

### 3.1.2 決定論的安全評価

#### 3.1.2.1 決定論的安全評価の見直し要否

##### 3.1.2.1.1 概要

評価時点における発電用原子炉施設の決定論的安全評価について、最新の原子炉設置変更許可を受けた「1.5 法令への適合性の確認のための安全性評価結果」に示す評価への影響を評価し、その見直しの要否を確認する。今回の安全性向上評価では、新規制基準適合性審査に係る原子炉設置変更許可を受けた日（平成27年7月15日）における決定論的安全評価から、評価時点となる施設定期検査終了日（平成30年11月28日）までの期間を評価の対象とした。

##### 3.1.2.1.2 確認方法

決定論的安全評価は、「1.5 法令への適合性の確認のための安全性評価結果」に記載している事象に対して、「1.3 構築物、系統及び機器」に記載している設備及び「1.5 法令への適合性の確認のための安全性評価結果」に記載している手順を踏まえた解析条件を設定し、原子炉設置変更許可申請書において妥当性を確認した解析コード等により評価を行っている。

したがって、安全評価の前提となっている設備及び解析コードの変更状況を踏まえ、決定論的安全評価への影響を評価し、その見直し要否を確認する。

##### 3.1.2.1.3 確認結果

###### 3.1.2.1.3.1 設備に係る確認結果

安全評価の前提となっている設備を変更する工事を実施する場合

は、当該工事等の計画に当たり、当該工事等の主管箇所又は主管箇所からの依頼を受けた原子炉設置許可申請書管理箇所等において、原子炉設置許可申請書の本文記載事項に影響がないことなどにより、原子炉設置許可申請書等への影響有無を確認している。

確認の結果、「3.1.2.1.1 概要」に示す評価対象期間において、「1.5 法令への適合性の確認のための安全性評価結果」に示す評価に影響を与える設備の変更はなく、「1.5 法令への適合性の確認のための安全性評価結果」に示す評価を見直す必要がないことを確認した。

#### 3.1.2.1.3.2 解析コードに係る確認結果

決定論的安全評価に用いた解析コードについて、決定論的安全評価を実施したメーカーから解析コードに係る不具合情報等について定期的に報告を受け、内容を確認している。

具体的には、「3.1.2.1.1 概要」に示す評価対象期間において、第3.1.2.1.1表に示す決定論的安全評価で使用している解析コードを対象に、米国原子力規制委員会（NRC）が保有する情報（ADAMS (Agencywide Documents Access and Management System)）及びコード開発元の情報に基づき、「1.5 法令への適合性の確認のための安全性評価結果」に示す評価の見直し要否について確認することとしている。

確認の結果、「1.5 法令への適合性の確認のための安全性評価結果」に示す評価で使用している解析コードの改良を要する不具合情報等はなく、「1.5 法令への適合性の確認のための安全性評価結果」に示す評価を見直す必要がないことを確認した。

また、今後講じる措置等に応じて、その効果を適切に評価すること等を目的として、最新知見を取り入れた評価手法（最適評価コード、統計的安全評価手法等）についても調査、研究・開発に取り組んでいる。

#### 3.1.2.1.4 まとめ

「3.1.2.1.3 確認結果」に示すとおり、「3.1.2.1.1 概要」に示す評価対象期間において、評価時点における発電用原子炉施設の決定論的安全評価を記載している「1.5 法令への適合性の確認のための安全性評価結果」に示す評価を見直す必要がないことを確認した。また、最新知見を取り入れた評価手法の調査、研究・開発に取り組んでいる。

第 3.1.2.1.1 表 決定論的安全評価で使用している解析コードについて

解析コード	解析コードの評価対象	コード開発元
CHICKIN-M	DBA (運転時の異常な過渡変化 及び設計基準事故)	ウェスティングハウス※ <sup>1</sup>
FACTRAN		
THINC-III		
MARVEL		
PHOENIX		
SATAN-M		
WREFLOOD		
BASH-M		
LOCTA-M※ <sup>2</sup>		
COCO		
SATAN-M (Small LOCA)		
LOCTA-IV※ <sup>2</sup>		
ANC		
TWINKLE		
SATAN-VI	三菱重工業	
SCATTERING	アイダホ研究所	
M-RELAP5※ <sup>3</sup>	SA (重大事故等)	三菱重工業
SPARKLE-2		三菱重工業
MAAP		米国電力研究所
GOTHIC		

