

添付3 「4. 有効性評価」における有効性評価図書

三菱PWR デジタル安全保護回路の  
ソフトウェア共通要因故障対策に係る有効性評価について

令和4年 6月



三菱重工業株式会社

## 目 次

1. まえがき	1
2. デジタル安全保護回路のソフトウェア CCF 対策について	2
2.1 ソフトウェアCCFについて	2
2.2 ソフトウェアCCF対策について	3
3. ソフトウェア CCF 対策の有効性評価事象の選定について	8
3.1 有効性評価の目的	8
3.2 事象選定の基本的考え	8
3.3 有効性評価事象	9
3.3.1 運転時の異常な過渡変化	9
3.3.2 設計基準事故	9
4. ソフトウェア CCF 対策の有効性評価	11
4.1 判断基準	11
4.2 解析に使用する計算プログラム	12
4.3 基本解析条件	14
4.4 運転時の異常な過渡変化	18
4.4.1 主給水流量喪失	18
4.4.1.1 代表3ループプラント	21
4.4.1.2 代表4ループプラント	29
4.5 設計基準事故	37
4.5.1 原子炉冷却材喪失(ECCS性能評価)	37
4.5.1.1 過渡変化の原因及び説明	37
4.5.1.2 解析ケース	37
4.5.1.3 判断基準	37
4.5.1.4 解析条件	38
4.5.1.5 代表3ループプラント	42
4.5.1.6 代表4ループプラント	54

4.5.2	原子炉冷却材流量の喪失	66
4.5.2.1	代表3ループプラント	68
4.5.2.2	代表4ループプラント	76
4.5.3	原子炉冷却材ポンプの軸固着	84
4.5.3.1	代表3ループプラント	86
4.5.3.2	代表4ループプラント	94
4.5.4	主給水管破断	102
4.5.4.1	代表3ループプラント	105
4.5.4.2	代表4ループプラント	113
4.5.5	主蒸気管破断	121
4.5.5.1	代表3ループプラント	124
4.5.5.2	代表4ループプラント	132
4.5.6	制御棒飛び出し	140
4.5.6.1	代表3ループプラント	144
4.5.6.2	代表4ループプラント	159
4.5.7	蒸気発生器伝熱管破損	174
4.5.7.1	代表3ループプラント	178
4.5.7.2	代表4ループプラント	186
4.5.8	原子炉冷却材喪失(原子炉格納容器健全性評価)	194
4.6	有効性評価結果の適用性及び安全評価への影響に係る検討	202
4.6.1	Non-LOCA解析の適用性	202
4.6.2	LOCA解析の適用性	212
4.6.3	被ばく評価への影響	228
5.	まとめ	239
6.	参考文献	240
添付-1	ソフトウェア CCF 対策の有効性評価 基本データ	241
添付-2	多様化設備が作動させる設備に対するサポート系の有効性	248

略語表

A T E N A	Atomic Energy Association	原子力エネルギー協議会
A T W S	Anticipated Transient Without Scram	原子炉停止機能喪失
C C F	Common Cause Failure	共通要因故障
C D	Discharge Coefficient	流出係数
C V	Containment Vessel	原子炉格納容器
D N B R	Departure from Nucleate Boiling Ratio	限界熱流束比
E C C S	Emergency Core Cooling System	非常用炉心冷却設備
F P	Fission Product	核分裂生成物
L O C A	Loss of Coolant Accident	原子炉冷却材喪失事故
P C M I	Pellet-Cladding Mechanical Interaction	ペレット-被覆管機械的相互作用
P C T	Peak Cladding Temperature	燃料被覆管最高温度
P W R	Pressurized Water Reactor	加圧水型軽水炉
R C P	Reactor Coolant Pump	1次冷却材ポンプ
R I E	Reactivity Insertion Event	反応度投入事象
R V	Reactor Vessel	原子炉容器
S I	Safety Injection	安全注入
S G	Steam Generator	蒸気発生器

## 1. まえがき

我国の加圧水型原子力発電プラントにおいては、設備の信頼性及び保守性の向上を目的として1980年代頃から常用系設備にデジタル計算機を適用してきており、その良好な運転実績を踏まえ、1990年代頃からは安全保護回路にもデジタル計算機を適用する事例が増えてきている。デジタル計算機では、設計上の要求機能がソフトウェアによって実現されることから、安全保護回路に適用するソフトウェアの信頼性を確保する取り組みとして、ソフトウェアライフサイクル及び構成管理手法を含めた品質保証活動・検証及び妥当性確認を実施してきた。これらの活動により、ソフトウェアに起因する共通要因故障（以下、「ソフトウェア CCF」と称す。）が発生し、多重化されたデジタル安全保護回路の機能が喪失する可能性は十分低く抑えられている。しかしながら、デジタル安全保護回路を設置した原子力発電事業者（以下、「事業者」と称す。）は、深層防護の観点でより一層の信頼性向上を図るため、デジタル安全保護回路のソフトウェアを介さずに原子炉停止システムや工学的安全施設を作動できる多様化設備（CCF 対策設備）を自主的に設置してきた。

このような状況の中、令和元年度 第33回原子力規制委員会（2019年10月2日）において、「発電用原子炉施設におけるデジタル安全保護系の共通原因故障対策等に関する検討チーム」（以下、「NRA 検討チーム」と称す。）が設置され、ソフトウェア CCF 対策の規制化に関する議論が進められた。本 NRA 検討チームにおいて、原子力エネルギー協議会（以下、「ATENA」と称す。）と、原子力規制委員会及び原子力規制庁との議論が重ねられた結果、ATENA は NRA 検討チームにおける議論及び国際水準を踏まえ、炉心の著しい損傷防止を重視し、「運転時の異常な過渡変化」または「設計基準事故」とソフトウェア CCF が重畳する可能性は極めて低いものの、ソフトウェア CCF 影響緩和対策としてさらなる対策を自主的かつ計画的に行うことを ATENA ステアリング会議（2020年1月）で決定し、各事業者に対し対策の実施を要求した。

本文献は、上記要求を受けてさらなる自主対策を検討したとともに、それら対策（多様化設備等）により、想定した事象にデジタル安全保護回路のソフトウェア CCF が重畳した場合でも、適切に対処可能であることを解析等により示すことを目的とする。

なお、本文献の記載内容は、三菱重工業（株）が受託した PWR 5 電力（関西電力（株）、北海道電力（株）、四国電力（株）、九州電力（株）、日本原子力発電（株））の共同委託の成果に基づく。

## 2. デジタル安全保護回路のソフトウェア CCF 対策について<sup>(1)</sup>

### 2.1 ソフトウェア CCF について

ソフトウェア CCF とは、ソフトウェアの不具合に起因して、多重化されたデジタル安全保護回路が同時に故障（機能喪失）する状態をいう。

#### 2.1.1 ソフトウェア CCF 想定範囲

ソフトウェア CCF の発生を想定する設備の範囲は、デジタル計算機を適用した安全保護回路（設定値比較機能、論理演算機能）とする。ソフトウェア CCF を想定する範囲の例を図 2.1-1 に示す。

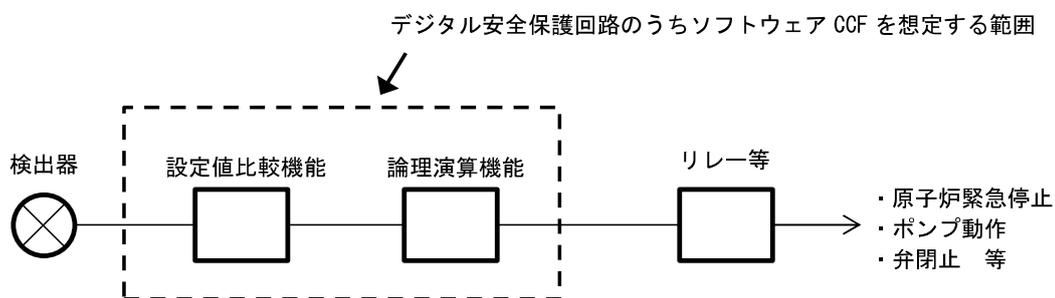


図 2.1-1 安全保護回路のうちソフトウェア CCF を想定する範囲（例）

#### 2.1.2 ソフトウェア CCF 発生時の安全保護回路故障モード想定

デジタル安全保護回路のソフトウェアに不具合が潜在し、「運転時の異常な過渡変化」または「設計基準事故」が発生し安全保護回路の自動作動が要求されたときに、不具合が顕在化しソフトウェア CCF が発生することにより、原子炉停止系統、工学的安全施設等を自動起動する信号が出力されず、安全保護機能が喪失する状態を故障モードとして想定する。

なお、ソフトウェア CCF の発生により安全保護機能が喪失する場合においても、それ以前に安全保護回路の信号により起動し運転中のポンプ等の機器については、ソフトウェア CCF の影響を受けないものとして機器の作動状態の変化は想定しない。

ここで、ソフトウェア CCF により安全保護機能が誤作動する故障モードについては、機器の誤作動に伴うプラント状態の変化により運転員が認知または多様化設備の作動が要求される状態となること、加えて、原子炉停止系統や工学的安全施設

等の誤作動は「運転時の異常な過渡変化」または「設計基準事故」に包絡されることから、有効性評価では安全保護機能が喪失する状態を想定する。

## 2.2 ソフトウェア CCF 対策について

### 2.2.1 設置要求

デジタル安全保護回路を設ける場合には、ソフトウェア CCF 対策として、代替作動機能を有する多様化設備を設置することが、ATENA が策定したソフトウェア CCF 対策に係る技術要件書<sup>(1)</sup>（以下、「ATENA ガイド」と称す。）より要求されている。

ただし、ソフトウェア CCF が発生するおそれがない場合もしくは「運転時の異常な過渡変化」または「設計基準事故」が発生し、かつ安全保護回路の一部がソフトウェアにより作動するものがある場合で、当該ソフトウェアが機能しない場合を想定しても、他の安全保護機能が作動することにより多様化設備を用いることなく設計基準事故の判断基準を概ね満足することが有効性評価（後述）により確認できる場合には、多様化設備を設けなくても良いとされている。

