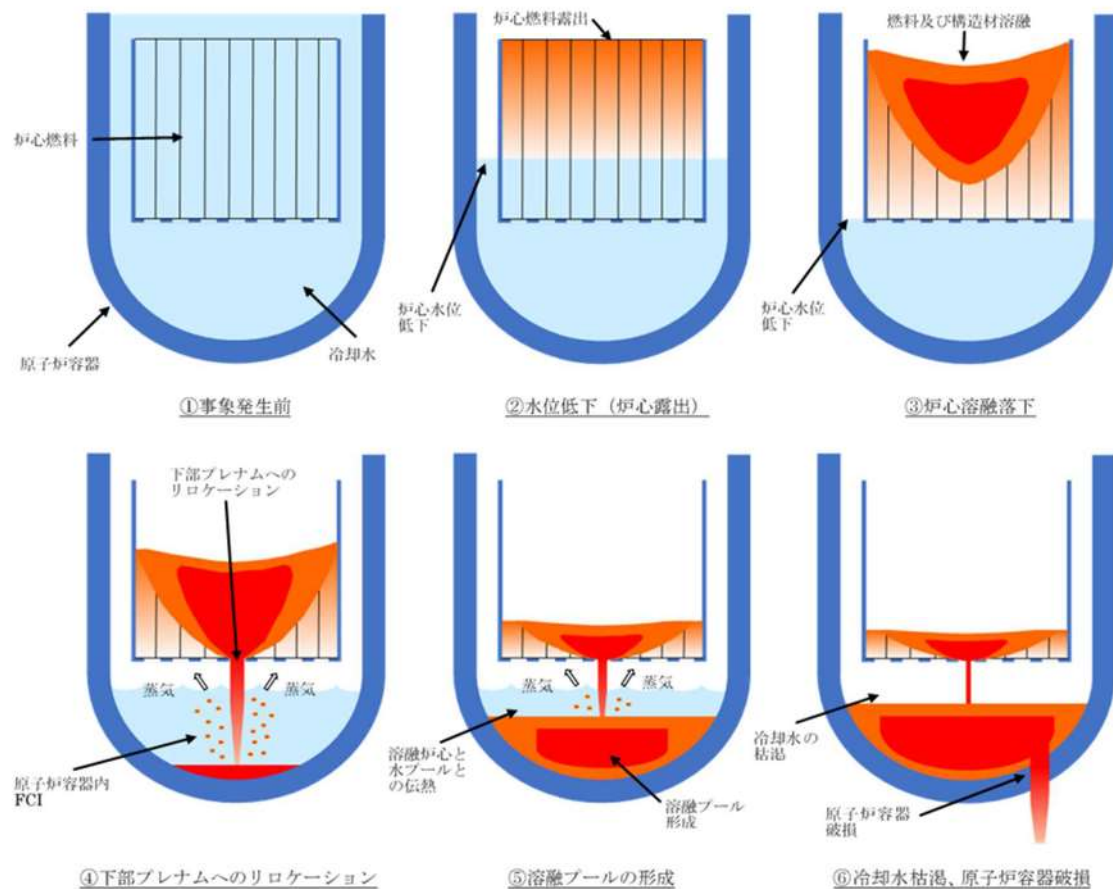


図1 HPME/DCH 防止の有効性評価において想定する事象

崩壊熱が低下し2次冷却系除熱により減圧するが、2次冷却系水位が低下して伝熱管が露出すると再び圧力は上昇する。

*:加圧器逃がしタンク(内圧)と、原子炉格納容器圧力(外圧)を監視し、ラプチャディスクの作動する内外圧の差に到達したときに原子炉格納容器へ蒸気が放出

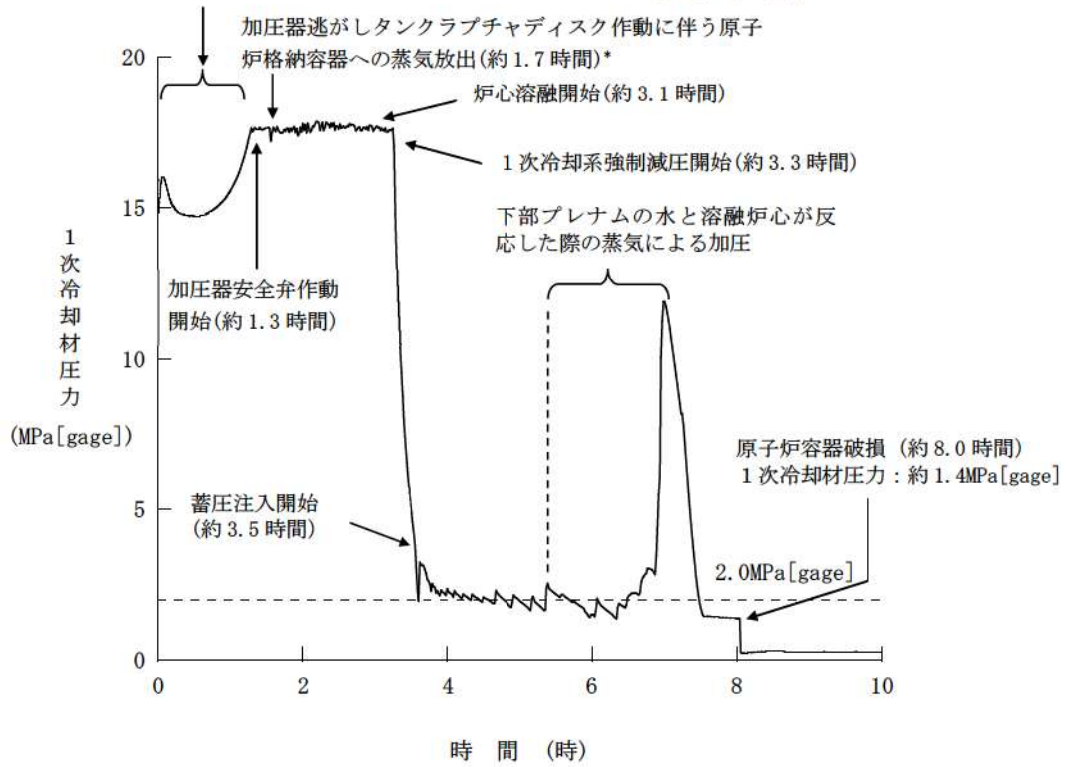


図2 1次冷却材圧力の推移

溶融炉心と上面水プールとの間の伝熱の感度解析条件に用いる係数の妥当性

1. 感度解析の位置付け

原子炉容器破損時の 1 次系圧力に係る感度解析で使用した係数は、原子炉容器下部プレナムのデブリベッドと上面水プールとの間の限界熱流束にかかる係数である。

図 1 に MAAP で想定しているデブリベッドへの水浸入による冷却の状態を示す。この係数が「0」の場合、金属層への水浸入がないことを意味する。この場合、金属表面から水への熱伝達は、対流あるいは熱伝導でのみ行われる。この係数が「1」の場合、水は金属層へ浸入し、限界熱流束で制御される速度で冷却される。これは、対流と熱伝導に追加された冷却モードである。本係数を調整することにより、水のデブリベッドへの浸入による不確かさを評価することができる。

MAAP コードのパラメータでデフォルト値として使用している値は、実験的に下限値とされる値と完全冷却に至る値との中間の値として、が設定されている。一方、下限値として設定される は、実験的に設定された値であり、上面水プールでは十分に冷却できない値である。

2. 感度解析の影響

図 2 にベースケースとして を、感度解析ケースとして を設定した解析結果を示す。その結果、原子炉容器下部プレナム内のデブリベッドと上面水プールとの間の限界熱流束の原子炉容器破損時刻に対する感度は小さく、その不確かさの影響はほとんどないと言える。

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

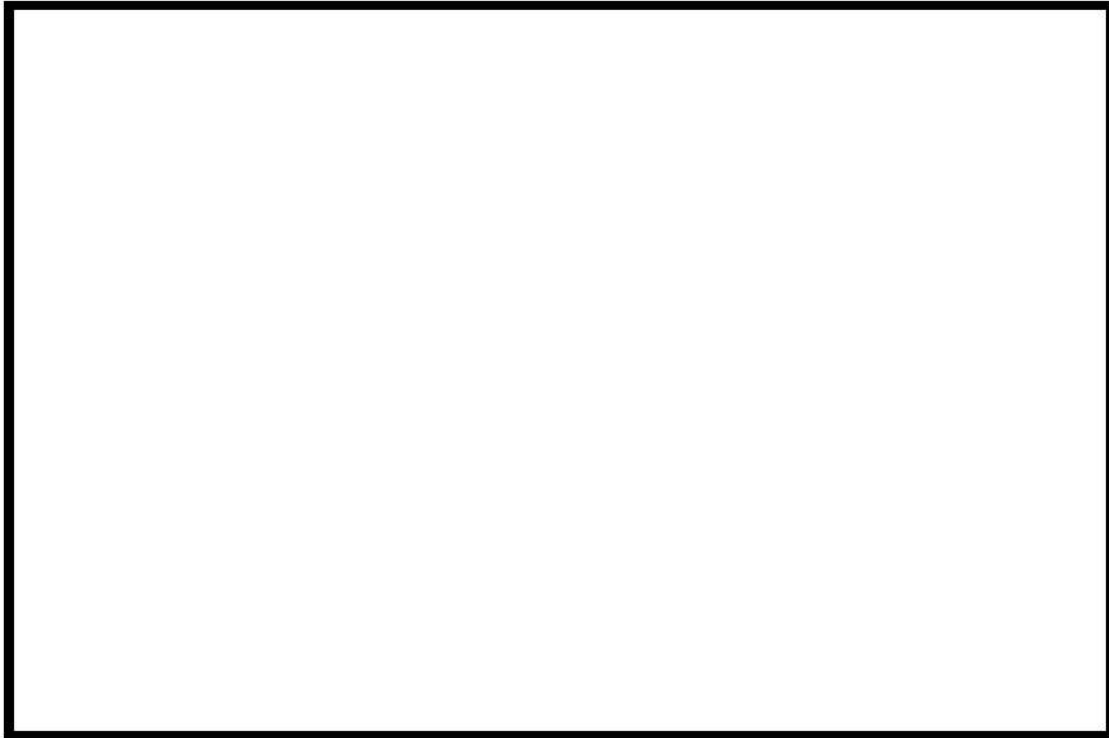


図1 デブリベッドへの水浸入による冷却モデル

出典：MAAP4 User's Manual, EPRI

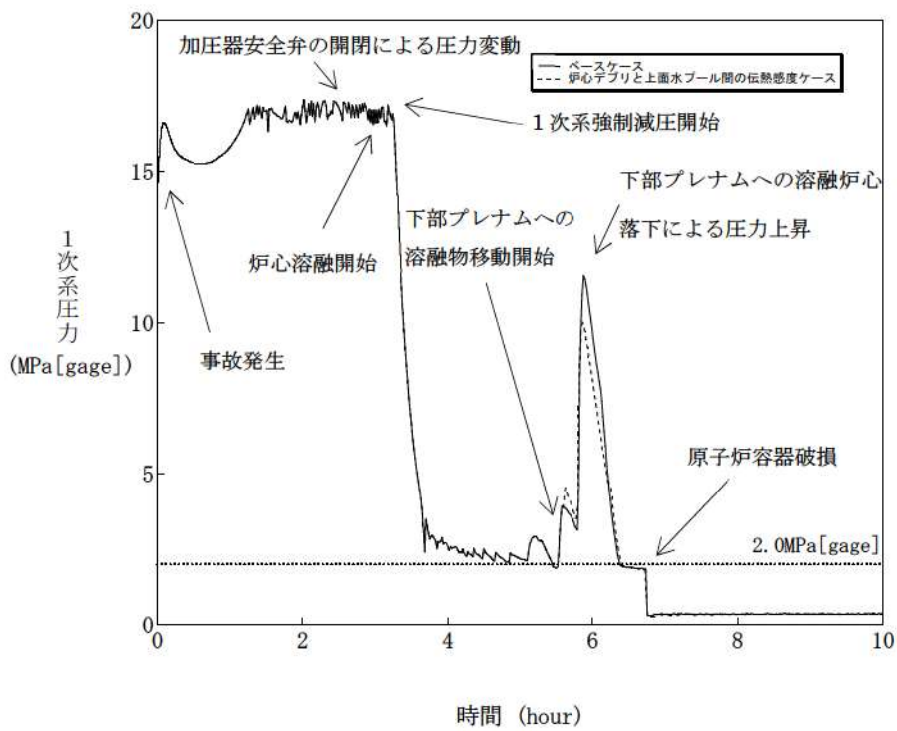


図2 1次系圧力の時間変化

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。

溶融デブリと原子炉容器の熱伝達におけるギャップ冷却

1. 感度解析の位置付け

原子炉容器破損時の 1 次系圧力に係る感度解析で使用した係数は、原子炉容器下部プレナムの下部クラストと原子炉容器下部ヘッドとの間のギャップ熱伝達にかかる係数である。図 1 に MAAP コードで想定している下部プレナムでのエネルギー移行の状態を示す。

図 1 に示すとおり、MAAP コードではギャップ冷却による除熱量と下部クラストから隣接流体への伝熱量を評価している。下部クラストからの伝熱量のうち、ギャップ冷却で除去されない伝熱量は、原子炉容器内面への伝熱量となる。この効果の不確かさを確認するために、ギャップ冷却に関する感度解析を実施している。

MAAP コードのパラメータでデフォルト値として使用している値は、ギャップによる除熱量の評価式をそのまま適用するための値として、 が設定されている。一方、溶融炉心と下部プレナムが接触している状態を模擬するための設定として、 とした評価を実施する。

2. 感度解析の影響

図 2 にベースケースとして を、感度解析ケースとして を設定した解析結果を示す。その結果、原子炉容器下部プレナム内の下部クラストと原子炉容器下部ヘッドとの間のギャップ伝熱量の原子炉容器破損時刻に対する感度は小さく、その不確かさの影響はほとんどないと言える。

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

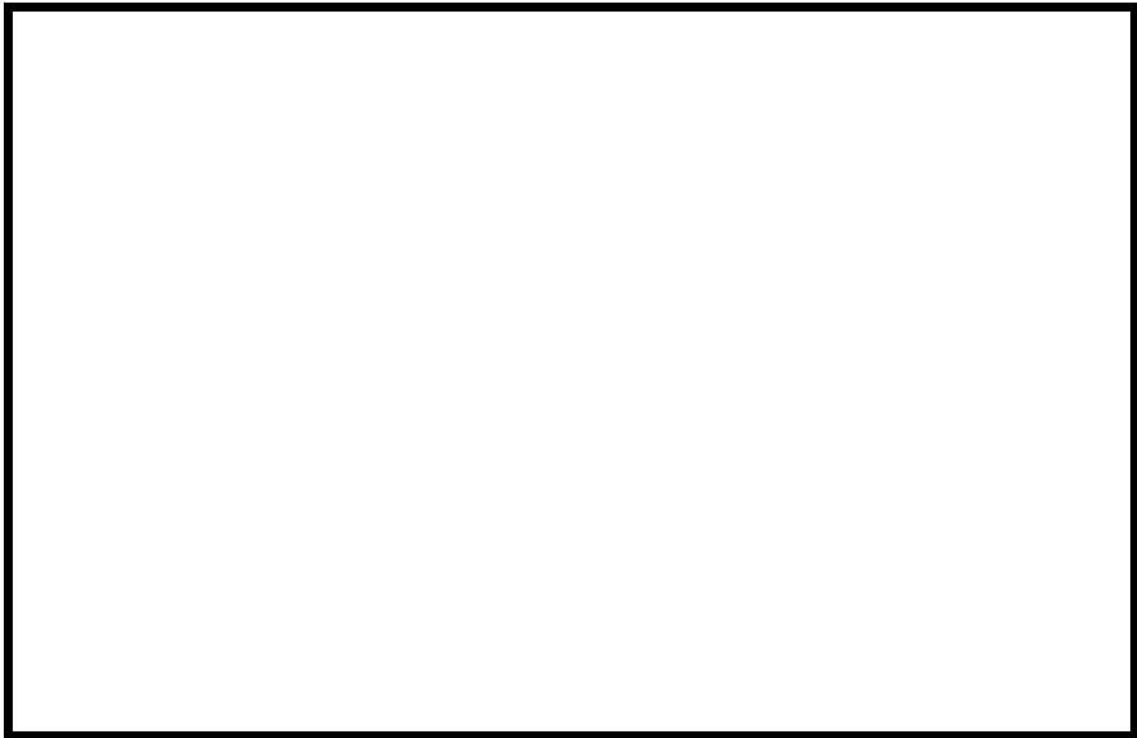


図1 下部プレナムでのエネルギー移行モデル

出典：MAAP4 User's Manual, EPRI

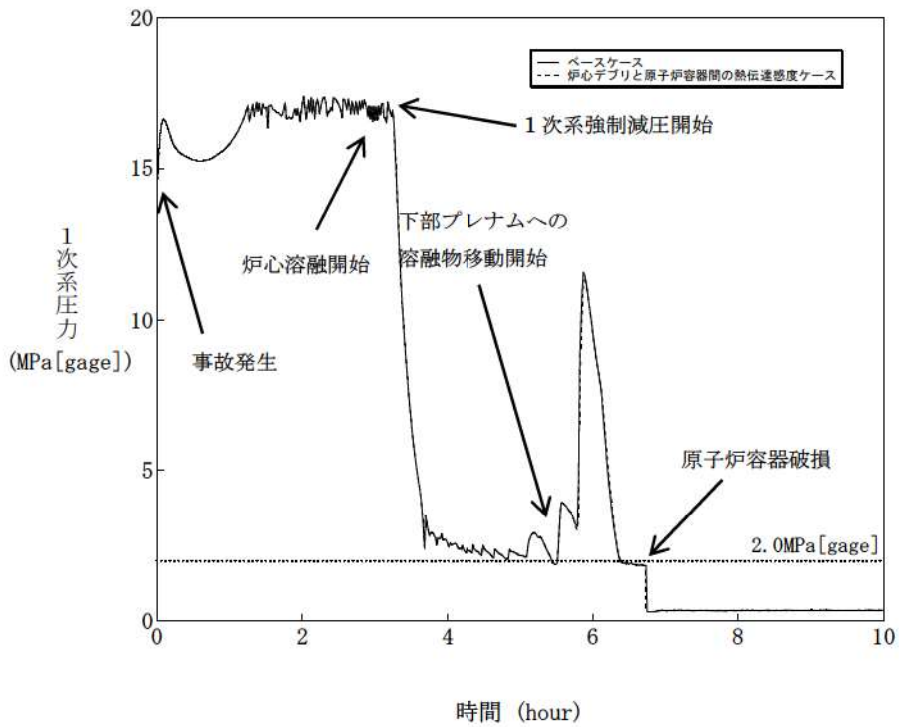


図2 1次系圧力の時間変化

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。

TROI 実験の概要

1 TROI 実験装置

TROI 実験装置は、韓国原子力研究所 (KAERI) に設置されている装置であり、原子炉で実際に使用されている物質を用いて、その熔融物の冷却や水蒸気爆発挙動に関する情報を提供するものである。実験装置の水深は 60cm から 130cm までを範囲としている。TROI 実験装置の概要を図 1 に示す。初期段階から、FCI における物質の効果についての実験が行われてきており、様々な種類の熔融物について検討されてきた。

2 実験から得られた知見

表 1 に TROI 実験の条件及び結果を示す。実験で得られた主な知見を以下に記す。

- ZrO_2 を使用した実験では、いくつかのケースで水蒸気爆発が観測された。
- UO_2 - ZrO_2 混合物を使用した実験においては、80% UO_2 +20% ZrO_2 混合物と 70% UO_2 +30% ZrO_2 混合物では、異なる様相の水蒸気爆発が観測された。これは、共晶物である 70% UO_2 +30% ZrO_2 混合物と非共晶物である 80% UO_2 +20% ZrO_2 混合物の相違によるものであると考察された。非共晶物の混合物 (80% UO_2 +20% ZrO_2) では、液滴の表面に柔らかい液膜が形成され、それが細粒化を妨げ、機械的エネルギーへの変換効率を小さくしている。さらに、共晶物の混合物 (70% UO_2 +30% ZrO_2) では、固化した液滴の中に空孔が観測された。粒子内の空孔については、固化状のクラストと液状の核との間の張力の結果生じたものと考察された。
- UO_2 - ZrO_2 -金属混合物 (UO_2 - ZrO_2 / Zr / Fe) を使用した実験では、2 つの混合しない金属は分離され、層状化し、より密度の大きい金属はるつぼの底に堆積する結果となった。金属が加えられた熔融物での FCI 実験に関しては、結論は様々である。実際、TROI 51 実験では水蒸気爆発に至ったが、デブリは化学的に不均質であった。この結果に関して、サンプル内部の空孔とその水蒸気爆発の強さとの関連が指摘された。
- いずれの条件においても、水蒸気爆発が観測されたのは、外部トリガがある場合または熔融物の過熱度が高い場合である。

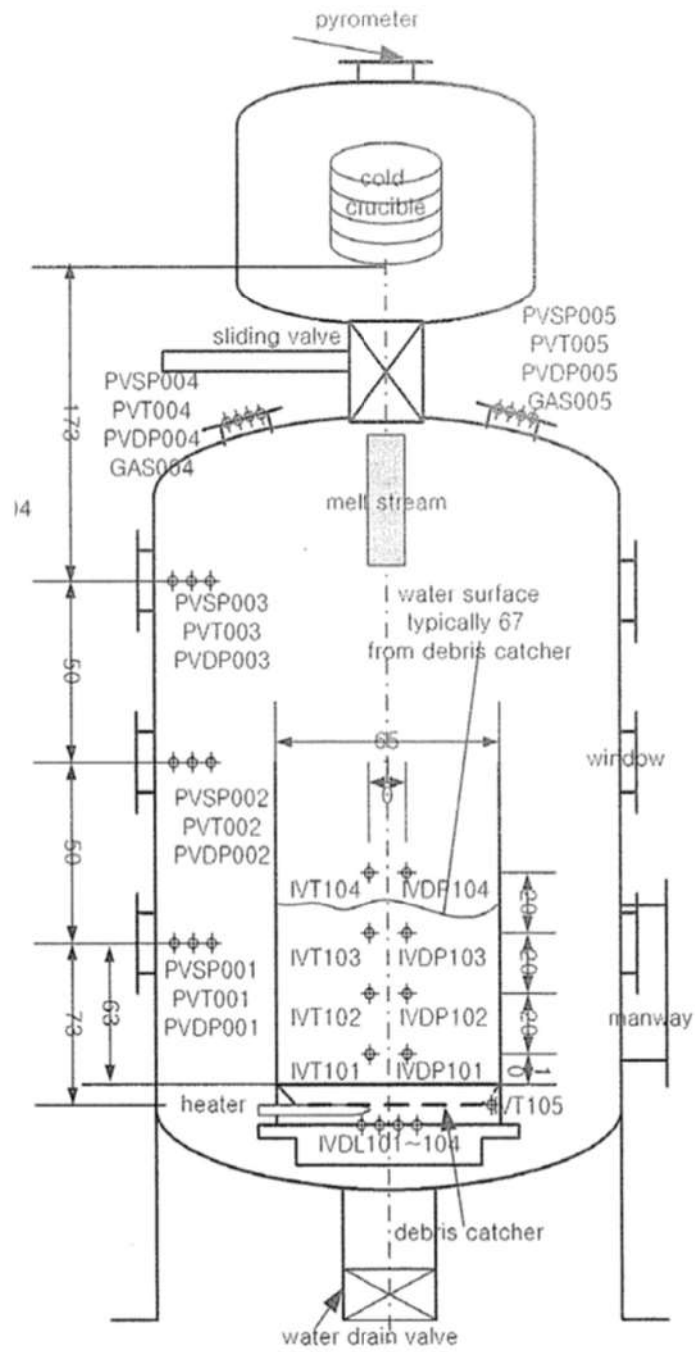


図1 TROI 実験装置の概要[2]

表 1 水蒸気爆発実験結果[1][2][3][4][5][6][7][8][9][10][11] (1/2)

実験	実験 ID	溶融物タイプ	UO ₂ 質量割合	溶融物 質量 kg	溶融物 温度 K	溶融物 過熱度 K	サブクール度 K	外部リカムの有無	水蒸気爆発 発生の有無	機械的エネルギーへの交換効率 (%)
	1	99%ZrO ₂ +1%Zr	0	5	>9373	-	5	-	-	-
	2	99%ZrO ₂ +1%Zr	0	5.5	>9373	-	8	-	-	-
	3	99%ZrO ₂ +1%Zr	0	4.9	>9373	-	50	-	-	-
	4	99%ZrO ₂ +1%Zr	0	4.2	>9373	-	81	-	○	-
	5	98.5%ZrO ₂ +1.5%Zr	0	2.9	3373	-	36	-	○	-
	6	100%ZrO ₂	0	4.2	>9373	-	81	-	○	-
	9	70%UO ₂ +30%ZrO ₂	0.7	4.3	3200	-	77(*)	-	-	-
	10	70%UO ₂ +30%ZrO ₂	0.7	8.7	3800	-	75(*)	-	○	-
	11	70%UO ₂ +30%ZrO ₂	0.7	9.2	>8800	-	77(*)	-	-	-
	12	70%UO ₂ +30%ZrO ₂	0.7	8.4	3800	-	80(*)	○	○	-
	13	69%UO ₂ +30%ZrO ₂ +1%Zr	0.69	7.7	2600	-	81	○	○	-
	14	69%UO ₂ +30%ZrO ₂ +1%Zr	0.69	6.5	3000	-	88	○	○	-
	15	99%ZrO ₂ +1%Zr	0	2.3	3750	-	83	○	○	-
	17	70%UO ₂ +30%ZrO ₂	0.7	-	-	-	-	-	-	-
	18	78%UO ₂ +22%ZrO ₂	0.78	9.1	-	-	-	-	-	-
	21	80%UO ₂ +20%ZrO ₂	0.8	7.3	3000	-	75	-	-	-
	22	80%UO ₂ +20%ZrO ₂	0.8	9.9	2900	-	76	-	-	-
	23	80%UO ₂ +20%ZrO ₂	0.8	10.4	3600	-	80	-	-	-
	24	100%ZrO ₂	0	5.4	3600	-	85	○	○	-
	25	70%UO ₂ +30%ZrO ₂	0.7	9.0	3500	-	86	○	-	-
	26	80%UO ₂ +20%ZrO ₂	0.8	12.3	3300	-	90	○	-	-
	29	50%UO ₂ +50%ZrO ₂	0.5	11.5	-	-	-	-	-	-
	32	87%UO ₂ +13%ZrO ₂	0.87	-	-	-	-	-	-	-
	34	70%UO ₂ +29%ZrO ₂ +1%Zr	0.7	10.5	3670	-	32	○	○	0.63
	35	70%UO ₂ +29%ZrO ₂ +1%Zr	0.7	19.9	2990	-	39	○	○	0.21
	36	70%UO ₂ +29%ZrO ₂ +1%Zr	0.7	5.3	3510	-	68	○	○	0.50
	37	80%UO ₂ +19%ZrO ₂ +1%Zr	0.8	8.1	3380	-	60	○	○	0.01
	38	79%UO ₂ +20%ZrO ₂ +1%Zr	0.79	5.3	3650	-	85	-	-	-
	39	79%UO ₂ +20%ZrO ₂ +1%Zr	0.79	3.4	3730	-	88	○	-	-

TROI

表 1 水蒸気爆発実験結果[1][2][3][4][5][6][7][8][9][10][11] (2/2)

実験	実験 ID	溶融物タイプ	UO ₂ 質量割合	溶融物 質量 kg	溶融物 温度 K	溶融物 過熱度 K	サウナ温度 K	外部からの有無	水蒸気爆発 発生の有無	構造的な損傷への交換効率 (%)
	40	70%UO ₂ + 30%ZrO ₂	0.7	11.1	~3000	-	86(*)	-	-	-
	43	63%UO ₂ + 27%ZrO ₂ + 10%Fe	0.63	10.2	2860	-	77	○	-	-
	44	63%UO ₂ + 27%ZrO ₂ + 10%Fe	0.63	10.8	2880	-	78	-	-	-
	45	100%ZrO ₂	0	5.5	3280	-	84	○	○	-
	46	70%UO ₂ + 30%ZrO ₂	0.7	11.7	3590	-	86	○	○	-
TROI	47	63%UO ₂ + 27%ZrO ₂ + 10%Fe	0.63	10.7	3030	-	79	-	-	-
	48	70%UO ₂ + 30%ZrO ₂	0.7	13.0	3620	-	38	○	-	-
	49	62.3%UO ₂ + 15%ZrO ₂ + 11.7%Zr + 11%Fe	0.623	16.0	3360	-	-	-	-	-
	50	59.5%UO ₂ + 18%ZrO ₂ + 11.9%Zr + 10.6%Fe	0.595	14.5	-	-	-	-	-	-
	51	62.8%UO ₂ + 13.5%ZrO ₂ + 12.6%Zr + 11.1%SS	0.628	6.3	3420	-	79	○	○	-
	52	61.0%UO ₂ + 16.0%ZrO ₂ + 12.2%Zr + 10.8%SS	0.61	8.6	2650	-	88	○	-	-

*) 系の圧力が約0.1MPaであるため、STSから水の温度を差し引いた値を記載。

3 参考文献

- [1] V.Tyrpekl, "Material effect in the fuel coolant interaction : structural characterization and solidification mechanism," 2012 (ID : 全般)
- [2] J.H.Song, et al., "Experiments on the interactions of molten ZrO₂ with water using TROI facility," Nuclear Engineering and Design, 213, 2002 (ID : 1, 2, 3, 4, 5)
- [3] J.H.Song, et al., "Spontaneous steam explosions observed in the fuel coolant interaction experiments using reactor materials," Journal of the Korean Nuclear Society, Volume 33, Number 4, 2002 (ID : 6)
- [4] J.H.Song, et al., "Fuel coolant interaction experiments in TROI using a UO₂/ZrO₂ mixture," Nuclear Engineering and Design, 222, 2003 (ID : 9, 10, 11, 12)
- [5] J.H.Song, et al., "Insights from the recent steam explosion experiments in TROI," Journal of Nuclear science and technology, Volume 40, Number 10, 2003 (ID : 13, 14, 15)
- [6] J.H.Kim, et al., "The influence of Variations in the water depth and melt composition on a spontaneous steam explosion in the TROI experiments," Proceedings of ICAPP '04, Pittsburgh, PA USA, June 13-17, 2004 (ID : 21, 22, 23, 24, 25, 26)
- [7] J.H.Kim, et al., "Results of the triggered steam explosions from the TROI experiment," Nuclear Technology, Volume 158, 2007 (ID : 34, 35, 36, 37)
- [8] J.H.Kim, et al., "Triggered steam explosions in a narrow interaction vessel in the TROI facility," 2005 (ID : 38, 39)
- [9] J.H.Kim, et al., "Steam explosion experiments with iron-added corium in the TROI facility," Transactions of the Korean Nuclear Society Spring Meeting, Chuncheon, Korea, May 25-26, 2006 (ID : 43, 44)
- [10] J.H.Kim, et al., "Steam explosion experiments using nuclear reactor materials in the TROI facilities," Heat Transfer Engineering, 29(8), 2008 (ID : 45, 46, 47, 48)
- [11] J.H.Kim, et al., "Steam explosion experiments using partially oxidized corium," Journal of Mechanical Science and Technology, 22, 2008 (ID : 51, 52)

SERENA 実験の概要

SERENA 実験は OECD/NEA の枠組みで実施された水蒸気爆発解明のためのプロジェクトであり、①2つの型の装置 (TROI 及び KROTOS) を使用した実験、②データの分析、解析コードの評価及び解析コードのベンチマークを支援するための実験前後の計算からなる解析検討、③実機プラントを想定した解析演習、を主要な目的としている。ここでは、SERENA 実験で行われた TROI 装置及び KROTOS 装置を使用した実験に関する概要を整理する。

表 1 に TROI (TS-1~TS-6) 及び KROTOS (KS-1~KS-6) 実験の条件及び結果を示す。実験で得られた主な知見を以下に記す。

- 機械的エネルギー変換効率は小さく、典型的には 0.1%程度、大きくとも 0.7%程度である。TROI 実験の方が KROTOS 実験よりも大きくなっているが、KROTOS は 1次元の装置、TROI は多次元の装置であることから、KROTOS の方が機械的エネルギー変換効率が高いことが予想されるため、直感に反する結果である。しかしながら、KROTOS の方が TROI よりも高いボイド率を示していることから、この観測結果は妥当であると考えられる。
- 以前の TROI 実験では 70% UO_2 +30% ZrO_2 燃料 (いわゆる共晶物) を使用しており、この場合、80% UO_2 +20% ZrO_2 燃料 (いわゆる非共晶物) の場合よりも爆発の程度が大きくなっていることが観測された。したがって、水蒸気爆発の特徴は酸化コリウムの性質に紐づけられていると考えられていた。しかしながら、この知見は SERENA プロジェクトで否定された。実際、TROI 及び KROTOS の両装置において、80% UO_2 +20% ZrO_2 燃料の方が 70% UO_2 +30% ZrO_2 燃料よりもいくらか爆発の程度が大きい結果が観測されている。したがって、共晶物と非共晶物の間の挙動に相違があるという知見については、もはや支持されていない。
- UO_2 と ZrO_2 からなる燃料は、模擬燃料に比べて爆発の程度が小さい。一方で、計算による爆発の程度は、SERENA 実験におけるいくつかの実験よりも高くなっている。
- TROI と KROTOS の結果の相違は、十分に酸化されていない溶融物組成が原因ということで注目されている。TROI 実験では、効果は定量化されていないが、酸化による水素生成が重要とされている。一方、KROTOS 実験では、水素の役割については確実なことは言えていない。
- 注目されるもう一つの相違は、これら 2 つの実験の間の機械的エネルギー変換効率についてである。厳格な制限下での実験 (KROTOS) は、それほど厳格ではない制限下での実験 (TROI) よりも機械的エネルギー変換効率が低く現れる。このような相違は直感に反することから、更なる検討が必要である。
- KROTOS と TROI の結果は、一般的に 2 つの異なる型のスケールでの矛盾しない挙動を示している。そして、その結果は、適切な不確かさの考慮によって、実機スケールへ外挿できる可能性があることを示している。

- KROTOS 実験と TROI 実験は最新の計測装置を使用して計測されている。そして、解析コードの評価及び改良のために、局所的及び全体的なデータ、特に局所ポイド率及び溶解物分布がこれらの実験から得られた。しかし、これらの実験で得られた意義のあるデータはまだ十分に分析されていない。また、これまでに実験データの不確かさを定量化する試みや爆発エネルギーを計算する試みは行われていない。

表 1 水蒸気爆発実験結果[1]

実験	実験 ID	溶解物タイプ	UO ₂ 質量割合	溶解物 質量 kg	溶解物 温度 K	溶解物 過熱度 K	圧力 K	外部リカムの有無	水蒸気爆発 発生の有無	機械的リカム への交換効率 (%)
TROI	TS-1	73.4%UO ₂ +26.6%ZrO ₂	0.734	15.4	~3000	145	115.9	○	○	0.12
	TS-2	68.0%UO ₂ +32.0%ZrO ₂	0.68	12.5	3063	228	61.7	○	○	0.28
	TS-3	71.0%UO ₂ +29.0%ZrO ₂	0.71	15.9	3107	272	65.1	○	○	0.22
	TS-4	81.0%UO ₂ +19.0%ZrO ₂	0.81	14.3	3011	171	64.0	○	○	0.35
KROTOS	TS-5	76.0%UO ₂ +18.3%ZrO ₂ +5.0%Zr+0.7%U	0.76	17.9	2940	140	57.7	○	-	0.06
	TS-6	73.3%UO ₂ +18.5%ZrO ₂ +4.9%Fe ₂ O ₃ +3.3%FP	0.733	9.3	2910	239	56.9	○	○	0.66
	KS-1	70%UO ₂ +30%ZrO ₂	0.7	2.4	2969	109	118	○	○	0.10
	KS-2	70%UO ₂ +30%ZrO ₂	0.7	3.9	3049	189	60	○	○	0.08
	KS-3	70%UO ₂ +30%ZrO ₂	0.7	0.8	2850	-	-	-	-	-
	KS-4	80%UO ₂ +20%ZrO ₂	0.8	2.3	2958	38	62	○	○	0.18
	KS-5	80.1%UO ₂ +11.4%ZrO ₂ +8.5%Zr	0.801	1.7	2864	64	67	○	-	-
	KS-6	73%UO ₂ +20.4%ZrO ₂ +4.1%Fe ₂ O ₃ +2.5%FP	0.73	1.7	2853	182	54	○	○	~0

[1] OECD/SERENA Project Report - Summary and Conclusions, NEA/CSNI/R(2014)15.

FCI と MCCI を考慮した原子炉下部キャビティ水張りの考え方

炉心溶融後に原子炉容器破損に至り、溶融物が原子炉キャビティに移行する場合、溶融物を冷却するために、原子炉容器破損前に原子炉下部キャビティに注水する方策が検討されている（ウェットキャビティ）。ウェットキャビティ方策では、溶融物が細粒化することで崩壊熱除去が促進され、MCCI 防止に期待できる一方、FCI の観点では、水蒸気爆発や圧力スパイクによる原子炉格納容器の破損の可能性がある。以下では、原子炉下部キャビティに注水する水張りの考え方について整理する。

FCI の観点では、これまでの実験的知見から、 UO_2 を用いた各種実験において外部トリガリングがなければ水蒸気爆発の発生は観察されていないこと、また、実機感度解析において圧力スパイクによる原子炉格納容器圧力の上昇は軽微であることから、FCI による影響は小さいと言える。

MCCI の観点では、水中に溶融物が落下する場合、溶融物の細粒化と固化が促進され、冷却面積が大きくなることから、MCCI によるコンクリート侵食防止にとって有利に働くとと言える。

以上から、ウェットキャビティ方策のメリットとデメリットを比較すると、MCCI によるコンクリート侵食防止のメリットが、FCI による原子炉格納容器破損の可能性のデメリットを上回ると判断できる。

FARO 実験における MAAP の圧力スパイクモデルの妥当性確認

1 FARO 実験の概要

FARO 実験装置は、150kg 程度のウラン酸化物及びジルコニウム酸化物からなる溶融物を水中に落下させる装置であり、そのときの FCI 挙動を観察するものである。

2 MAAP コードによる FARO 実験解析

FARO 実験解析を実施する際、MAAP コードにおいて FCI に影響する 3 つのモデルパラメータを感度係数として選定し、その感度解析結果と FARO 実験結果を比較することによって、圧力スパイクモデルの妥当性を確認する。

感度係数として選定したモデルパラメータは以下のとおりである。モデルパラメータの最小値、推奨値、最大値も併せて示している。

-
-
-



MAAP コードによる実験解析を実施するにあたって、いくつかの簡略化を行っている。具体的な仮定を以下に記す。

-
-
-
-





上記の仮定があるため解析結果と実験結果の比較には制限があるものの、ピーク圧力の上昇と圧力の上昇速度については比較可能である。

以下では、実験 L-06、L-08、L-11、L-14 と解析の比較について、圧力（図 1～図 4）、堆積デブリ質量（図 5～図 8）、及びデブリ粒子径（図 9～図 12）を示す。いずれの実験の圧力挙動も MAAP コードによる解析結果とよく一致した。


 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



図1 L-06 実験結果と解析結果の比較 (圧力)

出典：MAAP4 User' s Manual, EPRI



図2 L-08 実験結果と解析結果の比較 (圧力)

出典：MAAP4 User' s Manual, EPRI


 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。




図3 L-11 実験結果と解析結果の比較（圧力）

出典：MAAP4 User' s Manual, EPRI



図4 L-14 実験結果と解析結果の比較（圧力）

出典：MAAP4 User' s Manual, EPRI

 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

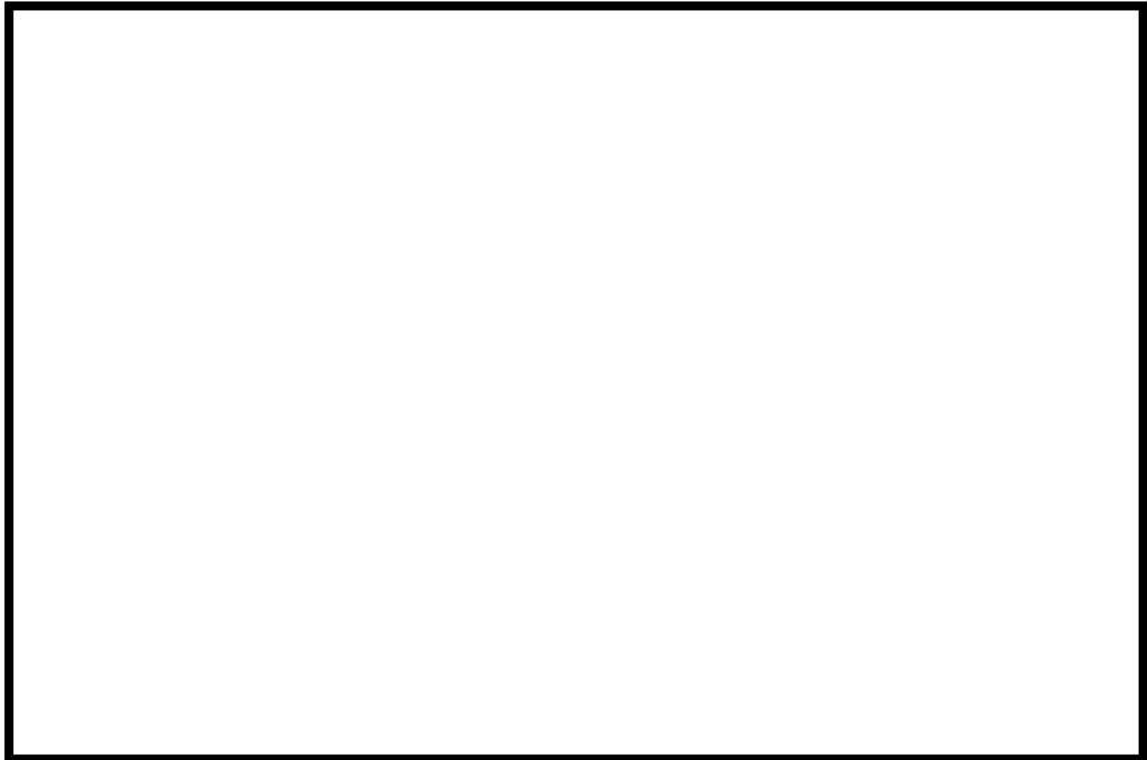



図5 L-06 実験結果と解析結果の比較 (堆積デブリ質量)

出典：MAAP4 User's Manual, EPRI



図6 L-08 実験結果と解析結果の比較 (堆積デブリ質量)

出典：MAAP4 User's Manual, EPRI

 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

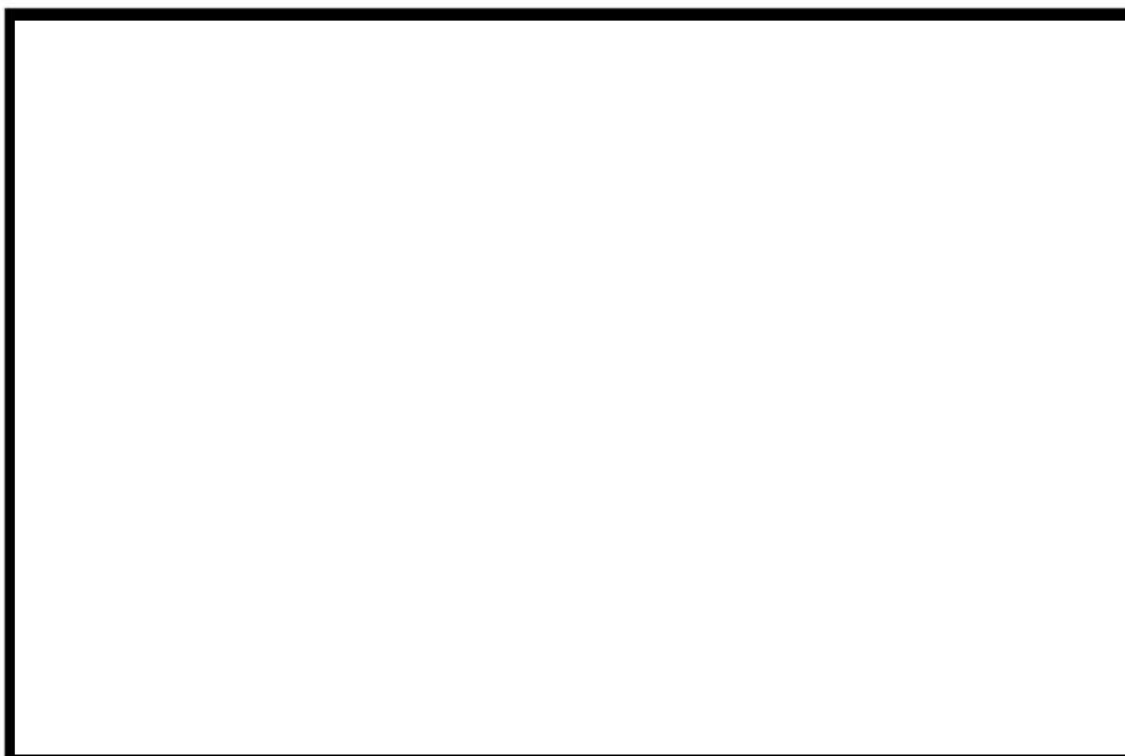


図 7 L-11 実験結果と解析結果の比較 (堆積デブリ質量)