※1：一部の解析コードは、三菱重工業にて改良したものであり、調査時は現コードと元コードの両方を対象とした

※2：LOCTAは、LOCBARTをベースに改良されたものであり、調査時はLOCTAとLOCBARTの両方を対象とした

※3：M-RELAP5は、三菱重工業がRELAP5-3D（アイダホ研究所開発）をベースに改良したものであり、調査時はM-RELAP5とRELAP5-3Dの両方を対象とした

### 3.1.2.2 現実的なプラント挙動把握

#### 3.1.2.2.1 概要

重大事故等時における、より現実的と思われるプラント挙動を把握することを目的として、「1.5 法令への適合性の確認のための安全性評価結果」に示す一部のシナリオを対象に、解析条件を見直した評価を実施した。

#### 3.1.2.2.2 シナリオ選定

「1.5 法令への適合性の確認のための安全性評価結果」に記載しているシナリオのうち、「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」を対象とした。

対象としたシナリオは、原子炉設置変更許可申請書添付書類十において、重大事故時の格納容器過温破損に係る評価事故シーケンスとして選定しているシナリオ（以下「添付十代表SA解析」という。）と同じであり、比較的事象進展が遅く、自主的な対策の検討や教育・訓練に資するものとして選定した。

#### 3.1.2.2.3 解析条件

添付十代表SA解析で使用した解析条件に対して、1次系圧力、1次系温度等の初期条件に定常誤差を含めない定格値を用いる、実機同様、格納容器内自然対流冷却に必要な格納容器再循環ユニットの粗フィルタを取り外した状態での除熱特性を用いる等、より現実的と思われる値に変更した（以下「基本シナリオ解析」という。）。具体的な解析条件を第3.1.2.2.1表に示す。

#### 3.1.2.2.4 解析結果

原子炉容器水位等の1次系パラメータの変化を第3.1.2.2.1図及び第3.1.2.2.2図に、原子炉格納容器圧力、温度等の原子炉格納容器パラメータの変化を第3.1.2.2.3図から第3.1.2.2.4図に示す。

事象発生後、全交流動力電源喪失に伴い1次冷却材ポンプの母線電圧が低下することにより「1次冷却材ポンプ電源電圧低」信号のトリップ設定値に到達し、原子炉は自動停止する。

また、すべての蒸気発生器への注水機能が喪失することにより蒸気発生器水位が低下し、1次系圧力及び温度の上昇に伴い加圧器安全弁が作動する。この間、加圧器安全弁からの1次冷却材放出が継続することにより、徐々に原子炉容器水位が低下し、事象発生の約3.1時間後に炉心溶融に至る。

炉心溶融開始から10分後となる事象発生の約3.3時間後に加圧器逃がし弁による1次系強制減圧を開始することにより蓄圧注入が開始され、溶融炉心と原子炉容器下部プレナム水との反応で発生する蒸気により1次系が加圧されるが、蓄圧タンクからの注入が終了し、下部プレナム水が喪失することにより再び低下に転じ、事象発生の約8.7時間後に原子炉容器破損に至り、その時点の1次系圧力は、格納容器雰囲気直接加熱（以下「DCH」という。）の発生を防止できる2.0MPa[gage]以下に抑えられる。

また、炉心溶融開始から30分後となる事象発生の約3.6時間後に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を開始することにより、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する。その後、事象発生の24時間後に中型ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニット（A及びB）への海水通水による格納容器内自然対流

冷却を開始することにより、原子炉格納容器内の水蒸気が凝縮され、原子炉格納容器圧力及び温度は低下に転じる。

#### 3.1.2.2.5 解析結果を踏まえた考察

添付十代表S A解析に対して、より現実的と思われる条件を用いていることから、炉心溶融開始は約0.1時間、1次系強制減圧開始は約0.2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は約0.1時間、原子炉容器破損は約0.9時間遅くなる。