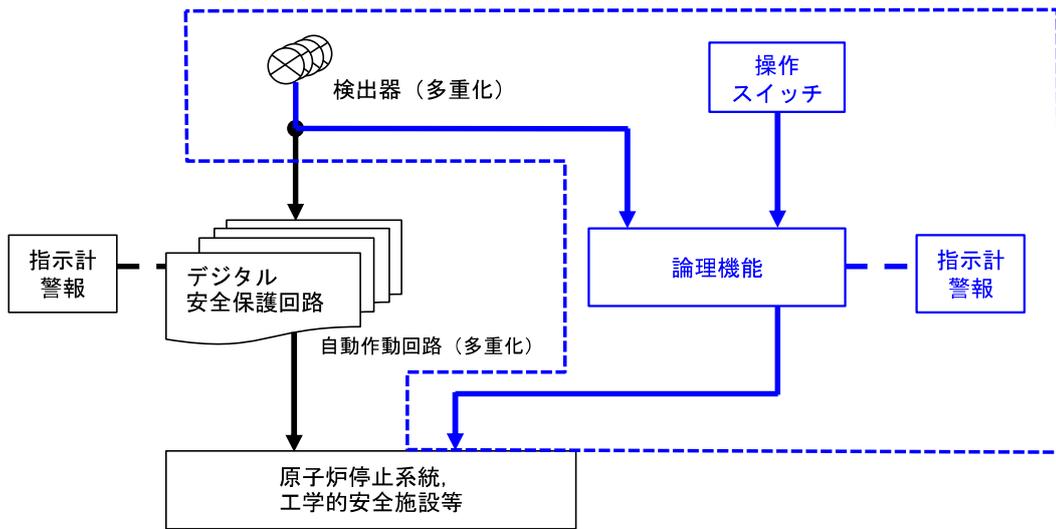
### 2.2.2 機能要求

多様化設備は、「運転時の異常な過渡変化」または「設計基準事故」が発生し、かつソフトウェア CCF により多重化されたデジタル安全保護回路がその安全保護機能を喪失した場合においても、設計基準事故の判断基準を概ね満足できるよう、原子炉停止系統、工学的安全施設等を自動または手動で作動させることができることとする。

原子炉停止系統、工学的安全施設等を手動により作動させる場合には、運転員が判断基準を概ね満足した状態で事象を収束させるために必要な時間内に操作を開始できるよう、「運転時の異常な過渡変化」または「設計基準事故」時に安全保護動作の異常の発生を認知し、必要な操作の判断を行える機能を設けることとする。

### 2.2.3 多様化設備の範囲

多様化設備の範囲は、「2.2.2 機能要求」を達成するために必要となる、検出器、操作スイッチ、論理回路、指示計・警報等の計測制御設備とする（図 2.2-1）。



(青点線は多様化設備の範囲の例を示す)

図 2.2-1 多様化設備の範囲

#### 2.2.4 ソフトウェア CCF の影響評価と追加対策

「1. まえがき」にて述べたとおり、国内 PWR 事業者は、深層防護の観点でより一層の信頼性向上を図るため、デジタル安全保護回路のソフトウェアを介さずに原子炉停止系統や工学的安全施設を作動できる多様化設備を自主的に設置してきた。今般、ソフトウェア CCF に関する ATENA ガイドの発行を受け、設置変更許可申請書添付書類十で取り扱う「運転時の異常な過渡変化」及び「設計基準事故」の全事象に対し、ソフトウェア CCF の発生により安全保護機能が喪失する場合の影響を評価し、必要な追加対策を抽出した。

##### 2.2.4.1 運転時の異常な過渡変化

現行措置の多様化設備は原子炉トリップ機能を備えているため、「運転時の異常な過渡変化」発生時にデジタル安全保護回路のソフトウェア CCF により原子炉トリップ機能が喪失する場合でも、原子炉トリップ可能である。

仮に、「運転時の異常な過渡変化」において原子炉トリップ機能が喪失すると、「重大事故等対策の有効性評価」の1つである「原子炉停止機能喪失 (ATWS)」のシーケンスとなる。同評価において、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性確保の観点で厳しくなる「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」及び

「負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」を重要事故シーケンスとして選定し、原子炉トリップ機能が喪失する場合でも、ATWS 緩和設備（主蒸気隔離、補助給水）によって原子炉圧力バウンダリ及び燃料損傷の観点で問題なく、設計基準事故の判断基準を概ね満足していることを解析により確認している。したがって、「運転時の異常な過渡変化」発生時にソフトウェア CCF により原子炉トリップ機能が喪失する場合でも、現行措置の多様化設備により原子炉トリップするため、上述の ATWS のシーケンスよりも緩和されることから問題ない。

以上より、「運転時の異常な過渡変化」に対しては現行措置の多様化設備で対応可能であり、多様化設備の追設は不要である。

#### 2.2.4.2 設計基準事故

評価結果を表 2.2-1 に示す。評価の結果、大中破断 LOCA 対策として以下の機能を追加設置することにより、現行措置と合わせ全ての設計基準事故に対応可能である。

- ・自動機能：高圧／低圧注入系（1 系列）の自動起動 [追加措置]
- ・警報機能：原子炉圧力（異常）低 [追加措置]

なお、本自動機能の追加措置にあわせて、現行措置の手動機能（高圧注入系（1 系列）の手動起動）に加えて以下の手動機能を設置する。

- ・手動機能：低圧注入系（1 系列）の手動起動

多様化設備の現行措置及び追加措置を整理して表 2.2-2 に示す。

表 2.2-1 ソフトウェア CCF の影響評価と追加対策（設計基準事故）

事象名	影響評価結果
原子炉冷却材喪失	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 現行措置の手動による高圧注入では、炉心冷却不足のため大中破断 LOCA において判断基準を満足できず。</li> <li>・ 多様化設備（追設）として高圧/低圧注入系（1 系列）を自動作動させることにより、判断基準を概ね満足。</li> <li>・ CV 健全性に関しては、現場で CV スプレイを手動作動（事故後 30 分以降）させることにより、判断基準を概ね満足。</li> </ul>
原子炉冷却材流量の喪失	現行措置の多様化設備による原子炉トリップ、及び現実的な反応度帰還効果により、判断基準を概ね満足。
原子炉冷却材ポンプの軸固着	同上
主給水管破断	同上
主蒸気管破断	現行措置の多様化設備による主蒸気隔離、及び現実的な制御棒状態の想定により、判断基準を概ね満足。
制御棒飛び出し	現行措置の多様化設備による原子炉トリップ、及び現実的な事故想定により、判断基準を概ね満足。
蒸気発生器伝熱管破損	現行措置の多様化設備による原子炉トリップ、及び漏えい停止までの必要な手動操作を多様化設備等に対応することにより、漏えい量は添付書類十解析と同等となり、判断基準を概ね満足。

表 2.2-2 デジタル安全保護回路のソフトウェア CCF に対する多様化設備

項 目	機 能
自動機能	<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉トリップ (原子炉(加圧器)圧力低、原子炉(加圧器) 圧力高、蒸気発生器水位低)</li> <li>・タービントリップ</li> <li>・主給水隔離</li> <li>・主蒸気隔離</li> <li>・補助給水起動</li> <li>・<span style="border: 1px solid black; padding: 2px;">高压/低压注入系起動</span> (原子炉(加圧器)圧力(異常)低)<sup>※</sup></li> </ul>
手動機能	<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉トリップ</li> <li>・タービントリップ</li> <li>・主給水隔離</li> <li>・主蒸気隔離</li> <li>・補助給水隔離/流量調節</li> <li>・<span style="border: 1px solid black; padding: 2px;">高压/低压注入系起動</span><sup>※</sup></li> <li>・原子炉格納容器隔離</li> </ul>
警報機能	<ul style="list-style-type: none"> <li>・多様化設備作動</li> <li>・加圧器圧力低 (原子炉トリップ等)</li> <li>・加圧器圧力高 (原子炉トリップ等)</li> <li>・蒸気発生器水位低 (原子炉トリップ等)</li> <li>・蒸気発生器水位異常高</li> <li>・<span style="border: 1px solid black; padding: 2px;">原子炉(加圧器)圧力(異常)低 (高压/低压注入系作動)</span></li> </ul>
監視機能	<ul style="list-style-type: none"> <li>・中間領域中性子束</li> <li>・加圧器圧力</li> <li>・1次冷却材圧力</li> <li>・1次冷却材低温側温度 (広域)</li> <li>・加圧器水位</li> <li>・主蒸気ライン圧力</li> <li>・蒸気発生器水位 (狭域)</li> <li>・格納容器圧力</li> <li>・蒸気発生器2次側放射線</li> <li>・対象補機の状態</li> </ul>

: 追加措置

※本自動機能の追加措置にあわせて、現行措置の手動機能 (高压注入系の手動起動) に加えて低压注入系の手動起動を設置する。

### 3. ソフトウェア CCF 対策の有効性評価事象の選定について

#### 3.1 有効性評価の目的

有効性評価は、「運転時の異常な過渡変化」または「設計基準事故」とデジタル安全保護回路のソフトウェア CCF が重畳した場合でも、デジタル安全保護回路の代替設備となる多様化設備が有効であることを確認するものであり、具体的には設計基準事故において使用される判断基準を概ね満足し、かつ事象が収束することを解析等により確認することを目的とする。