出典：MAAP4 User' s Manual, EPRI

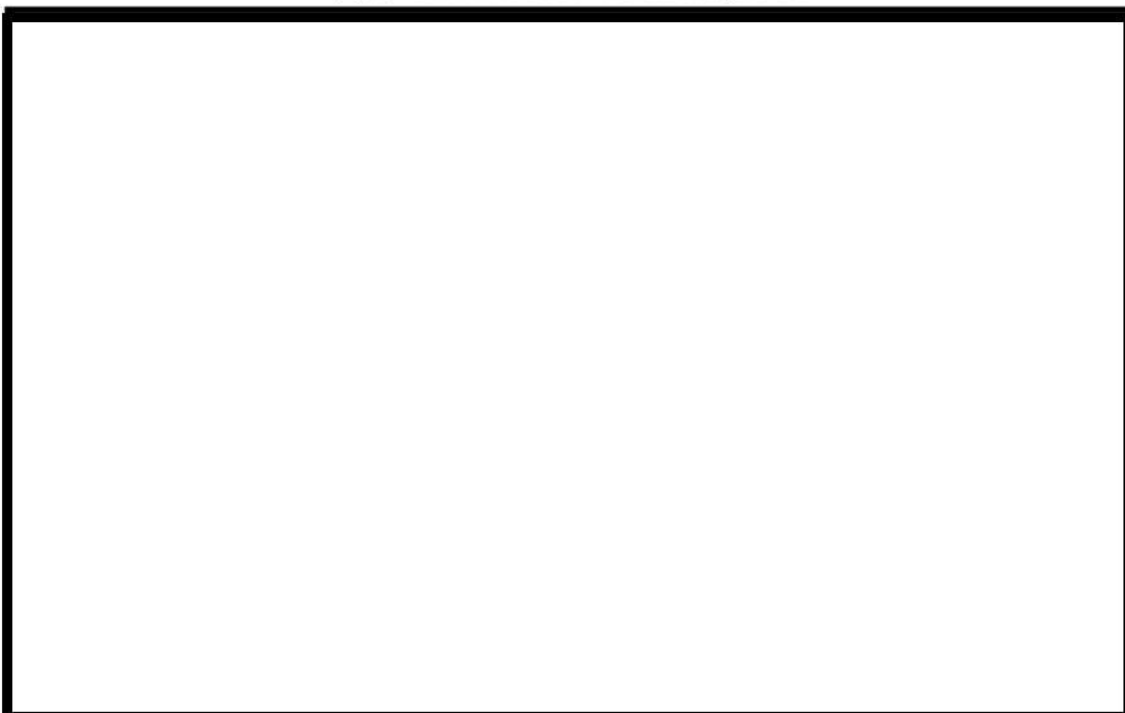



図 8 L-14 実験結果と解析結果の比較 (堆積デブリ質量)

出典：MAAP4 User' s Manual, EPRI

 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

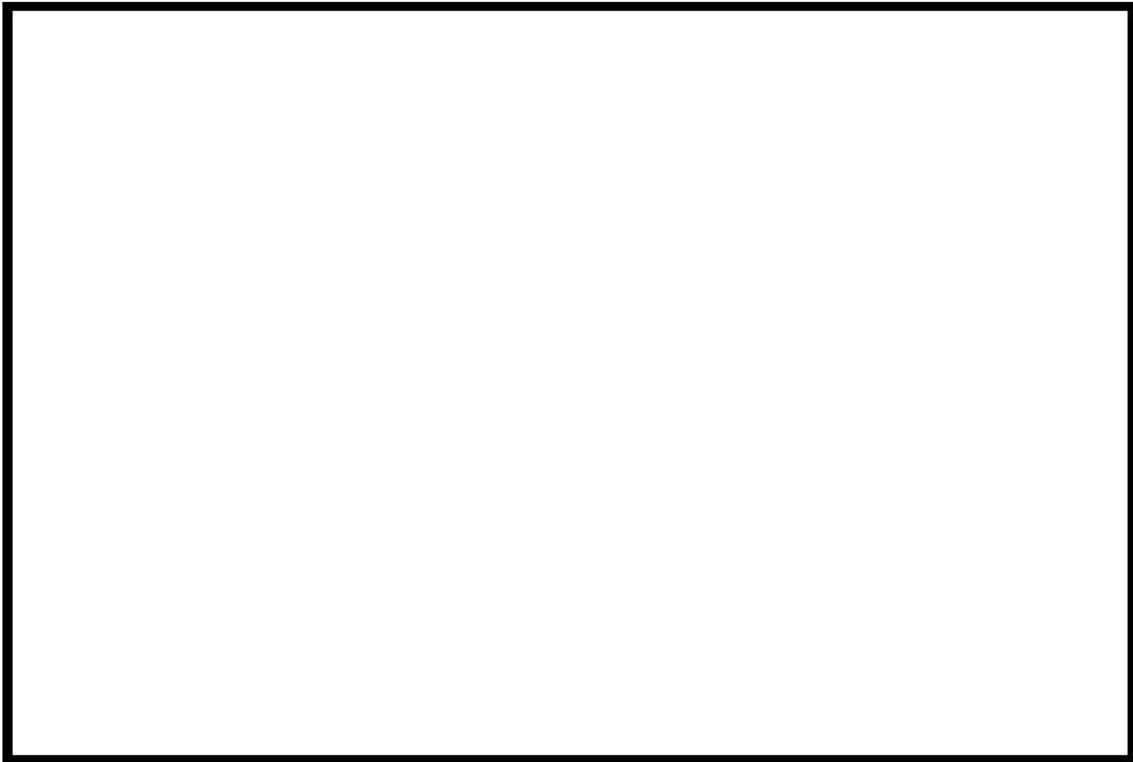


図9 L-06 実験結果と解析結果の比較 (デブリ粒子径)
出典：MAAP4 User' s Manual, EPRI



図10 L-08 実験結果と解析結果の比較 (デブリ粒子径)
出典：MAAP4 User' s Manual, EPRI


 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。




図 11 L-11 実験結果と解析結果の比較 (デブリ粒子径)

出典：MAAP4 User's Manual, EPRI



図 12 L-14 実験結果と解析結果の比較 (デブリ粒子径)

出典：MAAP4 User's Manual, EPRI

 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

3 まとめ

MAAP コードでは、FCI に関わる圧カスパイク挙動はデブリジェットモデルで制御されており、その妥当性確認は FARO 実験とのベンチマーク解析によって行われている。FARO 実験結果の示す圧カスパイク挙動のピーク圧力、圧力上昇及びデブリ粒子径について、MAAP コードはよく再現されており、その妥当性が確認されている。

粒子状ベッドの冷却性実験と解析モデル

粒子状ベッドの冷却性については、高速増殖炉の炉心損傷事故の評価において重要な評価となることから、従来から多くの実験的及び解析的研究が行われてきている。また、TMI-2 事故以降は、軽水炉を対象とした研究も進められている。

デブリベッド冷却に関する研究の主要な焦点の一つは、デブリベッドの冷却限界が、崩壊熱を上回るかどうかであり、判断基準のパラメータはデブリベッドのドライアウト熱流束と考えられている。発熱する粒子状ベッドの内を流下する冷却水と上昇する蒸気の対向二相流がデブリベッド内で形成される。粒子状デブリベッドの流動状態の模式図を図 1 に示す。崩壊熱が高いと、局所的にデブリベッド内でドライアウトが生じ、デブリベッドの温度が急激に高くなる。この時の熱流束がドライアウト熱流束となる。粒子状デブリベッドのドライアウト熱流束は、種々の実験が行われ、種々の相関式が提案されている。その中でも Lipinski 0-D モデル (表 1 参照) は、小さい粒径から大きい粒径まで適用可能とされており、広く使われている。MAAP コード内でも原子炉容器下部プレナムの粒子状ベッドの冷却の評価に使用されている。Lipinski 0-D モデルでは、ドライアウト熱流束は、主に粒子径、ポロシティ、堆積高さ、圧力に依存する。

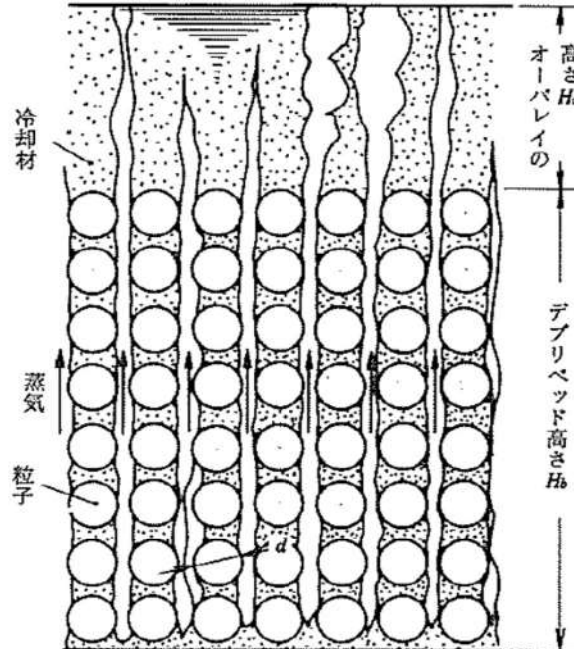


図 1 粒子状ベッド冷却の流動モデル

出展：日本機械学会編「沸騰熱伝達と冷却」日本工業出版（平成元年）

表1 Lipinski 0-D モデルについて

出展：日本機械学会編「沸騰熱伝達と冷却」日本工業出版（平成元年）

モデル	実験との比較
<p>c. Lipinskiの0-Dモデル</p> <p>Lipinskiは多孔質の対向二相流の気液各相で、層流及び乱流に適用できる運動量の式を、連続の式、エネルギーの式と共に連立して解いた。</p> <p>連続の式</p> $\rho_v U_v = \rho_l U_l \quad \dots(8.14)$ <p>運動量の式（気相）</p> $\rho_v U_v^2 / \eta \eta_v + \mu_v U_v / \kappa \kappa_v + \rho_v g = \Delta P_v / H_b \quad \dots(8.15)$ <p>運動量の式（液相）</p> $-\rho_l U_l^2 / \eta \eta_l - \mu_l U_l / \kappa \kappa_l + \rho_l g = \Delta P_l / H_b \quad \dots(8.16)$ <p>エネルギー式</p> $\rho_v U_v \Delta h_v = \dot{Q} H_b \quad \dots(8.17)$ <p>圧力の釣合⁽¹⁵⁾⁽¹⁶⁾</p> $\Delta P_v - \Delta P_l = \sigma(\epsilon/5\kappa)^{1/2} \quad \dots(8.18)$ <p>ここで、 U：見掛け流速 κ：層流での浸透率 η：乱流での浸透率 $\kappa_v, \kappa_l, \eta_v, \eta_l$：各々層流及び乱流での気液の比浸透率（無次元）</p> <p>でデブリベッド内の平均液体存在割合 s の関数で、以下のように表わしている⁽¹⁵⁾。</p> $\kappa = (d^2/180)\epsilon^3/(1-\epsilon)^2$ $\eta = (d/1.75)\epsilon^3/(1-\epsilon)$ $\kappa_v = 1 - 1.11s, \quad \kappa_l = s^3$ $\eta_v = (1-s)^3, \quad \eta_l = s^3$ <p>上述の関係を用いると、式(8.14)～式(8.18)からデブリベッド上面での熱流束 q ($=\dot{Q}H_b$) は下式で与えられる。</p> $q = \rho_v \Delta h_v u_1 \{ [1 + (u_2/u_1)^2]^{1/2} - 1 \} \quad \dots(8.19)$ $u_1 = \frac{90(1-\epsilon)}{1.75d} \left\{ \frac{\mu_v}{\rho_v(1-1.11s)} + \frac{\mu_l}{\rho_l s^3} \right\} / \left\{ \frac{1}{\rho_v(1-s)^3} + \frac{1}{\rho_l s^3} \right\}$ $u_2 = \left[\frac{d\epsilon^3(\rho_l - \rho_g)g}{1.75(1-\epsilon)} \left\{ 1 + \frac{6\sigma(1-\epsilon)}{\epsilon d(\rho_l - \rho_g)gH_b} \right\} / \left[\frac{1}{\rho_v(1-s)^3} + \frac{1}{\rho_l s^3} \right] \right]^{1/2}$ <p>ドライアウト熱流束は、式(8.19)が s ($0 \leq s \leq 1$) に関して極大値をとる条件として求まる。</p>	<p>ドライアウト熱流束 (W/m²)</p> <p>粒子径 d (mm)</p> <p>冷却材：水</p> <ul style="list-style-type: none"> ⊗ : Gabor-Cassulo⁽¹⁸⁾ ○ : Semerton-Catton⁽³¹⁾ ▼ : Barleon-Werle⁽³⁰⁾⁽³³⁾ ○ : Dhir-Catton⁽¹⁷⁾ ▽ : Dhir-Barleon⁽⁷⁾ □ : Shirds-Stevens⁽²⁾ ◇ : Abe-Sudo⁽¹⁰⁾ ● : Trenberth-Shires⁽³⁹⁾ △ : Squarer, et al.⁽⁹⁾⁽³⁸⁾ ■ : Sowa, et al.⁽⁴⁰⁾ <p>Hardee-Nilson⁽¹¹⁾ Ostensen⁽⁵⁾ Lipinski O-D⁽¹¹⁾ ($H_b=20\text{cm}$)</p>

新知見への対応について

1. はじめに

MAAP コードは、福島第一原子力発電所 1～3 号機の事象進展解析に適用されている^[1]。これらの解析では、システムの応答や外部注水流量等の不確かさの大きな境界条件については、当時の記録に基づいた分析や一部推定を行った上で設定されており、解析結果と実測データとの比較が行われている。この比較結果から、相違点があるプラント挙動や物理現象については検討課題として抽出し、個別に評価・検討が行われている。

以下では、この検討を通じて得られた課題や知見のうち、MAAP コードで対象とする現象評価に関連する内容と有効性評価への影響について検討する。また、MAAP コードの改良は米国 EPRI を中心とした MAAP User's Group のもとで継続的に進められており、改良の動向と有効性評価への影響について検討する。

2. 福島第一原子力発電所事故における未確認・未解明事項と有効性評価への影響

2.1 未確認・未解明事項について

福島第一原子力発電所事故における未確認・未解明事項^[2]のうち、有効性評価に対して影響し得る項目を抽出し、MAAP コードによる有効性評価で留意すべき事項を以下の 4 項目に大別した。

(1) 原子炉圧力容器からの気相漏えいの発生について

原子炉圧力容器の水位が低下し炉心が露出すると、過熱した炉心から発生する高温ガスや過熱蒸気により、原子炉圧力容器バウンダリが通常よりも高い温度となる。1 号機の MAAP 解析においては、この原子炉内温度の上昇によって原子炉内核計装のドライチューブや主蒸気管フランジ等の原子炉圧力容器上部からドライウェルへの気相漏えいが発生したと仮定している。泊 3 号機においても、原子炉容器や 1 次冷却材配管からの気相部漏えいの発生した場合には、原子炉容器破損タイミングや原子炉格納容器圧力及び温度の上昇等の事象進展に影響を及ぼす可能性がある。

(2) コア・コンクリート反応

溶融燃料が十分に冷却されない場合、溶融燃料と接触した格納容器床面のコンクリートが融点以上まで熱せられることによりコンクリートが分解するコア・コンクリート反応が生じる。コア・コンクリート反応では、水素、一酸化炭素等の非凝縮性ガスが発生する。1 号機の MAAP 解析においては、コア・コンクリート反応による原子炉格納容器の侵食深さを評価しているが、実際にコア・コンクリート反応がどの程度進展していたかは不確かさが大きいいため、それ以降の原子炉格納容器破損等の事故進展に影響を与える可能性があり、泊 3 号機の評価においても留意する必要がある。

(3)水素リッチな蒸気を放出した際の凝縮挙動

2号機では、主蒸気逃がし安全弁（SRV）の開操作により、原子炉の強制減圧に成功した。その後原子炉圧力が上昇したことからSRVを1弁追加で開けるも圧力は低下せず、さらに別のSRVを開放したところ原子炉圧力が低下した。この原子炉圧力上昇は、炉心損傷が進んでいると考えられることから、その減圧時の蒸気放出には非凝縮性ガスである水素が大量に含まれているものと考えられる。泊3号機において、非凝縮性ガスの存在により原子炉格納容器の事故進展に影響を与える可能性がある。

(4)原子炉格納容器の気相漏えいについて

1号機及び2号機のMAAP解析では、格納容器圧力等の実測値を再現するために原子炉格納容器の気相部からの漏えいを仮定しているものの、計測されたパラメータや観測事実からは、漏えい箇所やその規模については直接的な推定が得られていない。一つの要因として格納容器内部で生じた局所的な過温状態による損傷が挙げられている。一方、MAAPコードによる有効性評価では、原子炉格納容器内を代表的な区画にノード分割し、ノード内温度は均一と仮定し、温度分布を評価することはできない。

2.2 有効性評価に対する影響について

2.1で挙げられた留意すべき事項に対して、有効性評価に対する影響について以下に考察する。これらの考察より、有効性評価で対象とする事象進展に対しては、MAAPコードによる解析への影響は小さく適用性に問題はないと判断される。

(1)原子炉圧力容器からの気相漏えいの発生について

炉心損傷に伴って発生する高温ガスにより、原子炉容器からの漏えいが生じた場合、原子炉圧力の減圧を促進する。しかしながら、有効性評価において、大破断LOCAを起因事象とするシーケンス（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）、原子炉圧力容器外の熔融燃料—冷却材相互作用、熔融炉心・コンクリート相互作用、水素燃焼）については、起因事象発生の時点で大規模な一次冷却材圧力バウンダリの喪失を仮定していることから、これらの事象による原子炉格納容器内事象進展への影響はない。また過渡事象起因のシーケンス（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）、高压熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）では、原子炉容器からの気相漏えいや漏えい量の増加は、原子炉減圧挙動と水位挙動に影響する。

雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）、高压熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の防止に係る評価においては、高温ガス発生による気相部漏えいが生じる場合には、原子炉の減圧が促進されるため、雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）、高压熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の回避に対して有効に寄与する。さらに、原子炉容器破損前に運転員による原子炉減圧操作が必須となるが、破損までには十分な時間余裕があり、気相漏えいを想定しても破損時間への影響は小さい。よって、有効性評価への影響は小さいと考えられる。

また、有効性評価のうち、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」の評価において、添付資料 7.2.1.2.2 「全交流動力電源喪失+補助給水失敗」における原子炉冷却材圧力バウンダリから現実的な漏えいを想定した場合の事象進展について」で、原子炉冷却材圧力バウンダリから漏えいが発生した場合の運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響が小さいことを確認している。

(2) コア・コンクリート反応

有効性評価のうち、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の評価において、添付資料 7.2.1.1.18 「熔融炉心・コンクリート相互作用が発生した場合の原子炉格納容器圧力及び温度への影響について」で、コア・コンクリート反応の不確かさを考慮し、原子炉下部キャビティ床面での熔融炉心の拡がり小さく、局所的に熔融炉心が堆積するような条件での感度解析を実施した。

感度解析ケースでは、基本ケースに比べて熔融炉心の拡がり面積及び熔融炉心からの原子炉下部キャビティ水への熱流束を制限していることから熔融炉心が十分冷却されるまでの時間が長くなる。このため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は緩やかになる。その後コンクリート侵食による非凝縮性ガスの発生により原子炉格納容器圧力及び温度は上昇するものの、原子炉下部キャビティ水により熔融炉心が冷却されることでコンクリート侵食は停止するため、これらの要因による原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は一時的なものである。

また、有効性評価のうち、「熔融炉心・コンクリート相互作用」の評価において、添付資料 7.2.5.2 「解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（熔融炉心・コンクリート相互作用）」で、解析コード及び解析条件の不確かさの評価を実施しており、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響が小さいことを確認している。

(3) 水素リッチな蒸気を放出した際の凝縮挙動

炉心損傷が進んでいる場合、その減圧時には水素等の非凝縮性ガスを多く含んだ蒸気が放出されることにより原子炉格納容器の事故進展に影響を与える可能性がある。

有効性評価のうち、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の評価において、添付資料 7.2.1.1.20 「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水素濃度に対する影響について」で、原子炉格納容器内の水素濃度の不確かさを考慮した場合の、原子炉格納容器圧力及び温度に対する影響を確認した。水素濃度が高く、格納容器再循環ユニットの除熱量が低下した場合でも、原子炉格納容器圧力及び温度への影響は軽微であることを確認している。

(4) 原子炉格納容器の気相漏えいについて

福島第一原子力発電所事故においては、原子炉格納容器内で局所的な過温状態となつて、気相部に漏えいが生じた可能性が指摘されている。重大事故時の原子炉格納容器内温

度分布は、損傷炉心及び核分裂生成物の分布やその冷却状態、また、原子炉格納容器への注水等によるガス攪拌に資する駆動力の有無にも依存することから、MAAP の評価体系で原子炉格納容器内の温度分布を精度よく評価することは困難である。

一方、福島第一原子力発電所事故で推定されている局所的な過温状態の発生を回避するため、重大事故等対策として、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、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等を整備し、その有効性を確認することが有効性評価の目的となっている。すなわち、これらの対策によって、熔融炉心の非冷却状態長期化を防止でき、また、原子炉格納容器への注水によって、雰囲気を十分攪拌させて高温気体の局所的な滞留を防止できるため、局所的な過温は回避可能と考えられる。

このような観点から、有効性評価のうち、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の評価において、添付資料 7.2.1.1.4 「MAAP での原子炉格納容器モデルについて」 に例示した原子炉格納容器のノード分割方法は、原子炉格納容器の過圧・過温に対する有効性評価に適用可能である。

3. MAAP コードの改良の動向について

3.1 MAAP コードの改良^[3]

MAAP コード最新バージョンで追加された物理現象モデル^[3]のうち、有効性評価に関連すると考えられる主要なモデルについて、推定される影響を整理する。

(1) 炉心モデル

MAAP コードの最新バージョンでは、高温領域でのジルコニウム-水反応モデルに Urbanic-Heidrick の式(U-H の式)が追加されている。U-H 式は、有効性評価に適用している現行 MAAP で使用する Baker-Just の式に比べ、ジルコニウム-水反応を抑制する傾向にある。しかしながら、U-H 式の適用は高温領域に限定されることから、有効性評価への影響は小さいと考えられる。

(2) 一次系モデル

(a) ループモデルの改良

MAAP コード最新バージョンでは、1 次系の各ループをそれぞれ独立に模擬できるモデルが追加されている。

有効性評価に適用している現行 MAAP では、3 つあるループを 2 グループに分けて模擬するが、有効性評価で対象とする事故シーケンスは、3 つのループをそれぞれ独立に模擬する必要がある現象を含んでいない。したがって、このモデル改良が有効性評価へ与える影響は小さいと考えられる。

(b) 計装管損傷モデルの追加

MAAP コードの最新バージョンでは、原子炉容器下部プレナム内の計装管の損傷モデルが

追加されており、損傷した計装管への溶融炉心の侵入と固化挙動が評価可能となっている。計装管損傷の影響は、原子炉压力容器からの気相部漏えいとして現れるが、2.2で述べたように有効性評価への影響は小さいと考えられる。

(3) 下部プレナム内デブリモデル

MAAP コード最新バージョンでは、OECD/NEA 国際プロジェクト RASPLAV^[4] 及び MASCA^[5] 計画の知見を反映し、下部プレナム内で重金属層（金属ウラン）が酸化物層（二酸化ウラン、酸化ジルコニウム）の下方に成層化するモデルが追加されている。しかしながら、本現象は、原子炉容器を外部から冠水させて溶融炉心を下部プレナム内に長期間保持する対策をとる際に重要となるものであり、有効性評価では下部プレナム内に溶融炉心を保持して事故収束させるシーケンスを対象としていないため、影響はない。

(4) 格納容器モデル

(a) 放射線水分解モデルの追加

MAAP コード最新バージョンでは、放射線水分解モデルが追加されており、水の放射線分解による水素発生を評価することが可能となっている。

有効性評価に適用している現行 MAAP では、水の放射線分解による水素発生を考慮していないが、水素発生的主要因素となるジルコニウム-水反応を考慮しており、水の放射線分解による水素発生影響は小さい。したがって、本モデル改良が有効性評価で対象とする事故シーケンスへの影響は小さいと考えられる。

(b) 溶融炉心とコンクリート相互作用モデルの改良

MAAP コード最新バージョンでは、OECD/NEA 国際プロジェクト MCCI 計画等^{[6][7][8]}の知見を反映して、溶融炉心の上部クラストに形成された亀裂への水浸入による冷却効果、コンクリート分解気体がクラスト開口部を通過する際に気体に随伴されて溶融物が噴出することによって形成される粒子状デブリの堆積とその冷却効果及び連続層の減少、溶融炉心のコンクリート含有に伴う上面水プールへのドライアウト熱流束低下等がモデル化されており、MCCI 実験の結果との比較による妥当性確認が行われている^[9]。

有効性評価に適用している現行 MAAP では、添付資料 7.2.1.1.18「溶融炉心・コンクリート相互作用が発生した場合の原子炉格納容器圧力及び温度への影響について」で、コア・コンクリート反応の不確実さを考慮し、MCCI 実験の結果（SWISS 実験、CCI 実験、SSWICS 実験）に基づき、溶融炉心の状態に合わせて熱流束を制限する感度解析を実施した。したがって、このモデル改良が有効性評価へ与える影響は小さいと考えられる。しかしながら、溶融炉心の挙動に係る知見の拡充については継続的に進め、有効性評価に影響するような新たな知見が出た場合には適宜評価に反映することが重要と考える。

3.2 福島第一原子力発電所事故を踏まえた MAAP コードの改良

福島第一原子力発電所の事象進展解明や燃料デブリ位置推定・炉内状況把握を目的とした

MAAP コード高度化が推進されている^[10]。主要な項目としては、下記のとおり、熔融炉心の挙動に重点を置いたものとなっている。

- ・ 下部プレナムへの熔融炉心リロケーション経路の追加
- ・ 下部プレナム内構造物と熔融炉心との相互作用
- ・ 原子炉格納容器内デブリ拡がりモデルの追加

これらモデル改良は BWR に特化したものであるため、有効性評価に適用している現行 MAAP に影響はない。しかしながら、熔融炉心の挙動に係る知見の拡充については継続的に進め、有効性評価に影響するような新たな知見が出た場合には適宜評価に反映することが重要と考える。

以 上

[参考文献]

- [1] 東京電力株式会社, “MAAP コードによる炉心・格納容器の状態の推定,” 平成 24 年 3 月 12 日
- [2] 東京電力ホールディングス株式会社, “福島第一原子力発電所 1~3 号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討 第 6 回進捗報告,” 2022 年 11 月 20 日
- [3] Electric Power Research Institute, “Modular Accident Analysis Program 5 (MAAP5) Applications Guidance, Desktop Reference for Using MAAP5 Software - Phase 3 Report,” November 2017
- [4] “IN-VESSEL CORE DEBRIS RETENTION AND COOLABILITY Workshop Proceedings”, 3-6 March 1998, Garching, Germany (NEA/CSNI/R(98)18).
- [5] D. F. Tsurikov, et al., “Main Results of the MASCA 1 and 2 Projects”, Russian Research Centre “KURCHATOV INSTITUTE”, OECD MASCA Project (2007).
- [6] M. T. Farmer, et al., “Status of Large Scale MACE Core Coolability Experiments”, Proc. of OECD/CSNI Workshop on Ex-Vessel Debris Coolability, Karlsruhe, Germany (1999).
- [7] M. T. Farmer, et al., “OECD MCCI Project Final Report”, OECD/MCCI-2005-TR06 (2006).
- [8] M. T. Farmer, et al., “OECD MCCI-2 Project Final Report”, OECD/MCCI-2010-TR07 (2010).
- [9] Q. Zhou, C.Y. Paik, and P.B. McMinn, “Enhancements in MAAP5.03+ MCCI and Corium Coolability Models and Benchmarks against OECD CCI Tests,” NURETH-16, Chicago, IL, August 30-September 4, 2015.
- [10] Y. Kojima, et al., “MAAP Enhancements for Ascertaining and Analyzing Reactor Core Status in Fukushima Daiichi NPPs”, Proceedings of ICAPP2014, Charlotte, USA, April 6-9, 2014, Paper 14209.

重大事故等対策の有効性評価の一般データ（事象共通データ）

- (1) 一般
- (2) 炉心データ
- (3) 燃料データ
- (4) 加圧器及び弁関連データ
- (5) 蒸気発生器関連データ
- (6) 1次冷却材ポンプ（RCP）関連データ
- (7) 原子炉格納容器関連データ
- (8) 原子炉制御設備
- (9) 燃料取替用水ピット

第1表 システム熱水力解析用データ

名 称	数 値	解析上の取り扱い
(1) 一般		
1) 炉心熱出力	2,652×1.02MW	定格値+定常誤差(※1)
2) ループ数	3	設計値
3) ループ全流量	60,600m ³ /h	設計値
4) 1次冷却材圧力	15.41+0.21MPa[gage]	定格値+定常誤差(※1)
5) 1次冷却材温度	306.6+2.2℃	定格値+定常誤差(※1)
6) 原子炉容器入口温度	288℃	設計値
7) 原子炉容器出口温度	325℃	設計値
8) 上部ヘッド温度	□	設計値
9) 1次冷却材容積	273 m ³ (内訳は第2表参照)	設計値、SGプラグ率10%を考慮
10) 流路形状データ(水力的等価直径、 流路断面積、流路長さ、流路高さ)	第3表、第4表及び第1図～ 第5図参照	設計値
11) 圧力損失データ	第5表参照	設計値
12) 炉心崩壊熱	AESJ推奨値+ORIGEN-2	最大値(炉心運用の包絡値)
(2) 炉心データ		
1) 冷却材炉心流量		
i 炉心流量	93.5%	設計値
ii バイパス流量	□%	設計値
iii 原子炉容器頂部 バイパス流量	□%	設計値
2) 炉心流路面積	□m ²	設計値
3) 実効熱伝達面積	4.515×10 ³ m ²	設計値
4) 即発中性子寿命	21 μs	最大値(炉心運用の包絡値)
5) 遅発中性子割合	0.75%	最大値(炉心運用の包絡値)
6) 減速材密度係数	第6図参照	最小値(炉心運用の包絡値)(※1)
7) ドップラ係数	第7図参照	最大値【絶対値】(炉心運用の包絡値) (※1)
8) トリップ反応度曲線	第8図参照	最小値(炉心運用の包絡値)

□ 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。

名 称	数 値	解析上の取り扱い
(3) 燃料データ		
1) 燃料集合体数	157	設計値
2) 集合体あたりの燃料棒数	264	設計値
3) 燃料棒配列	17×17	設計値
4) 燃料棒ピッチ	1.26cm	設計値
5) 燃料棒有効長	3.648m	設計値
6) 被覆管外径	0.950cm	設計値
7) 被覆管肉厚	0.057cm	設計値
8) ペレット直径	0.819cm	設計値
9) ギャップ幅	0.0085cm	設計値
10) 燃料棒発熱割合	97.4%	設計値
11) ペレット密度	理論密度の約 97%	設計値
12) 濃縮度	4.8wt%以下	設計値
(4) 加圧器及び弁関連データ		
1) 加圧器水位	65%体積	加圧器保有水量の初期値は、全出力運転状態における保有水量として 65%体積とする
2) 加圧器逃がし弁データ		
i 容量及び個数	95 t/h (1個当たり)、2個	設計値
ii 設定圧力	□ MPa[gage] ロックアップ：□ MPa	設計値
3) 主蒸気逃がし弁データ		
i 容量及び個数	定格主蒸気流量の 10% 1個 (ループ当たり)	設計値 設計値
ii 設定圧力	□ MPa[gage] ロックアップ：□ MPa	設計値
4) 加圧器安全弁データ		
i 容量及び個数	157 t/h (1個当たり)、3個	設計値
ii 設定圧力	□ MPa[gage] 全開：□ MPa[gage]	設計値 □ 設計値に余裕を考慮した高めの値 (弁作動開始から全開までを □ で模擬)
5) 主蒸気安全弁データ		
i 容量及び個数	定格主蒸気流量の 100% 5個 (ループ当たり)	設計値 設計値 (1個当たり定格主蒸気流量の 20%)

□ 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。

名 称	数 値	解析上の取り扱い
ii 設定圧力	第1段： [] MPa[gage] 全開： [] MPa[gage] 第2段： [] MPa[gage] 全開： [] MPa[gage] 第3段： [] MPa[gage] 全開： [] MPa[gage]	設計値 []、1個/ループ 設計値に余裕を考慮した高めの値 設計値 []、1個/ループ 設計値に余裕を考慮した高めの値 設計値 []、3個/ループ 設計値に余裕を考慮した高めの値 (段毎に、弁作動開始から全開までを []で模擬)
(5) 蒸気発生器関連データ	1) 伝熱管本数 3,047本 (1基当たり) 2) 伝熱管外径 22.2 mm 3) 伝熱管厚さ 1.3 mm 4) 伝熱面積 $4.55 \times 10^3 \text{ m}^2$ (1基当たり) 5) 伝熱管材質 TT690 6) 伝熱管長さ [] m 7) 伝熱管配列 (ピッチ) 32.5 mm 8) 伝熱管流路面積 [] m^2 (1基当たり) 9) 主給水流量 (初期) [] 10) 主蒸気流量 (初期) [] 11) 2次側圧力 [] MPa[gage] 12) 蒸気発生器2次側水位 44% (狭域水位スパン) 13) 蒸気発生器2次側保有水量 50 t (1基当たり) 14) 循環比 4	設計値、SGプラグ率10%を考慮 設計値 設計値 設計値、SGプラグ率10%を考慮 設計値 設計値 設計値 設計値、SGプラグ率10%を考慮 設計値 (102%出力時) (※1) 設計値 (102%出力時) (※1) 102%出力時+定常誤差考慮 (※1) 設計値 設計値 設計値
(6) 1次冷却材ポンプ (RCP) 関連データ	1) ポンプ回転数 1,500 rpm 2) ポンプ揚程 [] m 3) RCP 定格トルク $2.77 \times 10^3 \text{ kgf} \cdot \text{m}$ 4) 慣性モーメント $2,800 \text{ kg} \cdot \text{m}^2$ 5) ポンプホモログス曲線 第9図参照 6) RCP 定格体積流量 $20,200 \text{ m}^3/\text{h}/\text{ループ}$ 7) 冷却材定格密度 $750 \text{ kg}/\text{m}^3$ 8) RCP 摩擦トルク係数(K) [] [] []	設計値 設計値 設計値 設計値 設計値 設計値 設計値 設計値

[] 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。

名 称	数 値	解析上の取り扱い
(7) 原子炉格納容器関連データ		(※2)
1) 格納容器内自由体積	65,500m ³	最小値 (設計値に余裕を考慮した値)
2) 初期温度	49℃	設計値
3) 初期圧力	9.8kPa [gage]	設計値
4) ヒートシンク	第6表参照	最小値 (設計値に余裕を考慮した値)
5) 格納容器再循環ユニット		
i 容量	第10図参照	設計値
ii 個数	2台	設計値
(8) 原子炉制御設備		
1) 制御棒制御系	制御棒制御系(制御グループ)	作動を仮定しない
2) ほう素濃度制御系	化学体積制御設備	作動を仮定しない
3) 加圧器圧力制御系	加圧器スプレイ弁 加圧器逃がし弁 加圧器ヒーター	作動を仮定しない (加圧器逃がし弁は自動作動) (※3)
4) 加圧器水位制御系	化学体積制御設備	作動を仮定しない(※3)
5) 給水制御系	主給水制御弁の開度調整	作動を仮定しない(※3)
6) タービンバイパス制御系	タービンバイパス制御系	作動を仮定しない
7) 主蒸気逃がし弁制御系	主蒸気逃がし弁	主蒸気逃がし弁は自動作動
(9) 燃料取替用水ピット		
1) 容量	2,000m ³	設計値
2) ほう素濃度	3,200ppm	設計値

(※1) 「原子炉停止機能喪失」では個別に設定 (個別事象の説明に別途整理)

(※2) 「水素燃焼」では個別に設定 (個別事象の説明に別途整理)

(※3) 「格納容器バイパス (蒸気発生器伝熱管破損)」では自動作動

(※4) 以下については、個別事象の説明に別途整理

- ・安全保護系の設定点、作動限界値及び応答時間
- ・原子炉冷却材喪失時の破断位置、破断口径

第2表 1次冷却系各部冷却材容積

名称	容 積 (m ³)	
炉心		
上部プレナム		
下部プレナム		
ダウンカマ		
バレル・バップル領域		
原子炉容器頂部		
高温側配管		
蒸気発生器プレナム		
蒸気発生器伝熱管 (SG プラグ率 10%)		
蒸気発生器ーポンプ間配管		
低温側配管		
加圧器液相部		
加圧器サージ管		
合 計 (SG プラグ率 10%)		273

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

第3表 原子炉容器内寸法

番 号	名 称	寸 法 (m)
A	原子炉容器フランジ面より上部炉心板下端まで	[Redacted]
B	上部炉心板下端よりダウンカメラ下端まで	
C	上部炉心板下端より下部炉心板上端まで	4.1
D	原子炉容器フランジ面より入口ノズル中央まで	[Redacted]
E	炉心そう外径	
F	原子炉容器内径	
G	入口ノズル内径	
H	出口ノズル内径	[Redacted]
I	炉心そう内径	
J	原子炉容器本体肉厚	[Redacted]
K	原子炉容器クラッド肉厚	
L	燃料発熱部下端より下部炉心板上端まで	

[Redacted] 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。
添 6.5.1-7

第4表 形状データ（各領域の水力学的等価直径、流路面積）

名称	水力学的等価直径 (m)	流路面積 (m ²)
・原子炉容器内		
入口ノズル（1体当たり）		
スプレイノズル		
ダウンカマ		
下部プレナム		
炉心有効発熱長間		
炉心バイパス		
上部プレナム		
ガイドチューブ		
出口ノズル（1体当たり）		
・1次冷却材配管（1ループ分）		
ホットレグ		
クロスオーバーレグ		
コールドレグ		
・1次冷却材ポンプ（1基当たり）		
・蒸気発生器1次側（1基当たり）		
入口プレナム		
伝熱管（SGプラグ率10%）		
出口プレナム		
・蒸気発生器2次側		
ダウンカマ部		
加熱部		
ライザー部		
1次気水分離器		
蒸気ドーム部		
主蒸気配管		
・加圧器		
本体		
サージ管		

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

第5表 1次冷却系各部圧力損失(全出力時)

名 称	圧力損失 (MPa)
原子炉容器 (入口ノズル～出口ノズル間)	
蒸気発生器入口～出口 (SG プラグ率 10%)	
ループ配管	
蒸気発生器2次側	

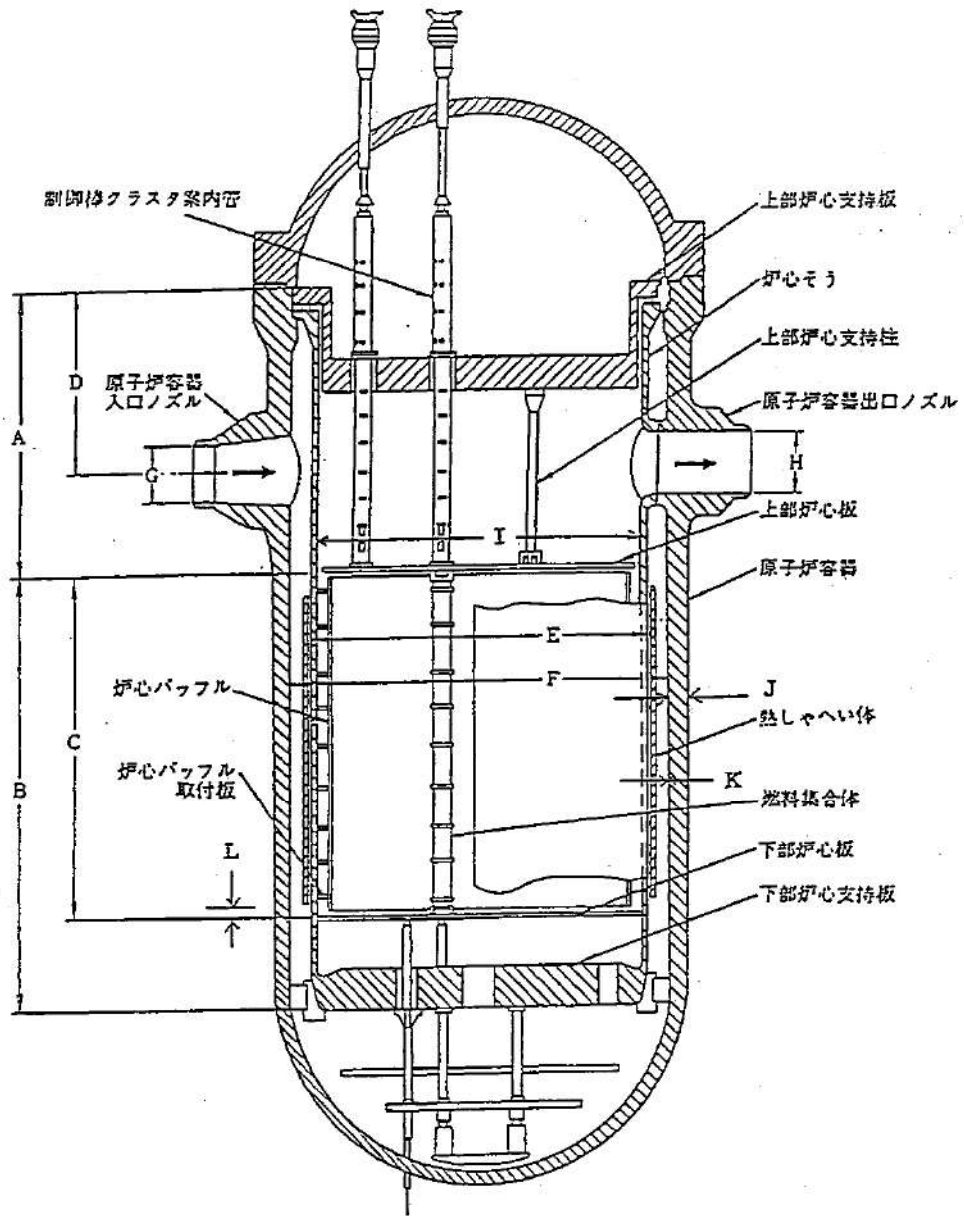
枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

第6表 原子炉格納容器ヒートシンクデータ

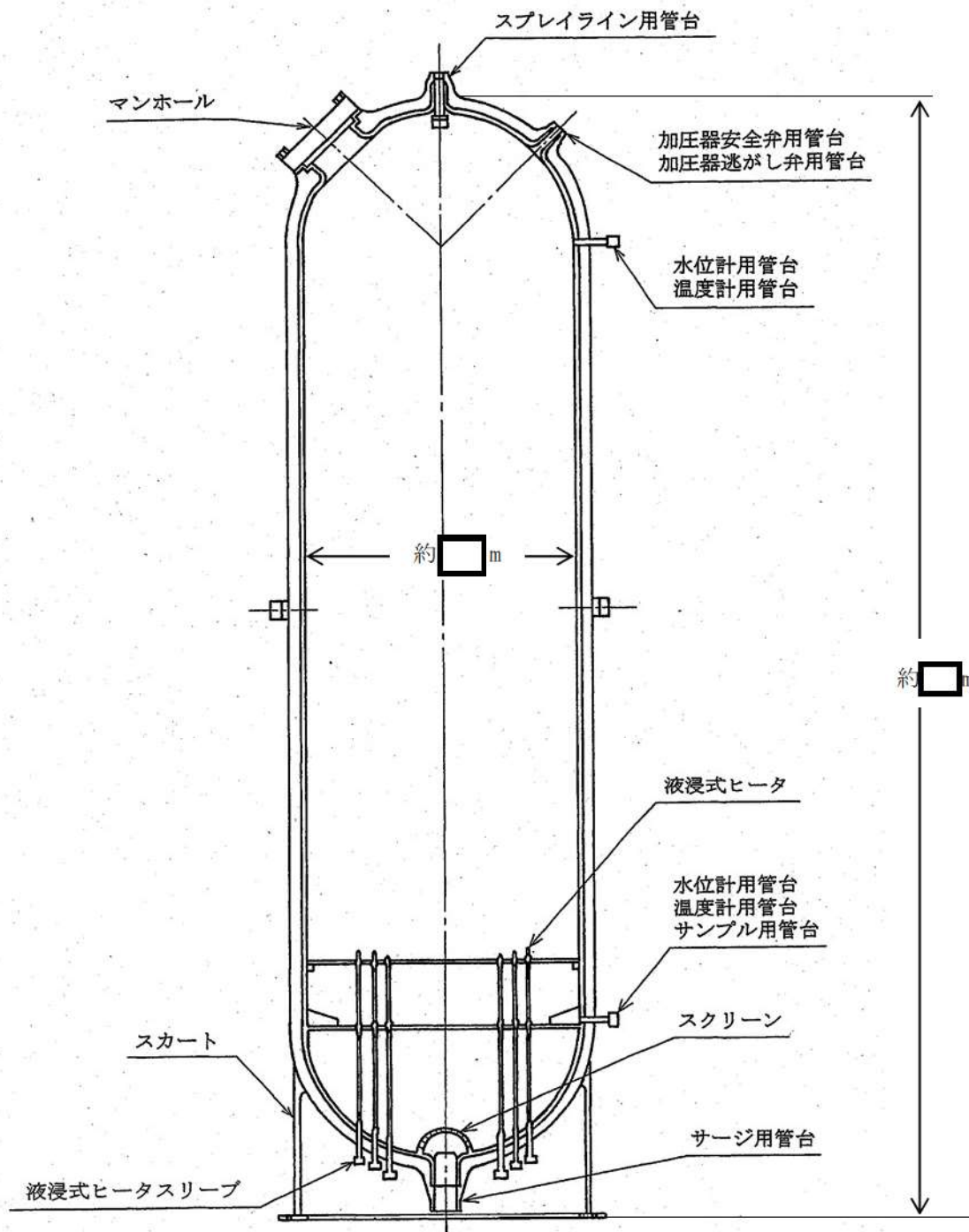
		表面積 (m ²)	板厚 (mm)
(1)	CV ドーム部		
(2)	CV シリンダ部		
(3)	CV コンクリート(1)		
(4)	CV コンクリート(2)		
(5)	スチールラインドコンクリート(1)		
(6)	スチールラインドコンクリート(2)		
(7)	スチールラインドコンクリート(3)		
(8)	スチールラインドコンクリート(4)		
(9)	雑鋼材(1)・・・炭素鋼(厚さで分類)		
(10)	雑鋼材(2)・・・炭素鋼(厚さで分類)		
(11)	雑鋼材(3)・・・炭素鋼(厚さで分類)		
(12)	雑鋼材(4)・・・炭素鋼(厚さで分類)		
(13)	雑鋼材(5)・・・炭素鋼(厚さで分類)		
(14)	雑鋼材(6)・・・ステンレス・スチール		
(15)	雑鋼材(7)・・・銅フィン・チューブ		
(16)	配管(1) ステンレス・スチール(内部に水有)		
(17)	配管(2) ステンレス・スチール(内部に水無)		
(18)	配管(3) 炭素鋼(内部に水有)		
(19)	配管(4) 炭素鋼(内部に水無)		
(20)	検出器等…アルミニウム		