また、格納容器再循環ユニットの粗フィルタを考慮しないことから、格納容器内自然対流冷却開始後の格納容器圧力及び温度は低く推移する。

1次系強制減圧に必要な加圧器逃がし弁を開保持するため、加圧器逃がし弁用可搬型蓄電池から加圧器逃がし弁の電磁弁に給電することとしているが、『参考資料2 「1.3 構築物、系統及び機器」に係る非公開資料』のうち容量設定根拠に示すとおり、許認可では、添付十代表S A解析の結果を踏まえて、加圧器逃がし弁の開保持時間を5時間と設定し、その間給電が可能であるかを評価していた。しかしながら、基本シナリオ解析の結果では、「3.1.2.2.4 解析結果」に示すとおり、約5.4時間にわたって加圧器逃がし弁の開保持が必要である知見が得られたが、添付十では、解析コード及び解析条件の不確かさ評価を実施しており、加圧器逃がし弁開操作時間への影響を考慮して、5.4時間以上の給電が可能な容量としていること、予備の蓄電池を配備しており万が一蓄電池が枯渇した場合の手順が整備されていることから、加圧器逃がし弁用可搬型蓄電池の容量の前提となるシナリオの成立性に問題がないことを確認し

た。

引き続き、現実的なプラント挙動を把握することにより、操作余裕の適正化等に活用したい。



第 3.1.2.2.1 表 主要解析条件 (1 / 4)

項目		添十代表 S A 解析の主要解析条件	基本シナリオ解析の主要解析条件
解析コード		M A A P	同左
初期条件	炉心熱出力 (初期)	100% (2,652MWt) × 1.02	100% (2,652MWt)
	1 次系圧力 (初期)	15.41 + 0.21MPa [gage]	15.41MPa [gage]
	1 次冷却材平均温度 (初期)	302.3 + 2.2℃	302.3℃
	炉心崩壊熱	F P : 日本原子力学会推奨値 アクチニド : O R I G E N 2 (サイクル末期を仮定)	同左
	原子炉格納容器自由体積	67,400m <sup>3</sup>	67,900m <sup>3</sup>
	ヒートシンク	設計値に余裕を考慮した 小さめの値	設計値

3.1.2-9

第 3.1.2.2.1 表 主要解析条件 (2 / 4)

項目	添十代表 S A 解析の主要解析条件	基本シナリオ解析の主要解析条件
起因事象	外部電源喪失	同左
安全機能の喪失 に対する仮定	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 非常用所内交流動力電源喪失</li> <li>・ 補助給水機能喪失</li> <li>・ 原子炉補機冷却機能喪失</li> </ul>	同左
外部電源	外部電源なし	同左
R C P シール部からの 漏えい率 (初期)	定格圧力において 1.5m <sup>3</sup> /h/台 相当となる口径約 0.2cm (約 0.07inch) / 台 (3 台) (事象発生時からの漏えいを仮定)	同左
水素の発生	ジルコニウム-水反応を考慮	同左

事故条件

3.1.2-10

第 3.1.2.2.1 表 主要解析条件 (3 / 4)