#### 3.2 事象選定の基本的考え

多様化設備は安全保護回路の代替機能を有する設備であるため、以下に挙げる「運転時の異常な過渡変化」及び「設計基準事故」の全事象を有効性評価の対象とする。

運転時の異常な過渡変化	設計基準事故
炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化 <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き</li> <li>出力運転中の制御棒の異常な引き抜き</li> <li>制御棒の落下及び不整合</li> <li>原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈</li> </ul>	原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化 <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉冷却材喪失</li> <li>原子炉冷却材流量の喪失</li> <li>原子炉冷却材ポンプの軸固着</li> <li>主給水管破断</li> <li>主蒸気管破断</li> </ul>
炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化 <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉冷却材流量の部分喪失</li> <li>原子炉冷却材系の停止ループの誤起動</li> <li>外部電源喪失</li> <li>主給水流量喪失</li> <li>蒸気負荷の異常な増加</li> <li>2次冷却系の異常な減圧</li> <li>蒸気発生器への過剰給水</li> </ul>	
原子炉冷却材圧力又は原子炉冷却材保有量の異常な変化 <ul style="list-style-type: none"> <li>負荷の喪失</li> <li>原子炉冷却材系の異常な減圧</li> <li>出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動</li> </ul>	反応度の異常な投入又は原子炉出力の急激な変化 <ul style="list-style-type: none"> <li>制御棒飛び出し</li> </ul> 環境への放射性物質の異常な放出 <ul style="list-style-type: none"> <li>放射性気体廃棄物処理施設の破損</li> <li>蒸気発生器伝熱管破損</li> <li>燃料集合体の落下</li> <li>原子炉冷却材喪失</li> <li>制御棒飛び出し</li> </ul> 原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化 <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉冷却材喪失</li> <li>可燃性ガスの発生</li> </ul>

ただし、評価に際しては、ソフトウェア CCF が同じ影響を与える事象はグルーピングすることができる。さらに、判断基準に照らし合わせて影響の程度が軽微である事象、グルーピングしたグループ内の代表事象に包絡されることが定性的に評価できる事象、及びデジタル安全保護回路の動作を期待しない事象については解析を省略することができる。なお、本有効性評価において事象のグルーピングは実施しない。解析を省略する事象については、3.3 節にて述べる。

### 3.3 有効性評価事象

#### 3.3.1 運転時の異常な過渡変化

「運転時の異常な過渡変化」については、2.2.4.1 にて述べたとおり、「重大事故等対策の有効性評価」として「原子炉停止機能喪失 (ATWS)」の重要事故シーケンスの解析を実施し、原子炉トリップ機能が喪失する場合でも現行の ATWS 緩和設備によって原子炉圧力バウンダリ及び燃料損傷の観点で問題ないことを確認している。「運転時の異常な過渡変化」にソフトウェア CCF が重畳した場合、多様化設備の作動により原子炉トリップに至るため、ATWS の有効性評価よりも事象進展が緩和される。したがって、「運転時の異常な過渡変化」にソフトウェア CCF の重畳を考慮した事象は、判断基準に照らし合わせて影響の程度が軽微であり、解析を省略できると整理される。その上で、多様化設備による CCF 対策の有効性を確認し、判断基準に照らし合わせて影響の程度が軽微であることを示す観点から、ATWS の重要事故シーケンスの 1 つであり、より多くの多様化設備の機能に期待する「主給水流量喪失」を代表として有効性評価を実施する。

#### <選定事象>

##### (1) 炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化

- ・主給水流量喪失

#### 3.3.2 設計基準事故

「設計基準事故」については、以下の理由により、全事象を対象として有効性評価を実施する。

- ・多様化設備による原子炉トリップ及び ECCS の作動信号が限定的であり、かつ作

動のタイミングが本設より遅れるため、事象進展が厳しくなる。

・「運転時の異常な過渡変化」における ATWS のように、包絡させることができる既往の解析がない。

#### <選定事象>

##### (1) 原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化

- ・ 原子炉冷却材喪失 (ECCS 性能評価)
- ・ 原子炉冷却材流量の喪失
- ・ 原子炉冷却材ポンプの軸固着
- ・ 主給水管破断
- ・ 主蒸気管破断

##### (2) 反応度の異常な投入又は原子炉出力の急激な変化

- ・ 制御棒飛び出し

##### (3) 環境への放射性物質の異常な放出

- ・ 蒸気発生器伝熱管破損

##### (4) 原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化

- ・ 原子炉冷却材喪失

なお、蒸気発生器伝熱管破損について、ソフトウェア CCF の重畳を考慮した場合における運転操作や操作時間が添付書類十解析と同等であり、判断基準に照らし合わせて影響の程度が軽微であるため解析を省略するが、当該事象に関する定性的な検討については 4.5.7 項にて述べる。また、「(4) 原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化」のうち「可燃性ガスの発生」及び「(3) 環境への放射性物質の異常な放出」に分類される事象の被ばく評価については、判断基準に照らし合わせて影響の程度が軽微であるため解析を省略するが、これら評価への影響については 4.6.2 項及び 4.6.3 項にて述べる。

#### 4. ソフトウェア CCF 対策の有効性評価

3章にて選定した設計基準事象にデジタル安全保護回路のソフトウェア CCF が重畳した場合でも、多様化設備等の対策により適切に対処可能であることを、ATENA が策定した ATENA ガイドに沿って評価する。その評価にあたっては、PWR プラントメーカーが標準プラントとして解析入力値を整備している、以下に示す代表プラントを対象にソフトウェア CCF 対策の有効性を評価する。代表プラント以外の炉心条件等が異なるプラントに対する有効性については、4.6 節にて考察を行う。

<代表プラント>

- ・ 3 ループプラント： 55GWd/t ウラン+MOX 炉心
- ・ 4 ループプラント： 55GWd/t ウラン炉心

##### 4.1 判断基準

有効性評価は、「運転時の異常な過渡変化」または「設計基準事故」とソフトウェア CCF が重畳するという設計基準を超える事象に対し、ソフトウェア CCF 影響緩和対策により、炉心損傷防止が可能になることを確認することが目的である。設計基準事象を超える事象であるが、安全保護回路に対して設けたソフトウェア CCF 影響緩和対策により、事象進展を設計基準対処設備が担う深層防護のレベルに留めることができる能力を確認することが目的であることから、設計基準事故の判断基準を基本とする。このため、「運転時の異常な過渡変化」及び「設計基準事故」のいずれに対しても、判断基準は設計基準事故において適用される判断基準（「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」第十三条第一項第二号）を準用し、その判断基準を概ね満足することを確認する。

なお、原子炉格納容器の最高使用圧力／温度を上回る場合の判断基準として、既許認可で確認された原子炉格納容器の限界圧力(最高使用圧力の 2 倍)／限界温度(200℃)を適用する。

各事象に適用する具体的な判断基準については、4.4 節及び 4.5 節に記す。

## 4.2 解析に使用する計算プログラム

### 4.2.1 Non-LOCA

「運転時の異常な過渡変化」または「設計基準事故」とソフトウェア CCF が重畳する事象は設計基準を超える事象であるため、これら事象のプラント応答を評価するにあたっては、想定する事象を現実的に予測でき、設置変更許可申請書 添付書類十解析（重大事故等対策の有効性評価）に使用実績のある以下の最適評価コードを使用する。また、設計基準事象への適用性については、参考(2), (3)の SPARKLE-2 コードの DBA への適用に関する公開文献で示すとおり、最適評価コードの適用範囲に問題はないことを確認している。

- SPARKLE-2 コード<sup>(2)(3)(4)</sup>

### 4.2.2 LOCA

ATENA ガイドでは、“ソフトウェア CCF が重畳する場合においても、保守的評価によって解析した結果が余裕をもって判断基準を満足する場合には最適評価を行わず保守的評価を採用してもよい。”と定めている。

解析対象とする LOCA 事象については、現行措置及び追加措置の多様化設備により、設置変更許可申請書 添付書類十解析（設計基準事故）と同様の過渡応答になると考えられ、最適評価を適用する必要はないと判断されるため、添付書類十解析と同じ保守的評価を適用する。

LOCA 解析に使用する計算プログラムを表 4.2-1 に示す。計算プログラムは添付書類十解析（設計基準事故）の評価で使用する計算プログラムと同じである。

表4.2-1 LOCA解析に使用する計算プログラム

解析項目			計算プログラム	
			添付書類十解析 (設計基準事故)	CCF 対策 有効性評価
原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化	原子炉冷却材喪失	大破断 <sup>(5)</sup>	SATAN-M WREFLOOD BASH-M COCO LOCTA-M	同左
		小破断 <sup>(6)</sup>	SATAN-M(Small LOCA) LOCTA-IV	同左
原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化	原子炉冷却材喪失 <sup>(7)</sup>		SATAN-VI WREFLOOD COCO	同左

#### 4.3 基本解析条件<sup>(1)</sup>

設置変更許可申請書 添付書類十解析（設計基準事故）では、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」<sup>(8)</sup>の要求に従い、異常状態の発生前の状態として通常運転範囲及び運転期間の全域について考慮し、判断基準に照らして最も厳しくなる初期状態（解析条件）を選定している。ソフトウェア CCF 対策の有効性評価についても、この方針に従い解析条件を設定する。

各評価対象事象の解析条件を 4.4 節及び 4.5 節の主要解析条件に記載するとともに、代表 3 ループプラント及び代表 4 ループプラントの基本データを添付 1 に示す。

ソフトウェア CCF 発生時のデジタル安全保護回路、原子炉停止系統及び工学的安全施設を含む安全設備の作動状態、及び、ソフトウェア CCF 対策としての多様化設備については、以下を仮定する。

- ・ソフトウェア CCF によりデジタル安全保護回路の機能が喪失し、原子炉停止系及び工学的安全施設が自動作動しない。
- ・デジタル安全保護回路を経由しない、自動起動信号または運転員が事象の発生を認知した場合の手動起動信号により、原子炉停止系統及び工学的安全施設は作動可能とする。
- ・自動起動信号または運転員の手動操作による、最も確からしいプラント応答を評価するため、安全機能を有する機器の単一故障は想定しない。
- ・起因事象との従属性がなく、かつソフトウェア CCF の影響を受けない安全機能のサポート系（電源系、冷却系、空調系等）の作動状態を想定する。また、これらのサポート系を利用した原子炉停止系統及び工学的安全施設の作動を仮定する。（多様化設備が作動させる原子炉停止系統、工学的安全施設等は、そのサポート系が使用できない場合には利用できないものとする。）