(注1) 上段は鋼材、下段はコンクリートを示す。

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

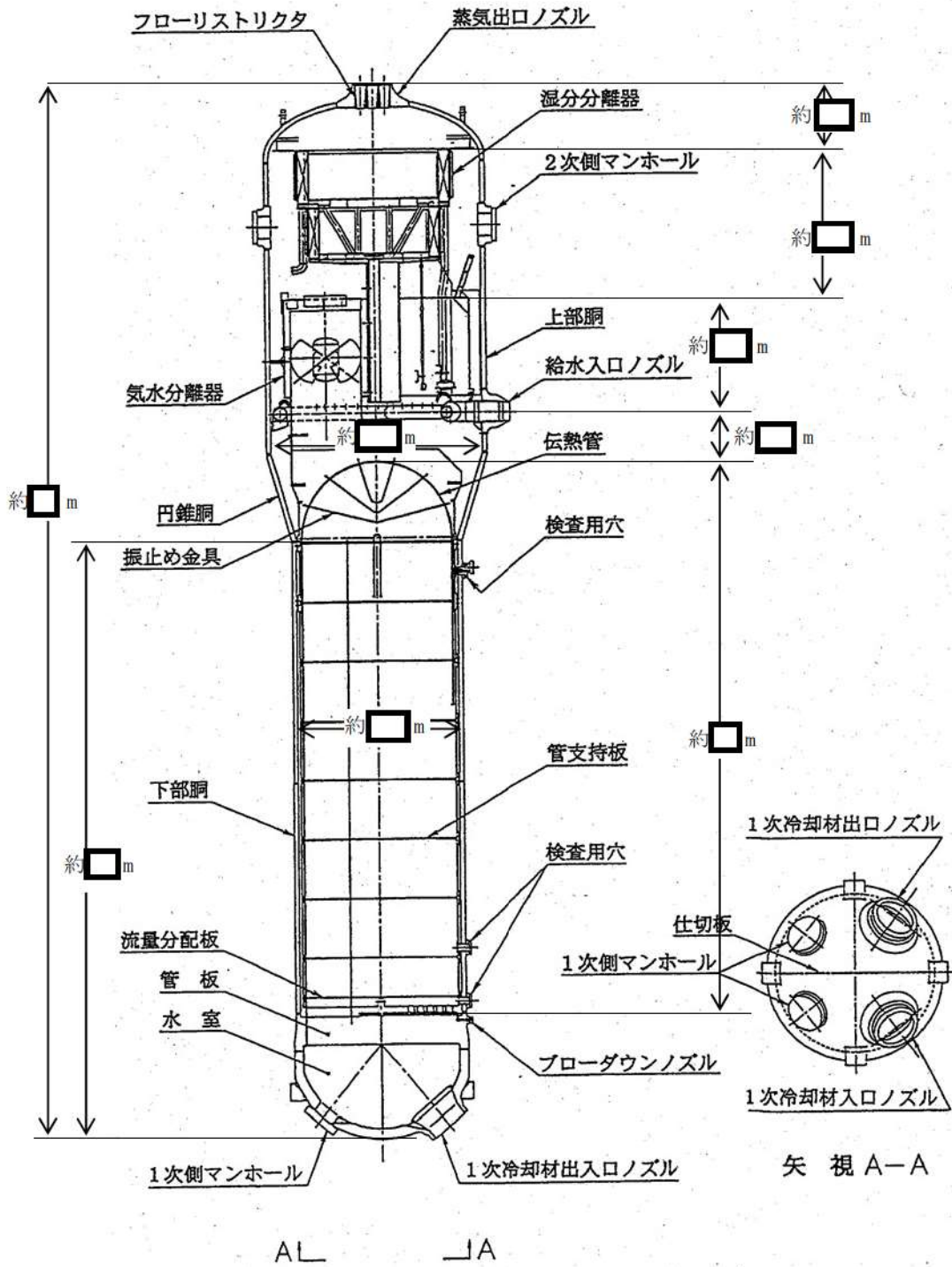


第1図 原子炉容器内寸法



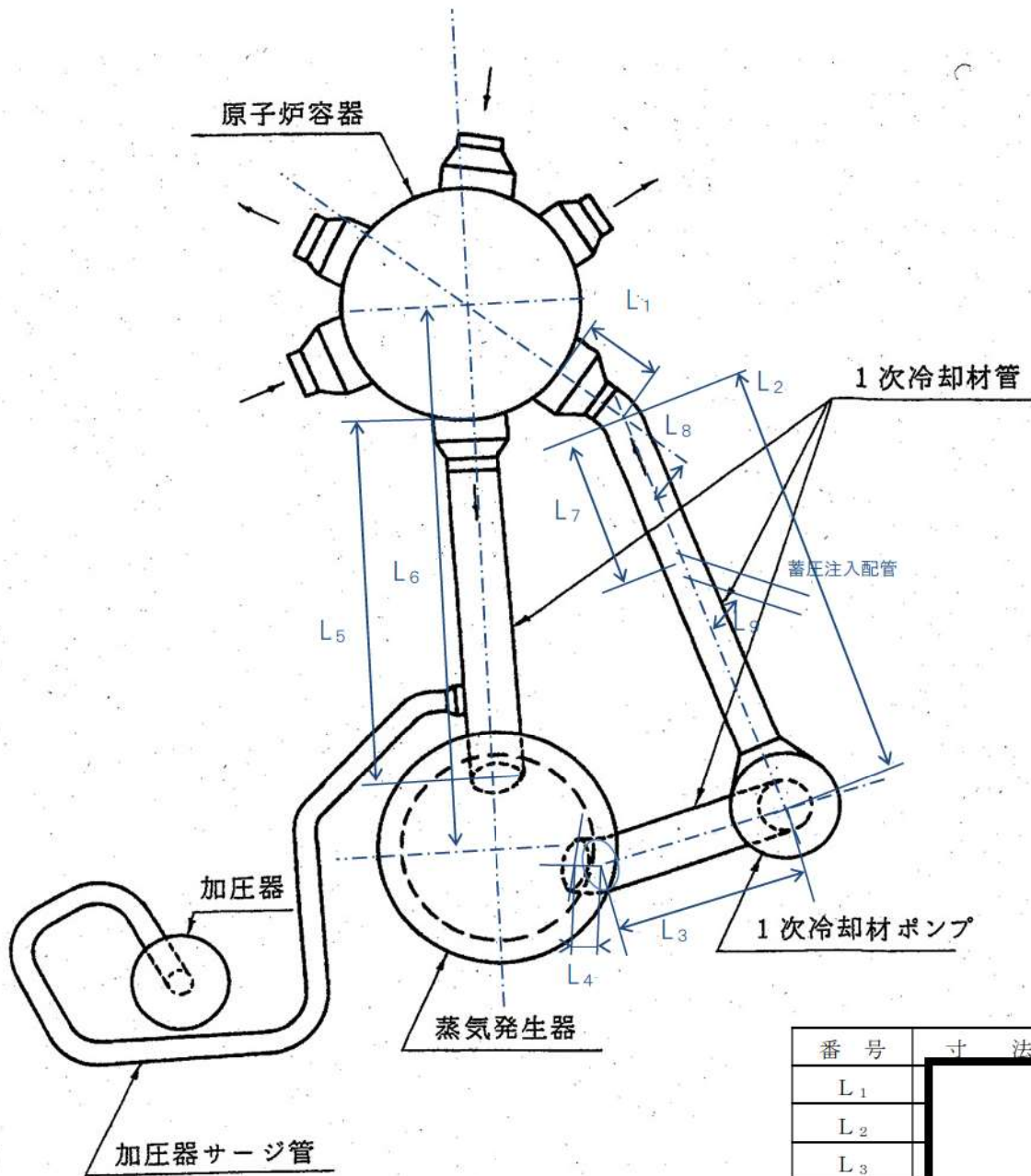
第2図 加圧器構造図

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. 1-12



第3図 蒸気発生器構造図

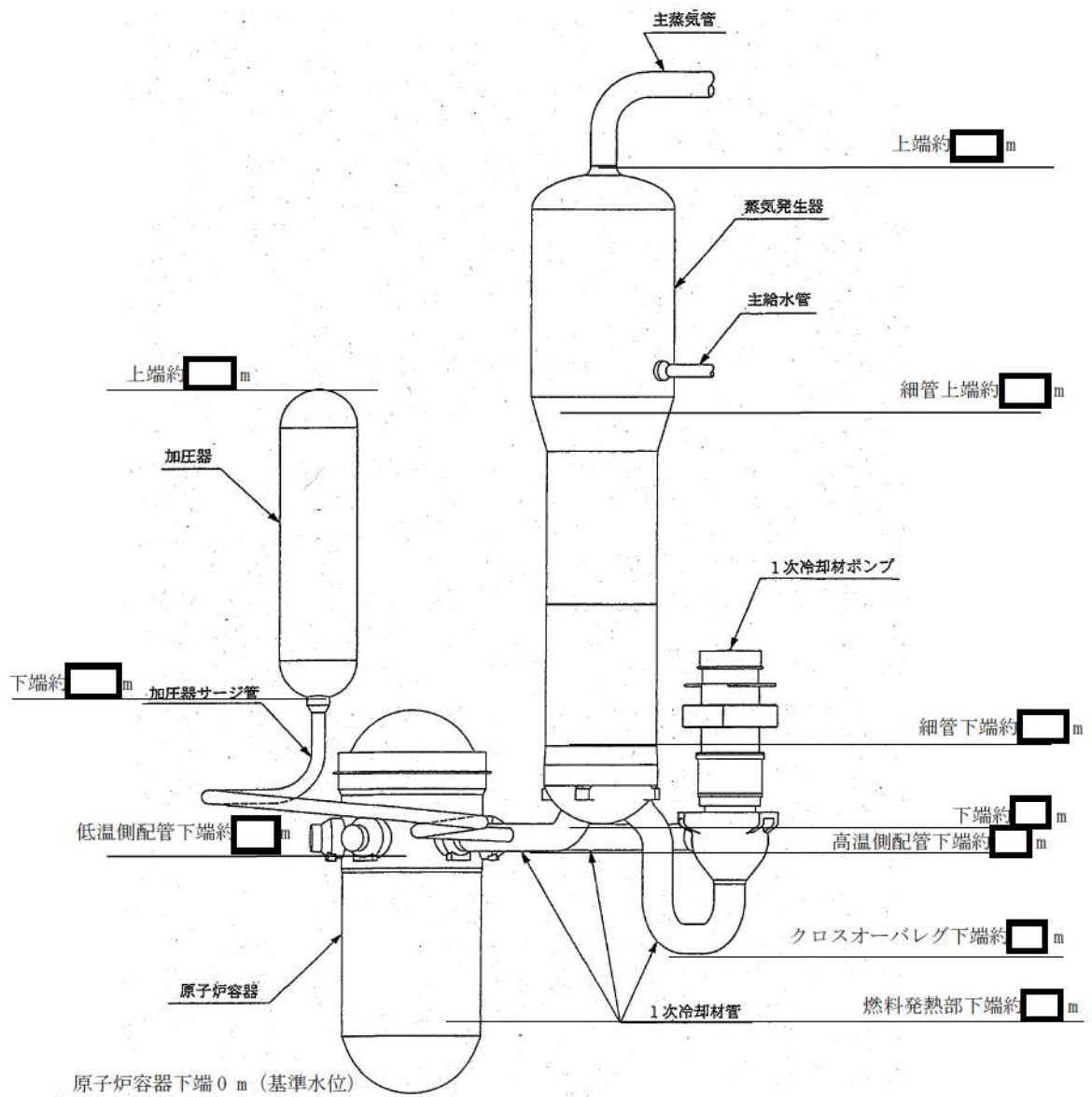
□ 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



第4図 1次冷却材設備配置図（その1）

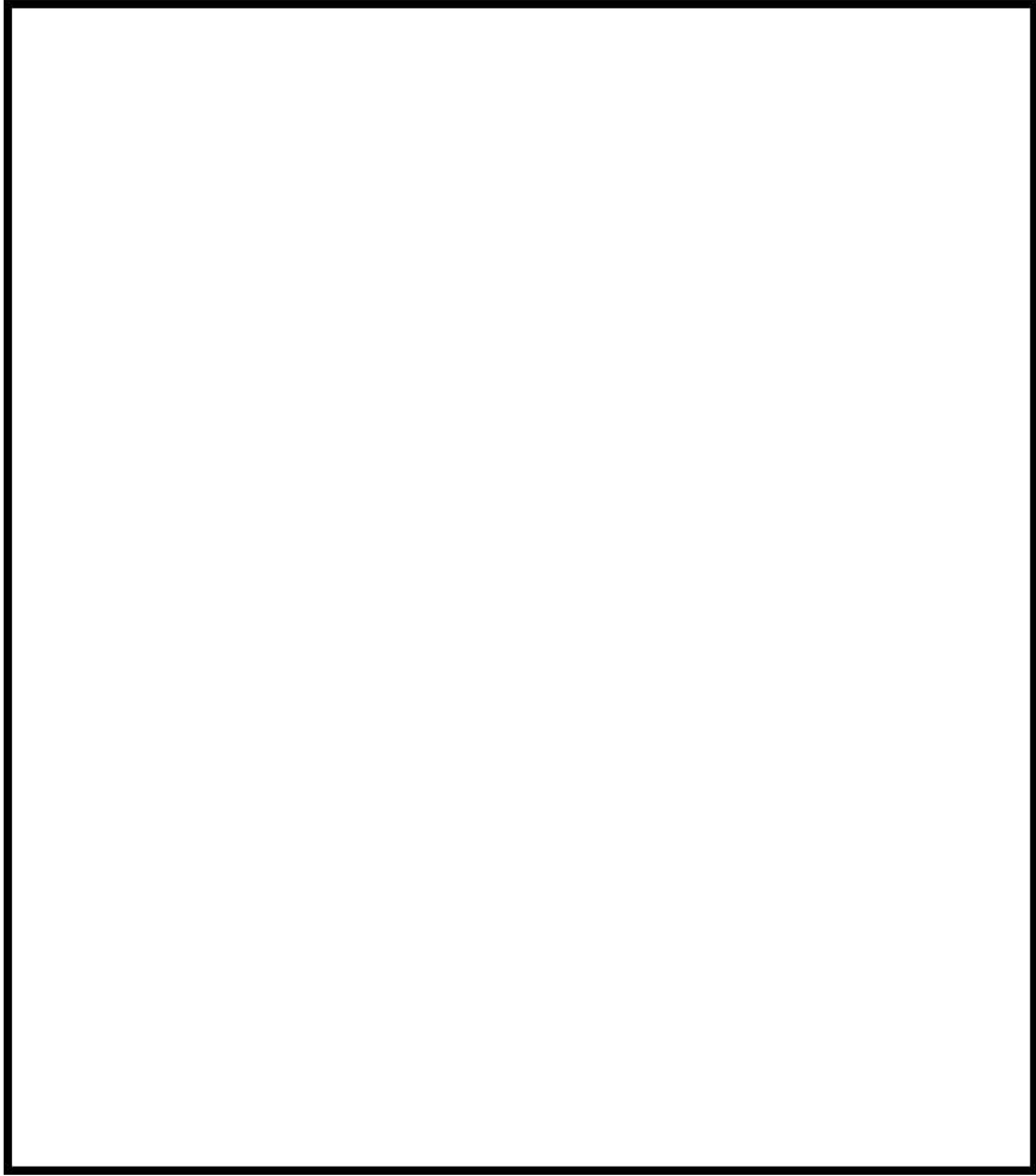
番号	寸法
L ₁	[Redacted]
L ₂	
L ₃	
L ₄	
L ₅	
L ₆	
L ₇	
L ₈	
L ₉	

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。




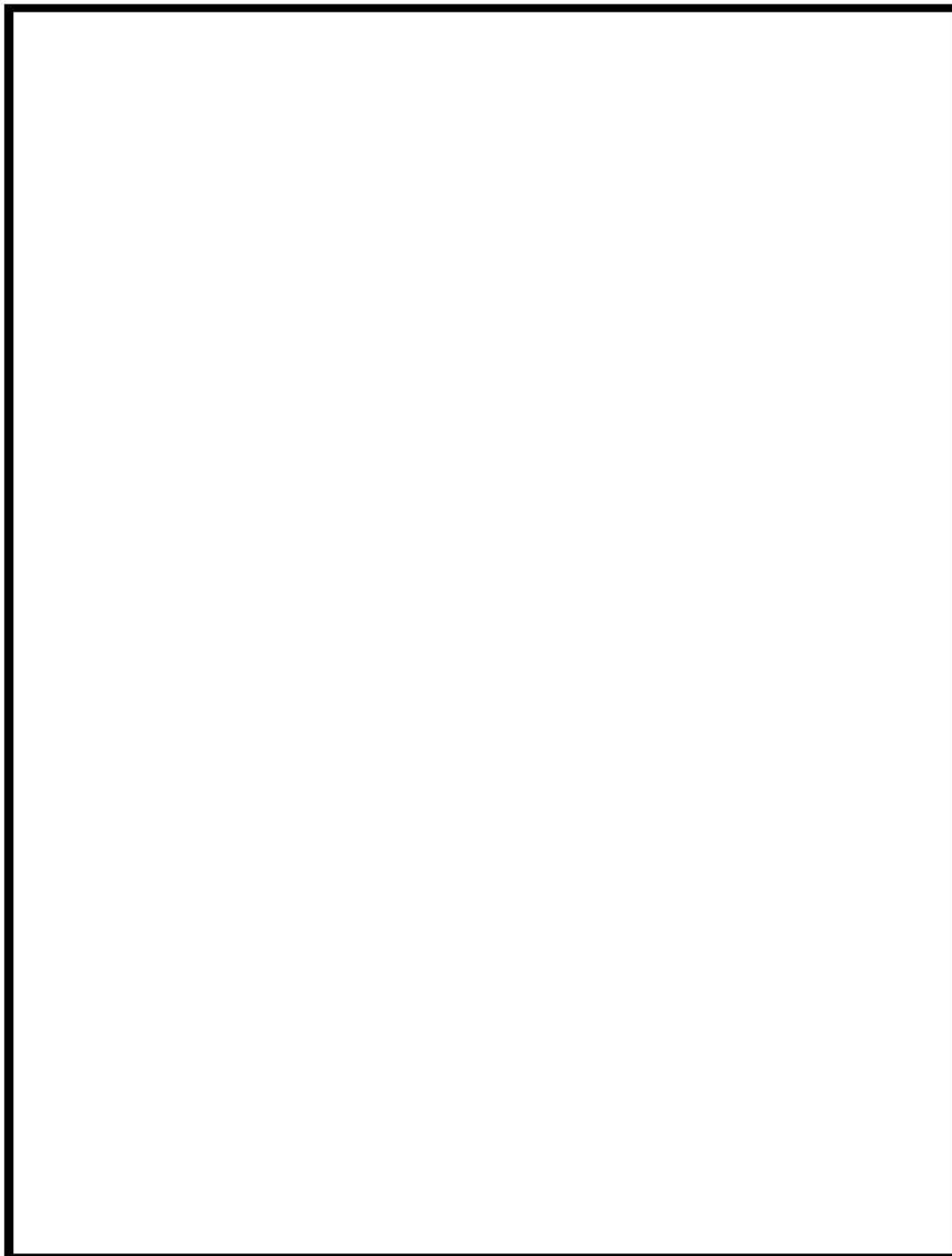
第5図 1次冷却材設備配置図（その2）

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。

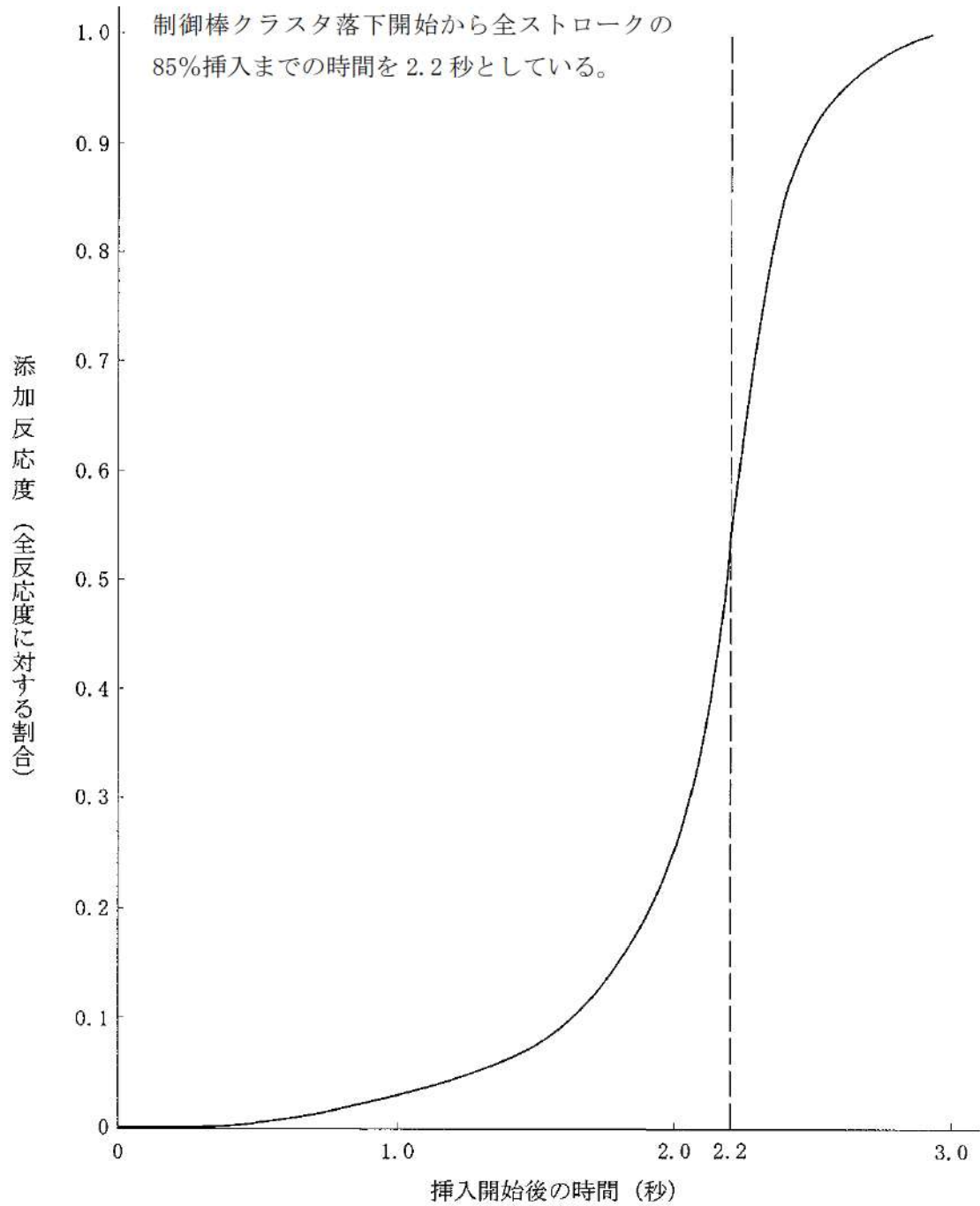


第6図 減速材密度係数

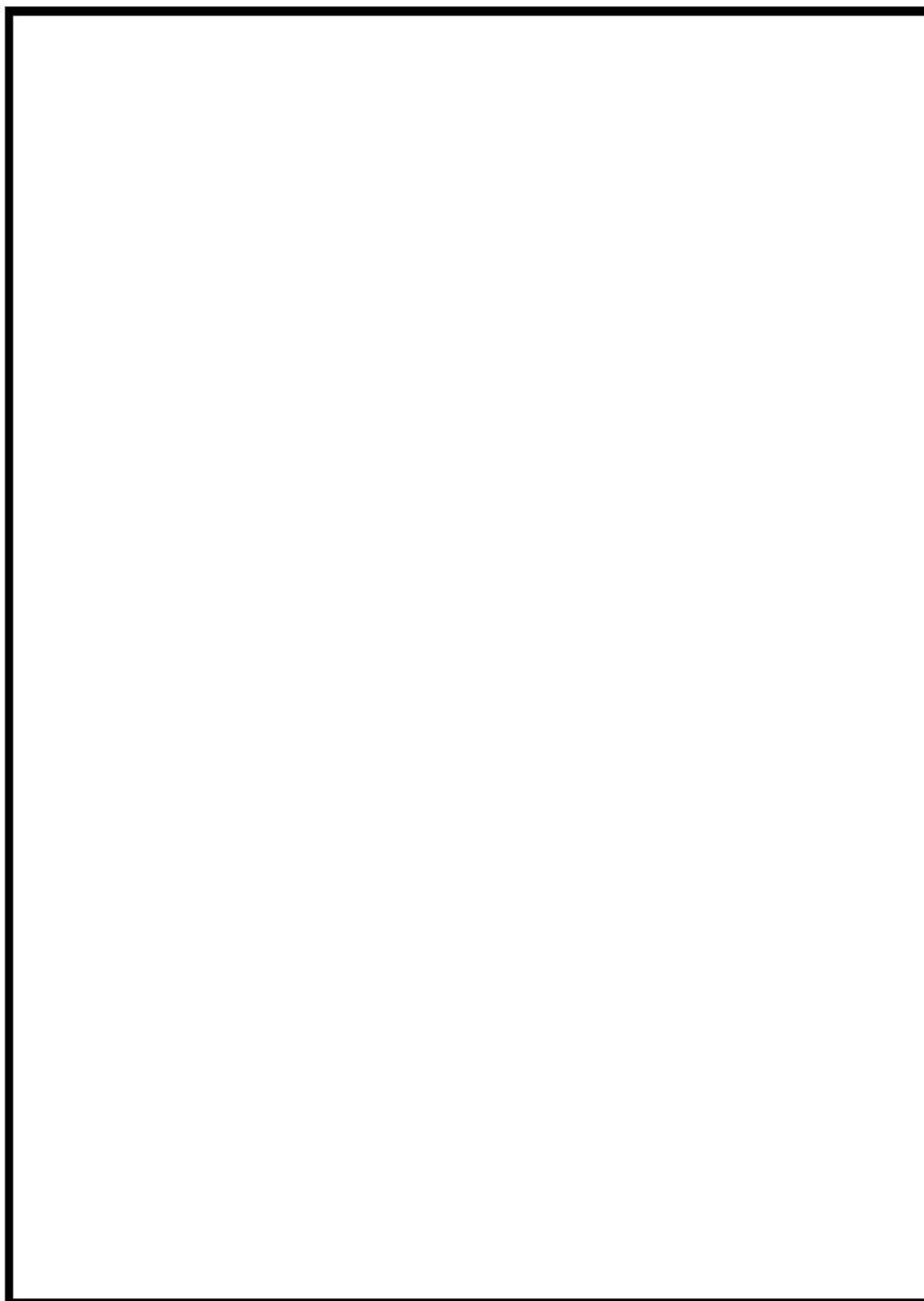
 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。




第7図 ドップラ係数

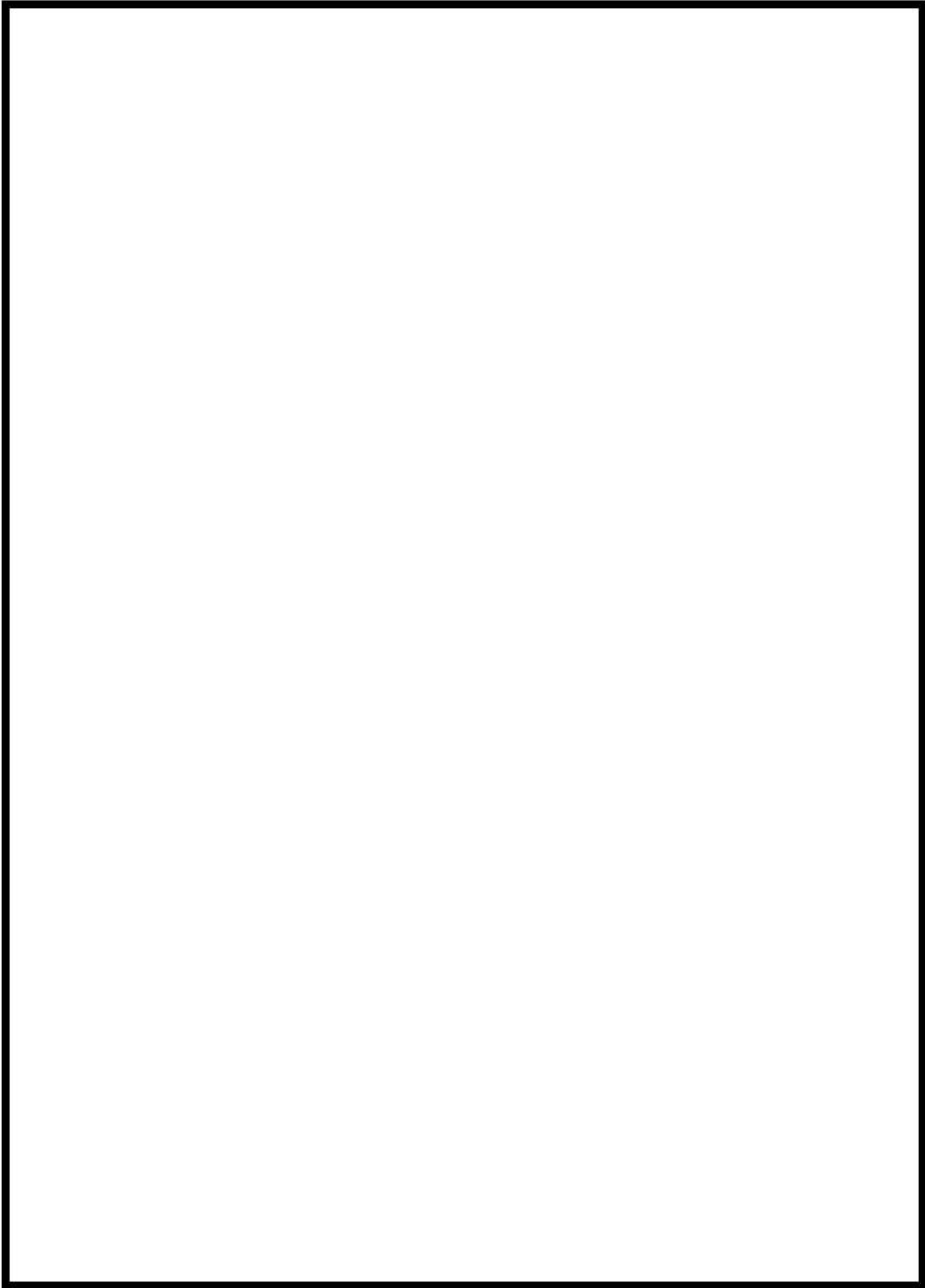


第8図 トリップ時の制御棒クラスタ挿入による反応度添加曲線




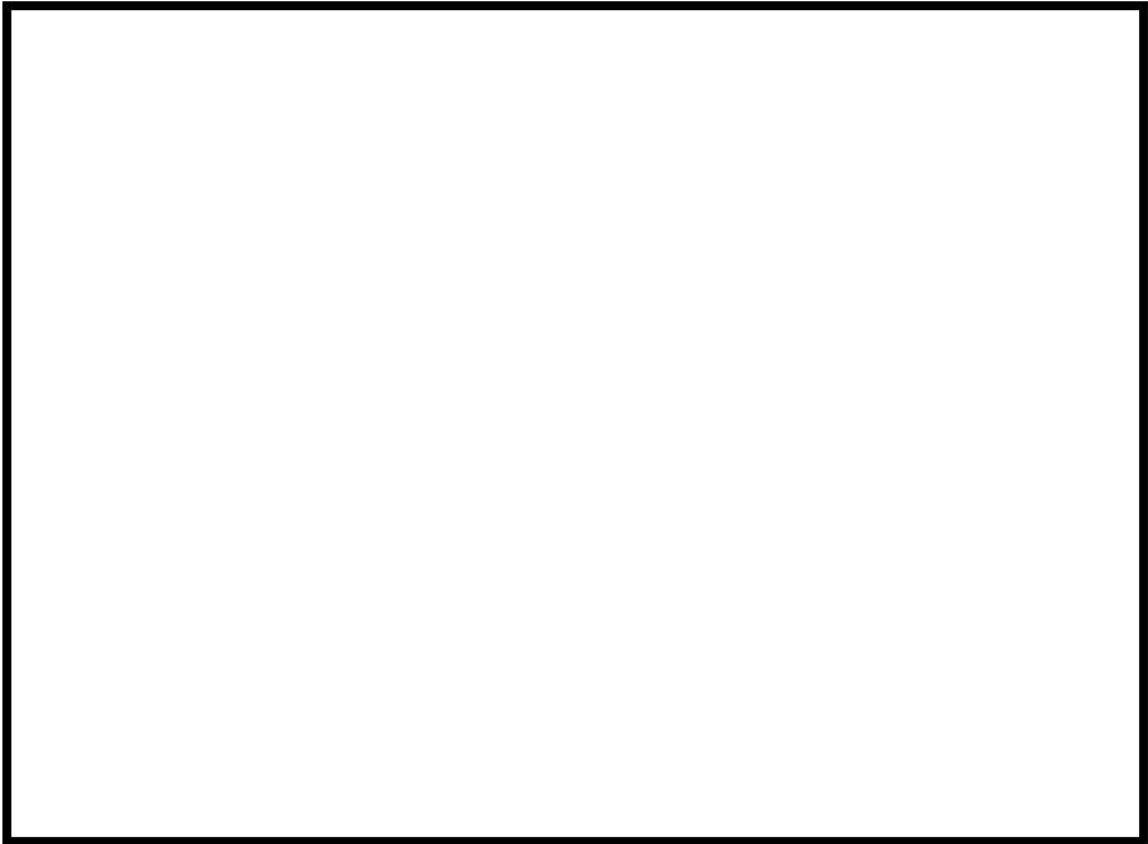
第9図 1次冷却材ポンプホモログス曲線(1/2)

 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



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。



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、1次冷却材圧力）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、評価項目となるパラメータ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であると考えられる。

(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項目となるパラメータ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、**最確**条件を適用することを基本方針としているが、審査ガイドの考え方に基づき、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、このうち評価項目となるパラメータ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次冷却材圧力)) 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、**最確**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、**最確**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、評価項目となるパラメータに与え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、**最確**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、最も評価項目となるパラメータへの影響が大きい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

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、評価項目となるパラメータ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。

値としては、ウラン燃料（55GWd/t）装荷炉心の典型例である平衡炉心の減速材温度係数評価値に基づき、泊3号炉の入力条件に不確かさを考慮し、評価結果を厳しくするようMTC初期値を設定した。

これにより、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。

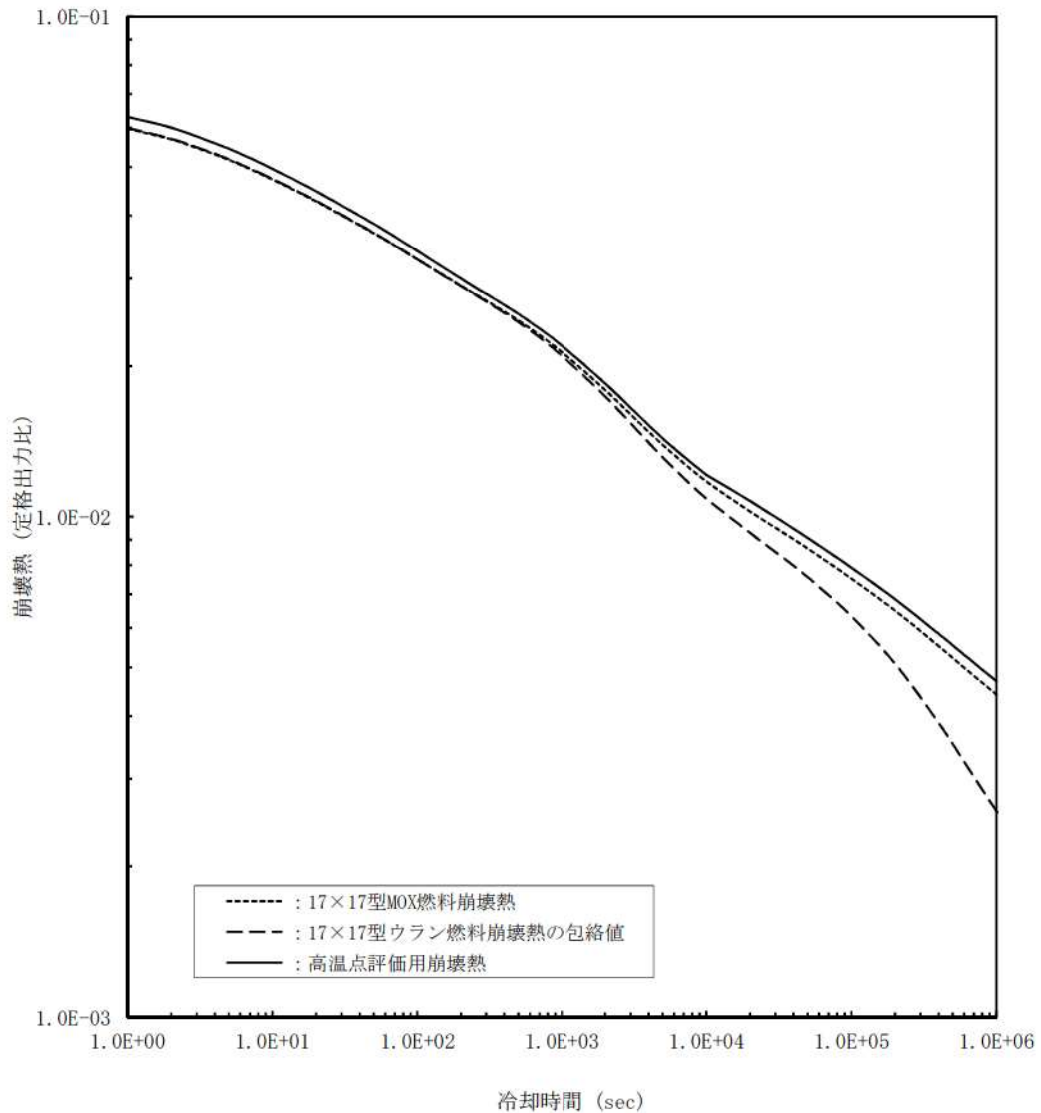
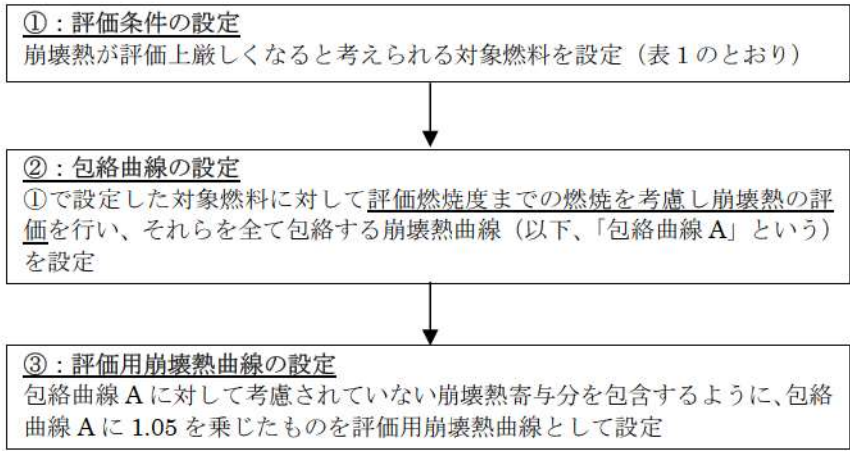


図1 高温点評価用崩壊熱曲線の設定方法および高温点評価用崩壊熱曲線

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

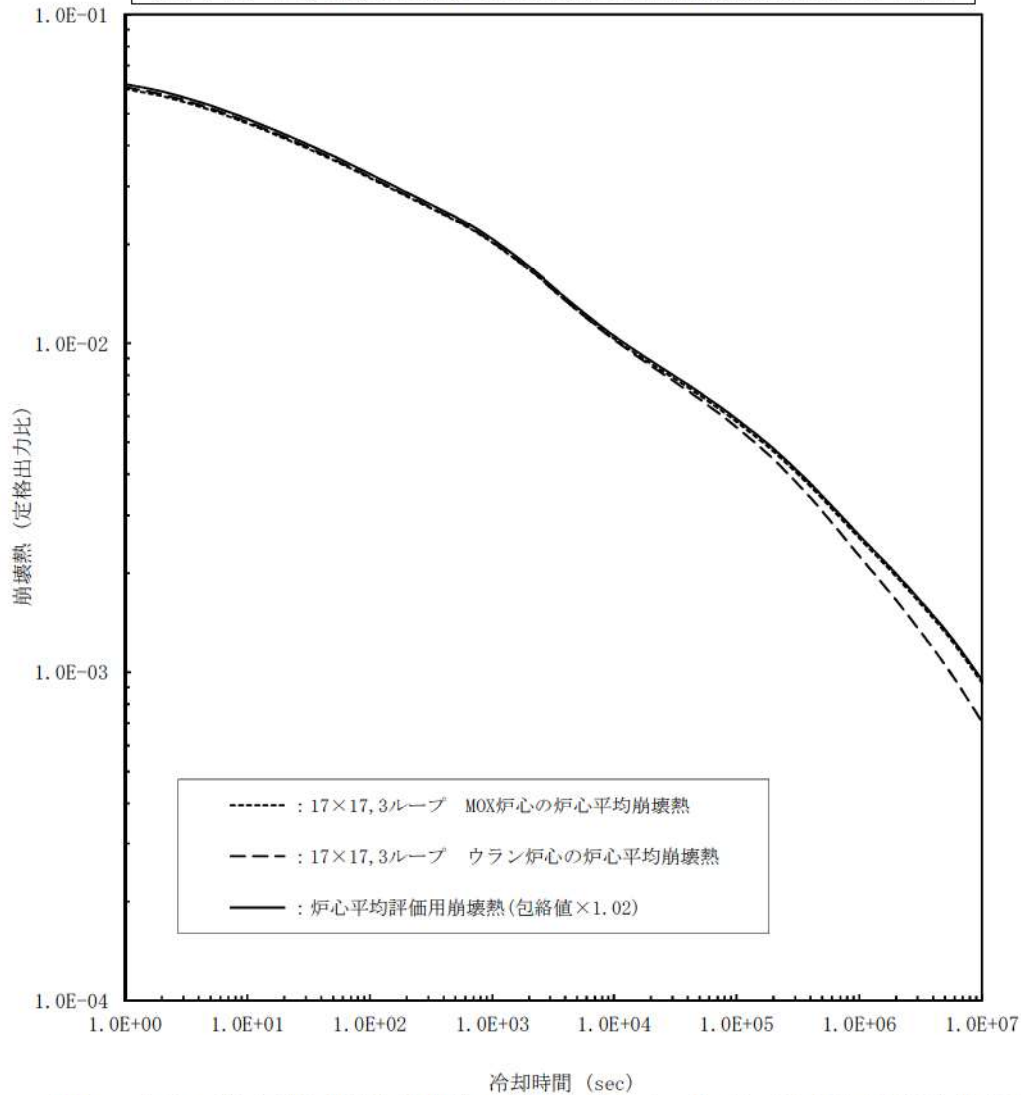


図2 炉心平均評価用崩壊熱曲線の設定方法および炉心平均評価用崩壊熱曲線

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 _A 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 × 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 : 4.8wt%	48G 燃料 燃料濃縮度 : 3.0wt% 55G 燃料 燃料濃縮度 : 4.0wt%	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。
	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	MOX 燃料 Pu 含有率 : 13 wt% 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 + 3σ _A 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。
	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	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。
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なる。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 燃料の評価値を体数重み (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 燃料の評価値を体数重み (117 体:40 体) で平均したもの。	DBA では代表的に 17 × 17 型 3 ループプラントで算出した崩壊熱曲線に基づいて、プラント共通の崩壊熱曲線を設定していたことから、他プ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 プラント・燃料仕様の差	有効性評価用崩壊熱曲線は、プラント毎の炉心・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、プラント・燃料仕様の差 (プ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ステム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システム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。