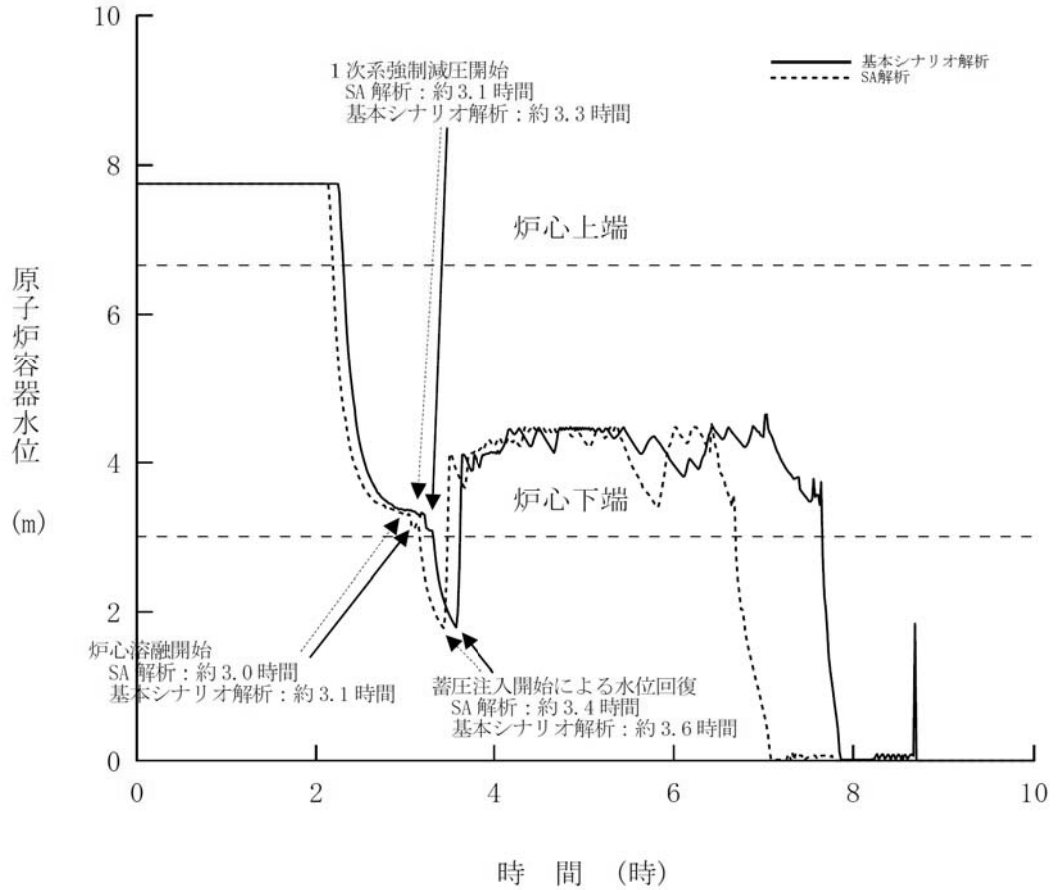
項目	添十代表 S A 解析の主要解析条件	基本シナリオ解析の主要解析条件	
重大事故等対策に関連する機器条件	原子炉トリップ信号	1 次冷却材ポンプ電源電圧低 (定格値の 65%) (応答時間 1.2 秒)	1 次冷却材ポンプ電源電圧低 (定格値の 72.7%) (応答時間 1.2 秒)
	蓄圧タンク保持圧力	4.04MPa[gage] (最低保持圧力)	4.4MPa[gage] (管理値)
	蓄圧タンク保有水量	29.0m <sup>3</sup> /基 (3 基) (最小保有水量)	29.7m <sup>3</sup> /基 (3 基) (管理値)
	加圧器逃がし弁	95t/h/個 (2 個)	同左
	代替格納容器 スプレイポンプ	140m <sup>3</sup> /h	同左
	格納容器再循環 ユニット	2 基 (粗フィルタあり) 1 基当たりの除熱特性 (100℃～約 155℃, 約 1.9MW～約 8.1MW)	2 基 (粗フィルタなし) 1 基当たりの除熱特性 (100℃～約 155℃, 約 6.3MW～約 11.6MW)
	静的触媒式水素 再結合装置 及び イグナイタ	効果を期待せず	同左