ソフトウェア CCF 発生時の常用系設備の機能については、以下を仮定する。

- ・起因事象として外部電源の喪失を仮定する事象以外は、外部電源は利用可能とする。
- ・事象発生前から機能しており、かつ事象発生後も機能し続ける設備は、故障の仮定から除外する。

- ・ 常用系機能の喪失が起因となる事象が前提である場合は、当該事象を評価する際にはその機能を期待しない。

解析にて自動起動を期待する多様化設備とその保護限界値、応答時間を表 4.3-1 と表 4.3-2 に示す。なお、多様化設備が作動させる設備に対するサポート系についての確認結果を添付 2 に示す。

ソフトウェア CCF 発生時の対応として、運転員による操作については、以下とする。

- ・ 運転員により事象が認知された後、整備される手順書に従い操作が適切に行われること、及び運転操作訓練が適切に行われることを前提とし、中央制御室、及び現場での運転員による手動操作を仮定する。
- ・ 運転員による操作の所要時間は、事象の認知から運転操作開始までの時間を適切に考慮した時間を仮定する。

ソフトウェア CCF 対策有効性評価で仮定する運転員操作条件を添付 1-3 に示す。

表4.3-1 自動起動を期待する多様化設備の保護限界値（代表3ループプラント）

自動起動を期待する多様化設備	保護限界値	応答時間（秒）	備考
原子炉圧力低信号による原子炉トリップ・タービントリップ・主給水隔離・主蒸気隔離	12.42MPa[gage]	12秒	応答時間に、信号遅れ、多様化設備作動遅延タイム（10秒）を含む。主給水隔離、主蒸気隔離の弁作動時間は別途考慮する。
原子炉圧力高信号による原子炉トリップ・タービントリップ・主給水隔離・主蒸気隔離	16.90MPa[gage]	12秒	
蒸気発生器水位低信号による原子炉トリップ・タービントリップ・主給水隔離・主蒸気隔離	7.0%	12秒	
蒸気発生器水位低信号による補助給水起動	7.0%	60秒	応答時間に、信号遅れ、多様化設備作動遅延タイム（10秒）、ポンプ起動時間等を含む。
原子炉圧力異常低による高圧／低圧注入系作動	11.03MPa[gage]	20秒*	

※外部電源の喪失は仮定しないため、ディーゼル発電機の負荷投入シーケンスを介さずに、高圧注入ポンプ及び低圧注入ポンプは所定の遅れ時間（作動遅延タイム、ポンプ起動時間等）で非常用母線から同時に給電されて作動する。

表4.3-2 自動起動を期待する多様化設備の保護限界値（代表4ループプラント）

自動起動を期待する多様化設備	保護限界値	応答時間（秒）	備考
原子炉圧力低信号による原子炉トリップ・タービントリップ・主給水隔離・主蒸気隔離	12.42MPa[gage]	12秒	応答時間に、信号遅れ、多様化設備作動遅延タイム（10秒）を含む。主給水隔離、主蒸気隔離の弁作動時間は別途考慮する。
原子炉圧力高信号による原子炉トリップ・タービントリップ・主給水隔離・主蒸気隔離	16.90MPa[gage]	12秒	
蒸気発生器水位低信号による原子炉トリップ・タービントリップ・主給水隔離・主蒸気隔離	7.0%	12秒	
蒸気発生器水位低信号による補助給水起動	7.0%	60秒	応答時間に、信号遅れ、多様化設備作動遅延タイム（10秒）、ポンプ起動時間等を含む
原子炉圧力低による高圧／低圧注入系作動	11.72MPa[gage]	20秒*	

※外部電源の喪失は仮定しないため、ディーゼル発電機の負荷投入シーケンスを介さずに、高圧注入ポンプ及び低圧注入ポンプは所定の遅れ時間（作動遅延タイム、ポンプ起動時間等）で非常用母線から同時に給電されて作動する。

#### 4.4 運転時の異常な過渡変化

##### 4.4.1 主給水流量喪失

この過渡変化は、原子炉の出力運転中に、蒸気発生器への主給水が完全に停止して、蒸気発生器 2 次側保有水量が減少し、熱除去能力の低下により、1 次冷却材温度及び圧力の上昇を引き起こす事象を想定する。このような過渡変化の原因としては、主給水ポンプ又は復水ポンプの故障、電源喪失若しくは主給水制御系の誤作動が考えられる。主給水流量が喪失すると蒸気発生器からの除熱能力が失われ、原子炉が停止しないと炉心損傷の可能性が生じ、さらに補助給水が蒸気発生器に供給されないと、原子炉停止後の崩壊熱により 1 次冷却材が加熱され、加圧器からの水の放出が生じ、1 次冷却系からの多量の冷却材喪失により炉心損傷に至る恐れが生ずる。

このような場合でも、原子炉保護設備により原子炉は自動停止し、補助給水ポンプの自動起動により蒸気発生器 2 次側へ給水されることにより、原子炉の崩壊熱及び他の残留熱を除去でき、過渡変化は安全に終止できる。

本過渡変化とデジタル安全保護回路のソフトウェア CCF が重畳した場合、本設の原子炉保護系の動作には期待できないが、多様化設備により原子炉保護設備が作動し、事故は安全に終止できる。本事故の事象進展を図 4.4.1-1 に示す。

多様化設備の有効性確認の判断基準としては、4.1 にて述べたとおり、設計基準事故に対して適用される以下の判断基準を準用する。

- a. 炉心の著しい損傷発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること。
- b. 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力の 1.2 倍以下となること。

上記 a. に対する具体的な判断基準として、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」に基づいて、「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針」<sup>(9)</sup>が定める以下の基準を概ね満足することとする。

- a' 燃料被覆管の最高温度が 1,200℃以下であること。
- a'' 燃料被覆管の酸化量は、酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの 15%以下で

あること。

また、上記 b. は具体的には以下の値となる。

- b' 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が、最高使用圧力である  
17.16MPa[gage]の1.2倍の圧力20.59MPa[gage]以下であること。

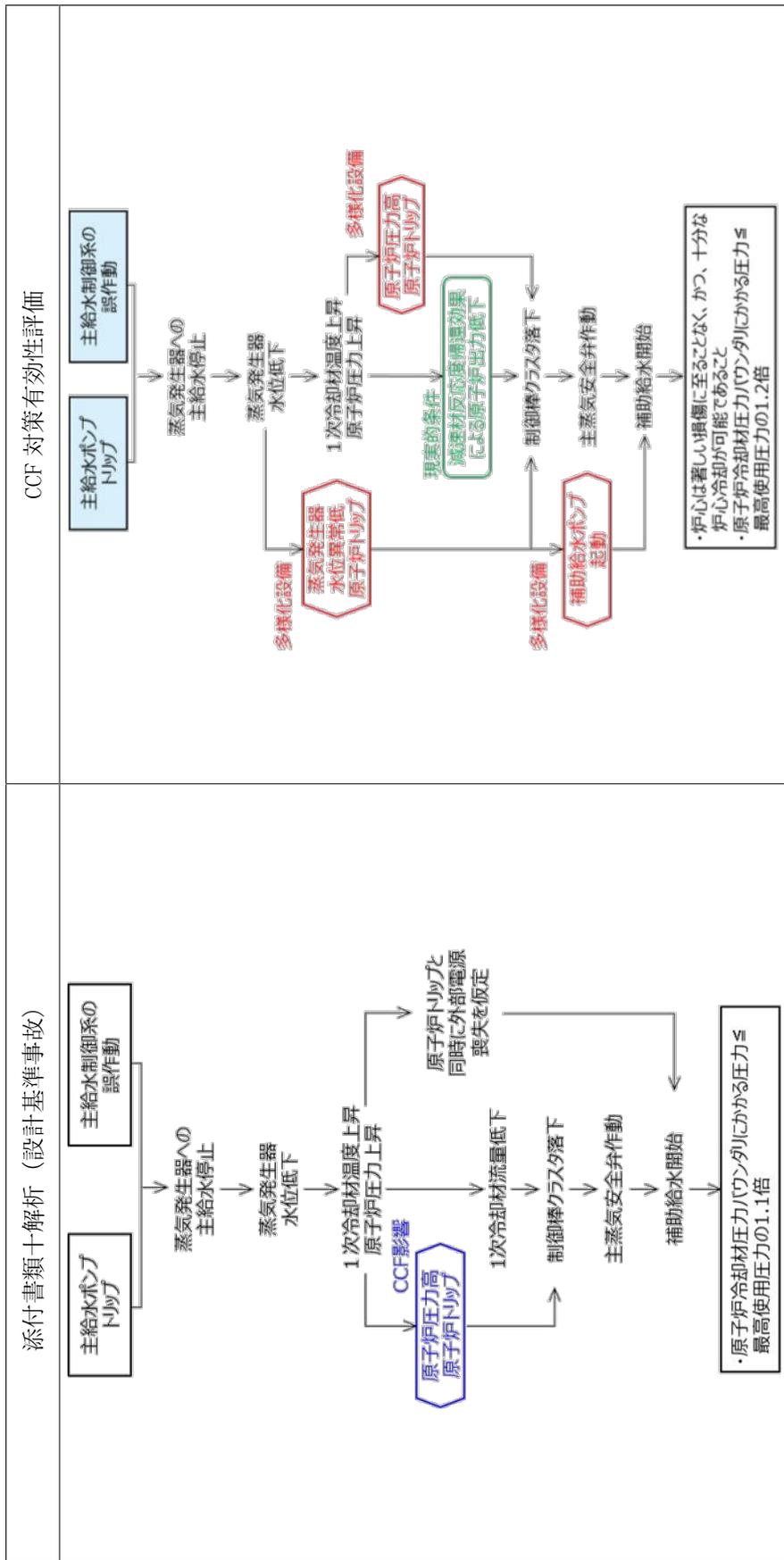


図 4. 4. 1-1 「主給水流量喪失」の事象進展

#### 4.4.1.1 代表3ループプラント

##### (1) 解析条件

本解析の解析条件は事象進展が厳しくなるように選定している。主要解析条件を表4.4.1.1-1に示す。評価項目及び解析コードが異なるものの、ソフトウェア CCF を考慮しない場合等の解析との対比として、添付書類十解析での条件、及び、重大事故等対策有効性評価（SA 有効性評価）の原子炉停止機能喪失（ATWS）において不確かさを考慮した場合での条件と比較する形で示している。