LOCA 時の破断位置設定の考え方について

重大事故対策の有効性評価において LOCA 事象を想定する場合の破断位置設定の考え方については以下のとおりである。

1. 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

(1) 破断位置

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のうち、LOCA 事象（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）では、設置許可申請書添付書類十の安全解析の知見を踏まえ、以下の理由から低温側配管破断を想定している（図 1）。

○低温側配管破断を想定する場合、炉心出口から破断点までの間に抵抗の大きい 1 次冷却材ポンプ、蒸気発生器が存在するため、炉心の冠水が遅れる。

○低温側配管破断を想定する場合、破断ループに接続された ECCS 注入系の作動に期待できないことから、炉心注水が減少するため、炉心冷却能力が低下する。

○「原子炉格納容器の除熱機能喪失」については、炉心冷却能力の観点に加え、蒸気発生器 2 次側保有熱量が原子炉格納容器内に放出されることから低温側配管破断を想定している。なお、ECCS による炉心注入及び高压再循環運転の成功を仮定しているため、LOCA 後の長期の原子炉格納容器圧力、温度に対する破断位置による差異は小さい。

(2) 破断口径

配管の両端破断を想定することで、原子炉からの 1 次冷却材の流出が大きくなり、炉心冷却性が厳しくなる。ただし、「ECCS 注水機能喪失」では高压注入機能が喪失した場合に、時間余裕及び要求される設備容量の観点で厳しくなる中破断 LOCA のスプリット破断を想定している。

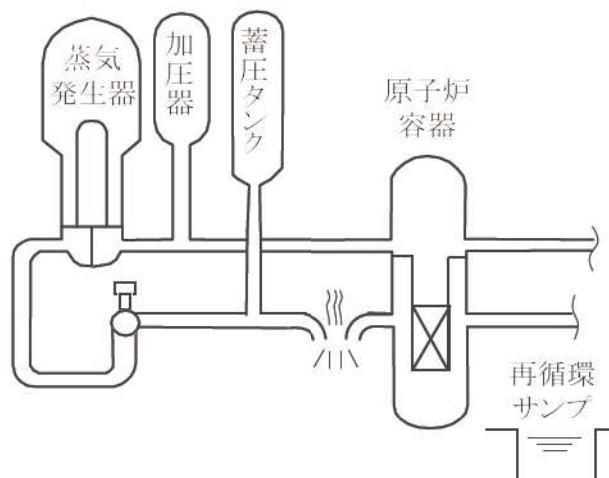


図 1 低温側配管破断の概要図

2. 重大事故

(1) 破断位置

重大事故のうち、LOCA 事象（格納容器過圧破損、溶融炉心・コンクリート相互作用、原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用、水素燃焼）では、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のように ECCS 注水機能に期待しておらず、以下の理由から高温側配管破断を想定している（図2）。

○ECCS 注水に期待していないこと、また、静的機器となる蓄圧タンクからの注水のみでは炉心冠水を維持できないことから、炉心冠水及び ECCS 系統数の影響がなくなる。したがって、高温側配管破断を想定する場合、早期に炉心からの蒸気が系外に放出されるため、事象進展が早く、炉心溶融、原子炉容器破損などの主要事象の発生時刻が早まり、厳しい想定となる。

(2) 破断口径

配管の両端破断を想定することで、原子炉格納容器へのエネルギー放出が大きくなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の観点で厳しくなる。

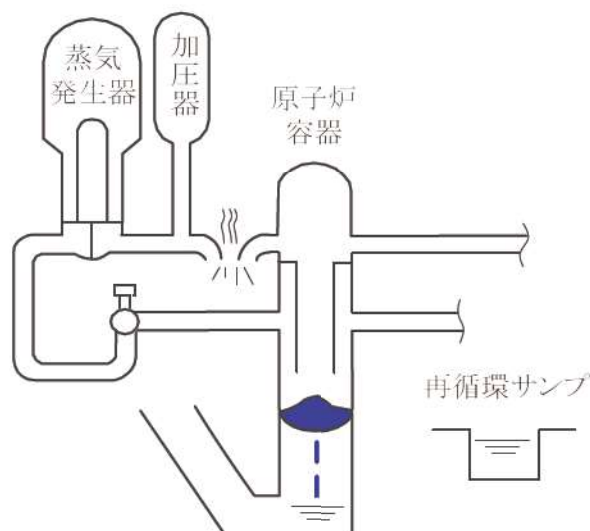


図2 高温側配管破断の概要図

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。安全解析に使用する添加反応度は、この評価値よりも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。

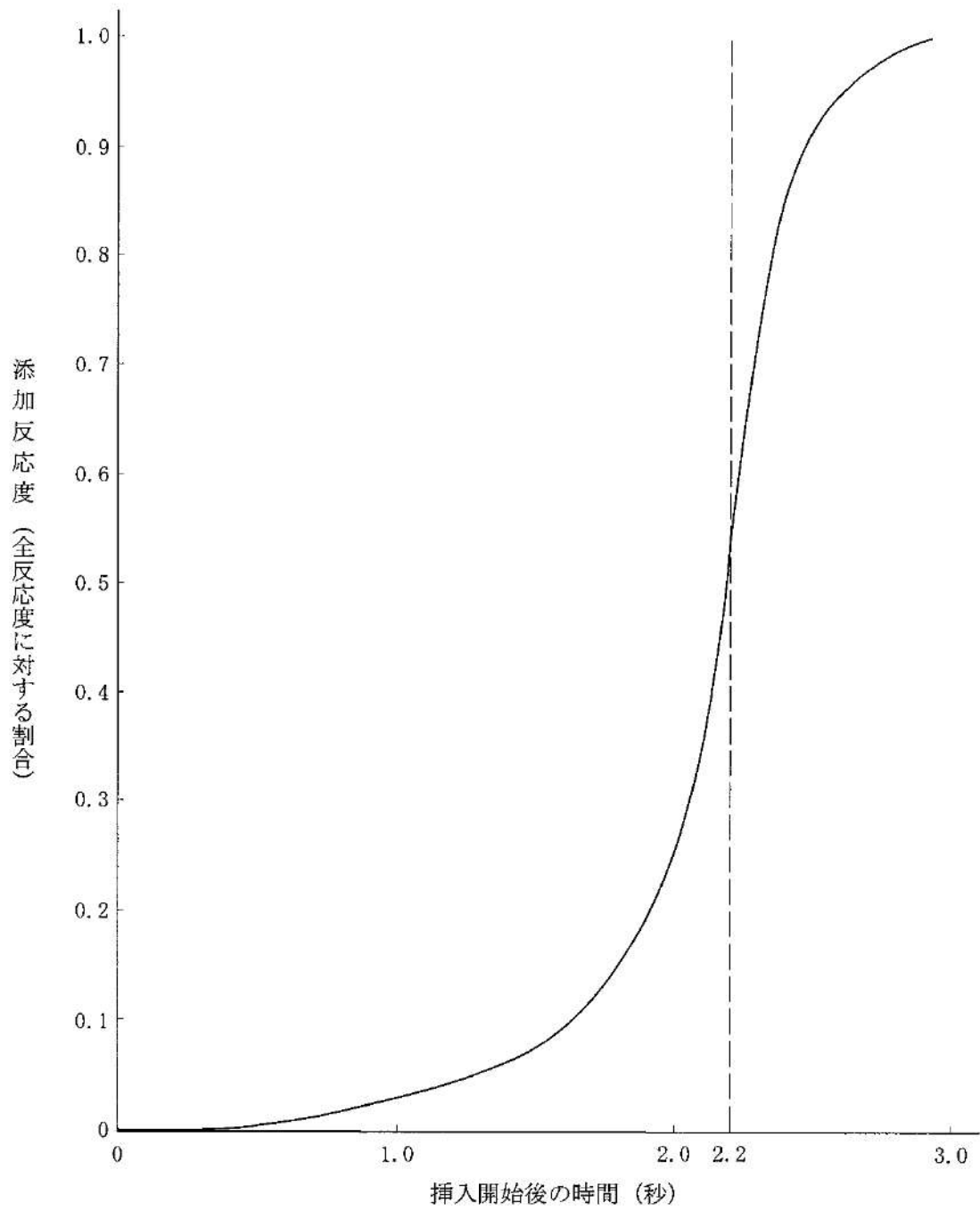


図1 トリップ時の制御棒クラスタ挿入による反応度添加曲線

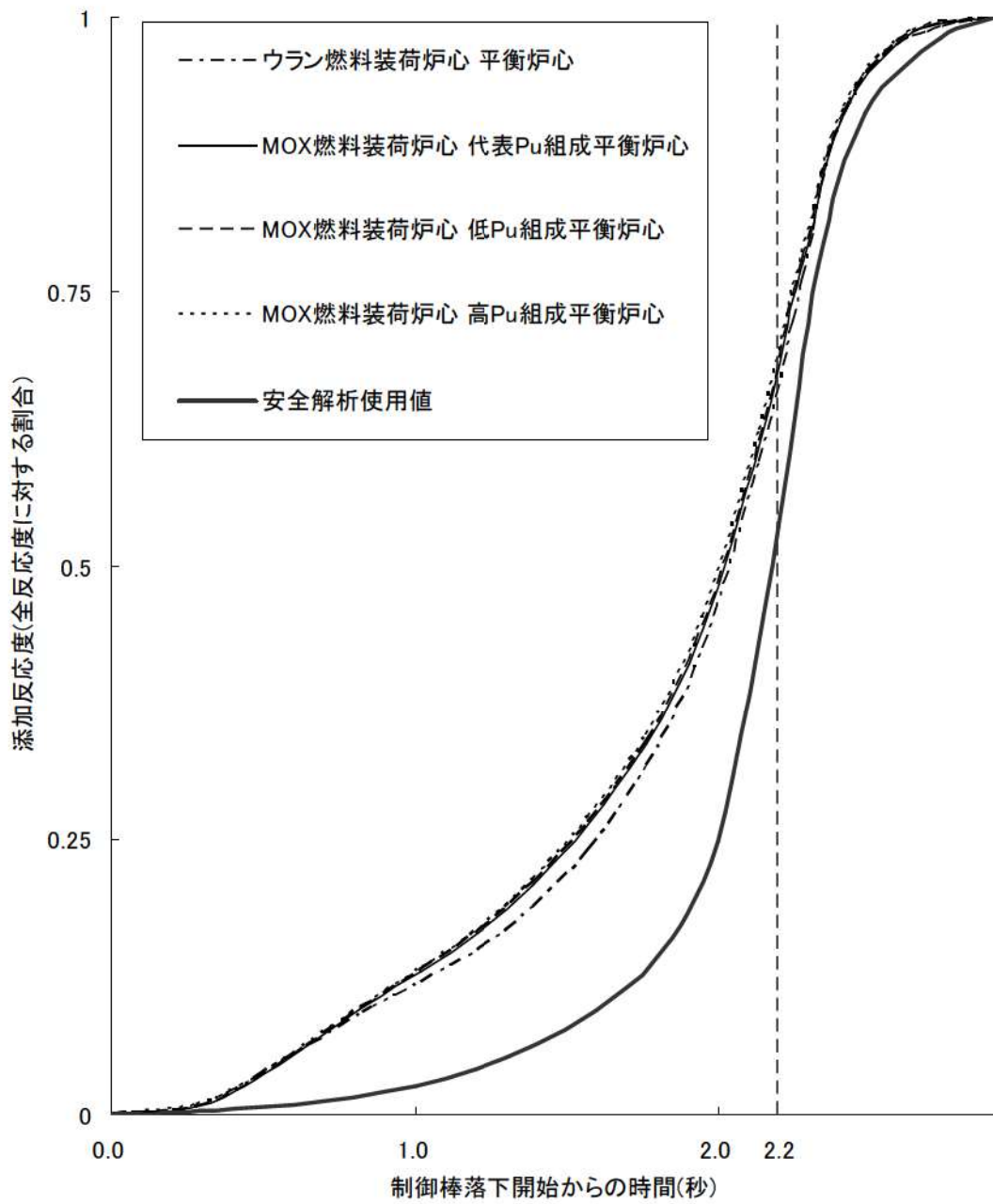


図2 トリップ時の制御棒クラススタ挿入による反応度添加曲線
 (トリップ反応度曲線の評価値と安全解析使用値を併せて記載)

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

□ 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。

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

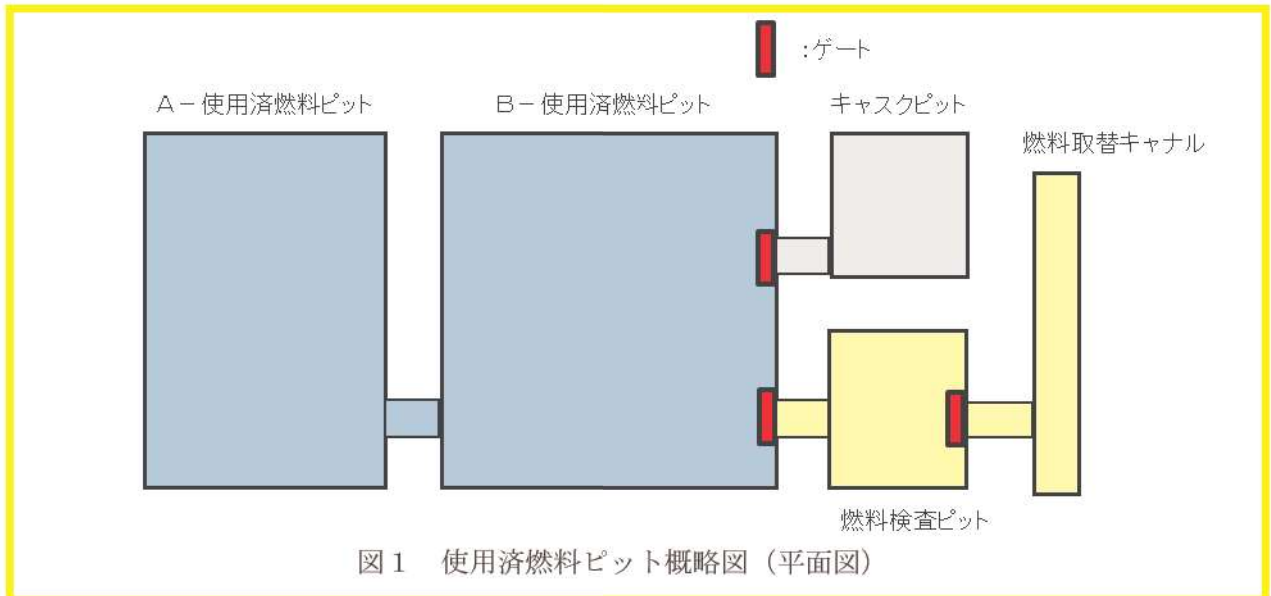


図1 使用済燃料ピット概略図（平面図）

※通常運転時は、A、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、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、燃料取替キャナ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、B使用済燃料ピットは燃料検査ピット及び燃料取替キャナ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。

表1 設定値（定期検査中）

	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、B使用済燃料ピットそれぞれ貯蔵容量満杯に保管された場合のA、B使用済燃料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、B使用済燃料ピット、燃料取替キャナ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。

表2 燃料条件（定期検査中）

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使用済燃料ピット	840体
	B使用済燃料ピット	600体
	合計	1,440体

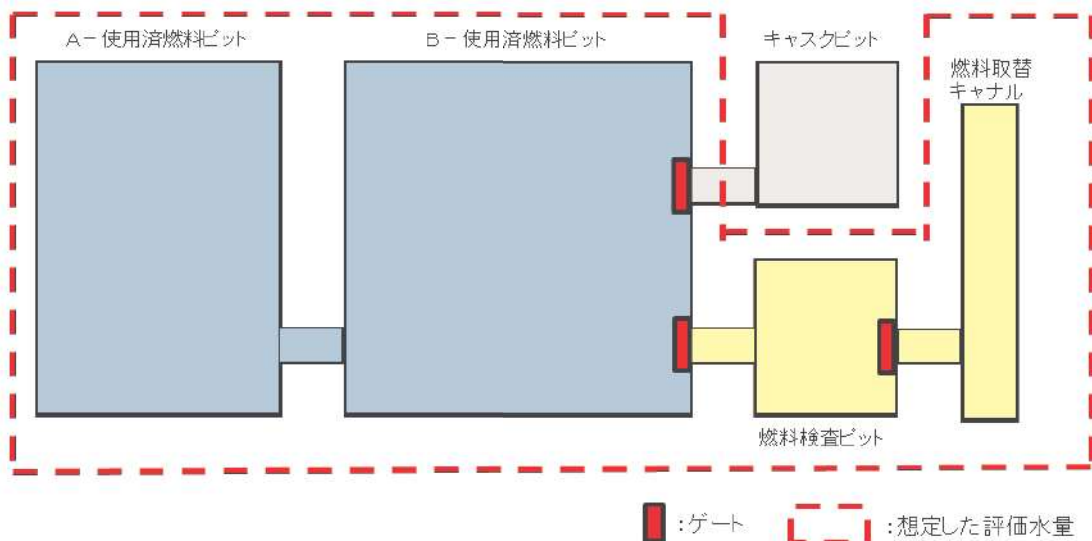


図1 使用済燃料ピット概略図（平面図）

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、B—使用済燃料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。

表3 設定値（通常運転中）

	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、B—使用済燃料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。

表4 燃料条件（通常運転中）

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—使用済燃料ピット	840体
	B—使用済燃料ピット	600体
	合計	1,440体

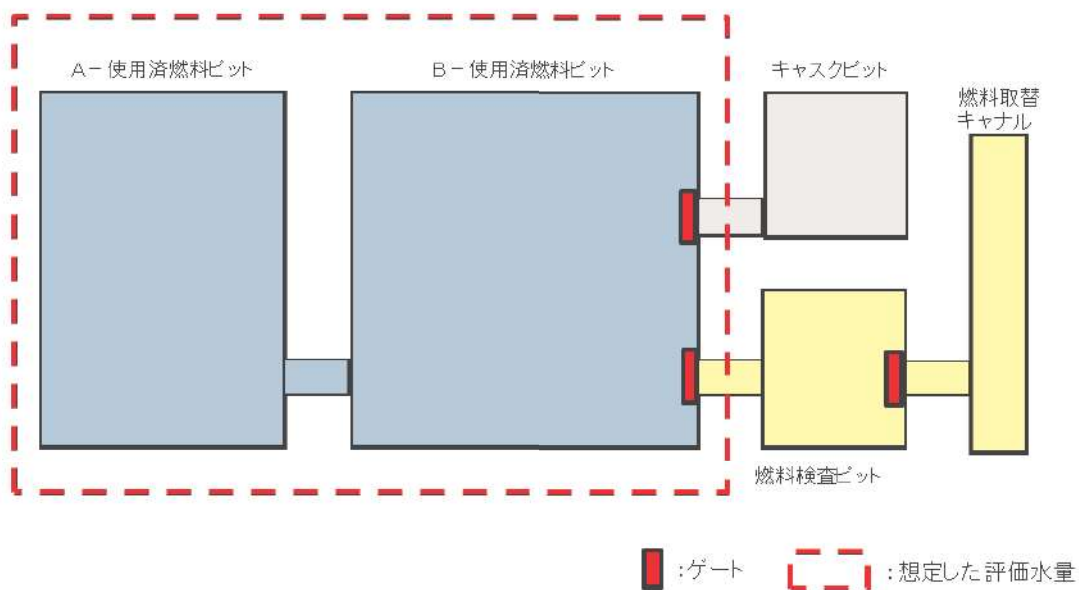


図2 使用済燃料ピット概略図（平面図）

3. 「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蔽装置用の計算に用いている原子炉停止後100時間の線源強度を使用しており、**使用済燃料ピット**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、**使用済燃料ピット**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

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

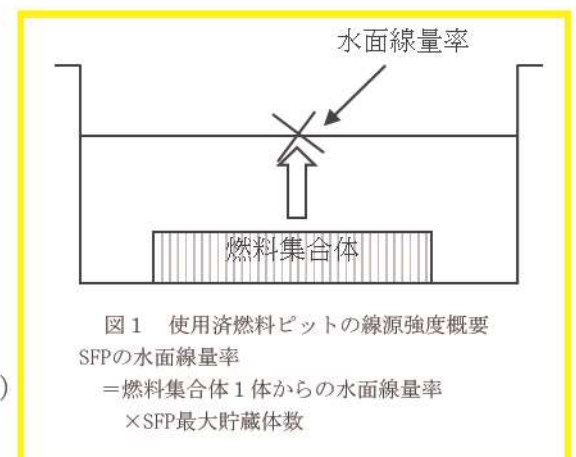
μ_i : 物質 i の線減衰係数 (cm⁻¹)

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

$$(\mu/\rho)_i : \text{物質 } i \text{ の質量減衰係数 (cm}^2/\text{g)}$$

ρ_i : 物質 i の密度 (g/cm³)

t_i : 物質 i の透過距離 (cm)



4. 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、以下のとおり使用済燃料ピット保有水の水位が低下した場合でも、使用済燃料ピット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。

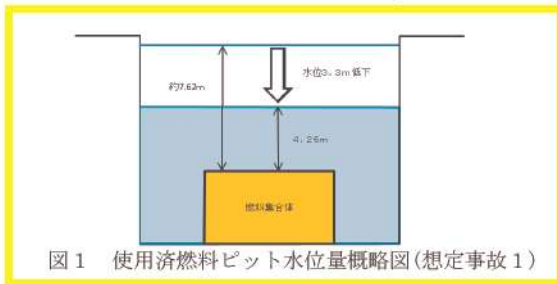


図1 使用済燃料ピット水位量概略図(想定事故1)

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。

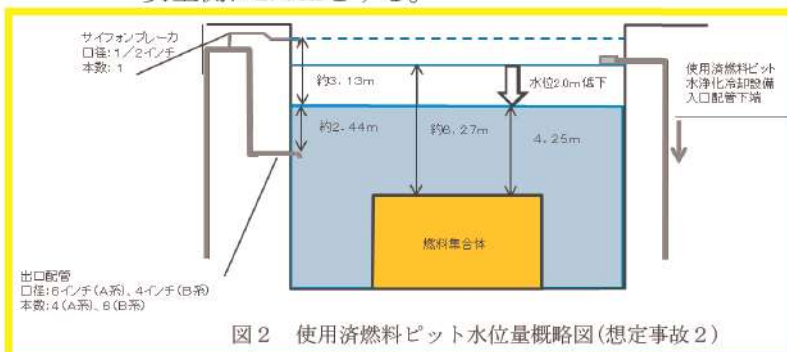


図2 使用済燃料ピット水位量概略図(想定事故2)

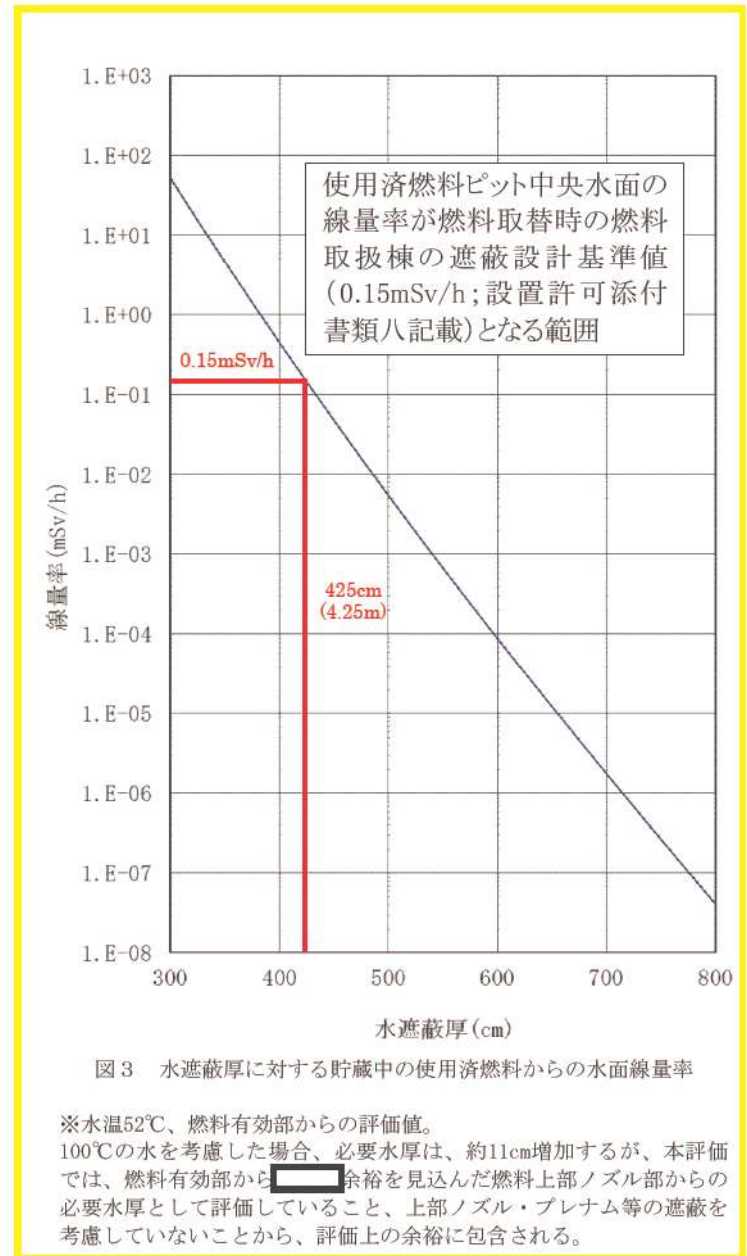


図3 水遮蔽厚に対する貯蔵中の使用済燃料からの水面線量率

※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 \square 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。

\square 部は機密情報に属しますので公開できません。

5. 燃料取替スキーム

(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)	
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サイクルル冷却済燃料	(13ヶ月+30日) ×5+7.5日	※1	0.049	—	—	—	—	—	
6サイクルル冷却済燃料	(13ヶ月+30日) ×6+7.5日	※1	0.047	—	—	—	—	—	
7サイクルル冷却済燃料	(13ヶ月+30日) ×7+7.5日	※1	0.045	—	—	—	—	—	
・・・	・・・	・・・	・・・	—	—	—	—	—	
59サイクルル冷却済燃料	(13ヶ月+30日) ×59+7.5日	※1	0.025	—	—	—	—	—	
60サイクルル冷却済燃料	(13ヶ月+30日) ×60+7.5日	※1	0.025	—	—	—	—	—	
61サイクルル冷却済燃料	(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) 事象発生時の使用済燃料ピットの初期水位、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、それぞれ実運用及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) 初期水位 (NWL : T. P. 32. 66m)

初期水位は、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) 初期水温 (40℃)

初期水温は、燃料取出し完了後の使用済燃料ピット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～燃料装荷までの使用済燃料ピット水温実測値の最高値を以下に示す。

表1 各号機の使用済燃料ピット水温 (運転中、定検中)

a. 泊発電所3号機(定検中)

(運転中(参考))

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

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)

(運転中(参考))

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

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)

(運転中(参考))

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

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、定検中の使用済燃料ピット水温の最高値は約 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、運転中の使用済燃料ピット水温の最高値は約 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

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。泊3号炉では、設備の合理化のため、リファレンスプラントと比較してタービン動補助給水ポンプの容量を低減している（別紙5）。このため、タービン動補助給水ポンプ1台による補助給水となる「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))

④1次冷却材平均温度 (初期)

電気出力向上のため、泊3号機 (電気出力 912MWe) ではリファレンスプラントである伊方3号機 (電気出力 890MWe) よりも原子炉容器出口温度を高く設定している。なお、原子炉容器出口温度の設定に当たっては、国内既設4ループ (325°C) を参考に、熱的裕度を確保し、燃料被覆管腐食制限等を逸脱しないような値として 325.0°Cと設定している。これに伴い、1次冷却材平均温度 (初期) は3ループ標準値 (302.3+2.2°C) に対して 306.6+2.2°Cと 4.3°C高くなり、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。

(別紙1-1、別紙1-2)

⑤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。

なお、解析条件に直接は関係がないものの、リファレンスプラントである伊方3号機と違い、泊3号機では 55GWd/t+1/4MOX を設計ベースとしていることから、燃料取替用水ピットのほう素濃度増加による設備面でのデメリットを回避するためほう酸注入タンクを設置している。

■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)	2652×1.02MWt	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	48t/基	50t/基	
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
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、主蒸気迷がし弁/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シールド部からの漏えい率(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シールド部からの漏えい率(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

枠組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)	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
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)	6030m ³ /h	6060m 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	48t/基	50t/基	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。
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 1m ³ コンクリート : 約 1m ³	金属 : 約 1m ³ コンクリート : 約 1m 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。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。
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)	2652MWt	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)	15.4MPa[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。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。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]	相違なし
加圧器逃がし弁(個数、容量、設定圧力)	2個、95t/h/個	MPa[gage]	相違なし
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)	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%、MPa[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
重大事故等対策	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)	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	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インチ破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。
重大事故対策	2次系強制冷却による蓄圧・低圧注入 -SI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)

「ECS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)	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)	6030m 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。
SG 2次側保有水量	48t/基	50t/基	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若干異なるものの、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
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、200m ³ /h(炉心注水)	同左	相違なし
重大事故等対策	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)	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	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
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 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])	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	ケルダクン&リヤケルレージョン ・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)	ケルダクン&リヤケルレージョン ・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)	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	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やや大きい。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	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]と水位検出器下端水位、2秒)	同左	相違なし
重大事故等対策	ケール・ウツリ・サキ・モレージョン ・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分で開始)	同左	相違なし

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。

： 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)」「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-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 [gauge]	同左	相違なし
2次側圧力(初期)	5.32 + 0.21MPa [gauge]	5.73 + 0.21MPa [gauge]	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	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 [gauge]	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 : 約 2m ³ コンクリート : 約 2m ³	金属 : 約 2m ³ 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

■ 枠組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°C	306.6 + 2.2°C	1次冷却材平均温度は個別解析の方が4.3°C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。
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
SG2次側保有水量	48t/基	50t/基	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。
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%小さいが、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°C~約155°C、約1.9MW~約8.1MW)	2基(1基当たり100°C~約155°C、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 L O C A 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)	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。
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、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

□ 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 +1/4M0X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 +1/4M0X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ー+80mm	原子炉容器出入口ノズルセクター+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。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。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