3.1.2-11

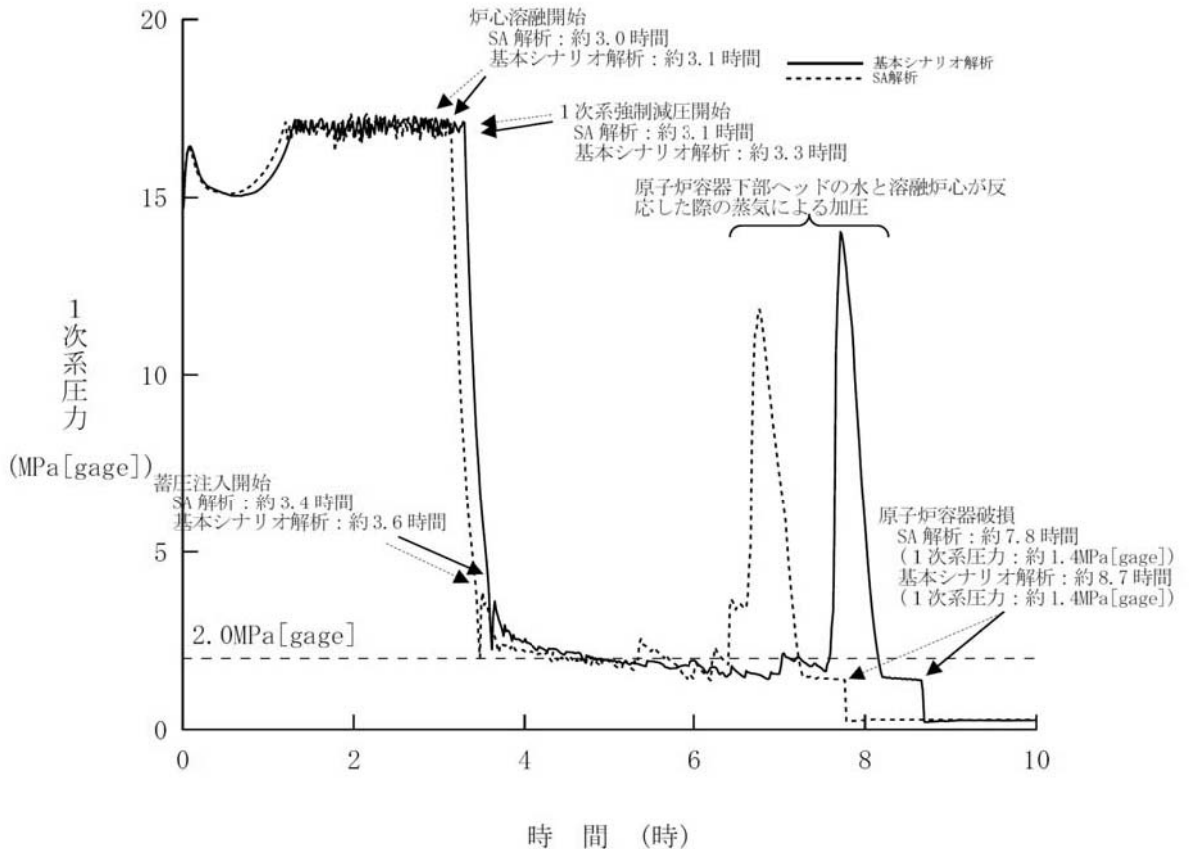
第 3.1.2.2.1 表 主要解析条件 (4 / 4)

項目		添十代表 S A 解析の主要解析条件	基本シナリオ解析の主要解析条件	
重大事故等対策に関連する操作条件	加压器逃がし弁開	炉心溶融開始から 10 分後	同左	
	代替格納容器 スプレイポンプ の運転条件	開始	炉心溶融開始から 30 分後	同左
		一旦 停止	原子炉格納容器保有水量 1,700m <sup>3</sup> 到達 + 原子炉格納容器最高使用圧力未満	同左
		再開	原子炉格納容器最高使用圧力到達 から 30 分後	同左
		停止	事象発生から 24 時間後	同左
	格納容器再循環ユニット (A 及び B) による 格納容器内自然対流冷却 開始	事象発生から 24 時間後	同左	