評価項目としてはいずれも1次系圧力に着目するものの、CCF 対策有効性評価では燃料健全性の確認も行うことから、熱水路係数を制限値に設定するようにしている。

解析コードの違いによる解析条件への影響としては、各種反応度帰還効果に表れる。いずれの場合でも、対象事象に応じた各種反応度帰還効果を評価し、解析コードの不確かさと取替炉心毎のばらつきを考慮して条件設定を行っているが、設計基準事故の添付書類十解析で用いている MARVEL コードでは、炉心1点炉近似モデルによる中性子動特性計算のため、反応度係数もしくは反応度欠損を入力することで各種反応度帰還効果が評価されるのに対し、CCF 対策有効性評価に用いた SPARKLE-2 コードでは、時間依存の2群拡散方程式モデルによる中性子動特性計算のため、各種反応度帰還効果は核定数（断面積）変化により評価される。

そのほか、原子炉圧力の初期条件の誤差の取り方の違いについては、原子炉トリップ信号の違いにより生じたもので、いずれも1次系圧力が厳しくなる方向の設定となっている。

##### (2) 解析結果

主要な事象クロノロジを表4.4.1.1-2に、主要な解析結果を表4.4.1.1-3に示す。また、主要なパラメータの事象進展中の推移を図4.4.1.1-1から図4.4.1.1-6に示す。これら事故経過の概要を以下に述べる。

主給水停止に伴う蒸気発生器2次側保有水量の減少により1次系除熱が悪化し、1次冷却材温度及び1次冷却材圧力が上昇する。1次冷却材温度の上昇は減速材反応度帰還効果による負の反応度添加をもたらす原子炉出力を低下させる。原子炉は過渡変化発生の約31秒後に多様化設備による「蒸気発生器水位低」信号のトリップ

限界値に達し、約 43 秒後に制御棒クラスタが落下を開始することにより自動停止する。また、多様化設備により主蒸気が隔離されるとともに、補助給水ポンプが自動起動され、蒸気発生器の水位の低下が抑えられ、徐々に水位は回復する。

これら事象進展の間、炉心冷却の状態としては悪化する方向ではあるものの、減速材反応度帰還効果による原子炉出力低下によって、燃料被覆管温度の最大値は約 394℃にとどまる。また、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最大値は約 17.8MPa[gage]にとどまり、添付書類十解析の結果と概ね同等である。SA 有効性評価の結果と比較すると、CCF 有効性評価では多様化設備により原子炉トリップに至るため、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最大値は低い。このように、本過渡変化とデジタル安全保護回路のソフトウェア CCF が重畳した場合でも判断基準を十分下回り、安全上の問題とはならないことを確認した。

主給水流量喪失事象にソフトウェア CCF の重畳を考慮した解析より、多様化設備が作動することで、SA 有効性評価の ATWS よりも評価結果が緩和され、判断基準に対する影響の程度が軽微であることが確認された。この結果より、主給水流量喪失事象以外の異常な過渡事象においても、多様化設備が作動することで、ATWS が発生する場合より事象進展は楽になり、判断基準に対する影響の程度は軽微であると判断できる。

表 4.4.1.1-1 主給水流量喪失＋ソフウェア CCF の主要解析条件 (1)

(代表 3 ループプラント)

解析コード	添付書類十解析 (異常な過渡)	SA 有効性評価 (不確かさを考慮した ATWS)	CCF 対策有効性評価	条件差の根拠 (添付書類十解析との差)
	MARVEL	SPARKLE-2	同左	最適評価コードを使用。
評価項目	1 次系圧力 (加圧器水位) ※1	1 次系圧力	1 次系圧力 燃料健全性 (燃料被覆管温度)	判断基準に応じた評価を実施。燃料健全性は燃料被覆管温度の最大値にて確認。
燃焼度時点	サイクル初期	同左	同左	
事故条件	すべての蒸気発生器への 給水が停止	同左	同左	
初期	原子炉出力 102% (定格値＋定常誤差)	同左	同左	
	1 次冷却材 平均温度 304.5℃ (定格温度＋定常誤差)	同左	同左	
条件	原子炉圧力 15.20MPa [gage] (定格圧力－定常誤差)	15.62MPa [gage] (定格圧力＋定常誤差)	同左	蒸気発生器水位低により原子炉トリップに至る結果であるため、原子炉圧力の観点でより厳しくなる正側の定常誤差を考慮。
	実効遅発中性子割合 0.75 % (最大値)	同左	同左	
即発中性子寿命	21 μ sec (最大値)	同左	同左	

※1 添付書類十解析としては原子炉圧力解析と加圧器水位解析があるが、CCF 対策有効性評価の対比として同じ評価項目となる原子炉圧力解析の条件を記載

表 4.4.1.1-1 主給水流量喪失+ソフトウェア CCF の主要解析条件 (2)

(代表 3 ループプラント)

	添付書類+解析 (異常な過度)	SA 有効性評価 (不確かさを考慮した ATWS)	CCF 対策有効性評価	条件差の根拠 (添付書類+解析との差)
減速材反応度 帰還効果	0pcm/°C	-13pcm/°C (初期)	同左	現実的条件として、高温全出力の初期状態を考慮。解析コードの不確かさ及び炉心のばらつきを考慮した保守的な値を設定。
ドップラ反応度 帰還効果	出力と反応度の関数	解析コードが直接計算 (基準とする炉心特性**+20%)	同左 (基準とする 平衡炉心+20%)	解析コードによる設定方法の差。解析コードの不確かさ及び炉心のばらつきを考慮した保守的な値を設定。
熱水路係数	—	—	$F_Q$ 制限値 (初期)	燃料健全性評価の観点で、初期状態における熱水路係数を制限値に設定。
炉心崩壊熱	サイクル末期炉心の 保守的な値を設定**2	同左	同左	
単一故障	電動補助給水ポンプ 1 台故障**3	なし	同左	現実的条件として、単一故障は考慮しない。
外部電源	なし	あり	同左	現実的条件として、外部電源ありを想定。
原子炉トリップ信号	原子炉圧力高 (デジタル安全保護系)	—	原子炉圧力高、又は 蒸気発生器水位低 (多様化設備)	デジタル安全保護系は不動作。解析の結果、蒸気発生器水位低により原子炉トリップに至る。

※2 日本原子力学会の推奨値に基づく核分裂生成物の崩壊熱にアクチノイドの崩壊熱を考慮した曲線 (MOX 炉心を考慮) (10)

※3 タービン動補助給水ポンプによる補助給水は解析では無視する

※4 ウラン燃料を装荷した平衡炉心を基本とし、MOX 燃料の装荷も考慮した炉心特性

表 4.4.1.1-2 主給水流量喪失+ソフトウェア CCF の主要事象クロノロジ

(代表 3 ループプラント)

事象	添付書類+解析 (異常な過度)	SA 有効性評価 (不確かさを考慮 した ATWS)	CCF 対策有効性評価
主給水流量喪失	0 秒	0 秒	0 秒
原子炉トリップ 限界値到達	約 29 秒 (原子炉圧力高)	—	約 30 秒 (多様化設備： 蒸気発生器水位低)
制御棒落下開始	約 31 秒	—	約 42 秒
主蒸気隔離	—	約 47 秒 (ATWS 緩和設備)	約 42 秒 (多様化設備)
補助給水開始	約 91 秒	約 90 秒 (ATWS 緩和設備)	約 90 秒 (多様化設備)

表 4.4.1.1-3 主給水流量喪失+ソフトウェア CCF の主要解析結果

(代表 3 ループプラント)

パラメータ	添付書類+解析 (異常な過度)	SA 有効性評価 (不確かさを考慮 した ATWS)	CCF 対策有効性評価
原子炉冷却材圧力バウ ンダリにかかる圧力 (判断基準)	約 17.9 MPa[gage] ( ≤ 18.88MPa[gage] )	約 19.0 MPa[gage] ( ≤ 20.59MPa[gage] )	約 17.8 MPa[gage] 同左
燃料被覆管温度最大 (判断基準)	— —	— —	約 394℃ ( ≤ 1200℃ )

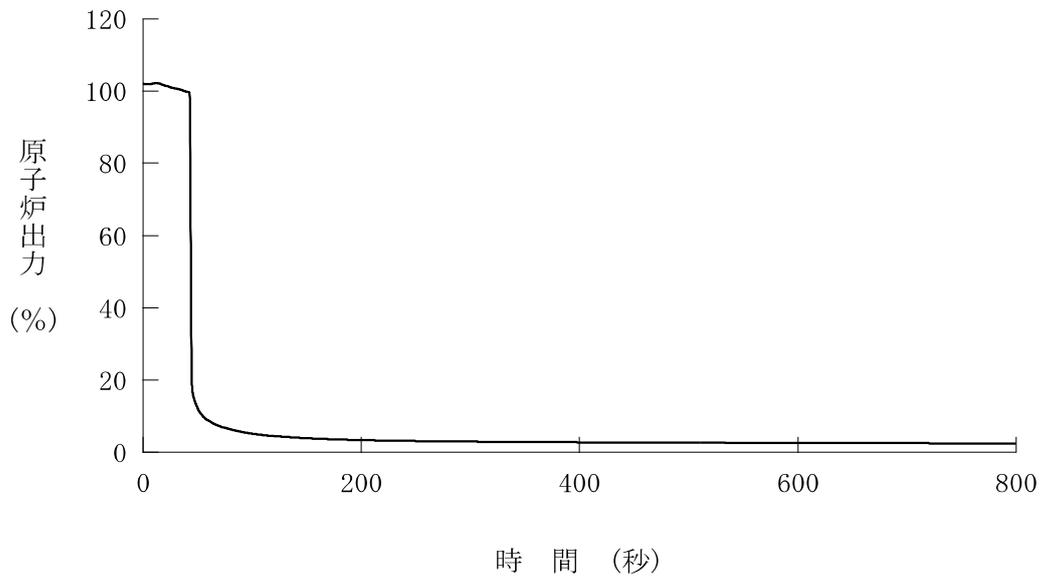


図 4. 4. 1. 1-1 主給水流量喪失+ソフトウェア CCF  
(代表 3 ループプラント、原子炉出力)