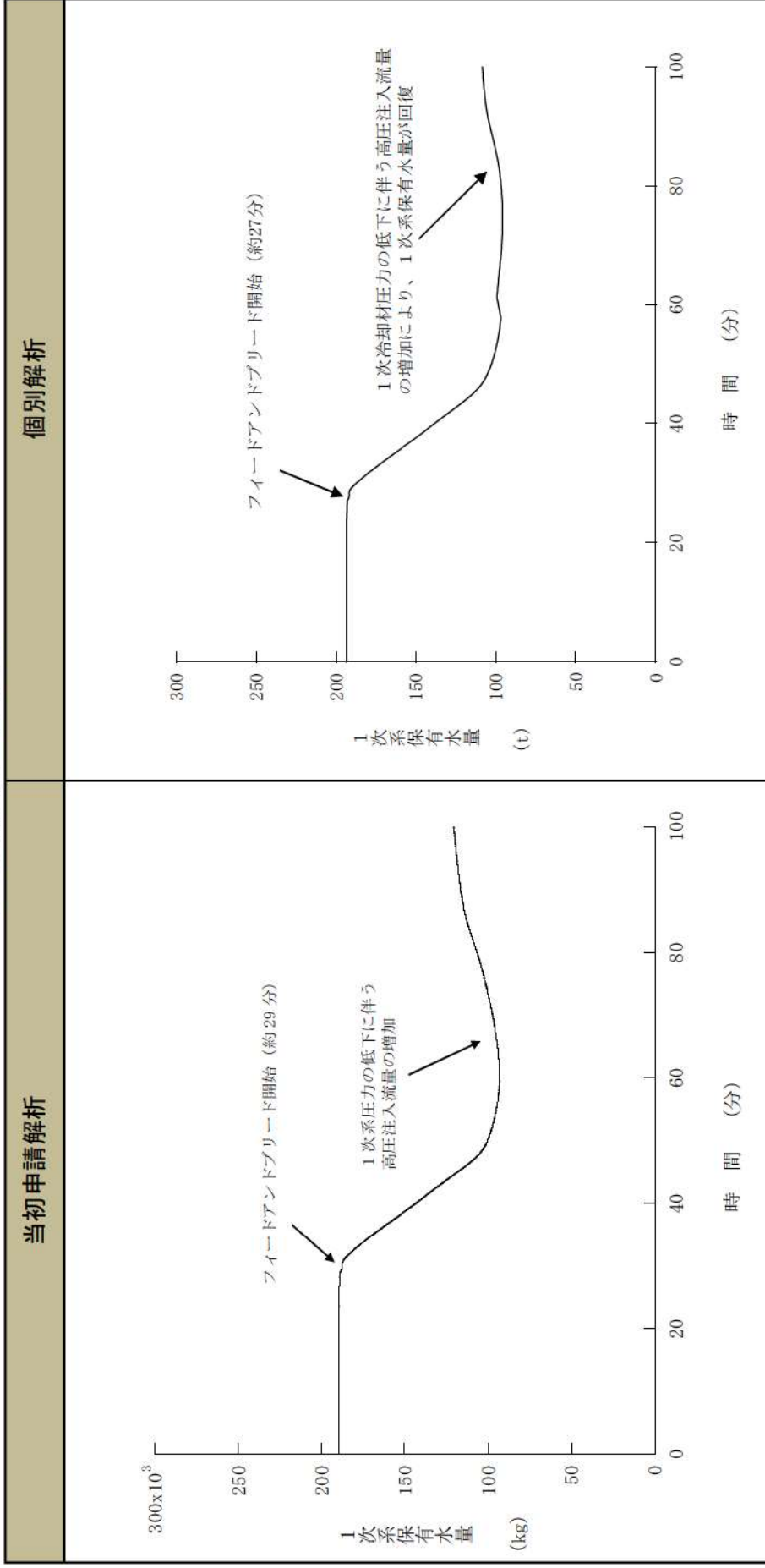
：当初申請解析とのパラメータの相違点

：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】

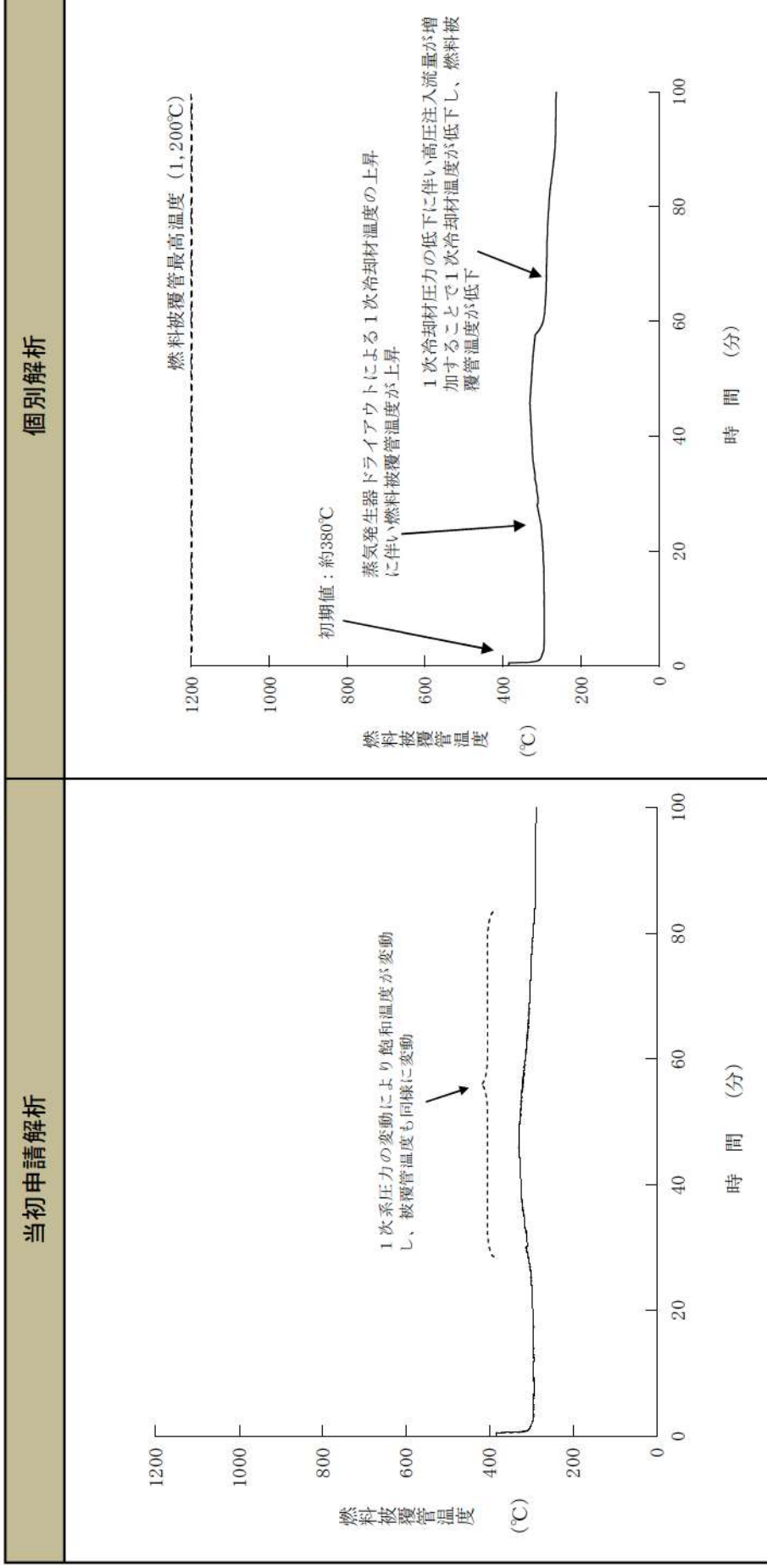


【当初申請解析と個別解析の差異】
 ほぼ同様の挙動となっている。

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】

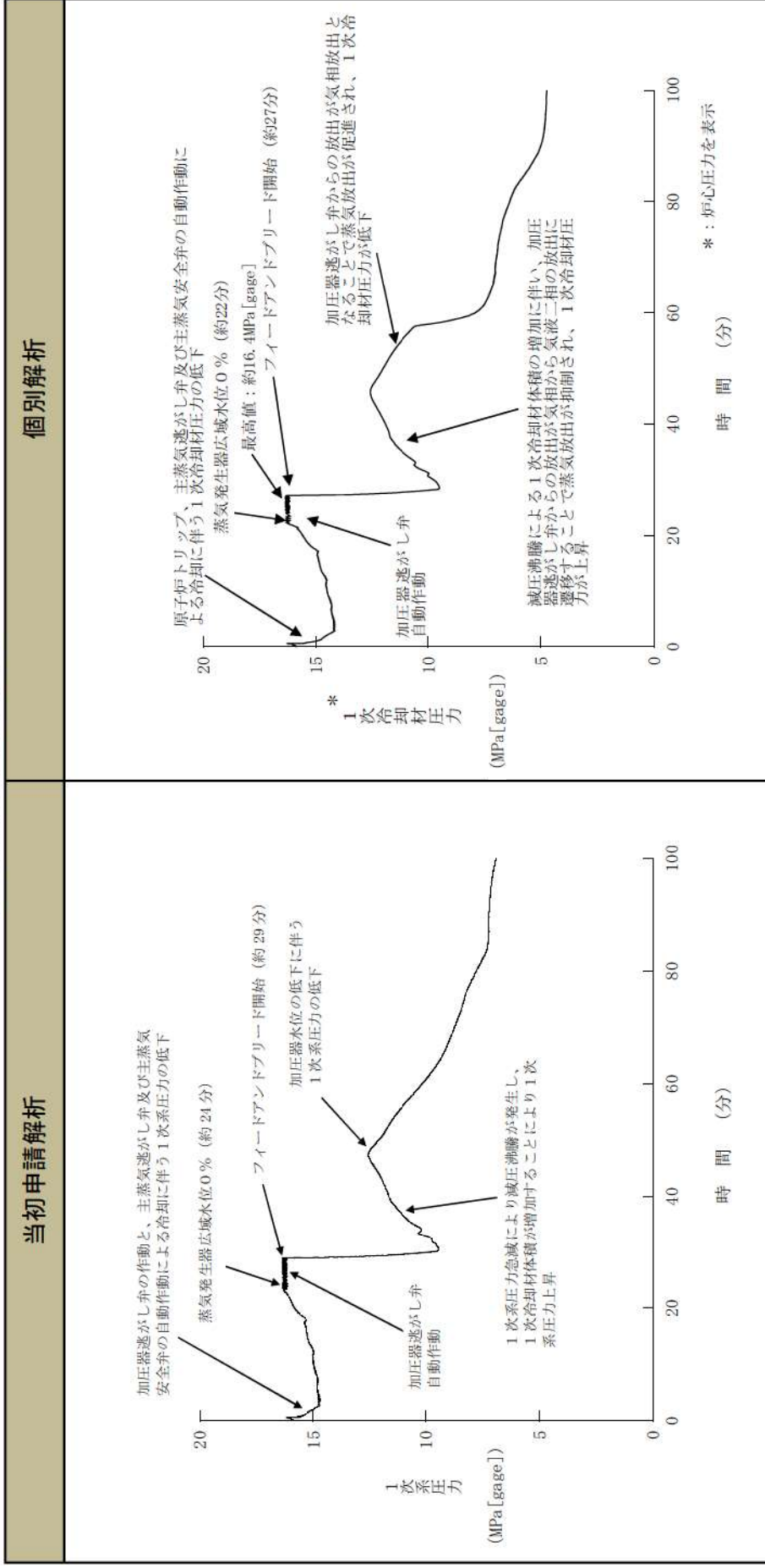


【当初申請解析と個別解析の差異】
ほぼ同様の挙動となっている。

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

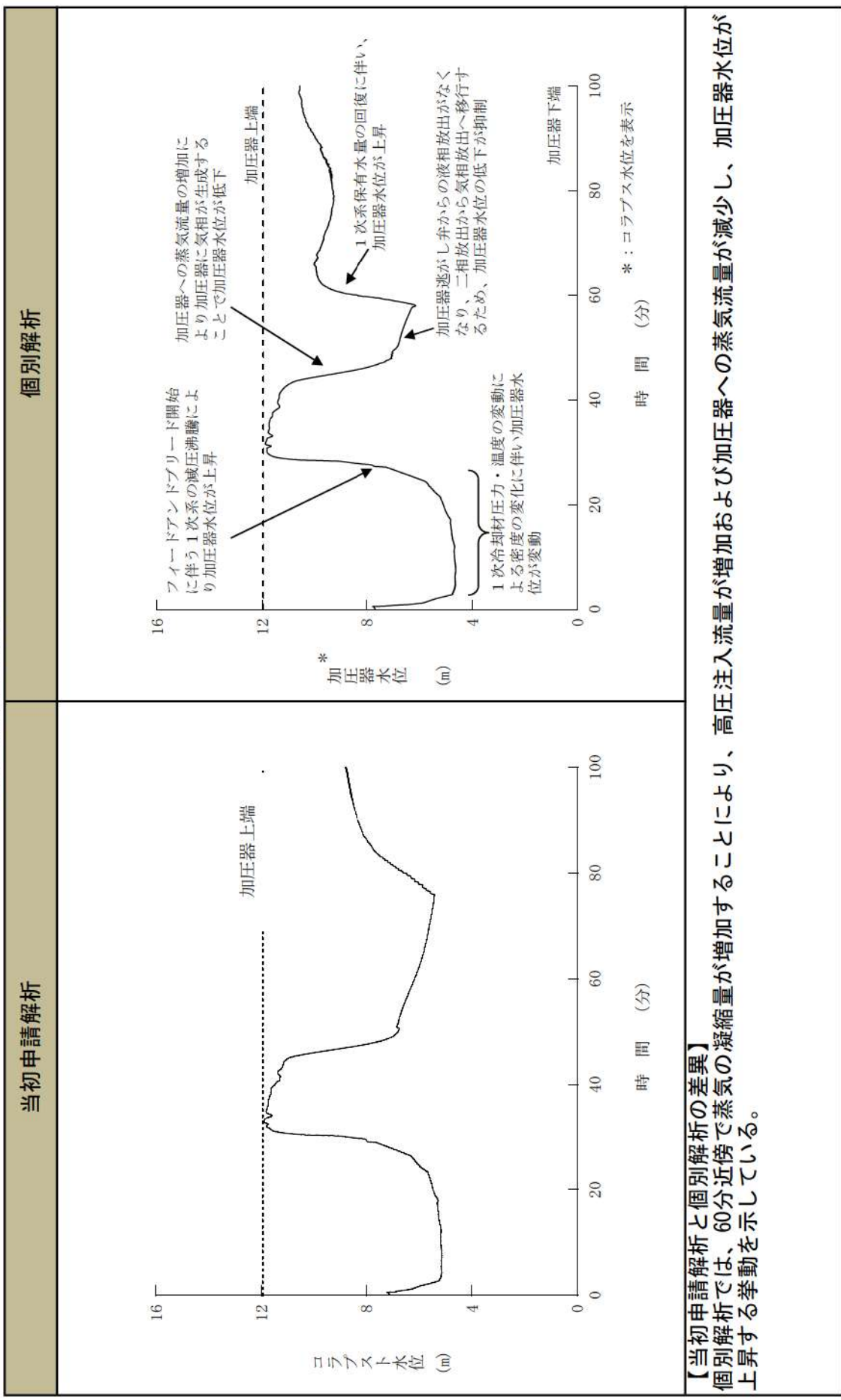
【1次冷却材圧力の推移】



【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

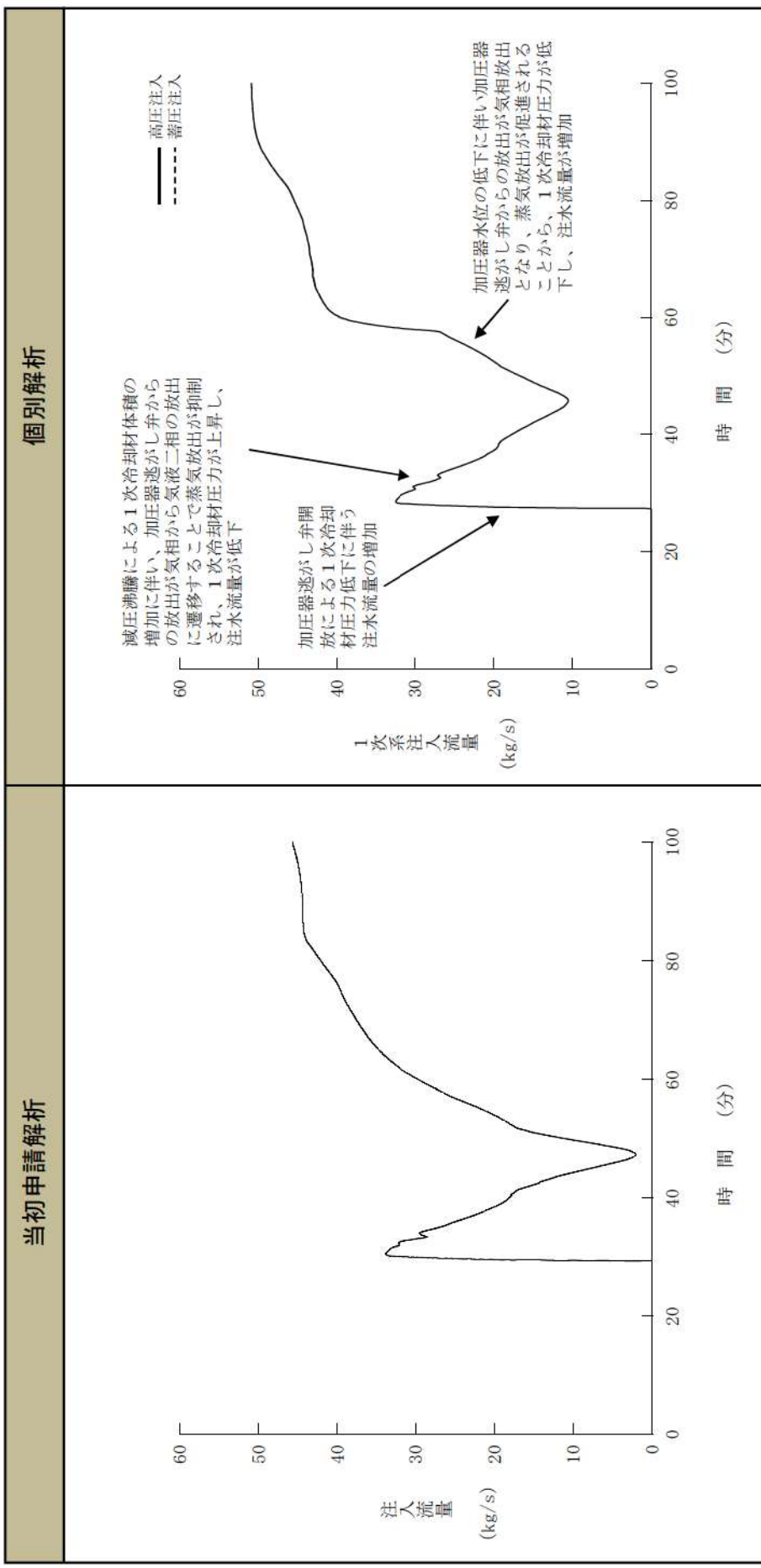
【加圧器水位の推移】



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】



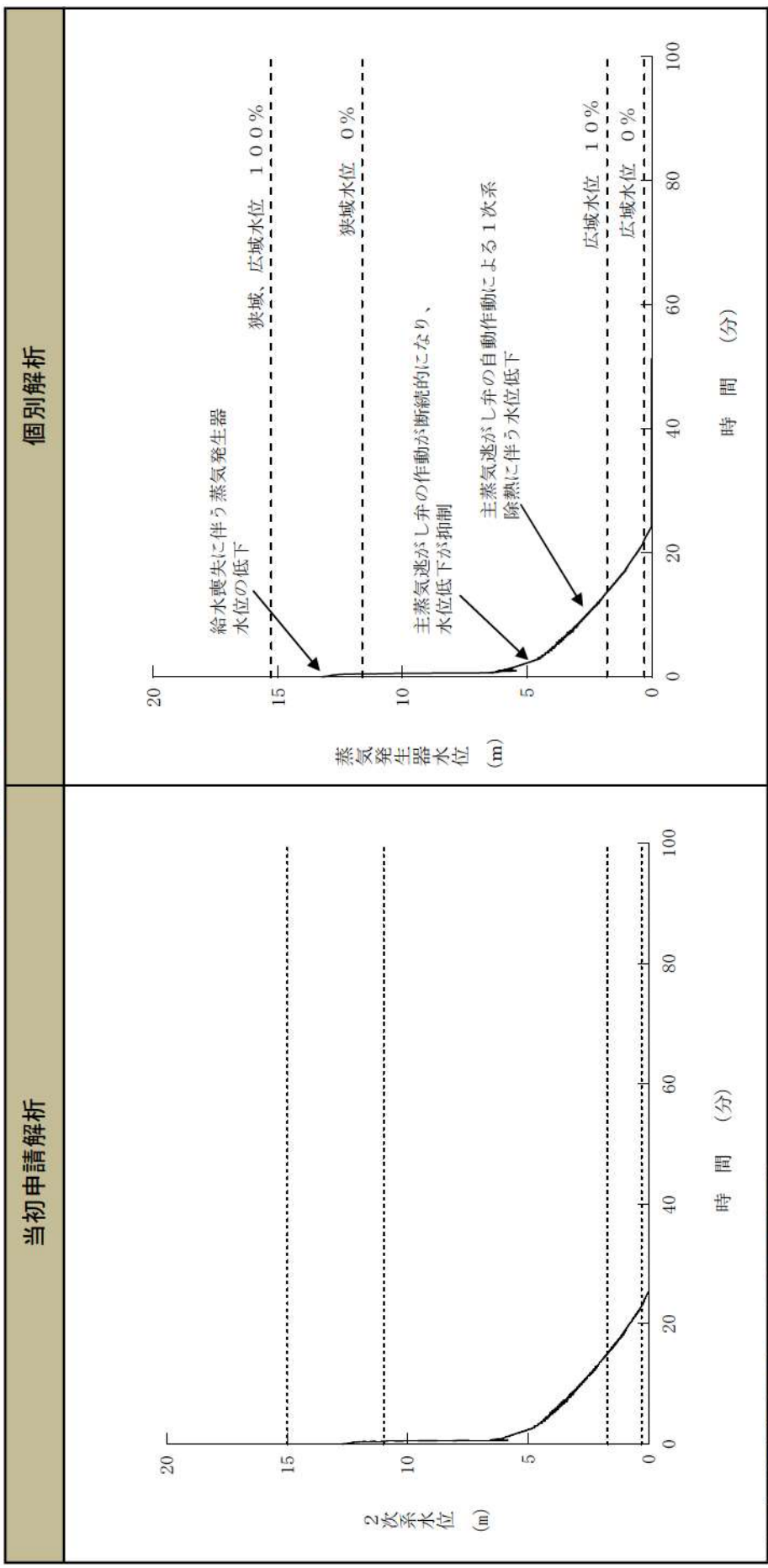
【当初申請解析と個別解析の差異】

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

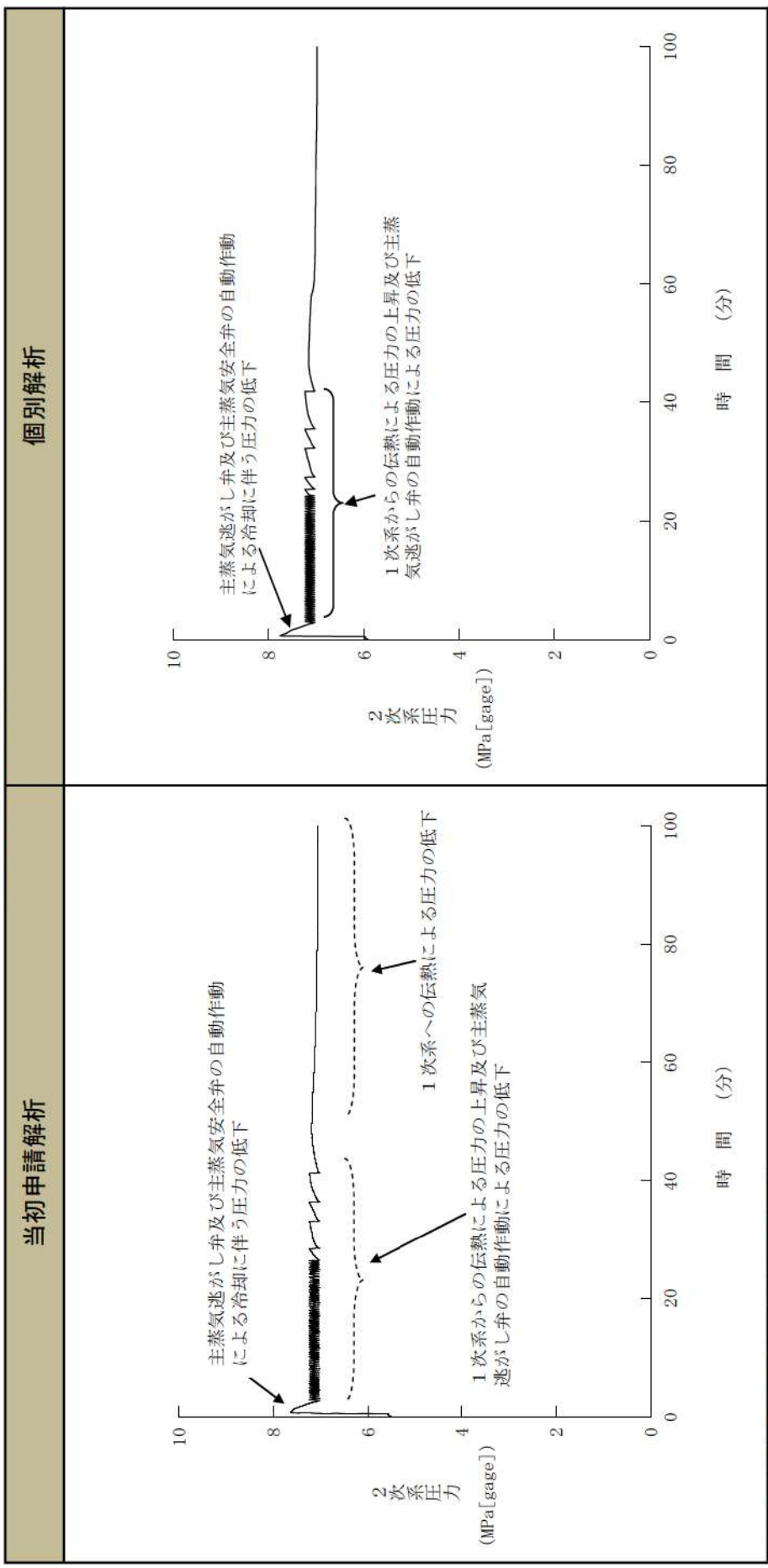
【蒸気発生器水位の推移】



【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

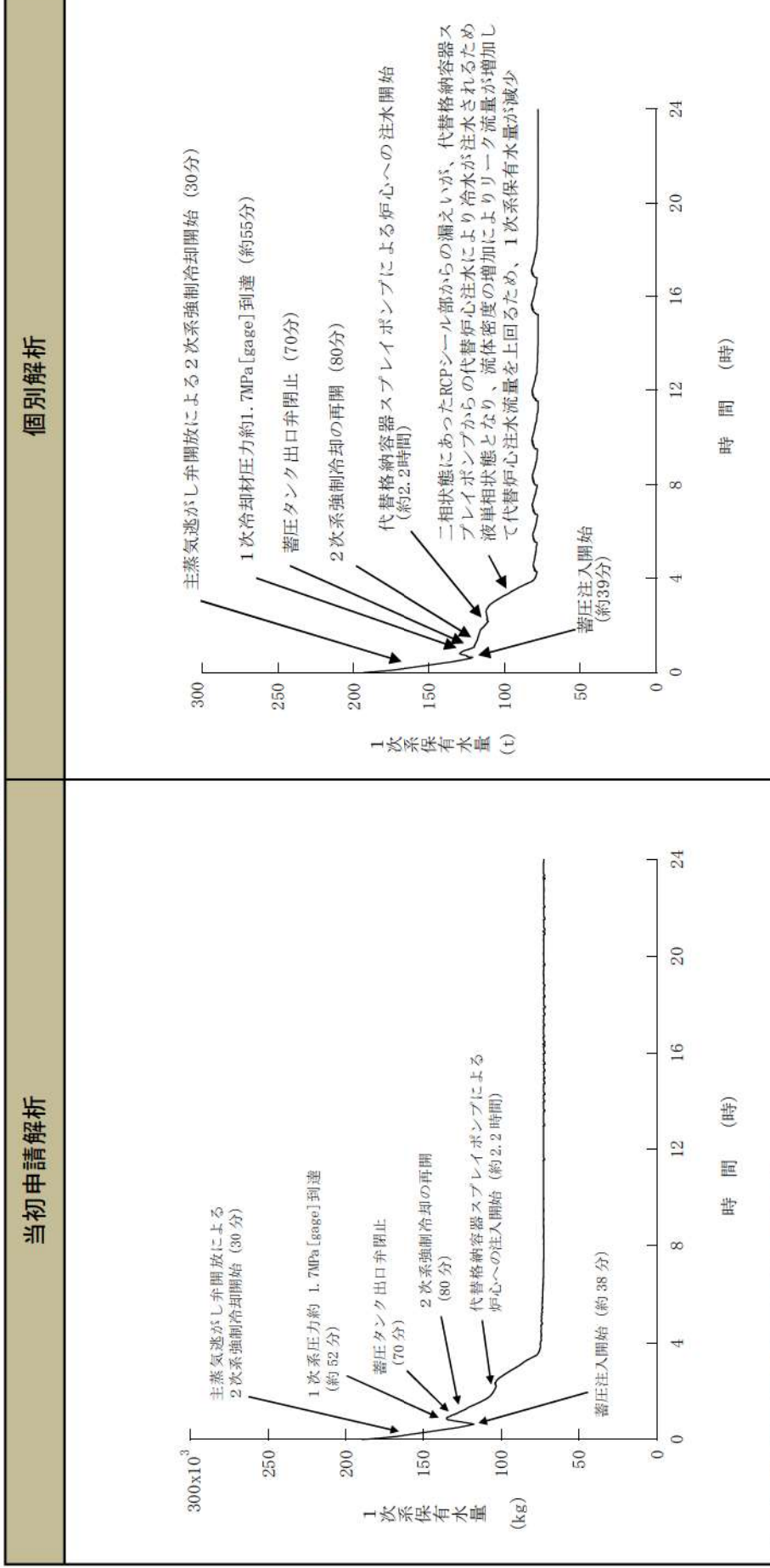
【2次系圧力の推移】



【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。

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】

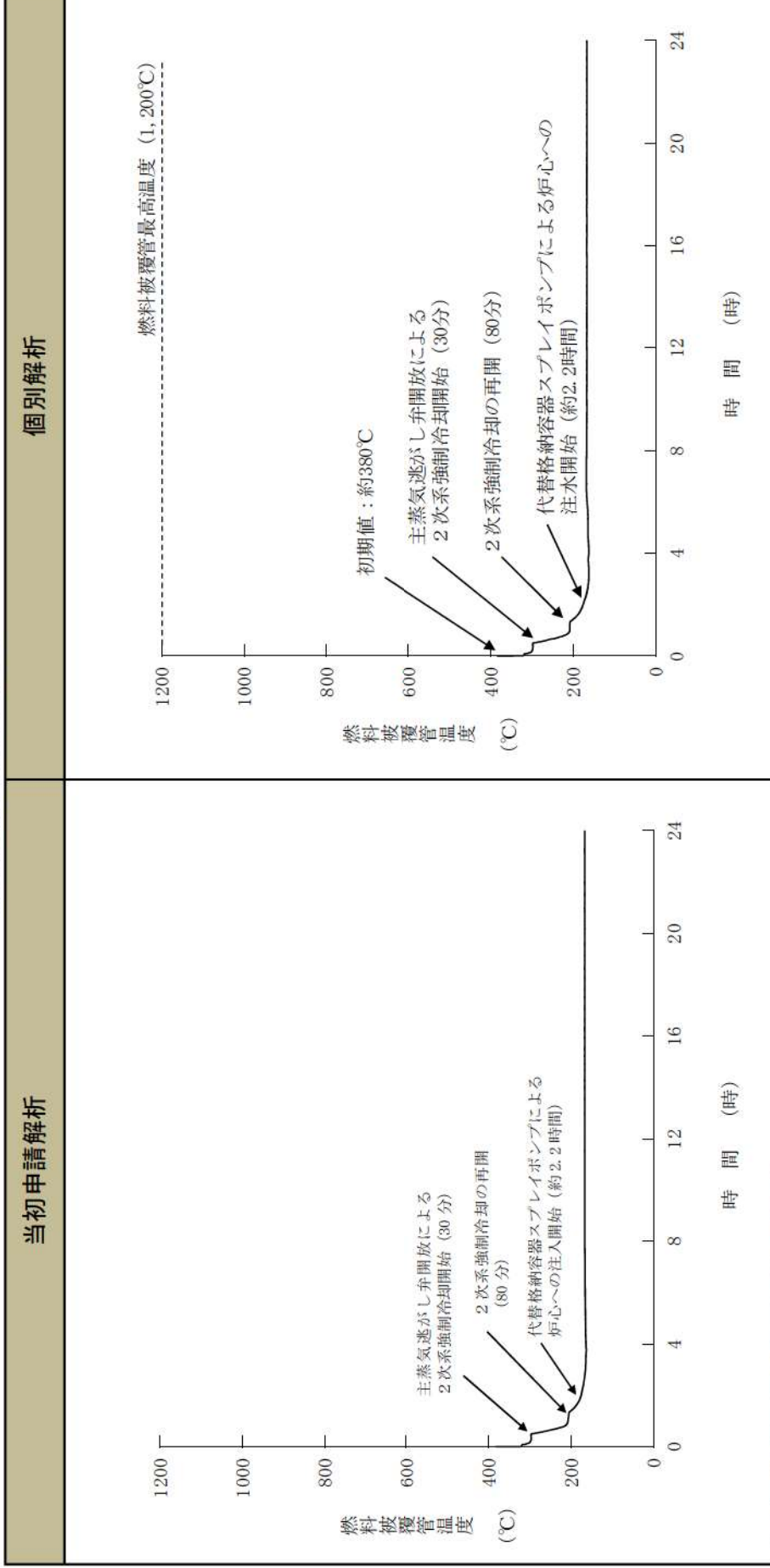


【当初申請解析と個別解析の差異】
 ほぼ同様の挙動となっている。
 なお、個別解析では、1次冷却系の蒸気発生器出口側配管の水平部の形状がやや浅く、蒸気発生器を回り込んだ蒸気が漏えい口から抜けやすい傾向があり、液相状態の漏えいに加えて気相状態の漏えいも生じるため、1次系保有水量は4時間以降若干振動したような挙動を示すが、炉心は冠水状態であり、影響は小さい。

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】

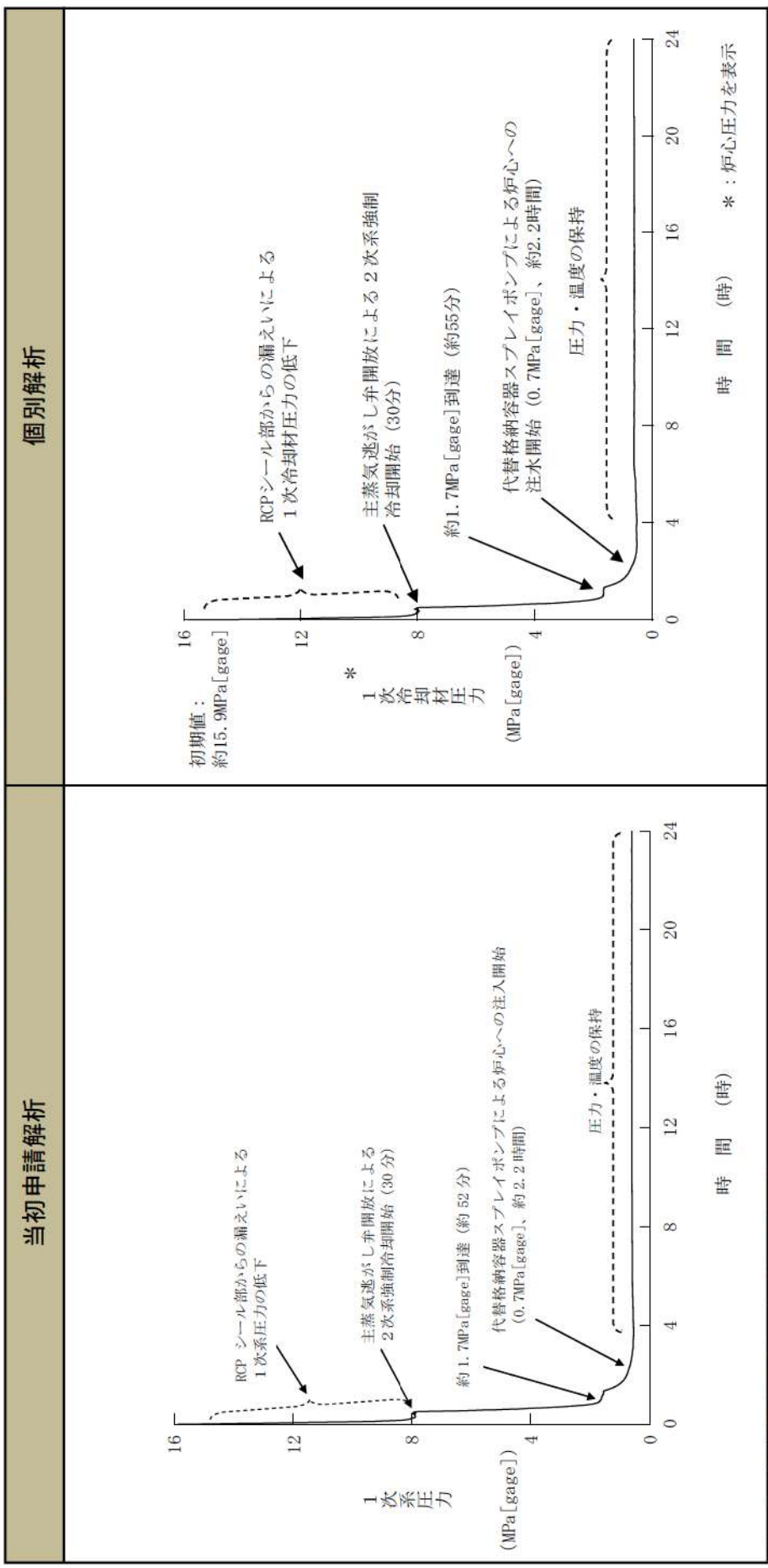


【当初申請解析と個別解析の差異】
ほぼ同様の挙動となっている。

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)

全交流動力電源喪失 (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】

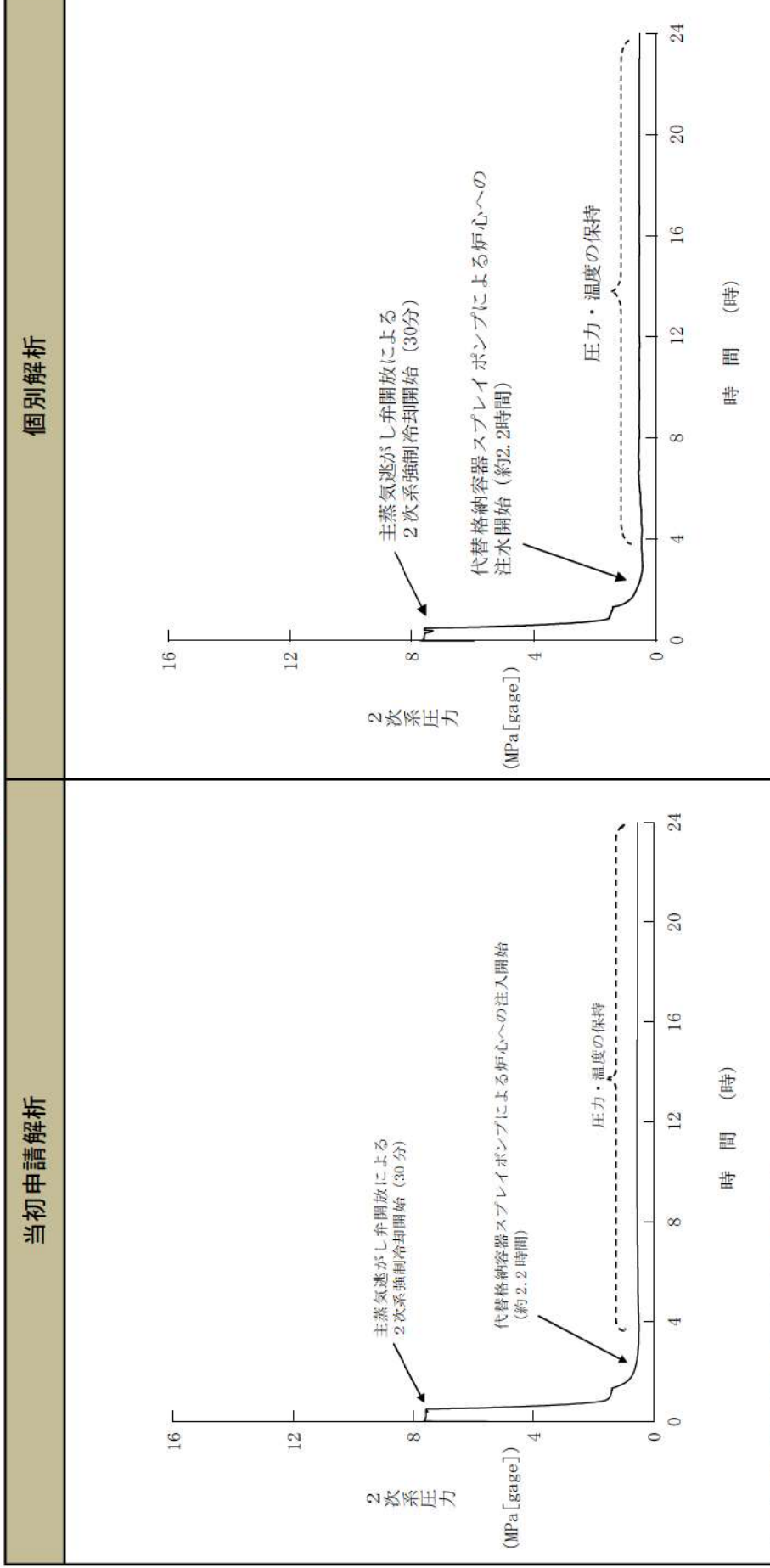


【当初申請解析と個別解析の差異】
ほぼ同様の挙動となっている。

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。

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

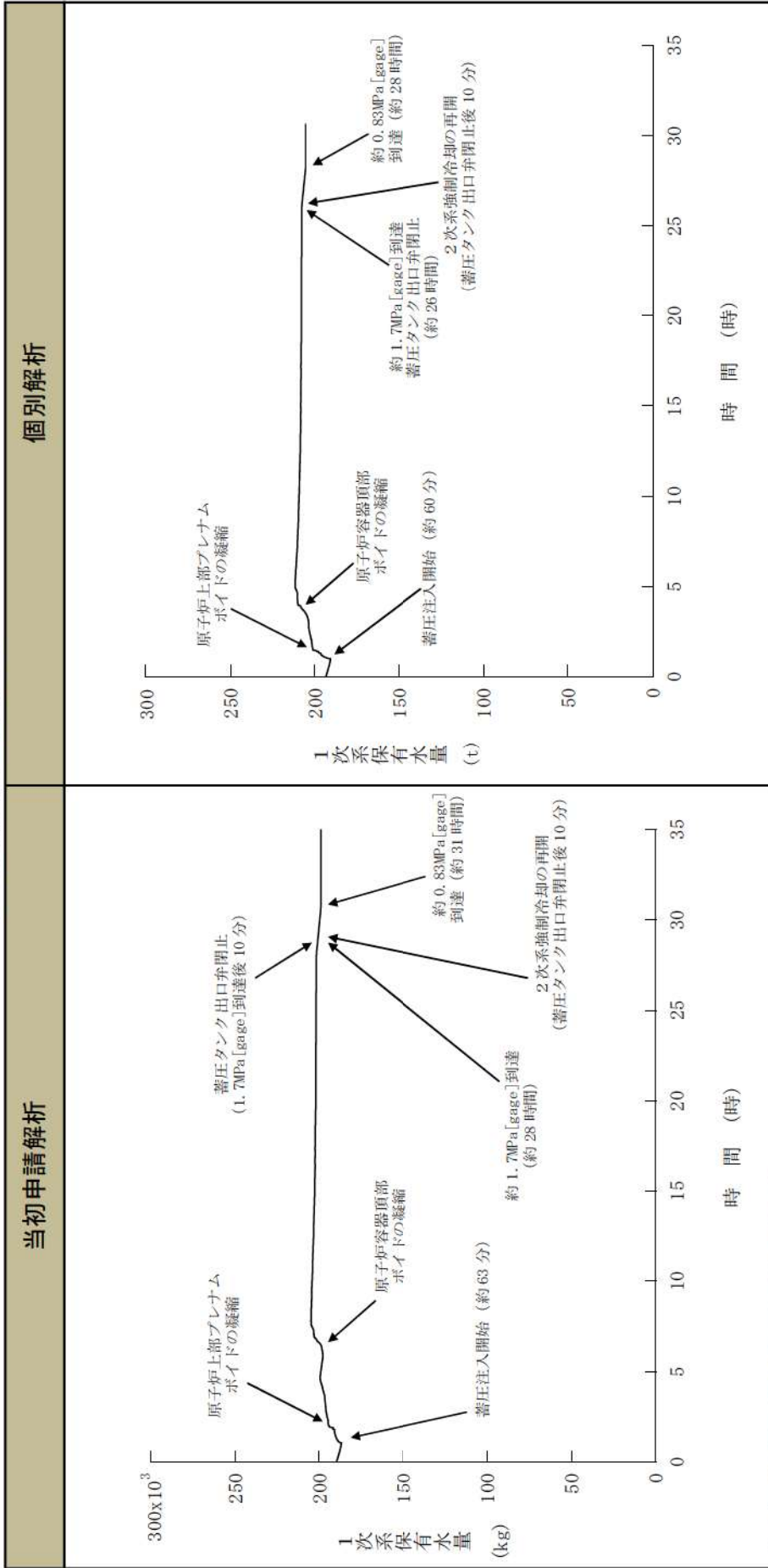
【蒸気発生器保有水量の推移】

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シーリング)

【1次系保有水量の推移】



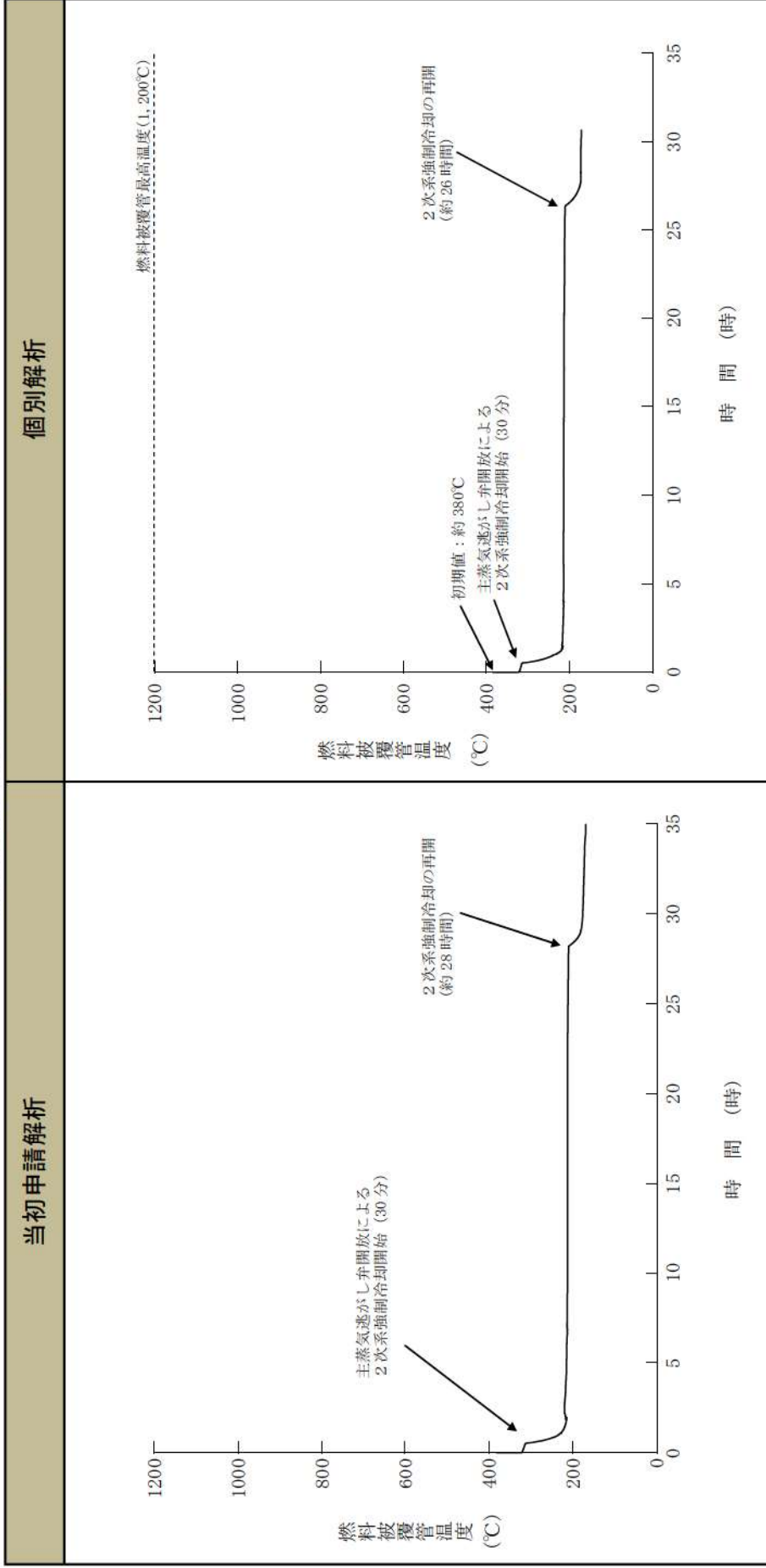
【当初申請解析と個別解析の差異】

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℃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】

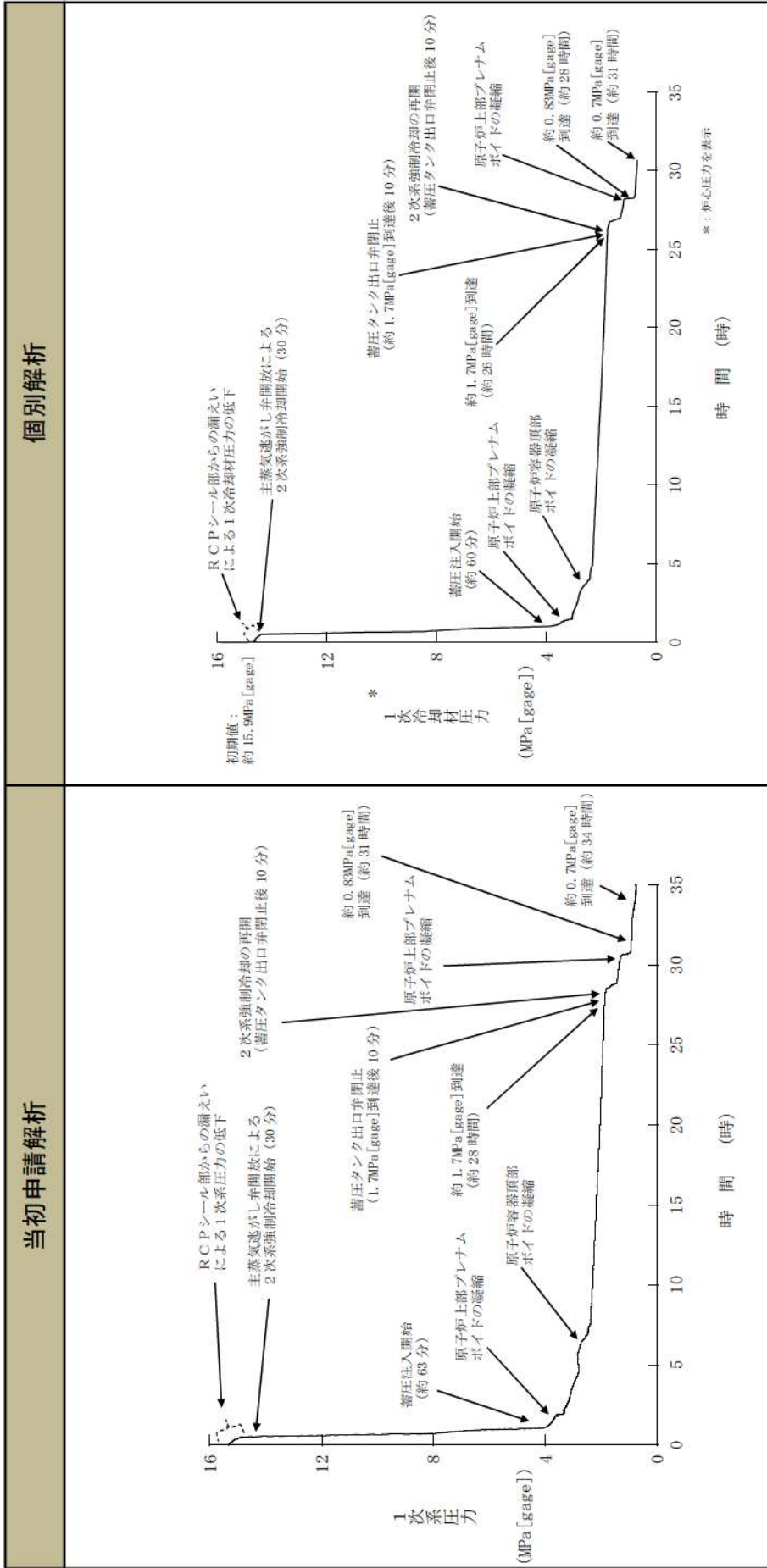


【当初申請解析と個別解析の差異】
ほぼ同様の挙動となっている。

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)

全交流動力電源喪失 (RCPシールリーク)

【1次冷却材圧力の推移】



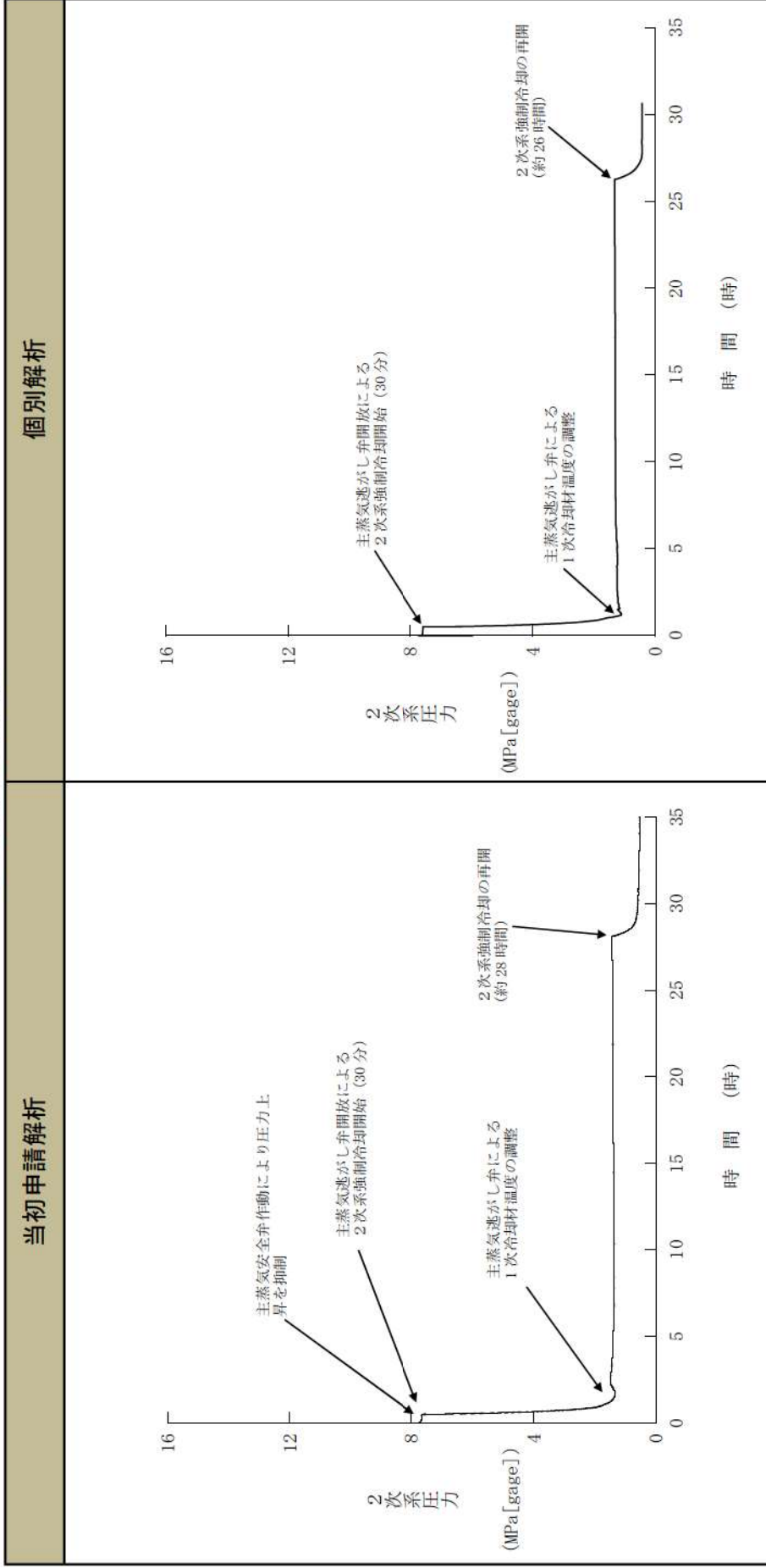
【当初申請解析と個別解析の差異】
ほぼ同様の挙動となっている。

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°C到達時点) までの温度低下量が大きいため、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。

別紙 2-1 (17/43)

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)