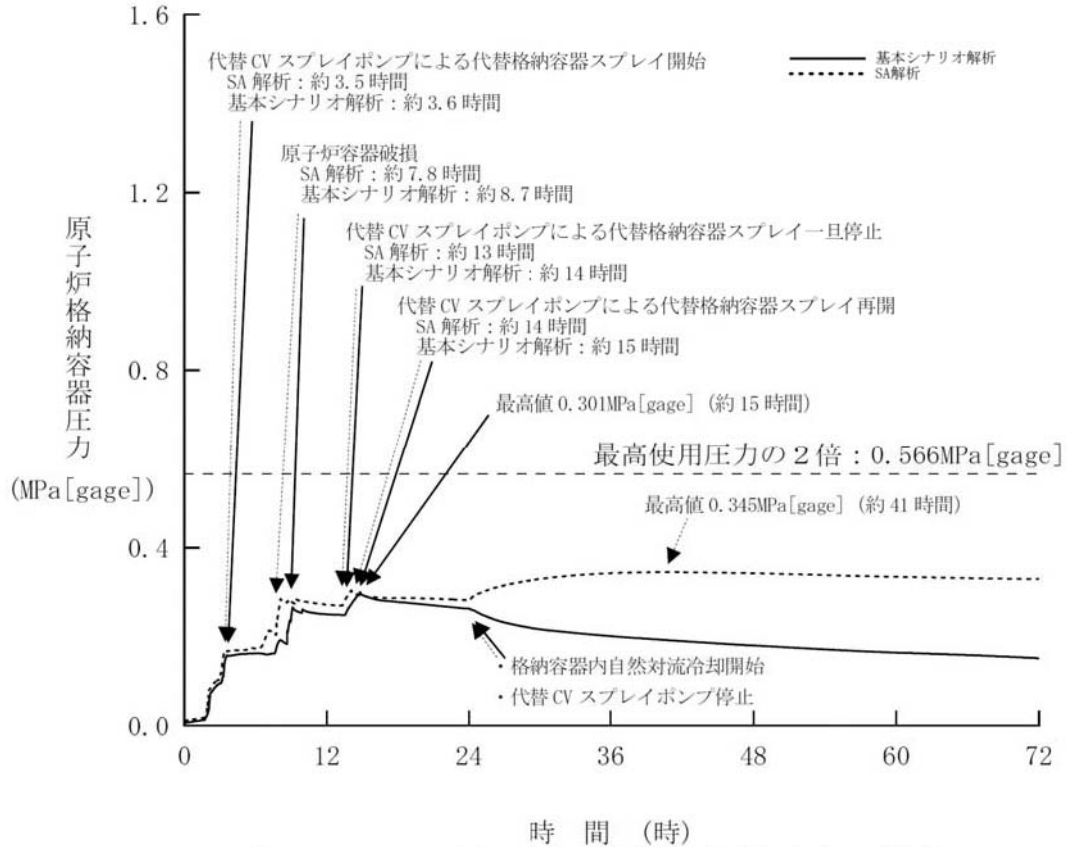
3.1.2-12



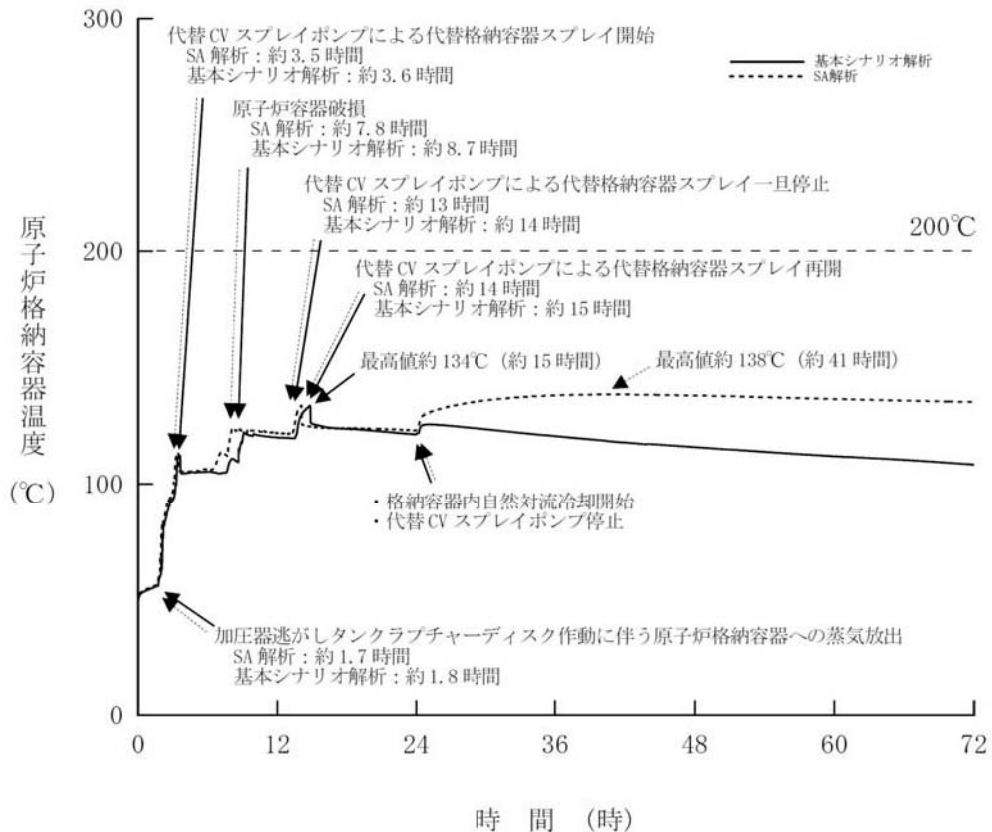
第 3.1.2.2.1 図 原子炉容器水位の推移



第 3.1.2.2.2 図 1次系圧力の推移



第 3.1.2.2.3 図 原子炉格納容器圧力の推移



第 3.1.2.2.4 図 原子炉格納容器温度の推移