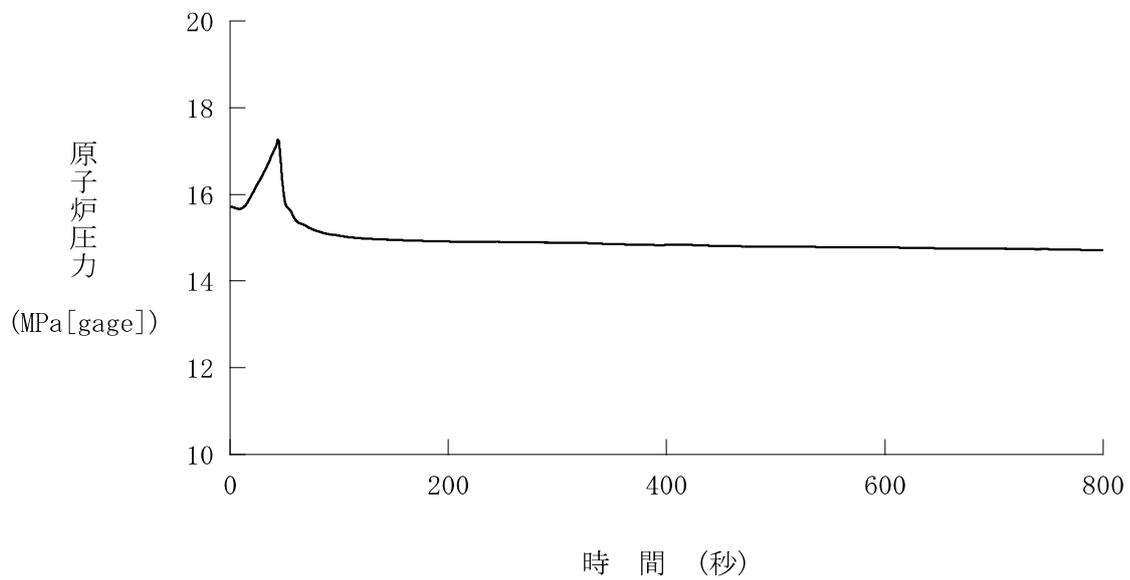


図 4. 4. 1. 1-2 主給水流量喪失+ソフトウェア CCF  
(代表 3 ループプラント、原子炉圧力)

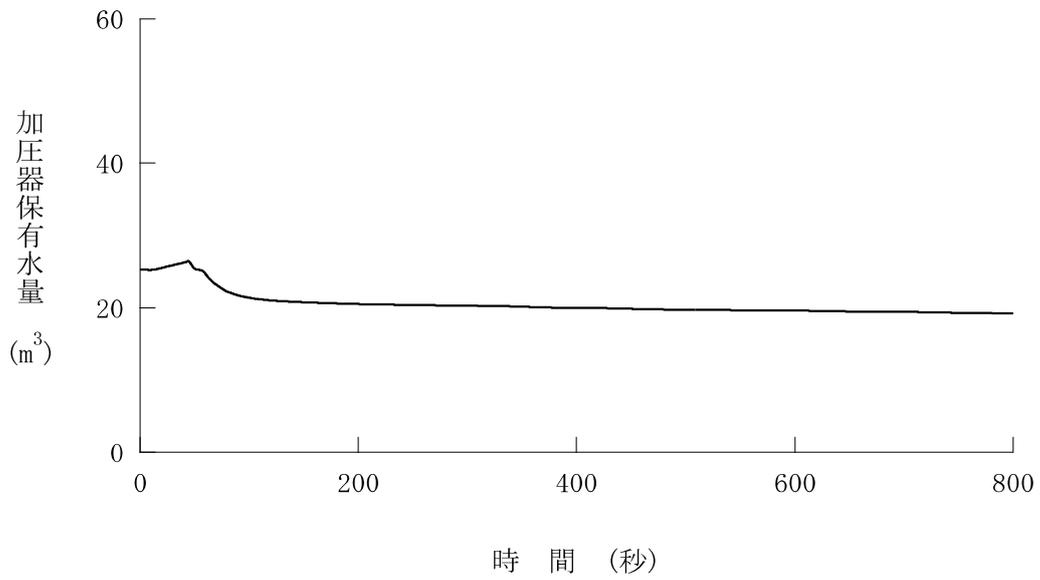


図 4.4.1.1-3 主給水流量喪失+ソフトウェア CCF  
 (代表 3 ループプラント、加圧器保有水量)

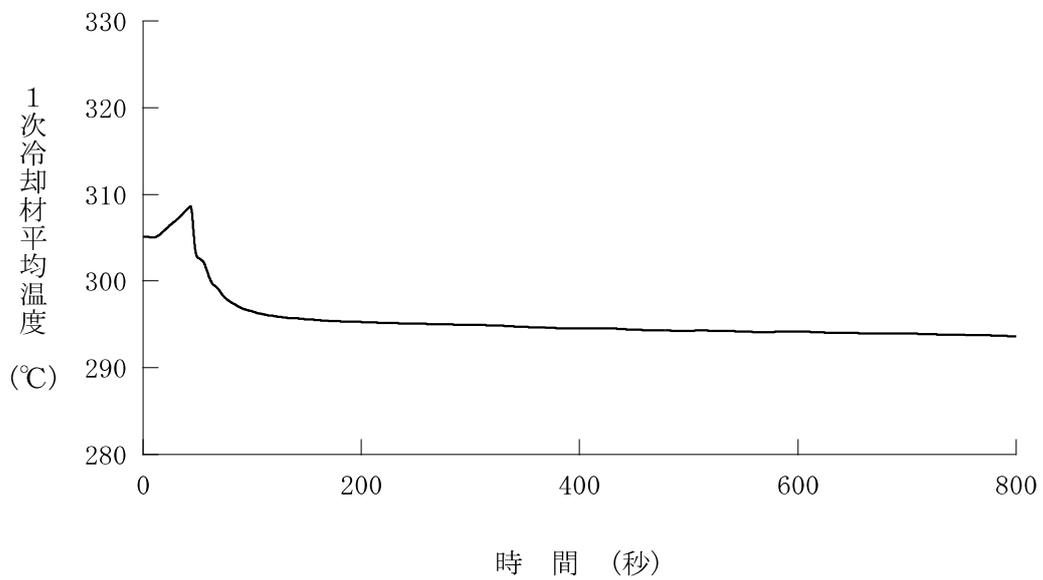


図 4.4.1.1-4 主給水流量喪失+ソフトウェア CCF  
 (代表 3 ループプラント、1次冷却材平均温度)

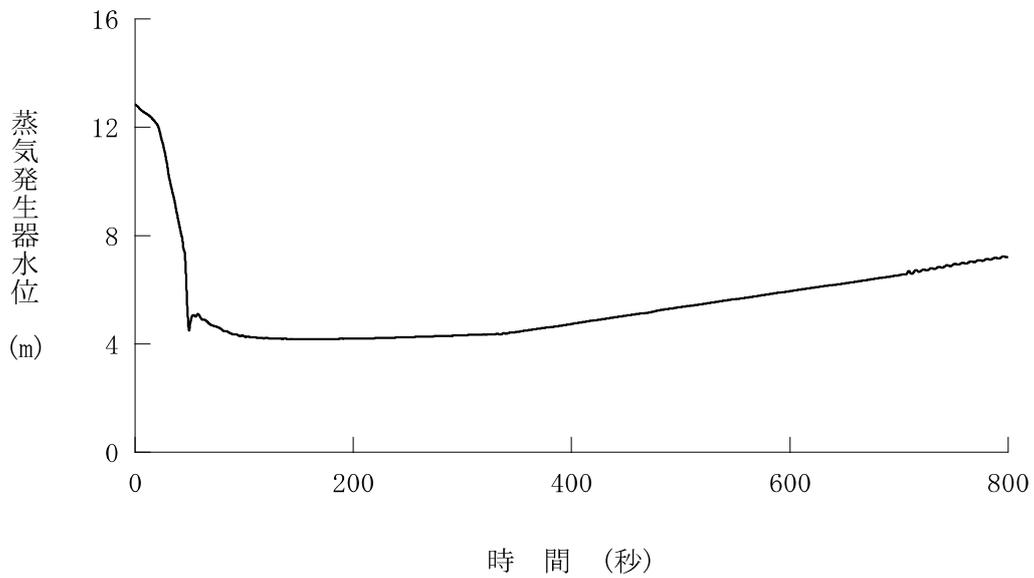
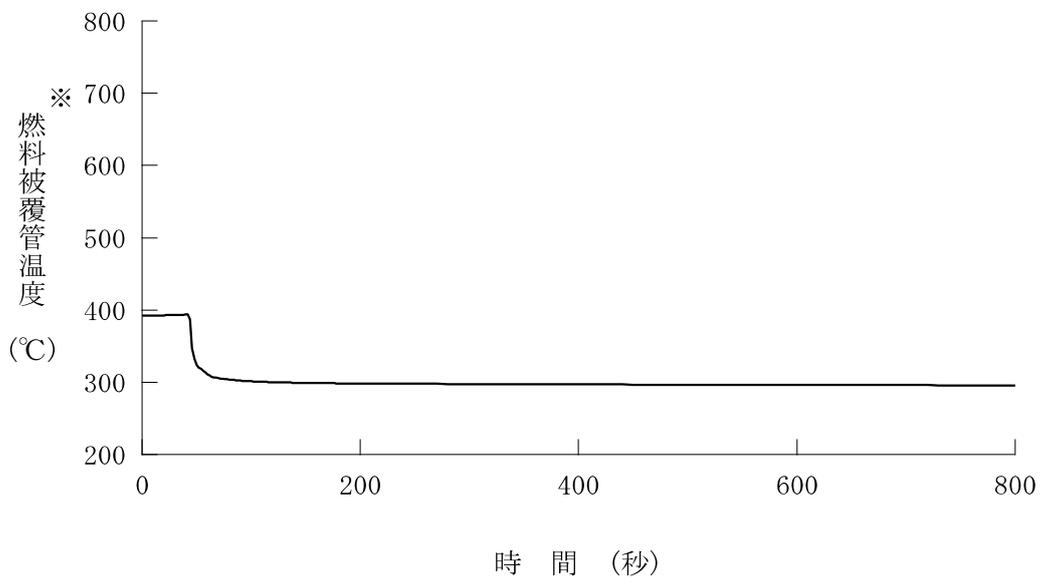