【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】

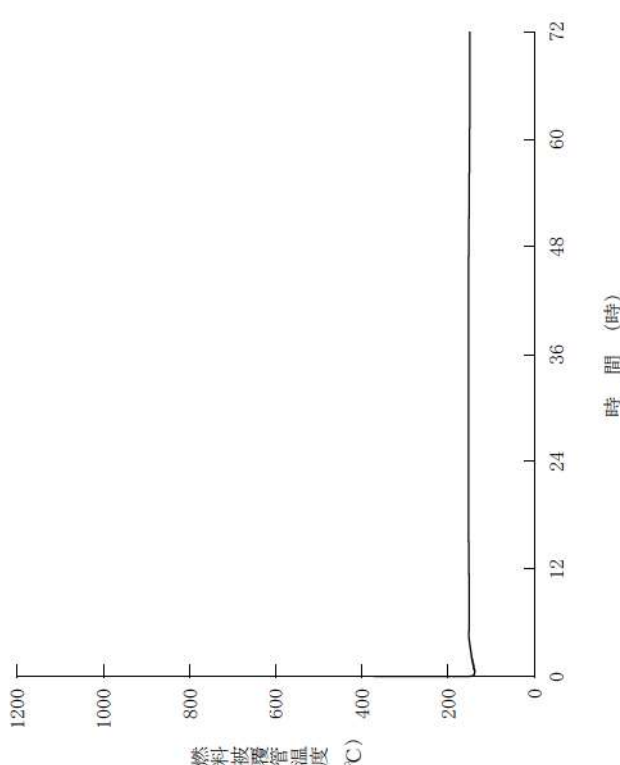
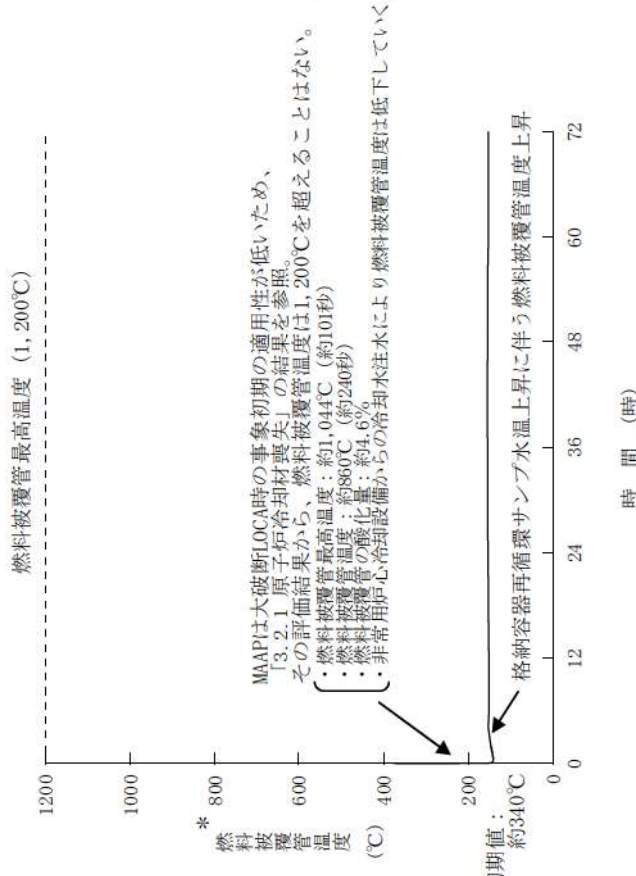
当初申請解析	個別解析
<p>原子炉容器水位 (m)</p> <p>時間 (時)</p>	<p>原子炉容器内水位 (m)</p> <p>時間 (時)</p> <p>* : 原子炉容器内水位は入口ノズル下端を上限とした気泡炉心水位を表示</p>

【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トリップの発生直後の原子炉容器水位の低下が見られない。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】

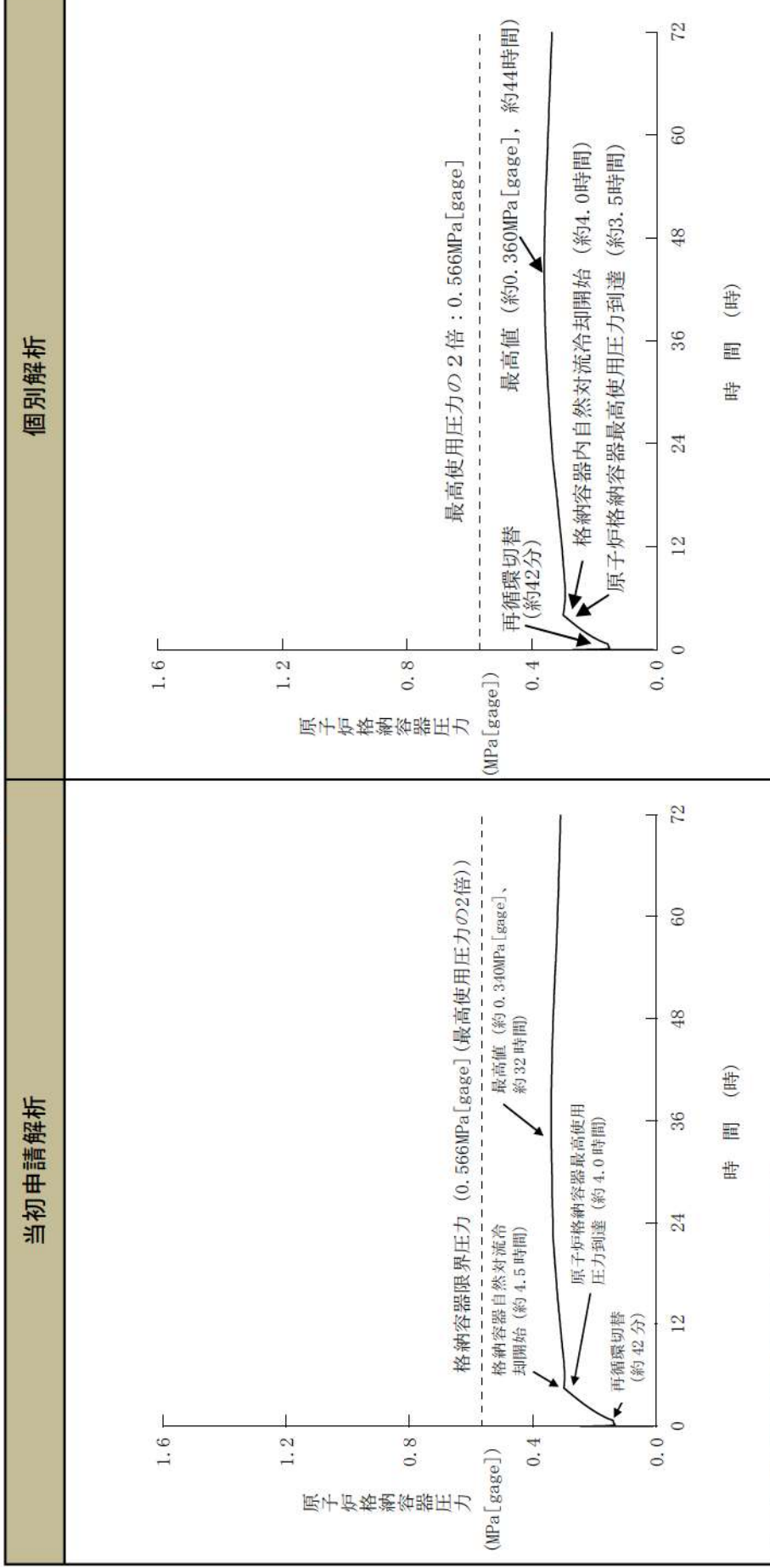
当初申請解析	個別解析
 <p>燃料被覆管温度 (°C)</p> <p>時間 (時)</p>	 <p>燃料被覆管最高温度 (1,200°C)</p> <p>燃料被覆管温度 (°C)</p> <p>時間 (時)</p> <p>初期値：約340°C</p> <p>格納容器再循環サンプル水温上昇に伴う燃料被覆管温度上昇</p> <p>MAAPは大破断LOCA時の事象初期の適用性が低いため、 「3.2.1 原子炉冷却材喪失」の結果を参照。 その評価結果から、燃料被覆管温度は1,200°Cを超えることはない。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・燃料被覆管最高温度：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>*：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>

【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
- 【これは主に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。】

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>1次冷却材圧力 (MPa[gage])</p> <p>時間 (秒)</p> <p>* 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値を表示</p>

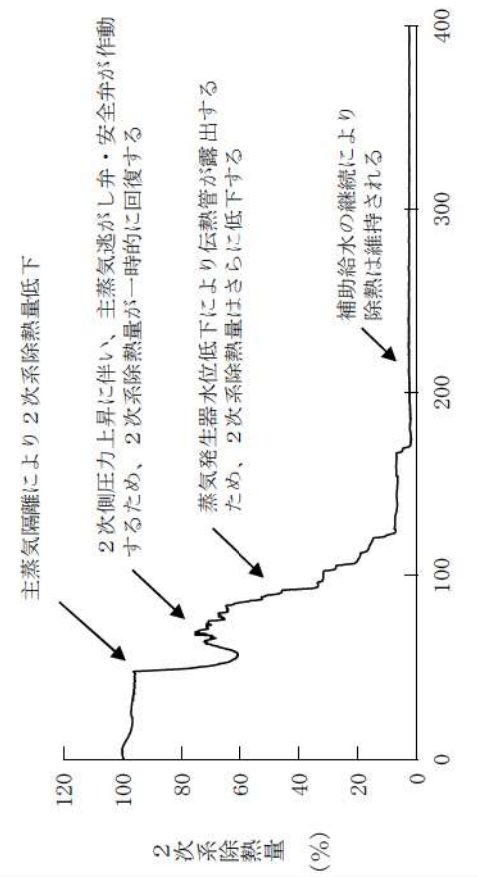
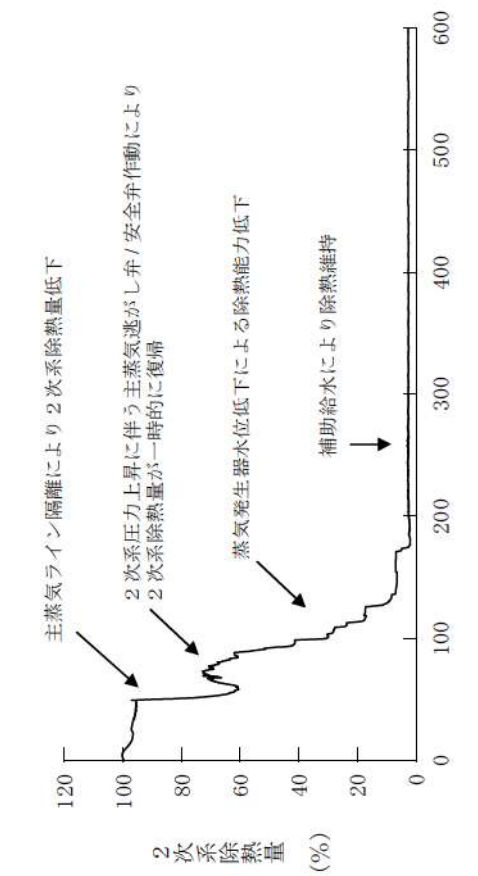
【当初申請解析と個別解析の差異】

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ループレータ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
 <p>主蒸気隔離により2次系除熱量低下</p> <p>2次側圧力上昇に伴い、主蒸気逃がし弁・安全弁が動作するため、2次系除熱量が一時的に回復する</p> <p>蒸気発生器水位低下により伝熱管が露出するため、2次系除熱量はさらに低下する</p> <p>補助給水の継続により除熱は維持される</p> <p>2次系除熱量 (%)</p> <p>時間 (秒)</p>	 <p>主蒸気ライン隔離により2次系除熱量低下</p> <p>2次系圧力上昇に伴う主蒸気逃がし弁/安全弁作動により2次系除熱量が一時的に復帰</p> <p>蒸気発生器水位低下による除熱能力低下</p> <p>補助給水により除熱維持</p> <p>2次系除熱量 (%)</p> <p>時間 (秒)</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)

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)】

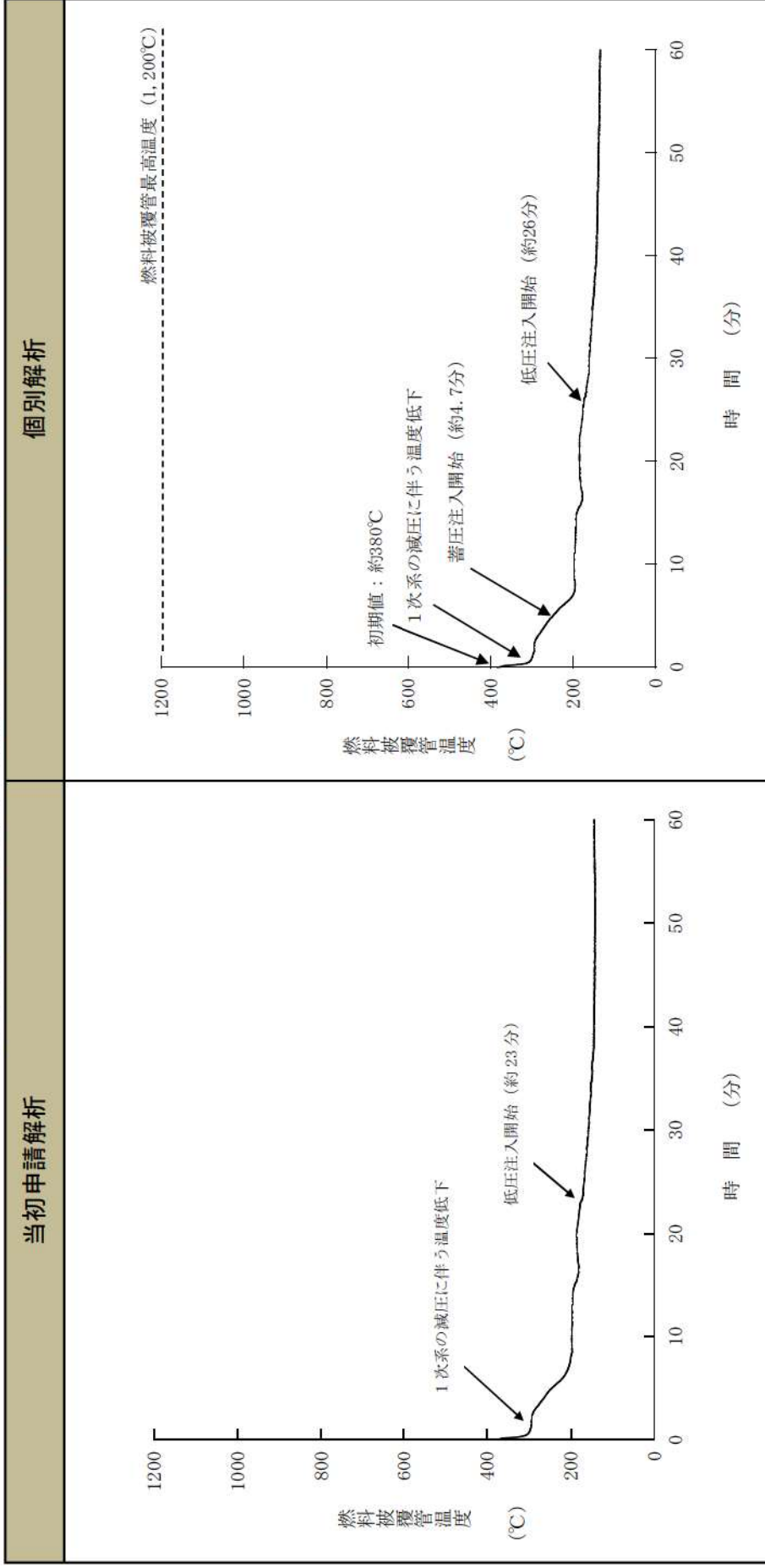
当初申請解析	個別解析
<p>1次系保有水量 (kg)</p> <p>時間 (分)</p>	<p>1次系保有水量 (t)</p> <p>時間 (分)</p>

【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)】

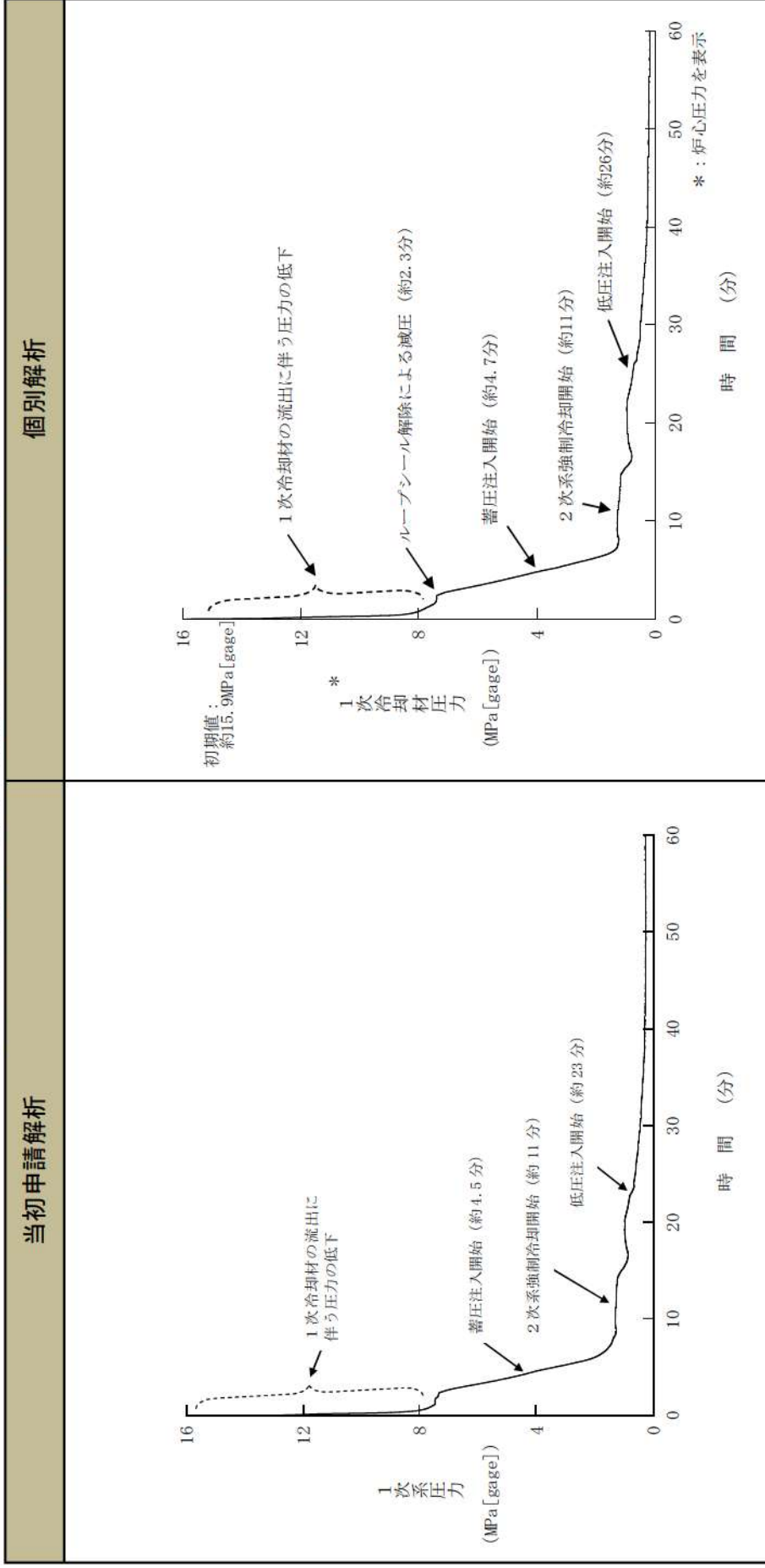


【当初申請解析と個別解析の差異】
 ほぼ同様の挙動となっている。

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)】

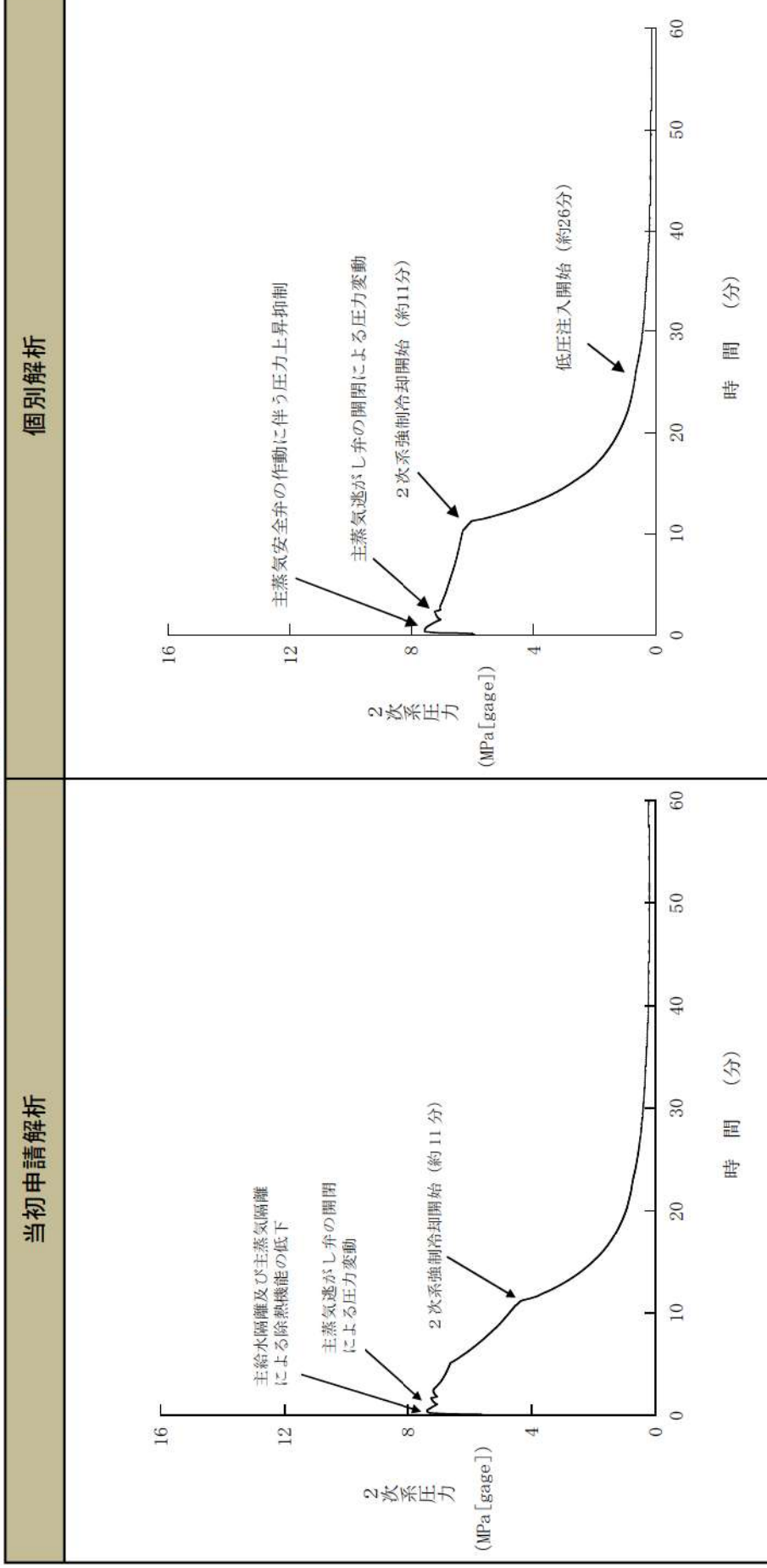


【当初申請解析と個別解析の差異】
 ほぼ同様の挙動となっている。

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

【2次系圧力の推移 (破断口径：6インチ)】

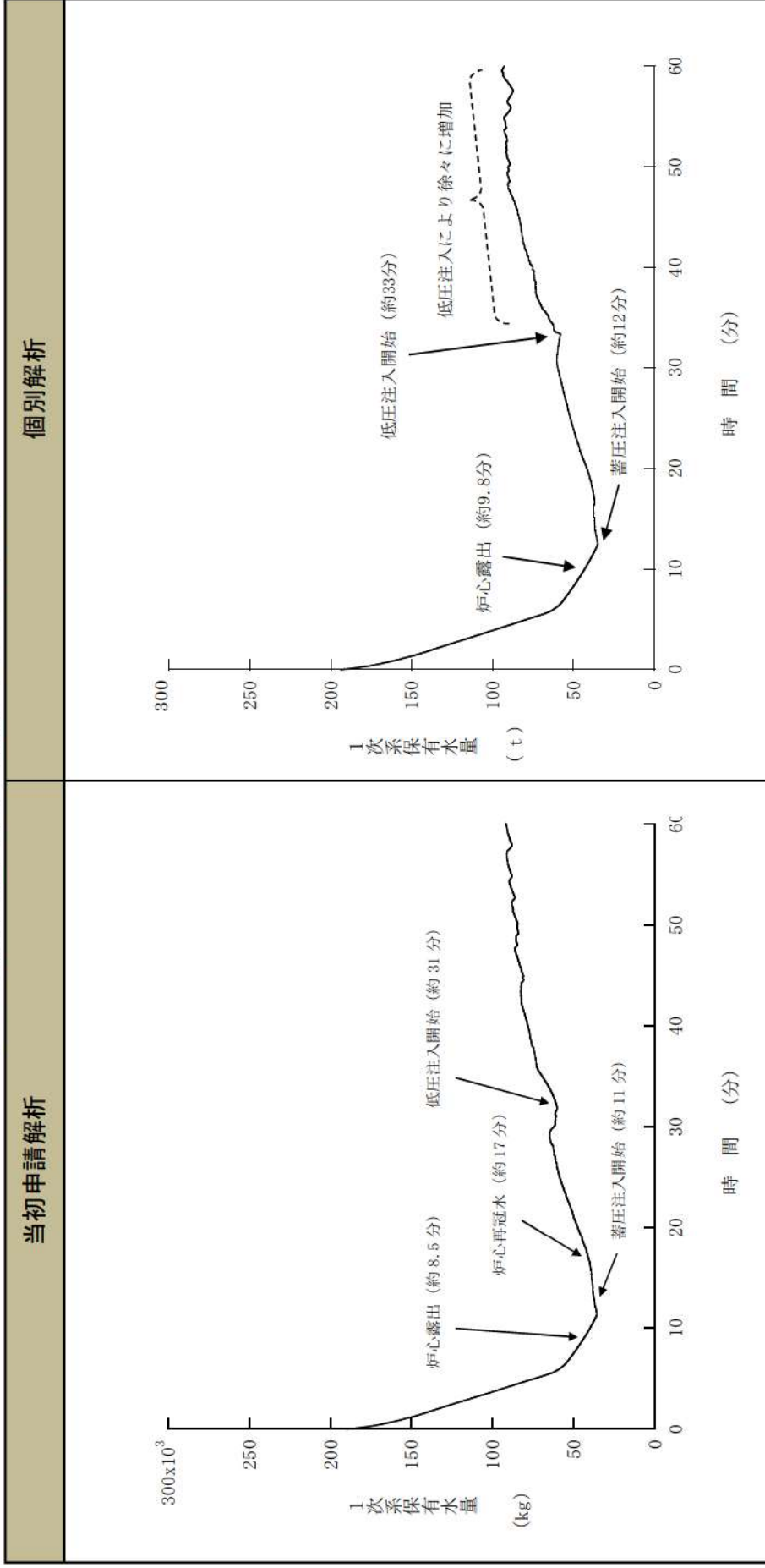


【当初申請解析と個別解析の差異】
 個別解析では補助給水流量が少ないことから、補助給水ピットの低温水が蒸気発生器に到達するのが遅く、それまでは補助給水温度が高い状態が続くことから、2次系圧力の低下が緩やかになっている。その後、2次系強制冷却を開始することで2次系圧力は低下し、事象進展はほぼ同様となっている。

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)】

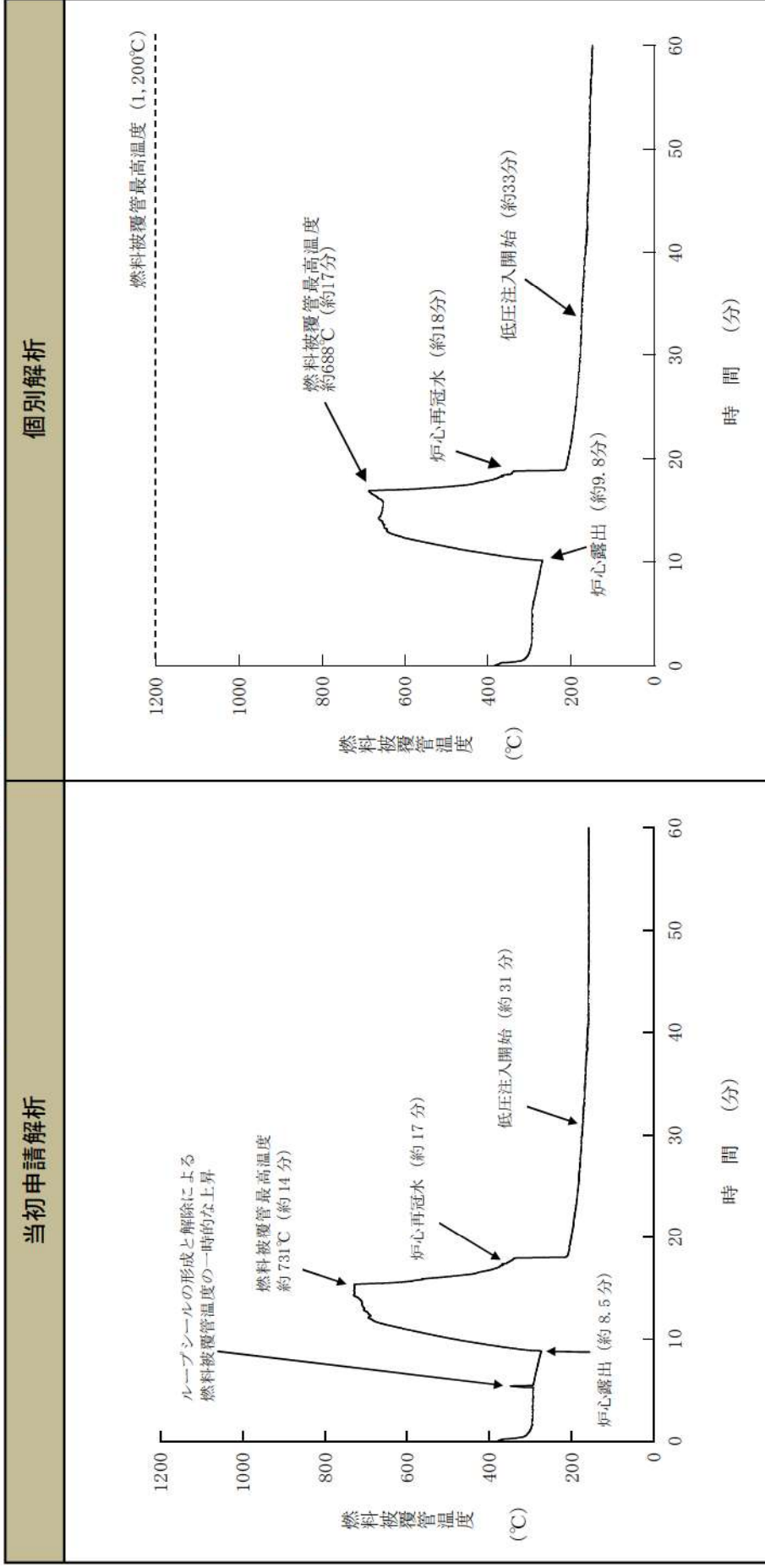


【当初申請解析と個別解析の差異】
 ほぼ同様の挙動となっている。

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次系体積が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

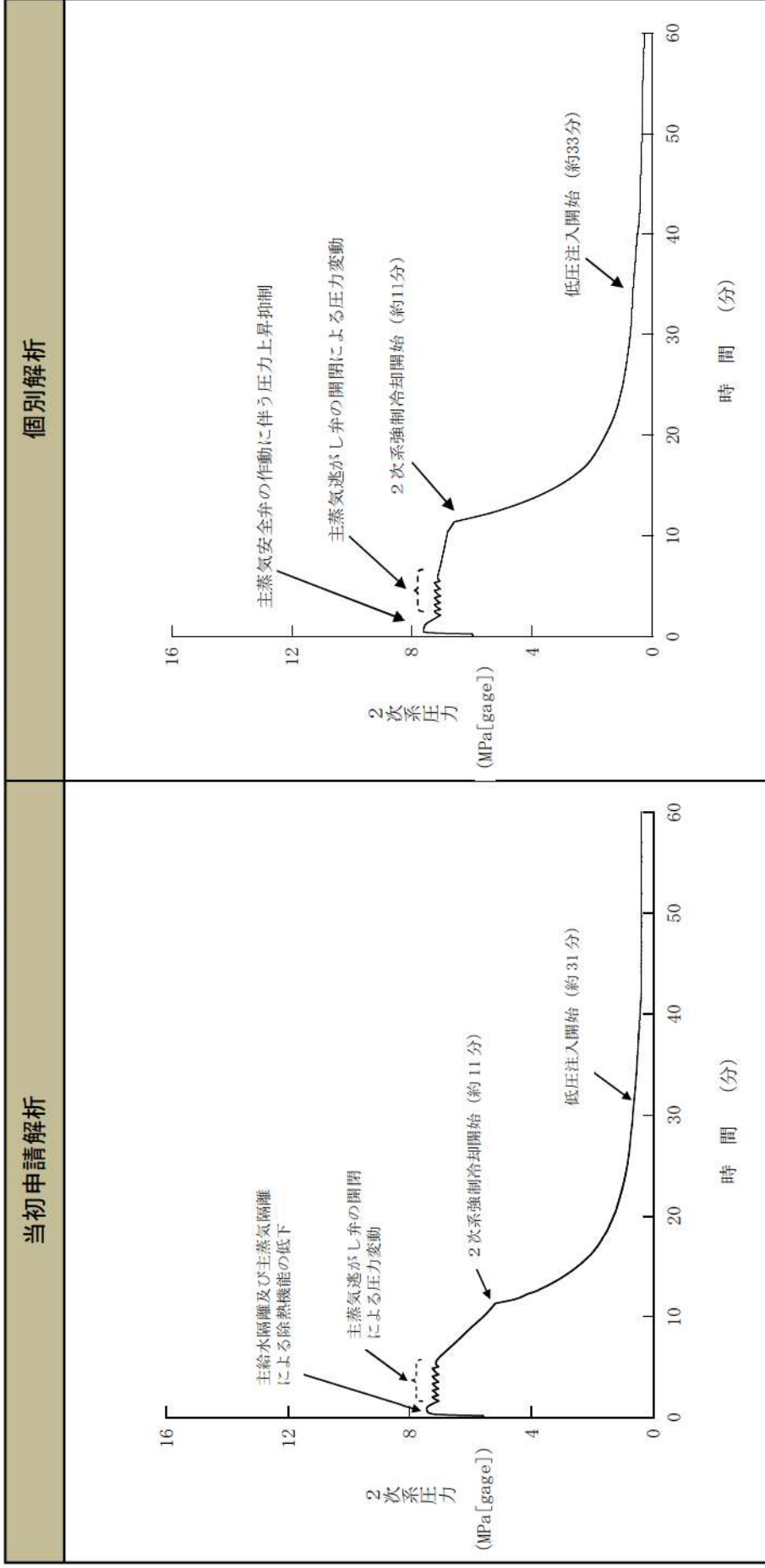
【1次冷却材圧力の推移(破断口径:4インチ)】

当初申請解析	個別解析
<p>1次系圧力 (MPa [gauge])</p> <p>初期値: 約15.9MPa [gauge]</p> <p>1次冷却材の流出に伴う圧力の低下 (約5.3分)</p> <p>ループシール解除による減圧 (約11分)</p> <p>蓄圧注入開始 (約11分)</p> <p>2次系強制冷却開始 (約12分)</p> <p>低圧注入開始 (約31分)</p> <p>時間 (分)</p>	<p>1次冷却材圧力 (MPa [gauge])</p> <p>初期値: 約15.9MPa [gauge]</p> <p>1次冷却材の流出に伴う圧力の低下 (約5.3分)</p> <p>ループシール解除による減圧 (約5.3分)</p> <p>2次系強制冷却開始 (約11分)</p> <p>蓄圧注入開始 (約12分)</p> <p>低圧注入開始 (約33分)</p> <p>時間 (分)</p> <p>*: 炉心圧力を表示</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。
 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)】

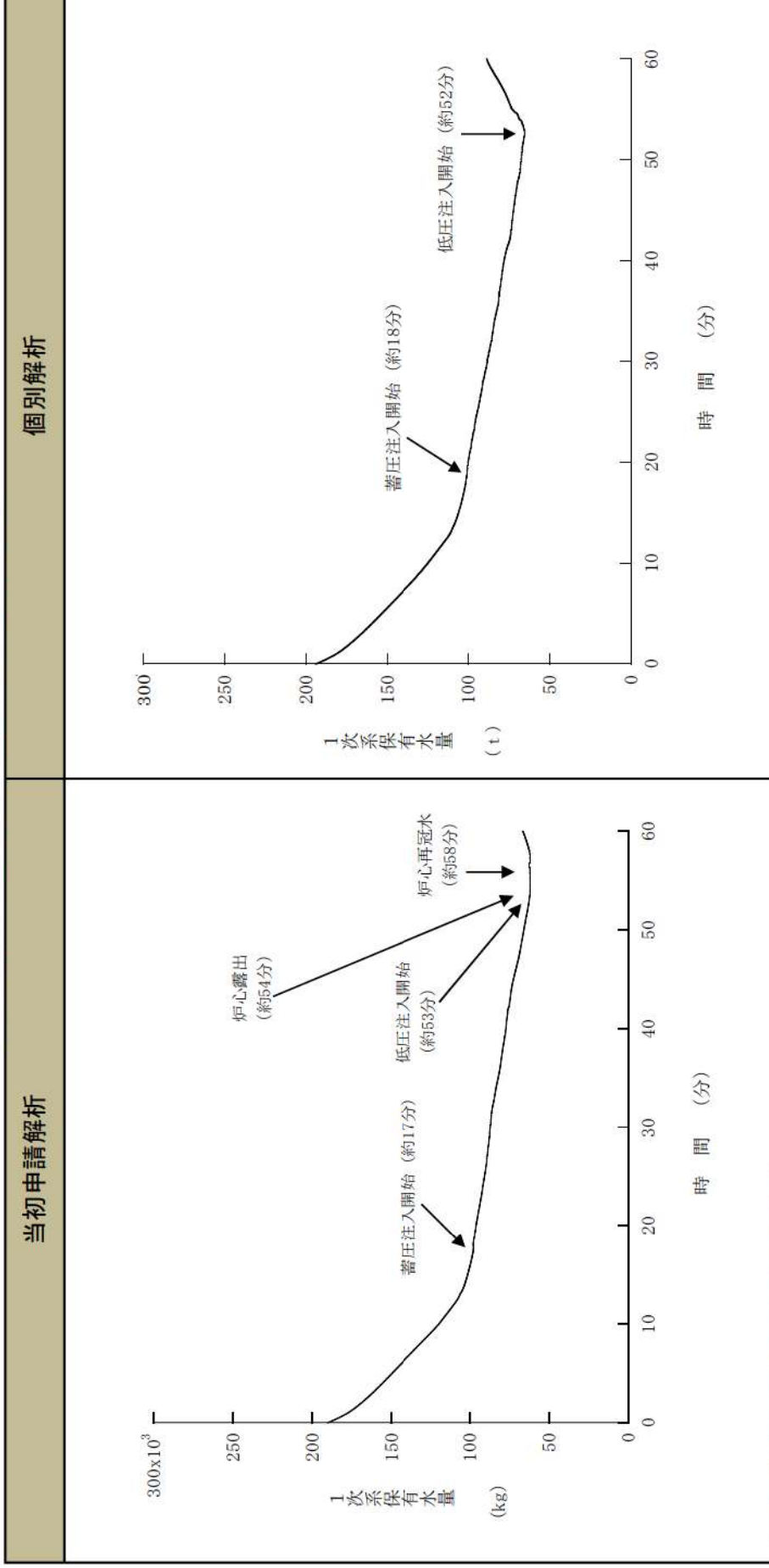


【当初申請解析と個別解析の差異】
 個別解析では補助給水流量が少ないため、補助給水ピットの低温水が蒸気発生器に到達するのが遅く、それまでは補助給水温度が高い状態が続くことから、2次系圧力の低下が緩やかになっている。その後、2次系強制冷却を開始することで2次系圧力は低下し、事象進展はほぼ同様となっている。

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

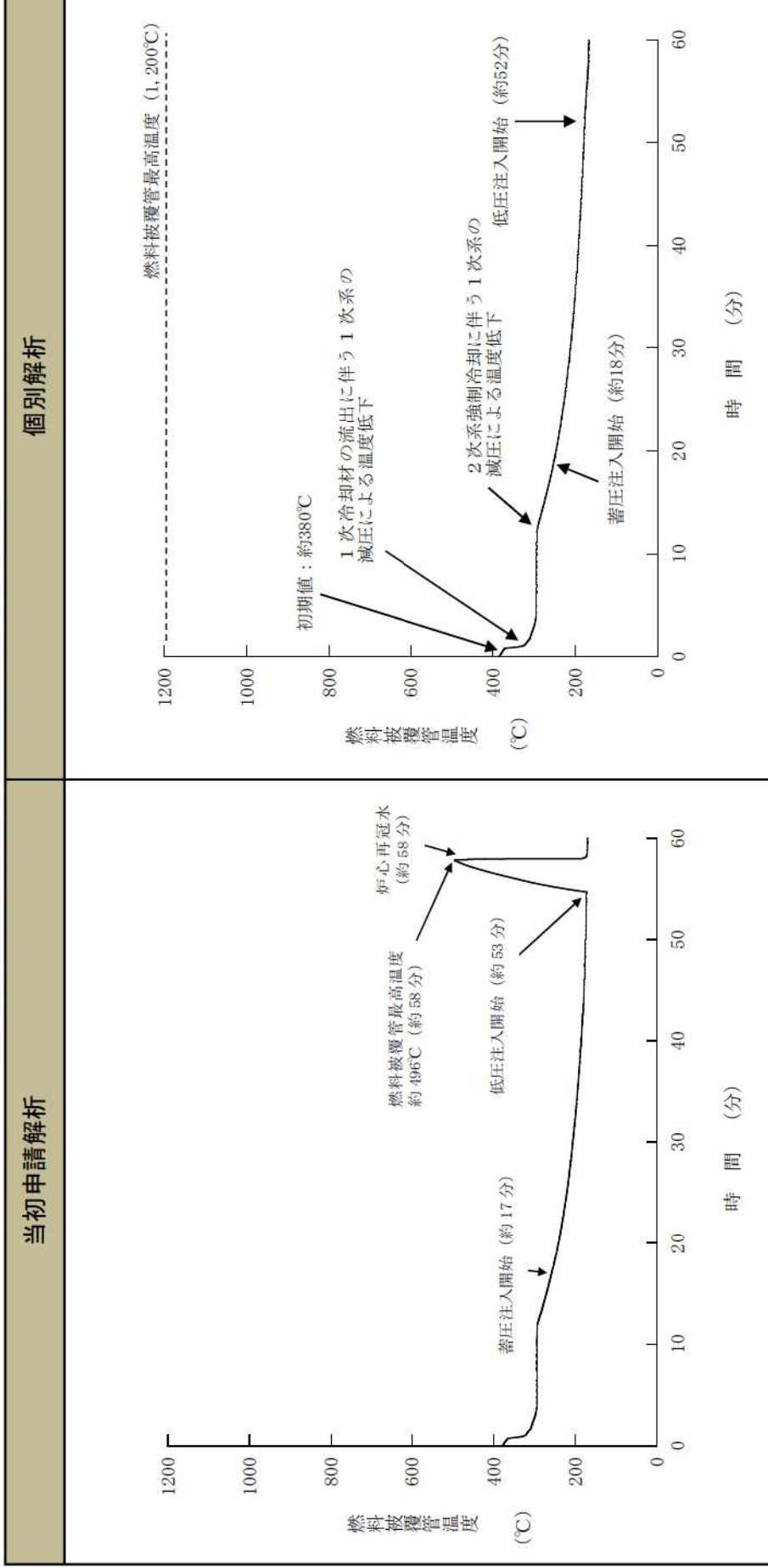
【1次系保有水量の推移（破断口径：2インチ）】



【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)】

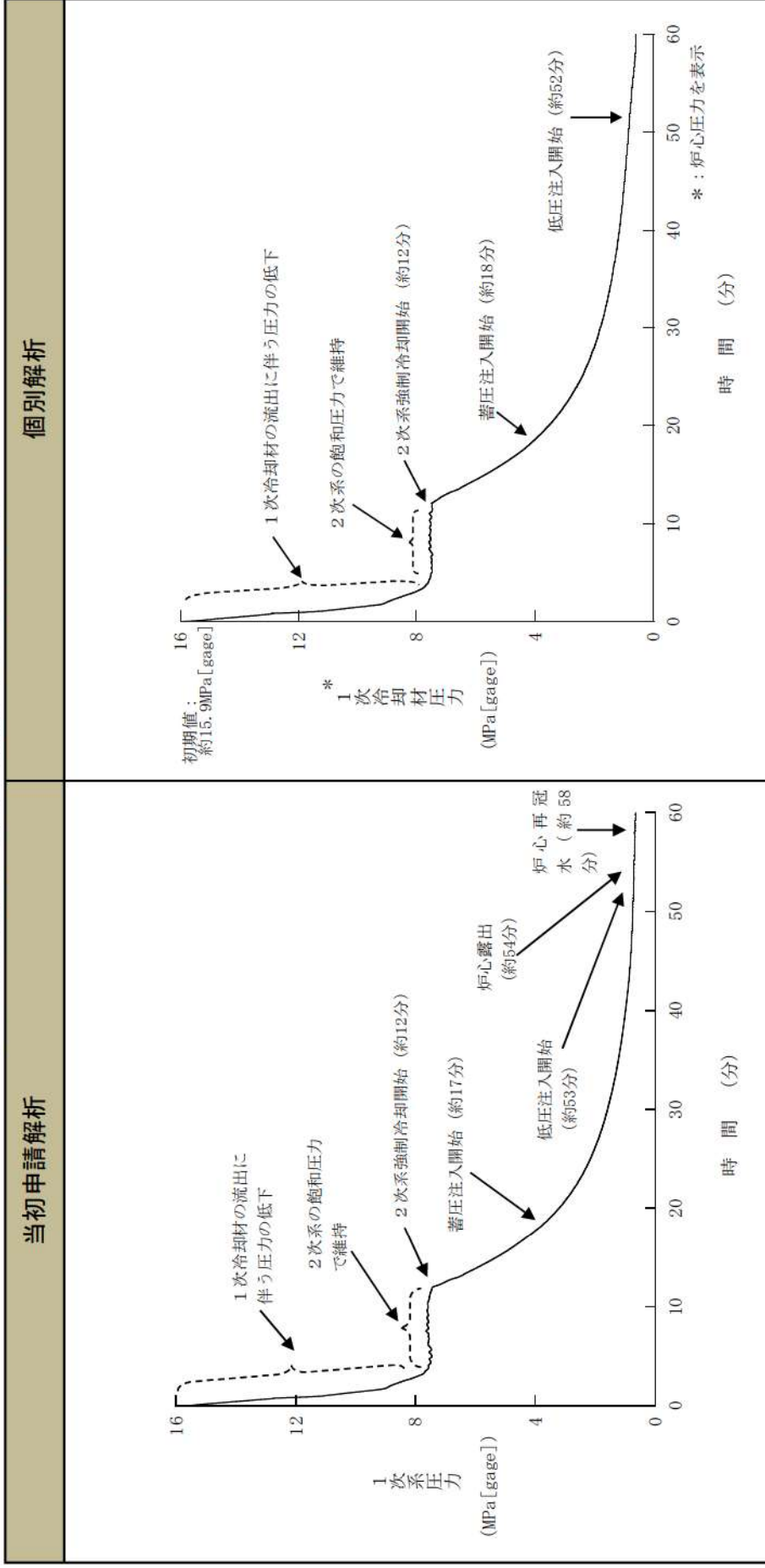


【当初申請解析と個別解析の差異】
個別解析の方が高圧時の炉心注入流量が若干多くなる注入特性であり、炉心露出しないため燃料被覆管温度は上昇しない。

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。

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

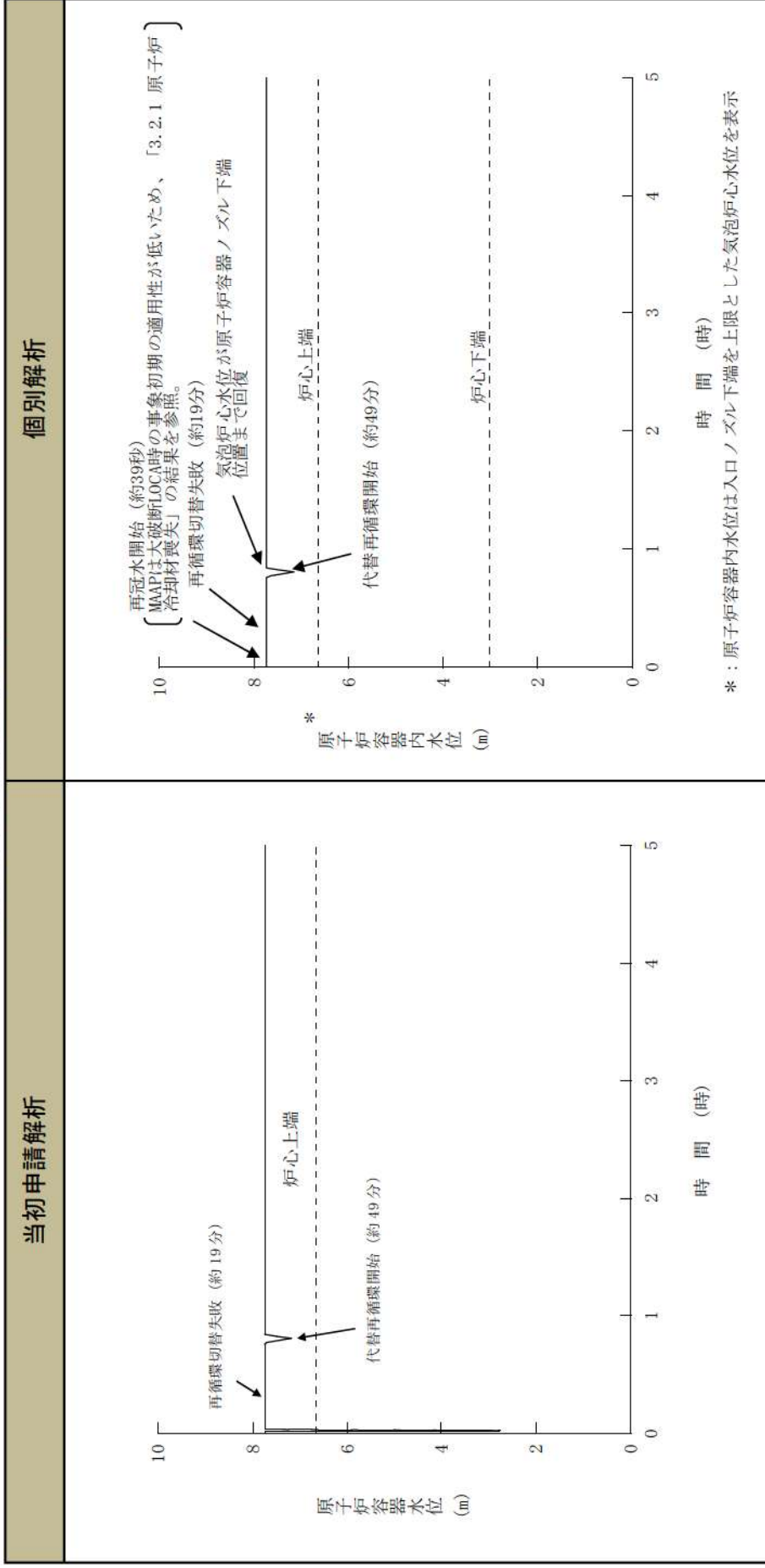
【2次系圧力の推移 (破断口径: 2インチ)】

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】



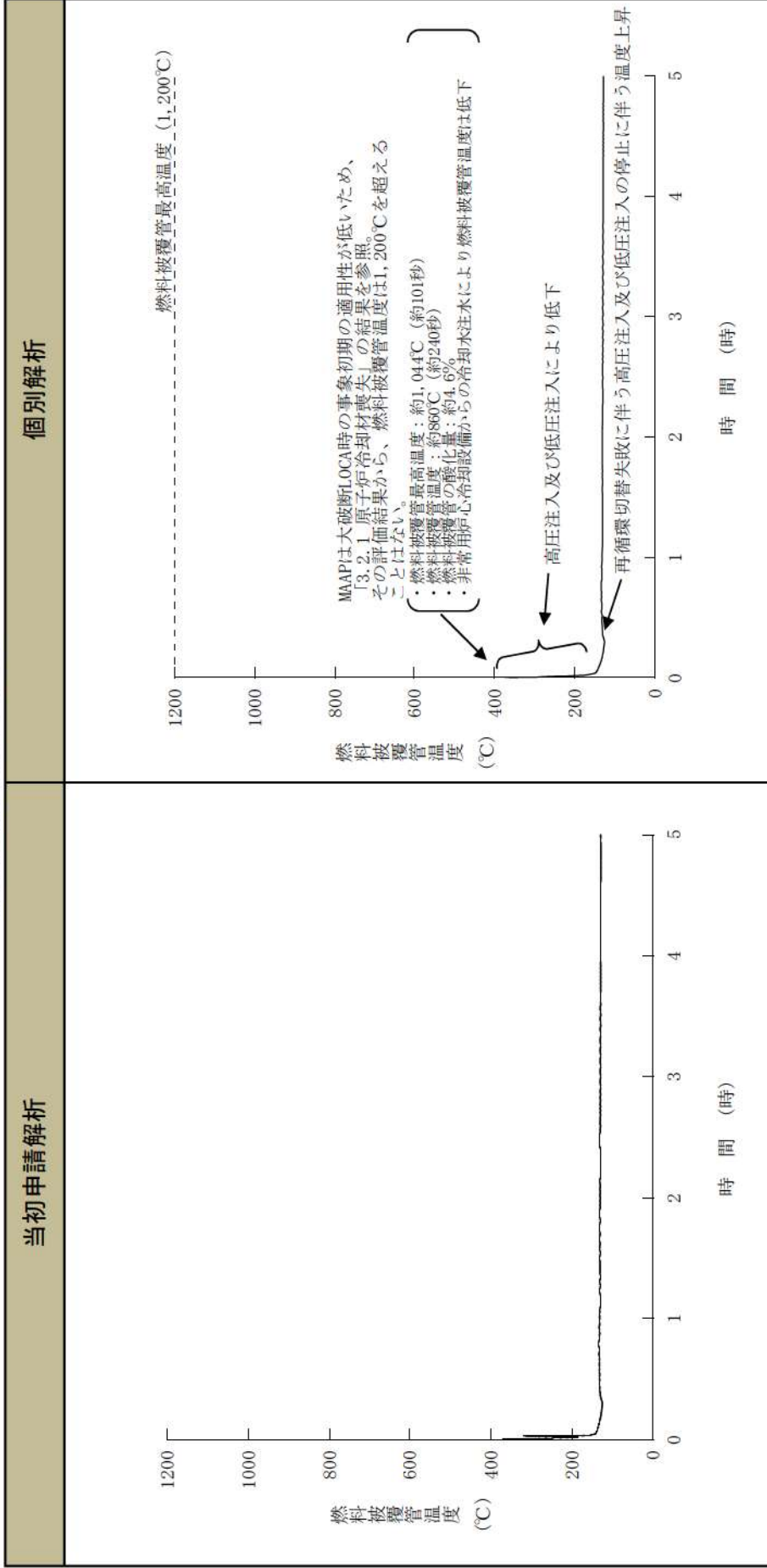
【当初申請解析と個別解析の差異】

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】

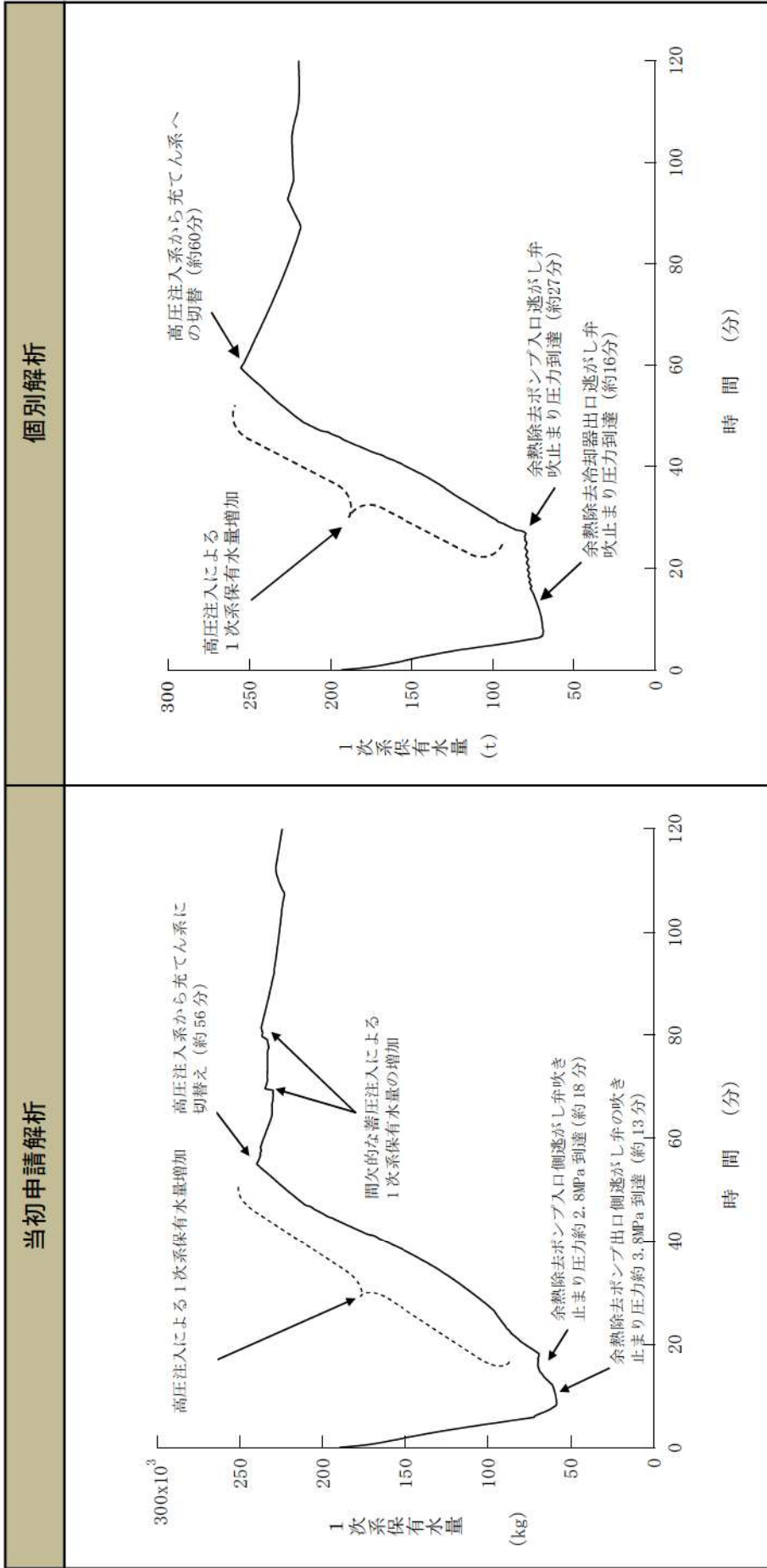


【当初申請解析と個別解析の差異】
ほぼ同様の挙動となっている。

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】

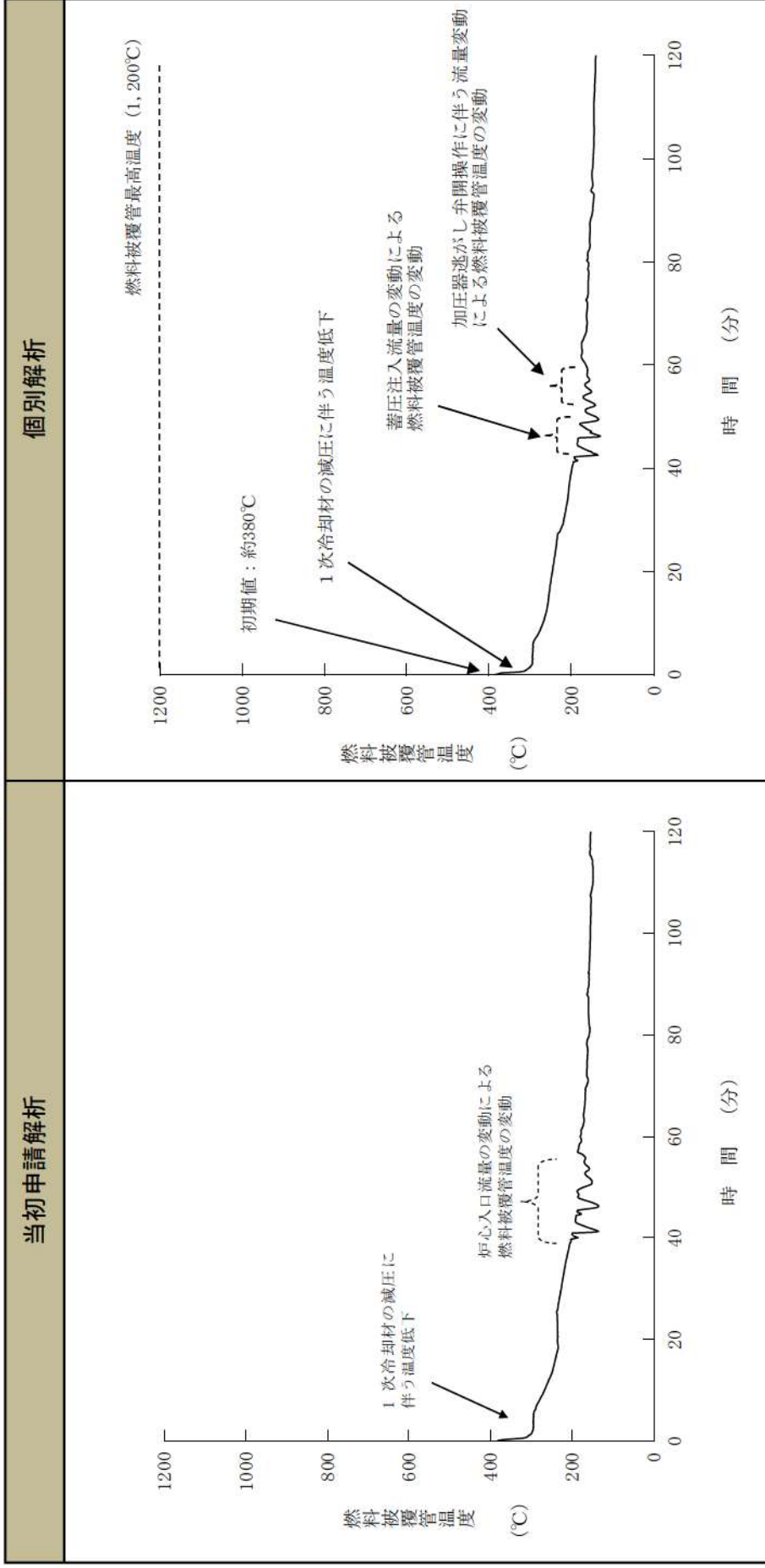


【当初申請解析と個別解析の差異】
 個別解析では補助給水流量が少なく、除熱量が相対的に少なくなるため、余熱除去ポンプ出口流速がし弁の吹き止まり圧力に低下する時間が遅くなり、1次系保有水量の回復が遅くなる。その後は高圧注入によって保有水量は回復されている。

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	個別解析
<p>炉心圧力 (MPa [gauge])</p> <p>時間 (分)</p> <p>初期値 : 約15.9MPa [gauge]</p> <p>* : 炉心圧力を表示</p>	<p>時間 (分)</p> <p>* : 炉心圧力を表示</p>

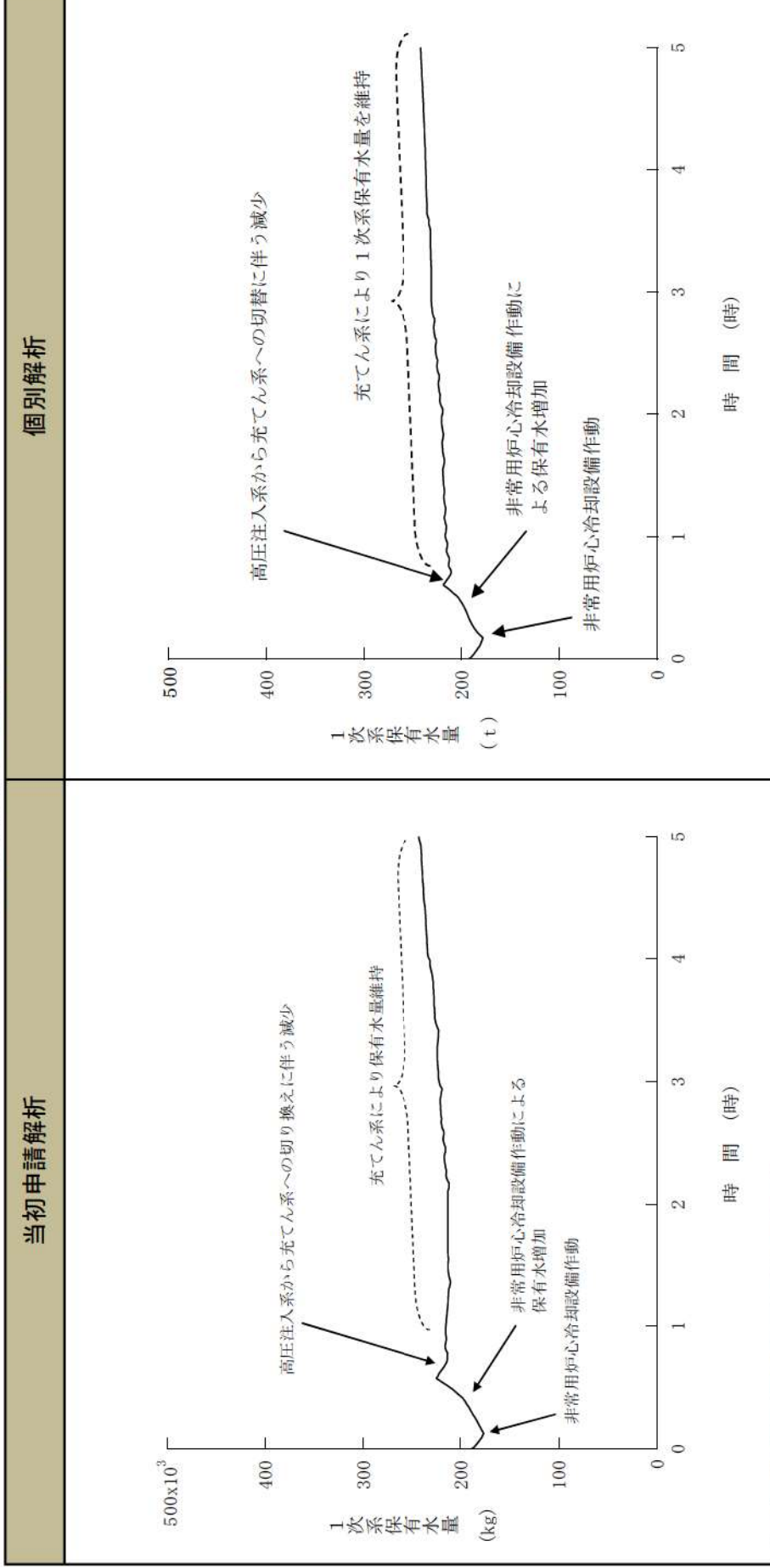
【当初申請解析と個別解析の差異】

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】

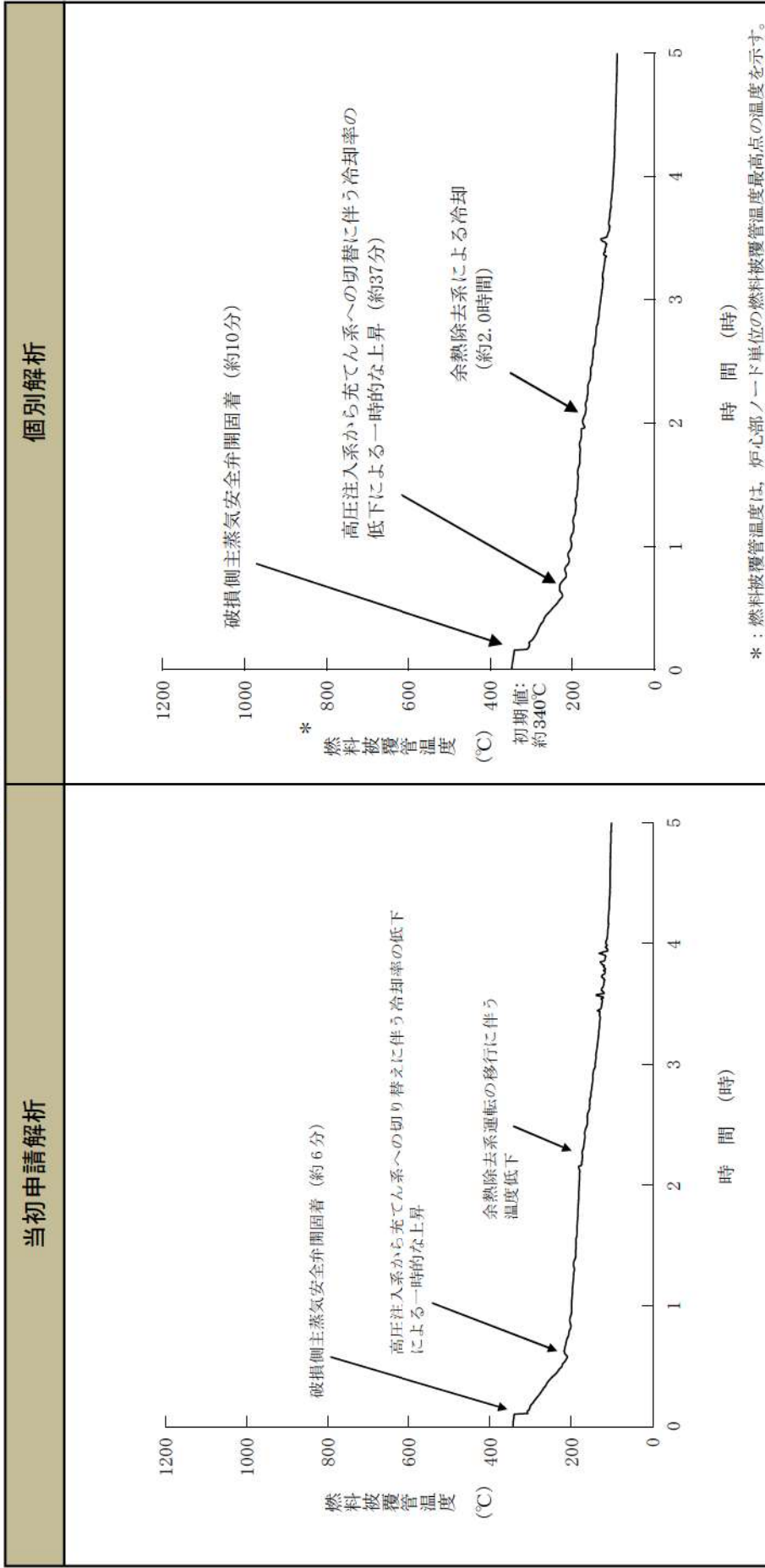


【当初申請解析と個別解析の差異】
 ほぼ同様の挙動となっている。

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)

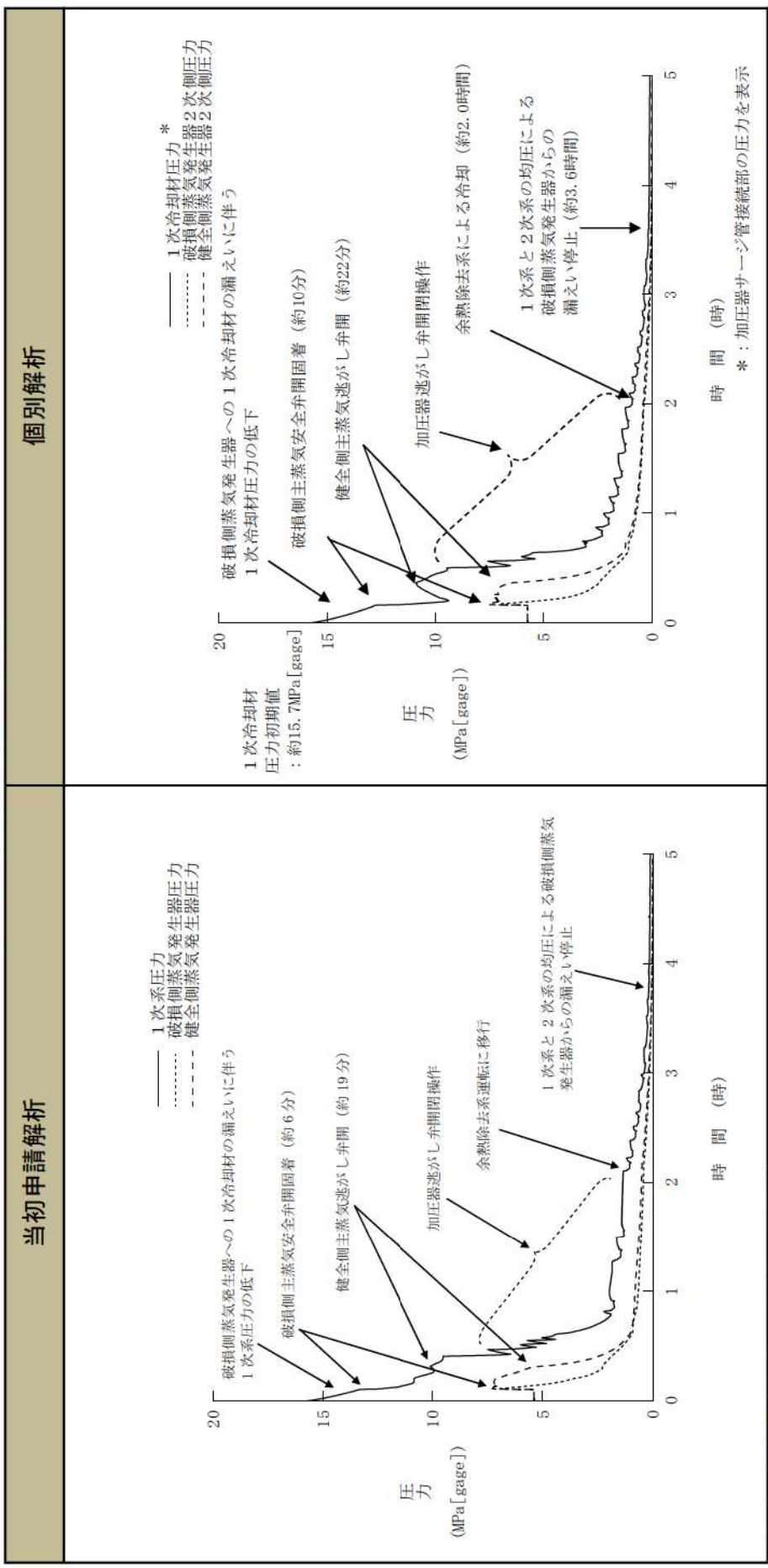
格納容器バイパス (蒸気発生器熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故)

【燃料被覆管温度の推移】



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】

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>

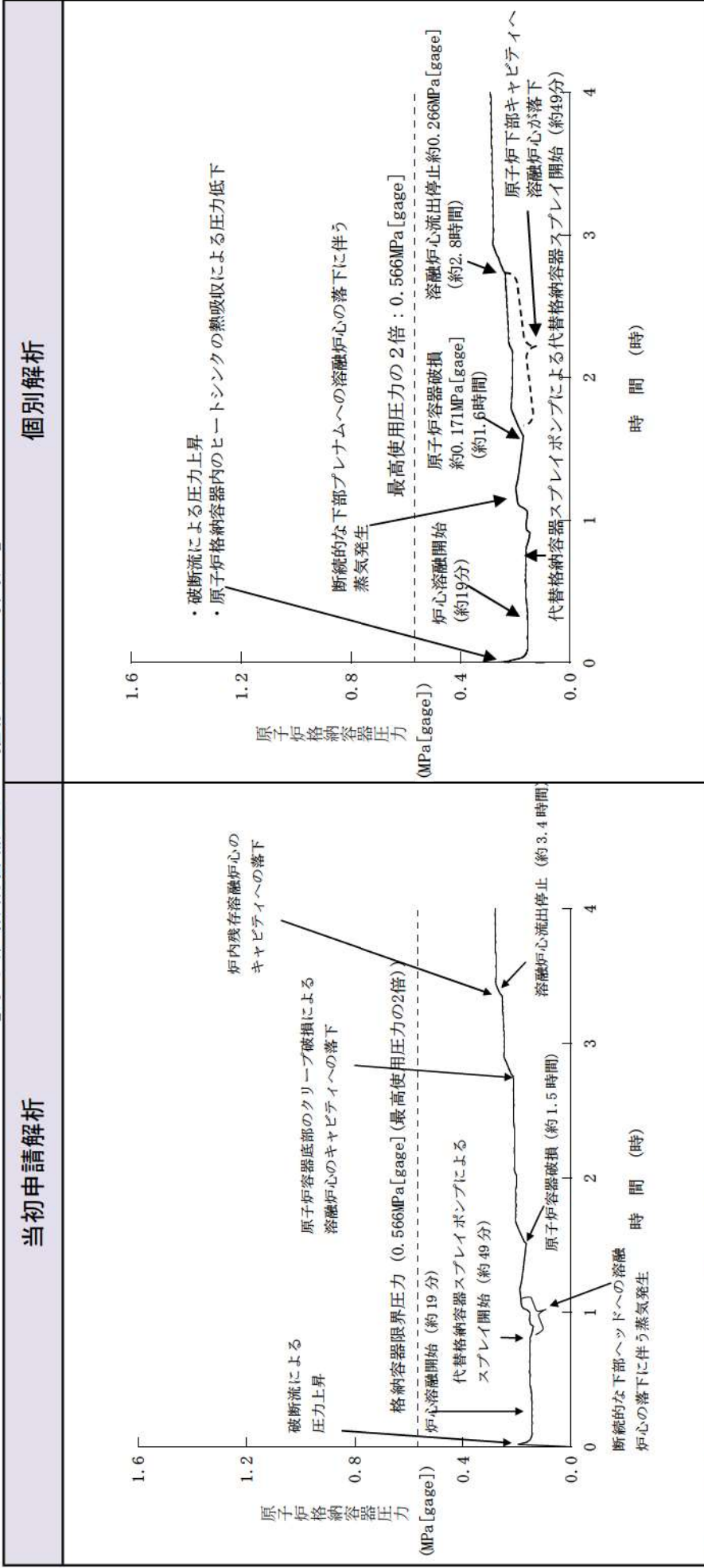
【当初申請解析と個別解析の差異】

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)】

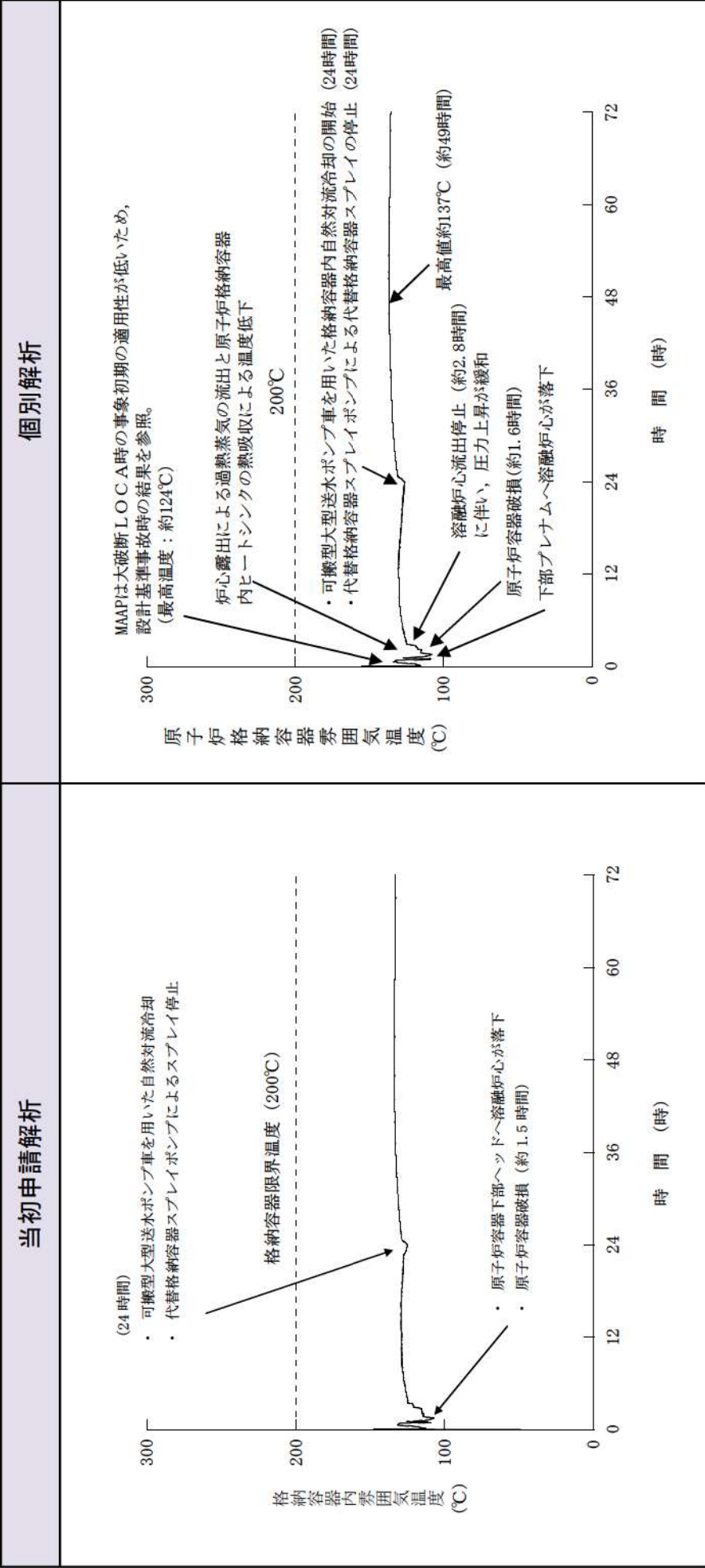


【当初申請解析と個別解析の差異】
ほぼ同様の挙動となっている。

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】

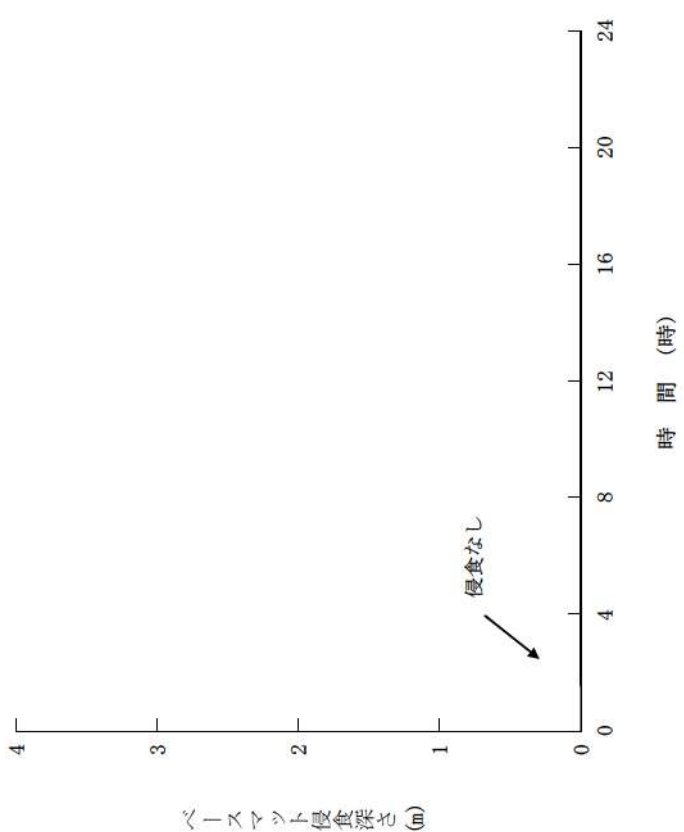
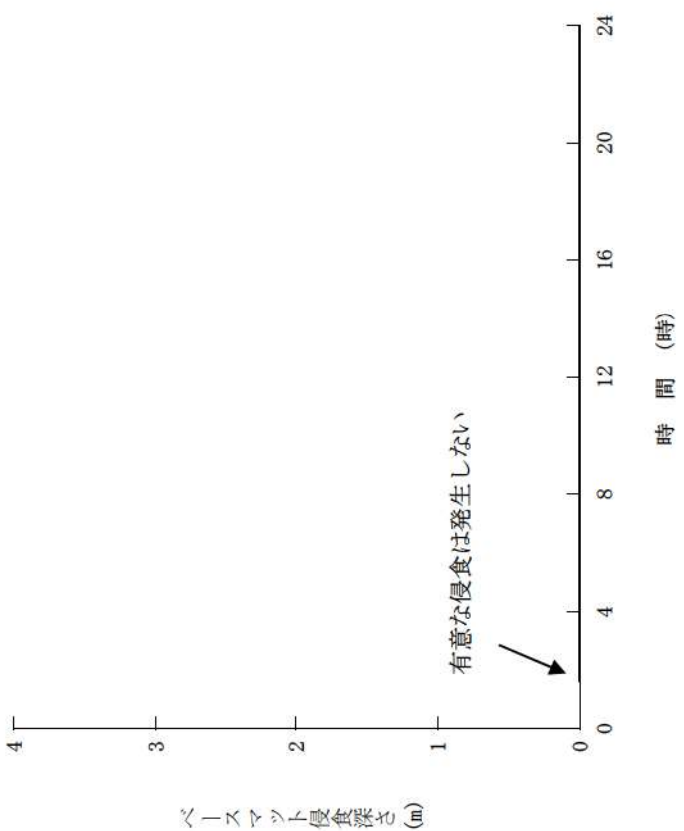


【当初申請解析と個別解析の差異】
最高値が個別解析の方が約4°C高いが、これはCV自由体積が約3%小さいこと、格納容器再循環ユニットの除熱特性が小さいことに起因する。

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

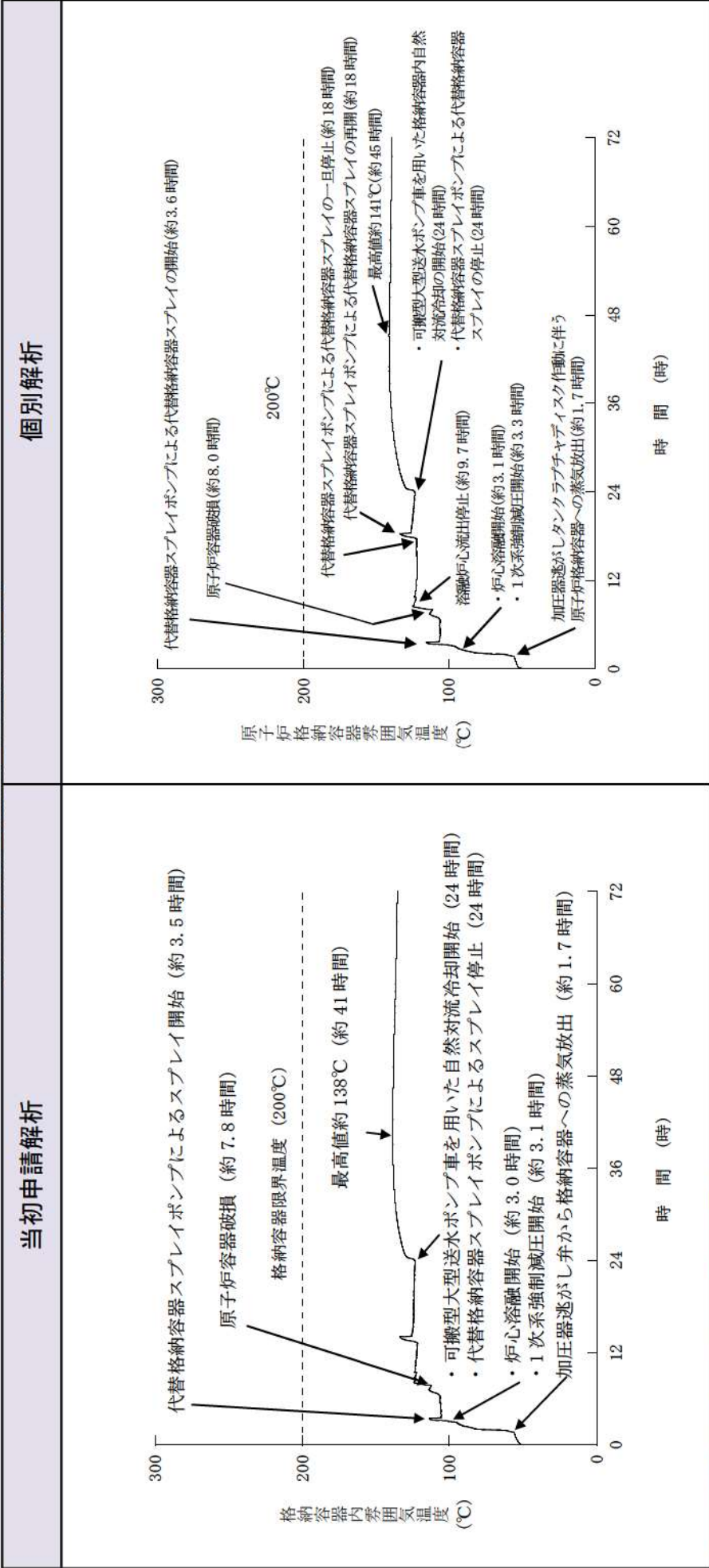
【ベースマント侵食深さの推移】

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>侵食なし</p>	 <p>ベースマント侵食深さ (m)</p> <p>時間 (時)</p> <p>有意な侵食は発生しない</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)
 高压熔融物放出 / 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)
 高压熔融物放出 / 格納容器雰囲気直接加熱