図 4. 4. 1. 1-5 主給水流量喪失+ソフトウェア CCF  
(代表 3 ループプラント、蒸気発生器水位)



※： 3 次元炉心計算によって得られるノード単位の燃料被覆管温度最高点の温度を表示

図 4. 4. 1. 1-6 主給水流量喪失+ソフトウェア CCF  
(代表 3 ループプラント、燃料被覆管温度)

#### 4.4.1.2 代表4ループプラント

##### (1) 解析条件

本解析の解析条件は事象進展が厳しくなるように選定している。主要解析条件を表 4.4.1.2-1 に示す。評価項目及び解析コードが異なるものの、ソフトウェア CCF を考慮しない場合の解析等との対比として、添付書類十解析での条件、及び、重大事故等対策有効性評価（SA 有効性評価）の原子炉停止機能喪失（ATWS）において不確かさを考慮した場合での条件と比較する形で示している。

評価項目としてはいずれも 1 次系圧力に着目するものの、CCF 対策有効性評価では燃料健全性の確認も行うことから、熱水路係数を制限値に設定するようにしている。

解析コードの違いによる解析条件への影響としては、各種反応度帰還効果に表れる。いずれの場合でも、対象事象に応じた各種反応度帰還効果を評価し、解析コードの不確かさと取替炉心毎のばらつきを考慮して条件設定を行っているが、設計基準事故の添付書類十解析で用いている MARVEL コードでは、炉心 1 点炉近似モデルによる中性子動特性計算のため、反応度係数もしくは反応度欠損を入力することで各種反応度帰還効果が評価されるのに対し、CCF 対策有効性評価に用いた SPARKLE-2 コードでは、時間依存の 2 群拡散方程式モデルによる中性子動特性計算のため、各種反応度帰還効果は核定数（断面積）変化により評価される。

そのほか、原子炉圧力の初期条件の誤差の取り方の違いについては、原子炉トリップ信号の違いにより生じたもので、いずれも 1 次系圧力が厳しくなる方向の設定となっている。

##### (2) 解析結果

主要な事象クロノロジを表 4.4.1.2-2 に、主要な解析結果を表 4.4.1.2-3 に示す。また、主要なパラメータの事象進展中の推移を図 4.4.1.2-1 から図 4.4.1.2-6 に示す。これら事故経過の概要を以下に述べる。

主給水停止に伴う蒸気発生器 2 次側保有水量の減少により 1 次系除熱が悪化し、1 次冷却材温度及び 1 次冷却材圧力が上昇する。1 次冷却材温度の上昇は減速材反応度帰還効果による負の反応度添加をもたらす原子炉出力を低下させる。原子炉は過渡変化発生の約 32 秒後に多様化設備による「蒸気発生器水位低」信号のトリップ

限界値に達し、約 44 秒後に制御棒クラスタが落下を開始することにより自動停止する。また、多様化設備により主蒸気が隔離されるとともに、補助給水ポンプが自動起動され、蒸気発生器の水位の低下が抑えられ、徐々に水位は回復する。

これら事象進展の間、炉心冷却の状態としては悪化する方向ではあるものの、減速材反応度帰還効果による原子炉出力低下によって、燃料被覆管温度の最大値は約 397℃にとどまる。また、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最大値は約 18.1MPa[gage]にとどまり、添付書類十解析の結果と概ね同等である。SA 有効性評価の結果と比較すると、CCF 有効性評価では多様化設備により原子炉トリップに至るため、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最大値は低い。このように、本過渡変化とデジタル安全保護回路のソフトウェア CCF が重畳した場合でも判断基準を十分下回り、安全上の問題とはならないことを確認した。

主給水流量喪失事象にソフトウェア CCF の重畳を考慮した解析より、多様化設備が作動することで、SA 有効性評価の ATWS よりも評価結果が緩和され、判断基準に対する影響の程度が軽微であることが確認された。この結果より、主給水流量喪失事象以外の異常な過渡事象においても、多様化設備が作動することで、ATWS が発生する場合より事象進展は楽になり、判断基準に対する影響の程度は軽微であると判断できる。

表 4.4.1.2-1 主給水流量喪失+ソフトウェア CCF の主要解析条件 (1)

(代表 4 ループプラント)

解析コード	添付書類+解析 (設計基準事故)	SA 有効性評価 (不確かさを考慮した ATWS)	CCF 対策有効性評価	条件差の根拠 (添付書類+解析との差)
解析コード	MARVEL	SPARKLE-2	同左	最適評価コードを使用。
評価項目	1 次系圧力 (加圧器水位) ※1	1 次系圧力	1 次系圧力 燃料健全性 (燃料被覆管温度)	判断基準に応じた評価を実施。燃料健全性は燃料被覆管温度の最大値にて確認。
燃焼度時点	サイクル初期	同左	同左	
事故条件	すべての蒸気発生器への給水が停止	同左	同左	
初期	原子炉出力	102% (定格値+定常誤差)	同左	
	1 次冷却材 平均温度	309.3℃ (定格温度+定常誤差)	同左	
条件	原子炉圧力	15.20MPa [gage] (定格圧力-定常誤差)	同左	蒸気発生器水位低により原子炉トリップに至る結果であるため、原子炉圧力の観点でより厳しくなる正側の定常誤差を考慮。
	実効運発中性子割合	0.75 % (最大値)	同左	
即発中性子寿命	20 μsec (最大値)	同左	同左	

※1 添付書類+解析としては原子炉圧力解析と加圧器水位解析があるが、CCF 対策有効性評価の対比として同じ評価項目となる原子炉圧力解析の条件を記載

表 4.4.1.2-1 主給水流量喪失+ソフトウェア CCF の主要解析条件 (2)

(代表 4 ループプラント)

	添付書類+解析 (設計基準事故)	SA 有効性評価 (不確かさを考慮した ATWS)	CCF 対策有効性評価	条件差の根拠 (添付書類+解析との差)
減速材反応度 帰還効果	0pcm/°C	-16pcm/°C (初期)	同左	現実的条件として、高温全出力の初期状態を考慮。解析コードの不確かさ及び炉心のばらつきを考慮した保守的な値を設定。
ドップラ反応度 帰還効果	出力と反応度の関数	解析コードが直接計算 (基準とする平衡炉心+20%)	同左	解析コードによる設定方法の差。解析コードの不確かさ及び炉心のばらつきを考慮した保守的な値を設定。
熱水路係数	—	—	$F_Q$ 制限値 (初期)	燃料健全性評価の観点で、初期状態における熱水路係数を制限値に設定。
炉心崩壊熱	サイクル末期炉心の 保守的な値を設定※2	同左	同左	
単一故障	電動補助給水ポンプ 1台故障※3	なし	同左	現実的条件として、単一故障は考慮しない。
外部電源	なし	あり	同左	現実的条件として、外部電源ありを想定。
原子炉トリップ信号	原子炉圧力高 (デジタル安全保護系)	—	原子炉圧力高、又は 蒸気発生器水位低 (多様化設備)	デジタル安全保護系は不動作。解析の結果、蒸気発生器水位低により原子炉トリップに至る。

※2 日本原子力学会の推奨値に基づく核分裂生成物の崩壊熱にアクチニドの崩壊熱を考慮した曲線(10)

※3 タービン動補助給水ポンプによる補助給水は解析では無視する

表 4.4.1.2-2 主給水流量喪失+ソフトウェア CCF の主要事象クロノロジ

(代表 4 ループプラント)

事象	添付書類十解析 (設計基準事故)	SA 有効性評価 (不確かさを考慮 した ATWS)	CCF 対策有効性評価
主給水流量喪失	0 秒	0 秒	0 秒
原子炉トリップ 限界値到達	約 25 秒 (原子炉圧力高)	—	約 32 秒 (多様化設備： 蒸気発生器水位低)
制御棒落下開始	約 27 秒	—	約 44 秒
主蒸気隔離	—	約 48 秒 (ATWS 緩和設備)	約 44 秒 (多様化設備)
補助給水開始	約 87 秒	約 91 秒 (ATWS 緩和設備)	約 92 秒 (多様化設備)

表 4.4.1.2-3 主給水流量喪失+ソフトウェア CCF の主要解析結果

(代表 4 ループプラント)

パラメータ	添付書類十解析 (設計基準事故)	SA 有効性評価 (不確かさを考慮 した ATWS)	CCF 対策有効性評価
原子炉冷却材圧力バウ ンダリにかかる圧力 (判断基準)	約 18.0 MPa[gage] ( ≤ 18.88MPa[gage] )	約 19.4 MPa[gage] ( ≤ 20.59MPa[gage] )	約 18.1 MPa[gage] 同左
燃料被覆管温度最大 (判断基準)	— —	— —	約 397°C ( ≤ 1200°C )