【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>原子炉容器破損 (約 7.8 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開始 (24 時間) 代替格納容器スプレイポンプによるスプレイ停止 (24 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>時間 (時)</p>	<p>原子炉格納容器圧力 (MPa [gage])</p> <p>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)</p> <p>原子炉容器破損 (約 8.0 時間)</p> <p>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)</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 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) <p>時間 (時)</p>

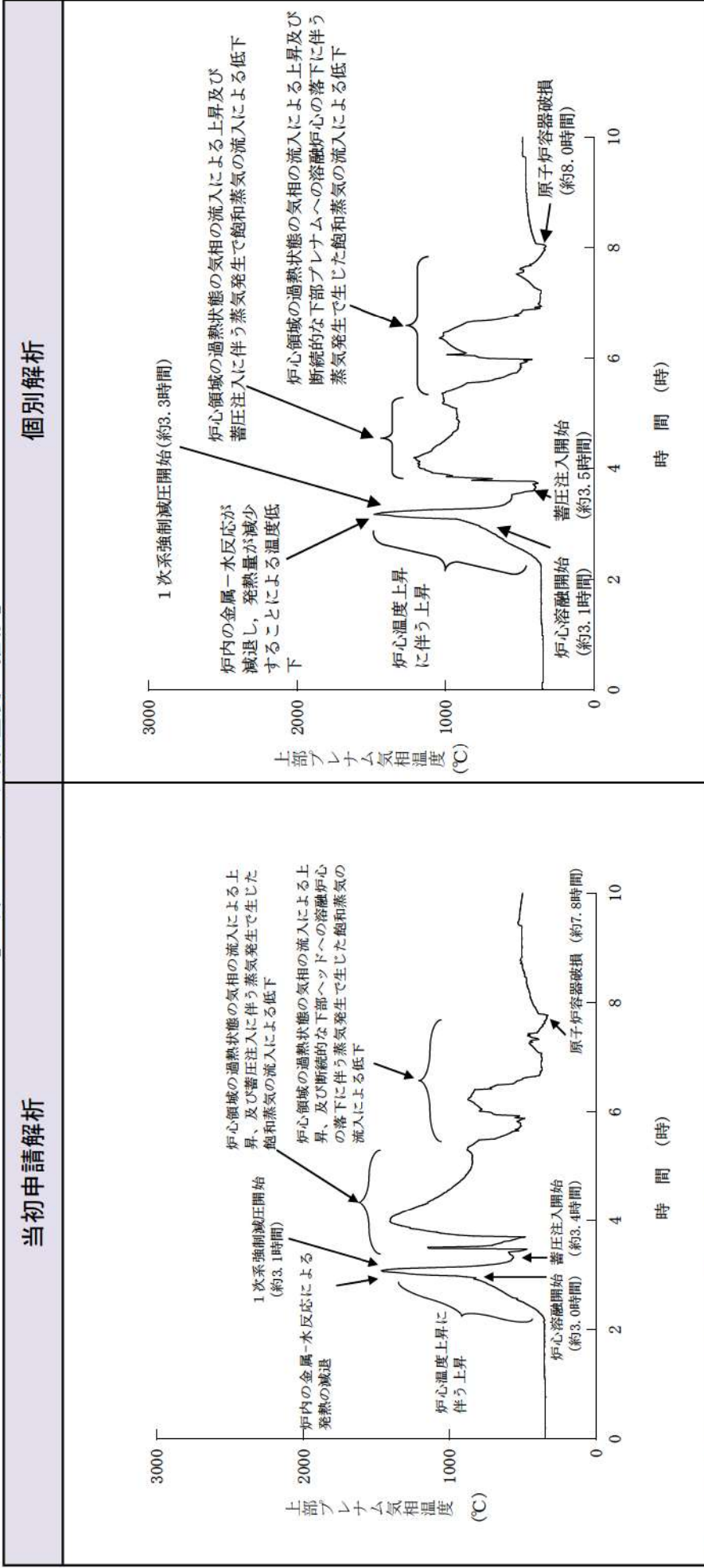
【当初申請解析と個別解析の差異】

- 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の間差となっている。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)
 高压熔融物放出 / 格納容器雰囲気気直接加熱

【上部プレナム気相温度の推移】

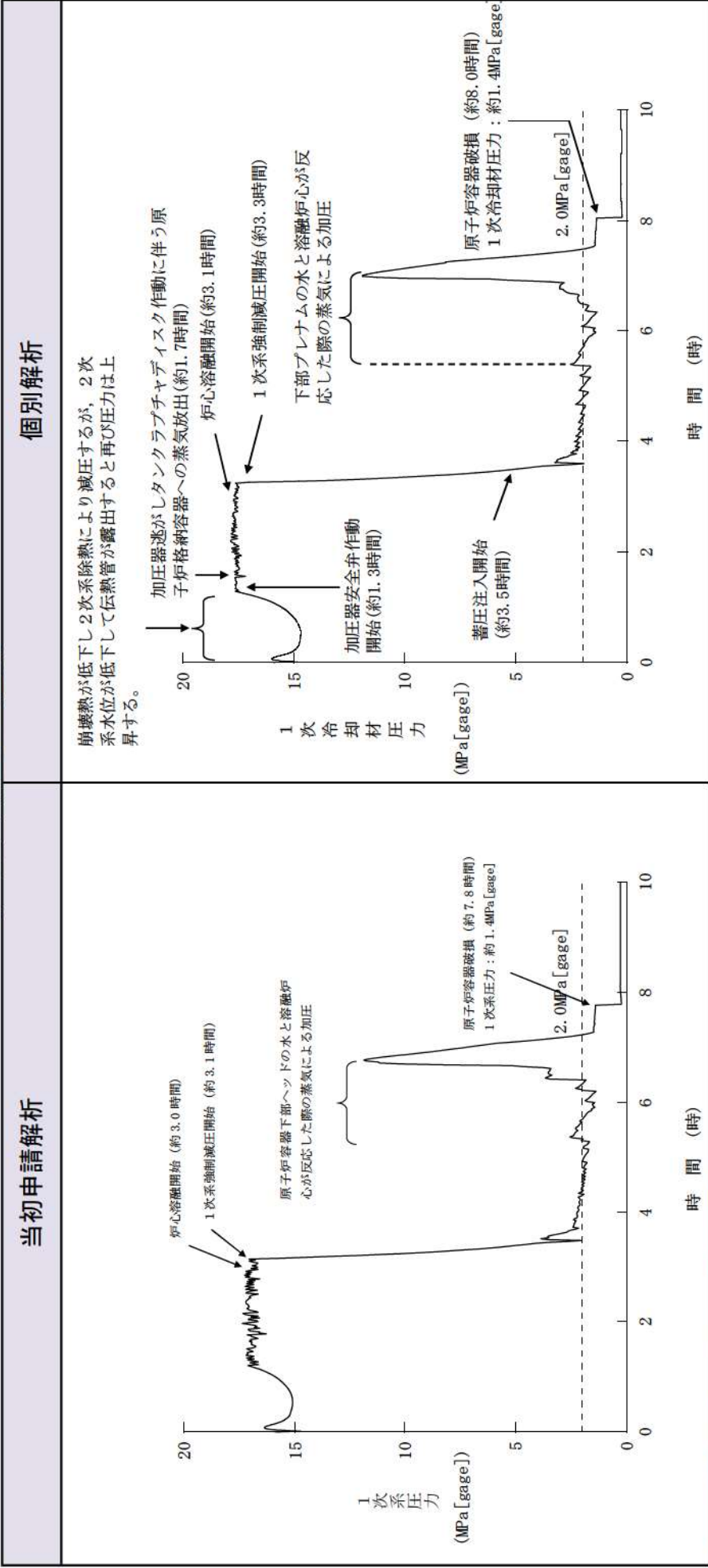


【当初申請解析と個別解析の差異】
 ほぼ同様の挙動となっている。

事象進展の比較
(運転中の原子炉における重大事故)

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】

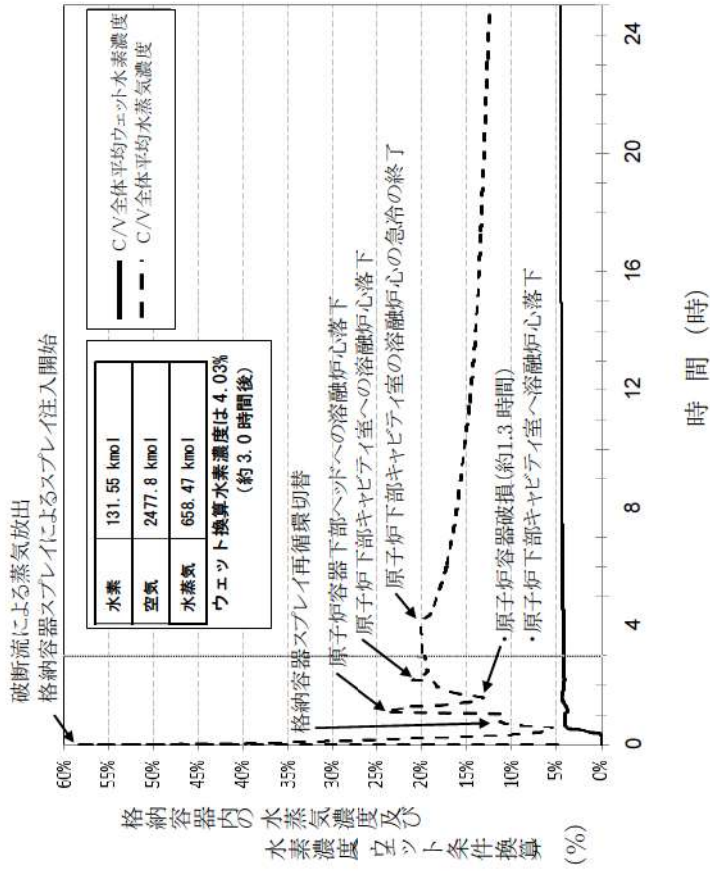


【当初申請解析と個別解析の差異】
 ほぼ同様の挙動となっている。

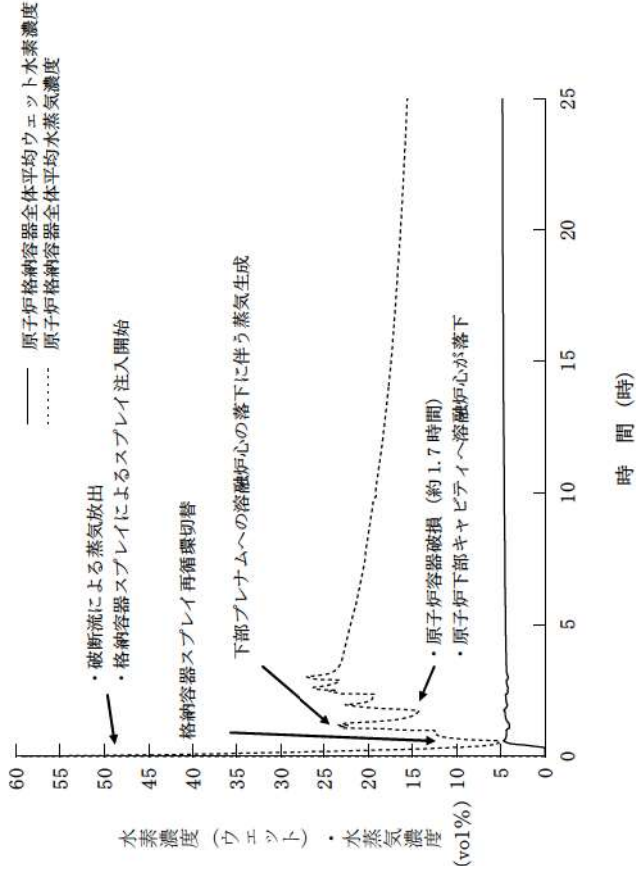
水素燃焼

【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



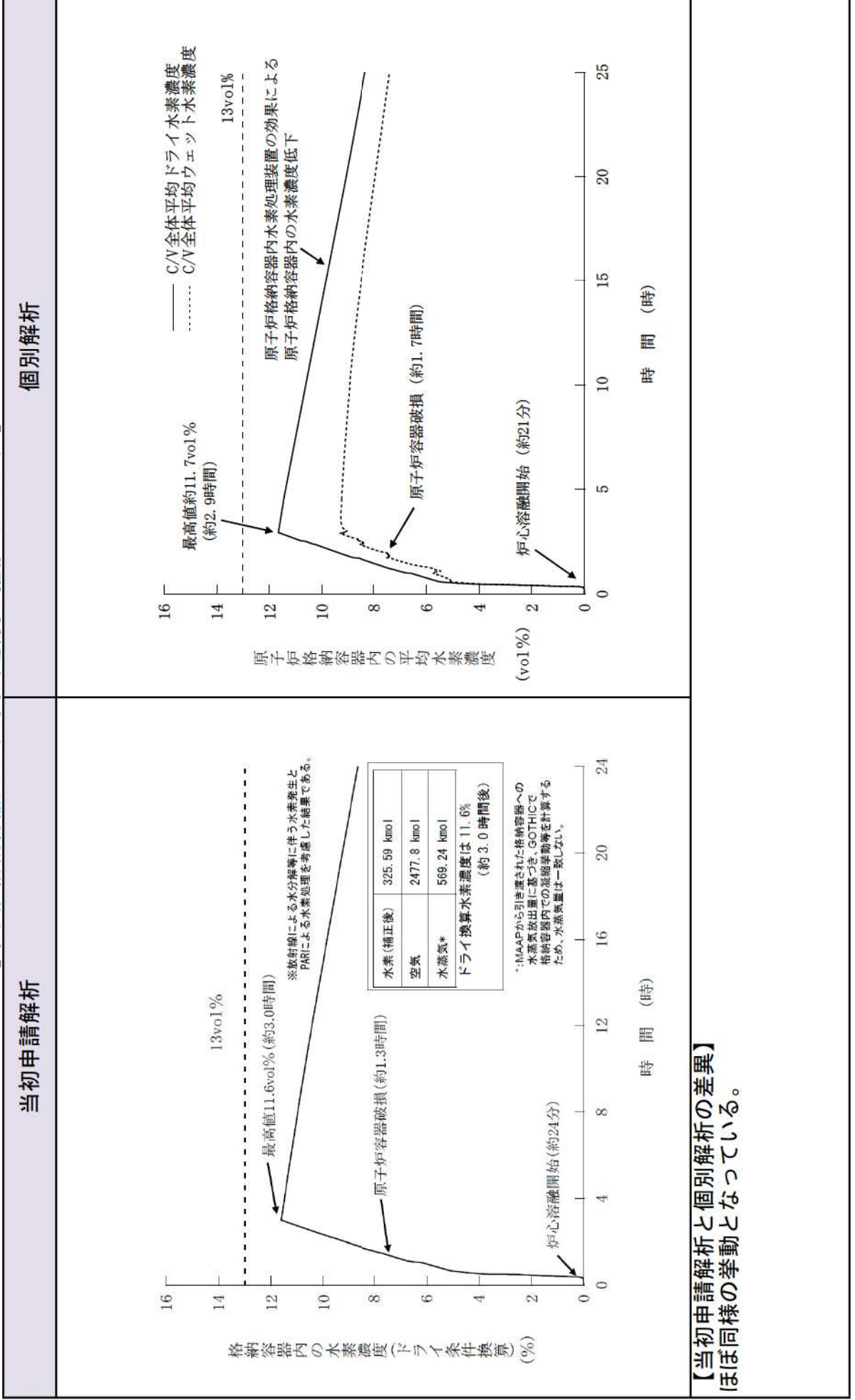
【当初申請解析と個別解析の差異】

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スプレイの水温が高くなり、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

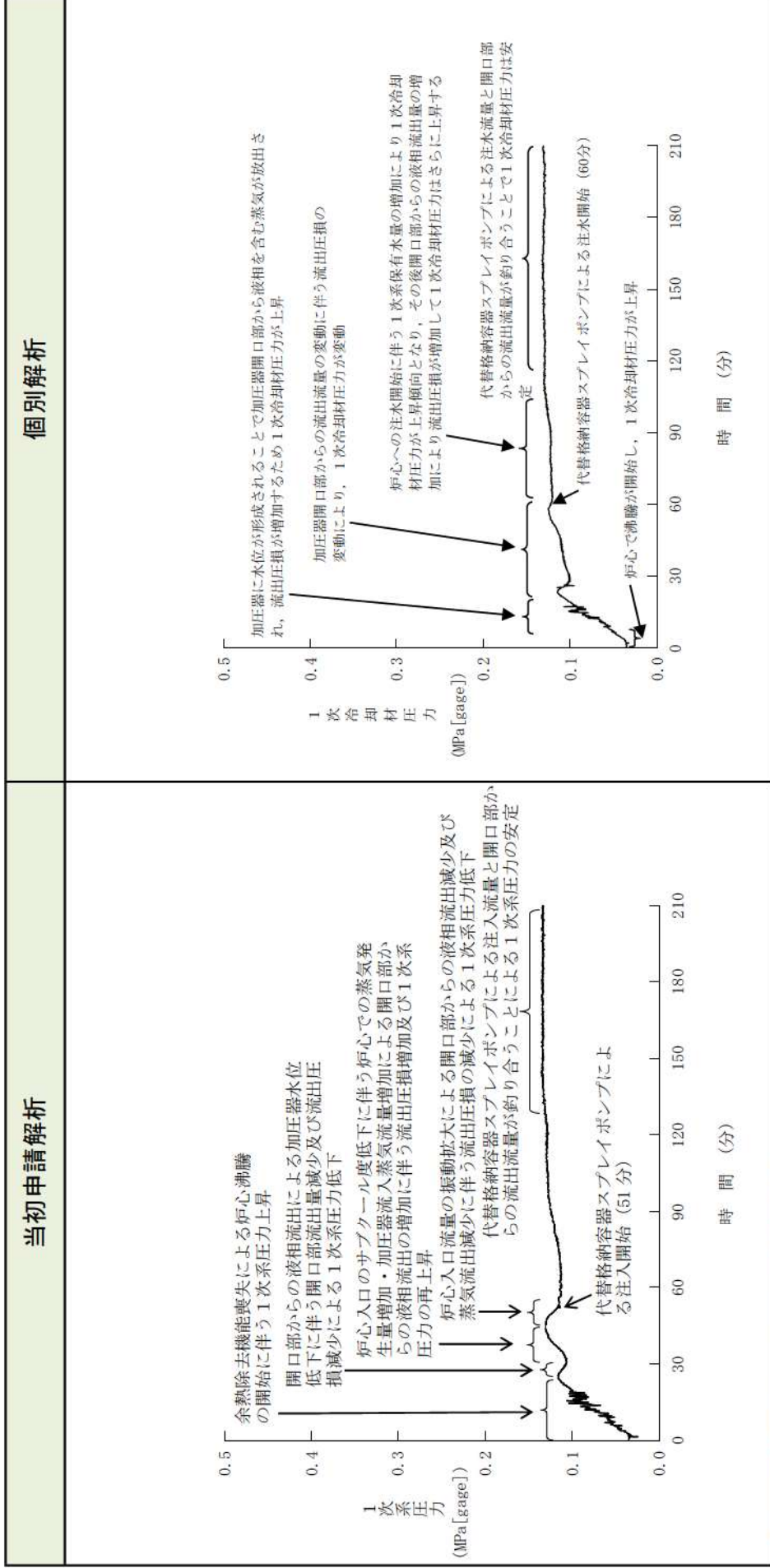
【1次系保有水量の推移】

当初申請解析	個別解析
<p>開口部からの液相流出及びその後の蒸気の流出</p> <p>代替格納容器スプレイポンプによる注水開始 (51分)</p> <p>加圧器への液相流入及び開口部からの液相流出</p> <p>代替格納容器スプレイポンプによる注水開始 (60分)</p> <p>1次系保有水量 (kg)</p> <p>時間 (分)</p>	<p>代替格納容器スプレイポンプによる注水開始 (60分)</p> <p>代替格納容器スプレイポンプからの流出流量が釣り合うことで1次系保有水量は安定</p> <p>炉心への注水による保有水量の回復に伴い、加圧器開口部からの液相流出量が増加すること、1次系保有水量はほぼ横ばいとなる</p> <p>加圧器開口部からの二相流出により1次系保有水量が減少</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】

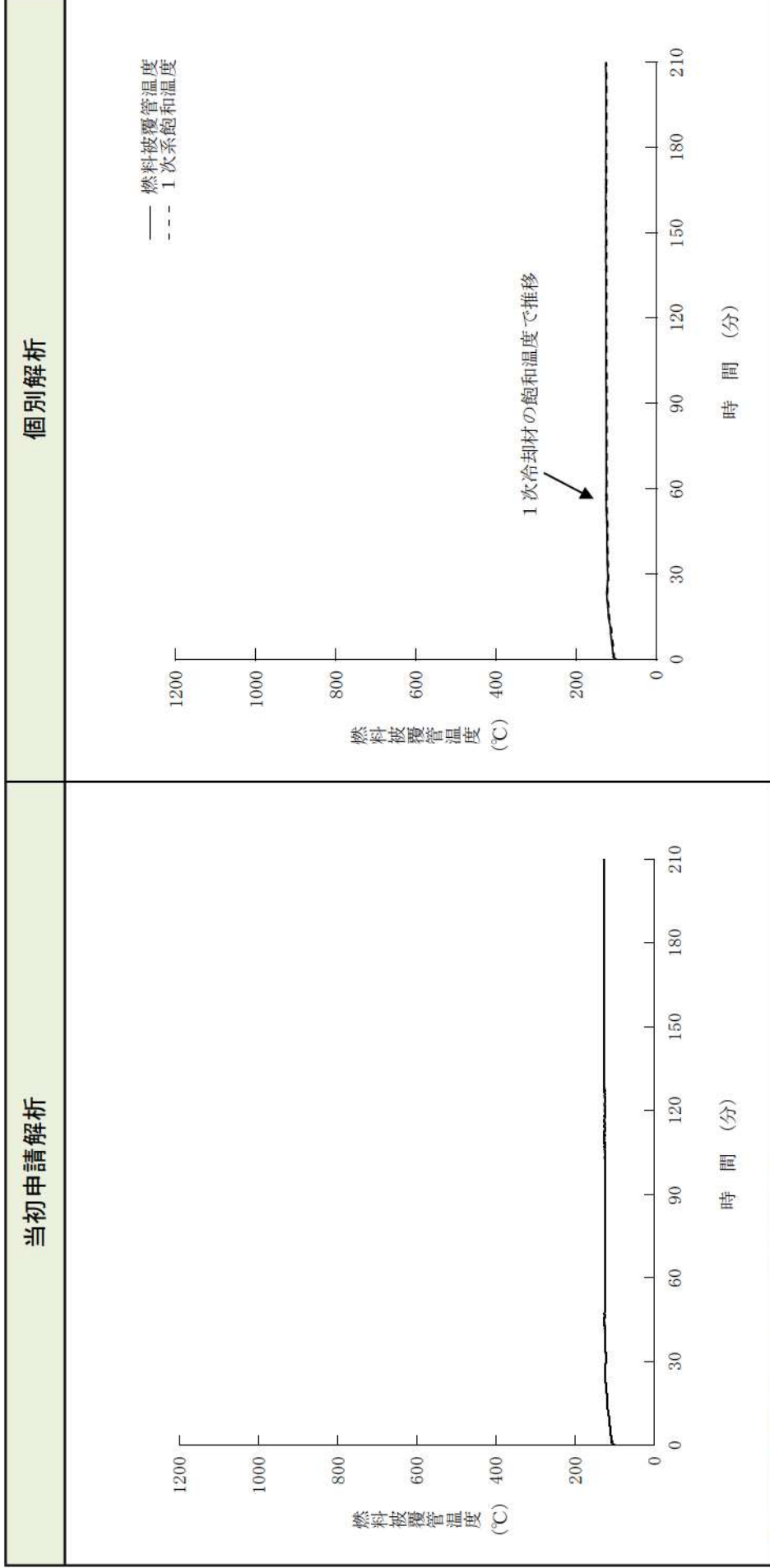


【当初申請解析と個別解析の差異】
ほぼ同様の挙動となっている。

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

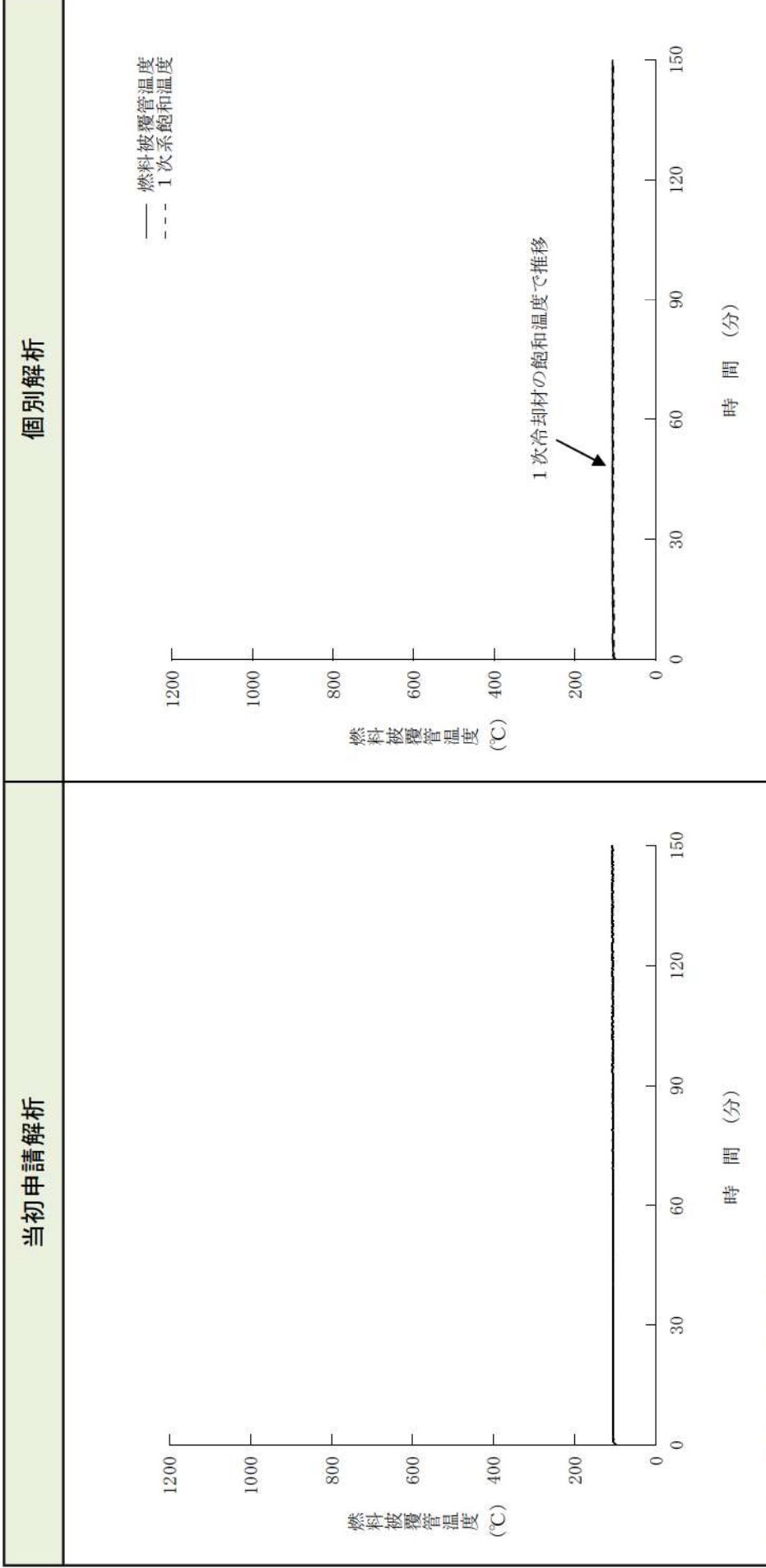
【1次冷却材圧力の推移】

当初申請解析	個別解析
<p>時間 (分) * : 炉心圧力を表示</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)

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	当初申請解析		
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。
		原子炉冷却材圧力パウンダリにかかる圧力	約16.7MPa[gage]	約16.7MPa[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、原子炉冷却材圧力パ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]	約0.360MPa[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パ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	約135°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パ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 負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故	原子炉冷却材圧力パ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。 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。
		燃料被覆管温度	約731°C (4インチ破断)	約688°C (4インチ破断)	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370°C	約374°C (MAPは大LOCAへの適用性が低いためDBAの結果を参照した場合、約1044°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	インターフェイスシステムLOCA 蒸気発生器圧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	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	当初申請解析		
雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧破壊)	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]	≤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。
原子炉圧力容器外冷却材相互作用 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	原子炉格納容器外冷却材相互作用による熱的・機械的負荷	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	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 (格納容器過温破壊)	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]	約1.4MPa [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ダン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束高」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束高」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)

事故シケンス グループ	重要事故シケンス	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			
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、事象が遅くなる方向であり、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 代替格納容器スレイブ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 (一定保持)	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。	
原子炉格納容器の 除熱機能喪失	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	2次系強制冷却再開	約28時間後 (蓄圧タンク出口弁閉止後10分)	約26時間後 (蓄圧タンク出口弁閉止後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。	
		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。	
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レイブ注入機能喪失する事故	格納容器内自然対流冷却開始 (CCW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)

事故シケンス グループ	重要事故シケンス	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	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)	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短くなることから、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	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	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	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	破損側蒸気発生器の隔離	約16分後	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。
	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	高圧注入系から充てん系への切替	約35分後	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 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) 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3.1時間後 約3.5時間	約3.3時間後 約3.6時間	1次系保有水量の相違のため、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。 1次系保有水量の相違のため、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	
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

タービン動補助給水ポンプ容量の合理化について

従来、三菱 PWR の補助給水系の各ポンプの容量設定は下記条件をもとに行っていた。

	ポンプ容量設定条件	リファレンスプラント (伊方3号機)の容量 (1台あたり)
電動補助給水ポンプ (M/D-AFWP)	主給水流量喪失時に M/D-AFWP 1 台のみで事象対応が可能、かつ、主給水管破断時に 2 台で事象対応が可能な容量	80m ³ /hr
タービン動補助給水ポンプ (T/D-AFWP)	M/D-AFWP を上回る容量 (全交流動力電源喪失時に必要な容量を上回る)	160m ³ /hr

一方で、泊3号機の補助給水系の各ポンプについては、従来の考え方を変更して容量設定条件を下記のとおり行っている。なお、安全設計審査指針では主給水管破断時に動的機器の単一故障を想定することが求められており、考え方の変更後もこの要求を逸脱することはない。

	ポンプ容量設定条件	泊3号機の容量 (1台あたり)
電動補助給水ポンプ (M/D-AFWP)	同上	80m ³ /hr
タービン動補助給水ポンプ (T/D-AFWP)	主給水流量喪失時に T/D-AFWP 1 台のみで事象対応が可能、かつ、主給水管破断時に M/D-AFWP 1 台との組み合わせで事象対応が可能 (M/D-AFWP と同容量) (全交流動力電源喪失時に必要な容量を上回る)	80m ³ /hr

この考え方の変更により、リファレンスプラントである伊方3号機では T/D-AFWP の容量が 160m³/hr であるのに対し、泊3号機では 80m³/hr と半分の容量に合理化を行っている。

泊3号炉のコンクリートに係る解析コード入力値について

泊3号炉の溶融炉心・コンクリート相互作用の有効性評価では、コンクリート組成はPWR共通として玄武岩系コンクリート組成を入力としている。一方、泊3号炉のコンクリート組成は石灰岩系コンクリートの組成に近いため、その影響が小さいことを確認したうえで有効性評価解析では玄武岩系コンクリート組成を用いた解析とした。以下にその内容を記載する。

玄武岩系及び泊3号炉のコンクリートについて、表1に解析条件、表2にコンクリートの組成及び表3にコンクリートの物性値を示す。表3のとおり泊3号炉のコンクリート組成はCaCO₃とSiO₂の成分割合から、石灰岩系の組成に近い。そのため溶融炉心・コンクリート相互作用の評価事故シーケンス「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」に対し感度解析を行い、ベースマット侵食深さ及び原子炉格納容器内気相モル分率について、玄武岩系コンクリートと比較した。

玄武岩系及び泊3号炉の溶融炉心・コンクリート相互作用の解析結果を図1、図2及び表4に示す。玄武岩系コンクリートに比べ、泊3号炉のコンクリートの場合のベースマット侵食深さは減少する。また、原子炉格納容器内で発生する水素については玄武岩系コンクリートと同様な結果である。一酸化炭素及び二酸化炭素の割合についても玄武岩系コンクリートと同様、ほとんど発生しない結果となっている。

以上により、コンクリート組成の違いによる影響は軽微であるが、コンクリート侵食量は玄武岩系の方が大きくなることから、PWR共通である玄武岩コンクリート組成を入力値としている。

以上

表1 コンクリート種類を変えた参考解析条件

パラメータ	ベースケース (有効性評価)	参考解析ケース (泊3号炉の組成)	根拠
コンクリート種類	玄武岩系	石灰岩系	ガス発生の影響を確認する。

表2 コンクリート物性の比較 (MAAP 入力)

	玄武岩系コンクリート (現在の組成)	石灰岩系コンクリート (泊3号炉)
コンクリート組成	SiO ₂ が主体	CaCO ₃ が主体
液相線温度 (K)		
固相線温度 (K)		
比熱 (J/kg K)		
溶融潜熱 (J/kg)		

表3 コンクリート組成の比較 (重量%)

成分	玄武岩系コンクリート (現在の組成)	石灰岩系コンクリート (泊3号炉)
SiO ₂		
TiO ₂ , MnO, MgO		
CaO		
Na ₂ O		
K ₂ O		
Fe ₂ O ₃		
Al ₂ O ₃		
Cr ₂ O ₃		
CO ₂		
H ₂ O (自由水, 結合水)		

表4 コンクリート入力値に対する感度解析結果

ケース	パラメータ設定	ベースマット侵食深さ
有効性評価 (ベースケース)	コンクリート組成及び物性値 玄武岩系	床面：約 2.6mm 壁面：約 2.6mm
(参考解析) 石灰岩系コンクリート	コンクリート組成及び物性値 石灰岩系 (泊3号炉)	床面：約 2.0mm 壁面：約 2.0mm

□部は機密情報に属しますので公開できません。

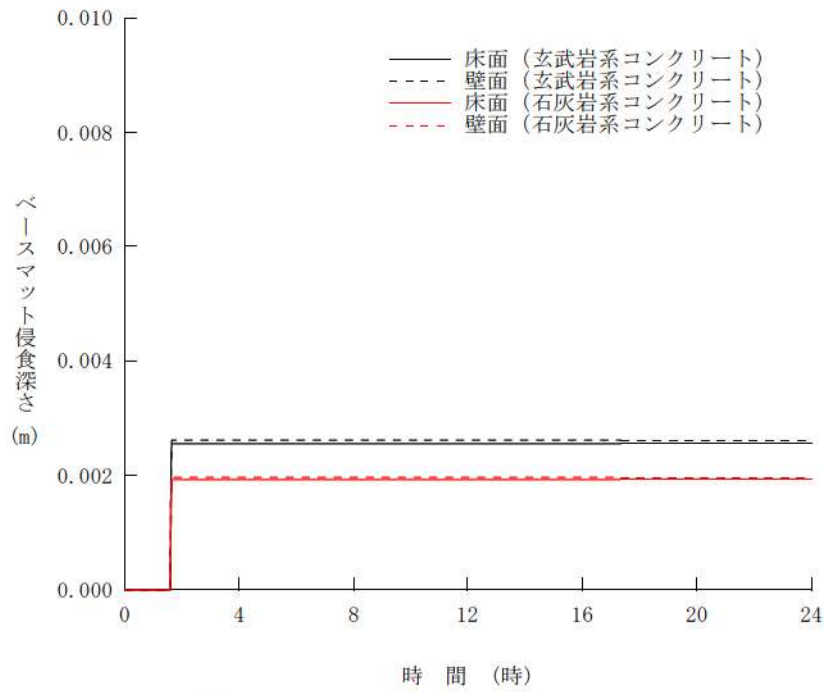


図1 ベースマツト侵食深さの推移

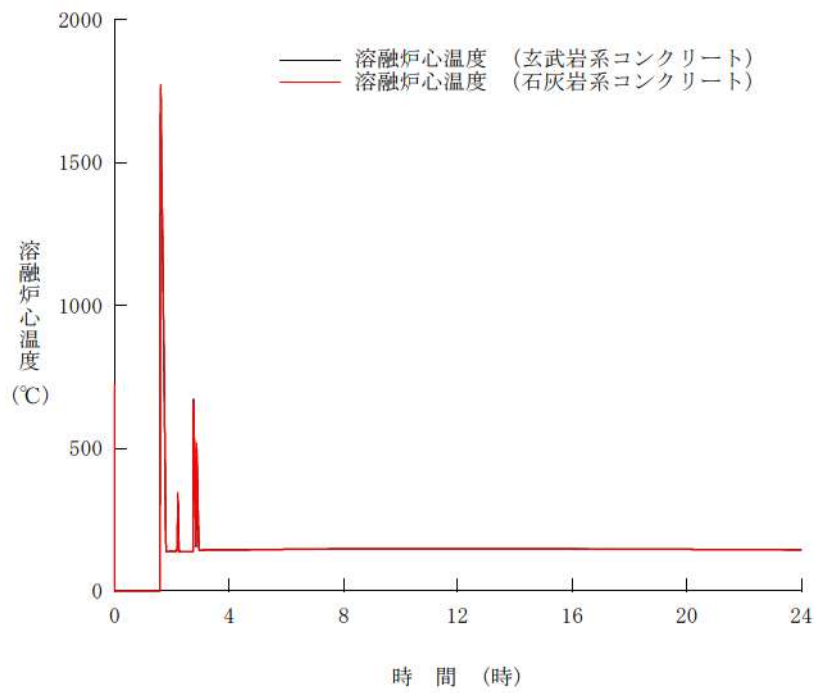


図2 溶融炉心温度の比較

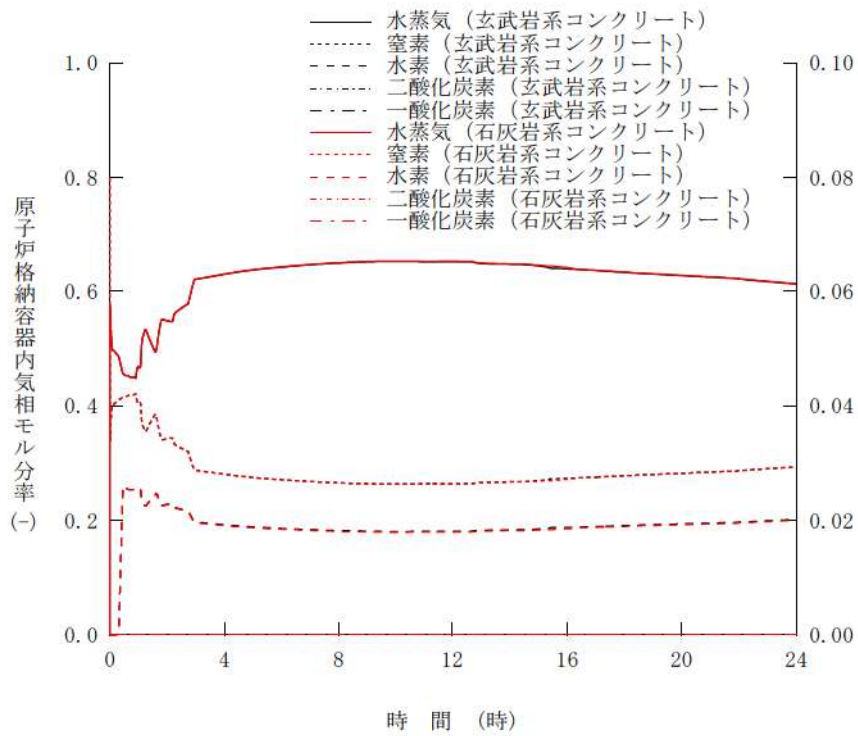
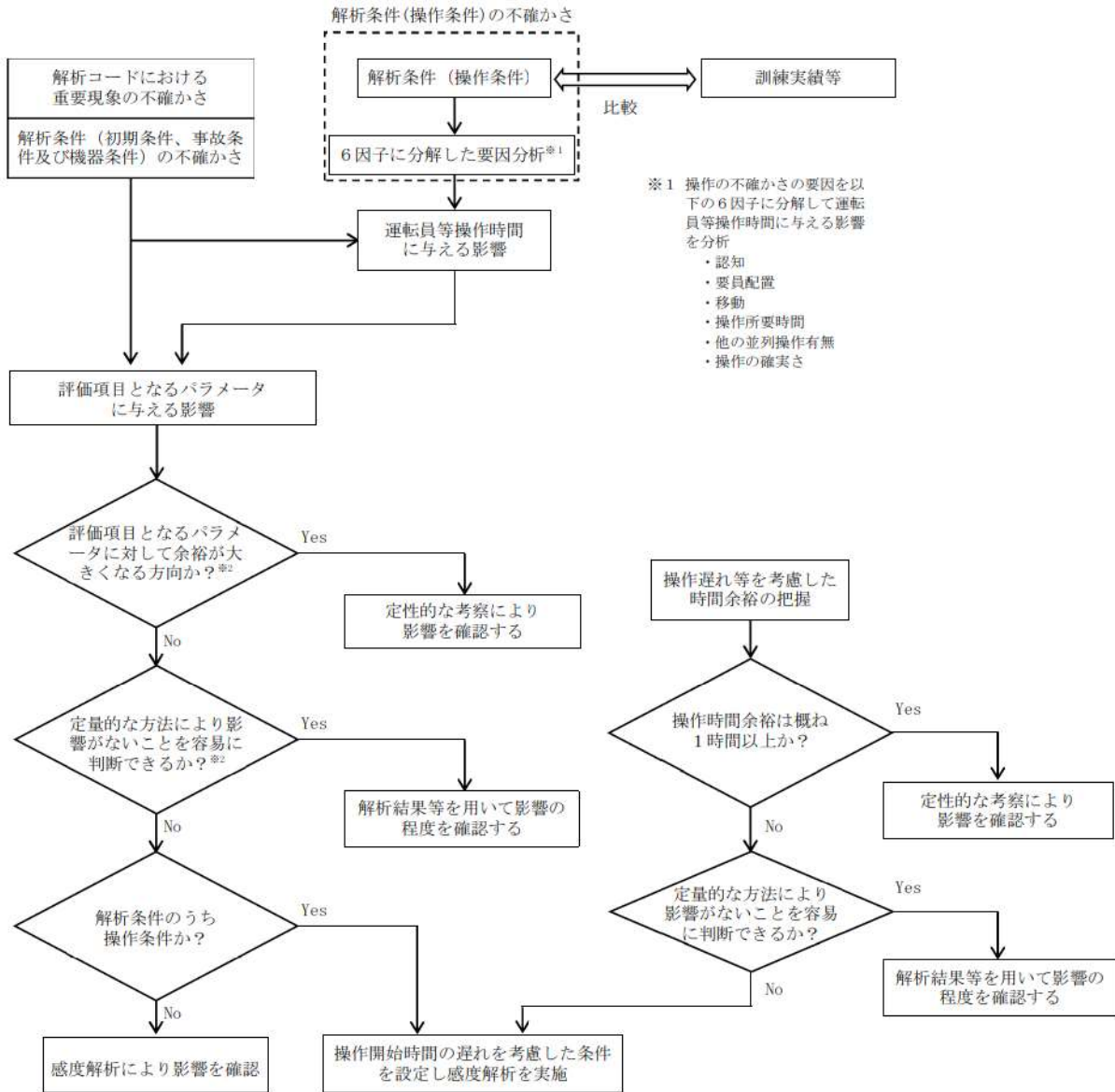
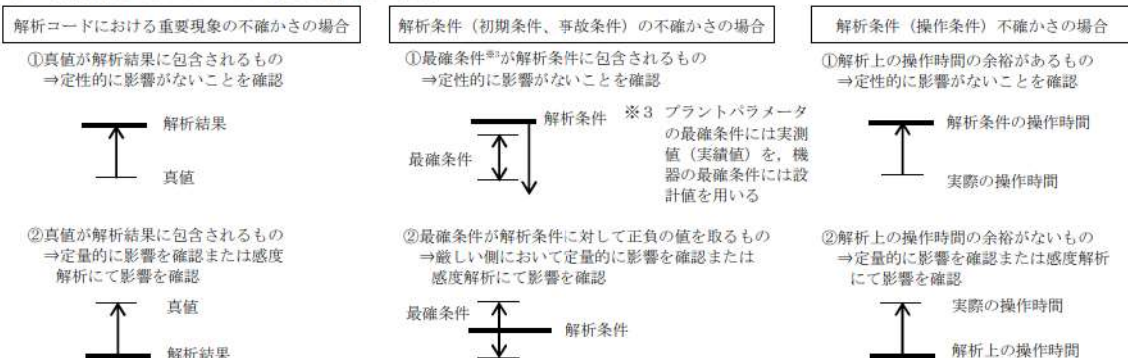


図3 原子炉格納容器内気相モル分率の推移
 (左軸：水蒸気，窒素 右軸：水素，二酸化炭素，一酸化炭素)

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



※2 評価項目となるパラメータに対する影響評価の考え方



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