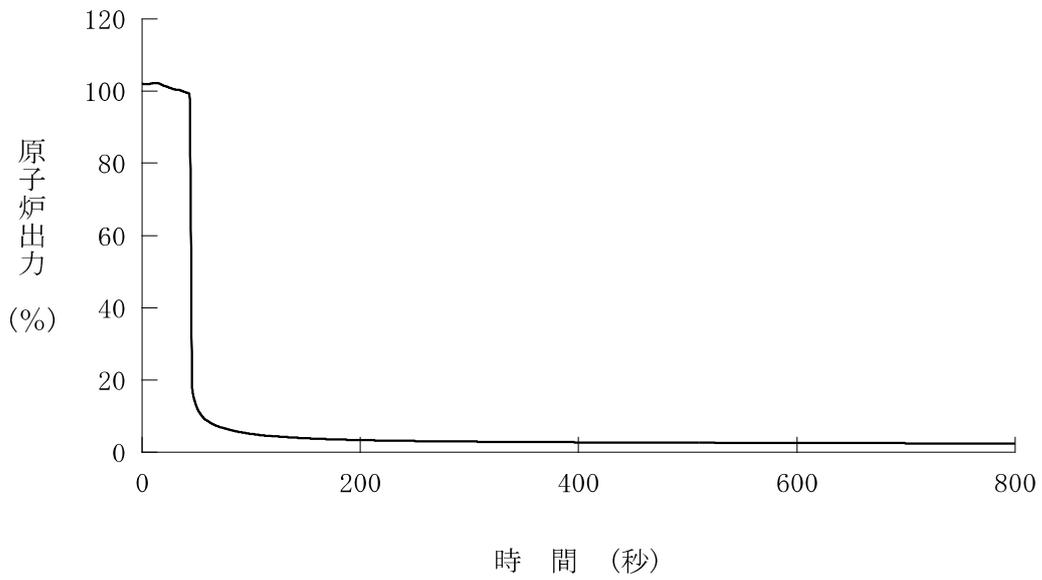


図 4. 4. 1. 2-1 主給水流量喪失+ソフトウェア CCF  
(代表 4 ループプラント、原子炉出力)

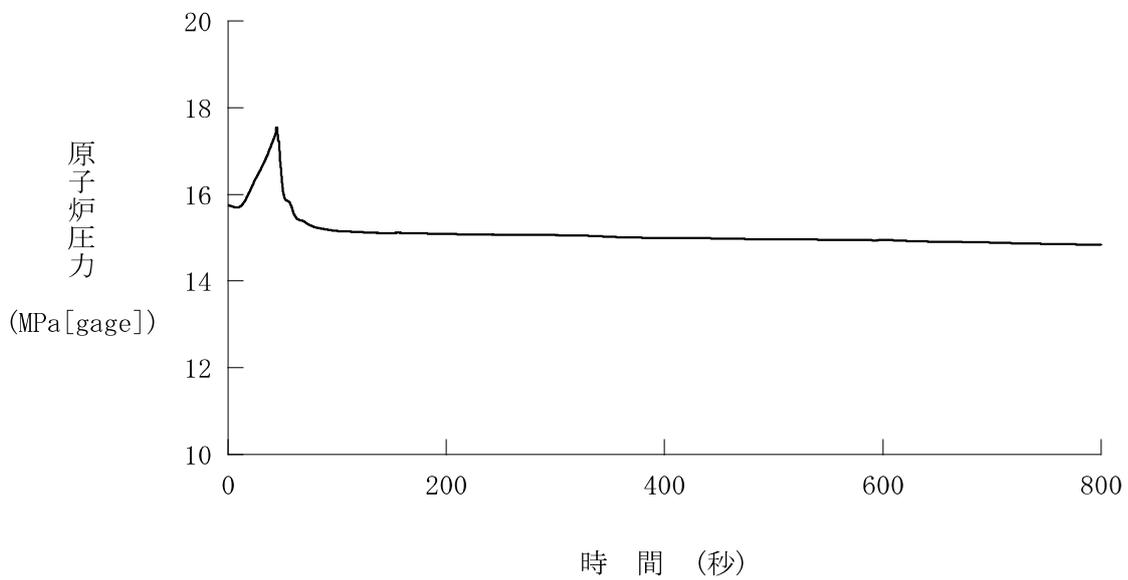


図 4. 4. 1. 2-2 主給水流量喪失+ソフトウェア CCF  
(代表 4 ループプラント、原子炉圧力)

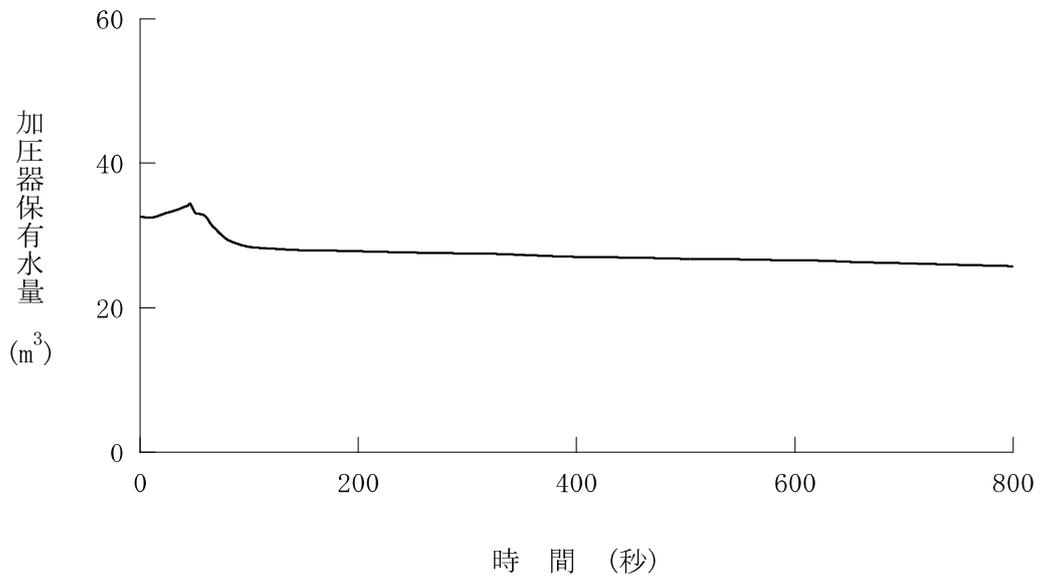


図 4. 4. 1. 2-3 主給水流量喪失+ソフトウェア CCF  
 (代表 4 ループプラント、加圧器保有水量)

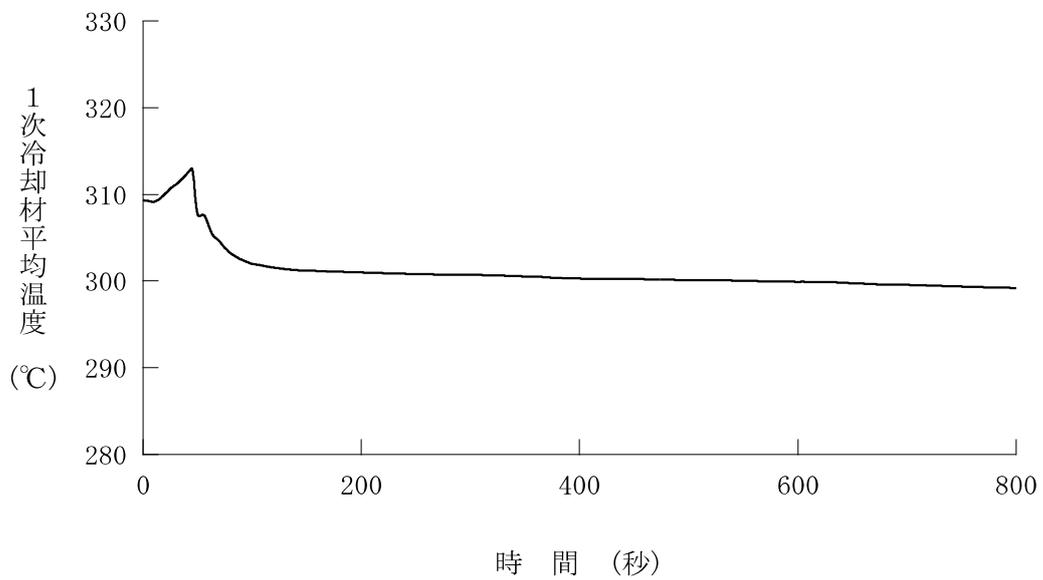


図 4. 4. 1. 2-4 主給水流量喪失+ソフトウェア CCF  
 (代表 4 ループプラント、1次冷却材平均温度)

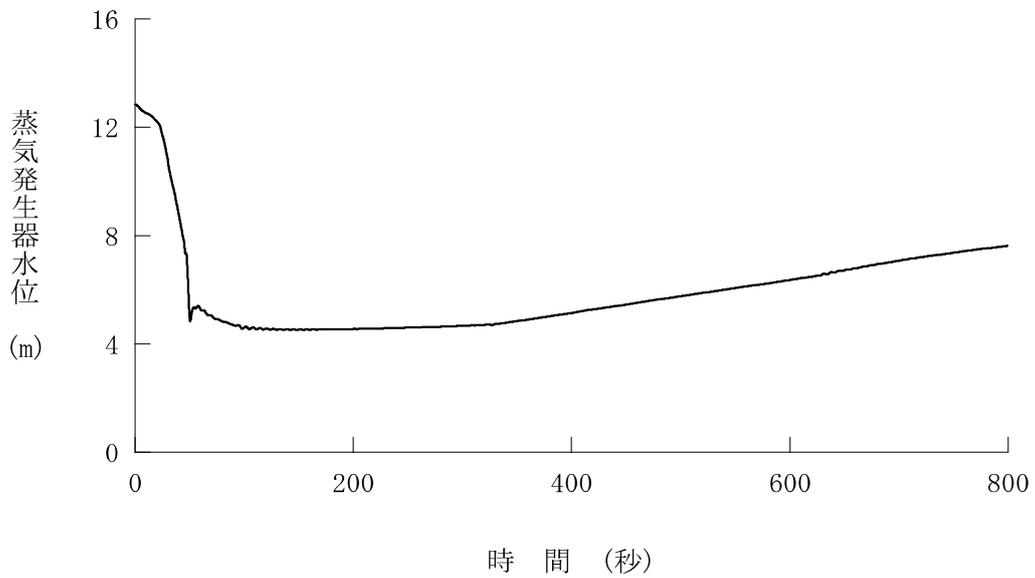
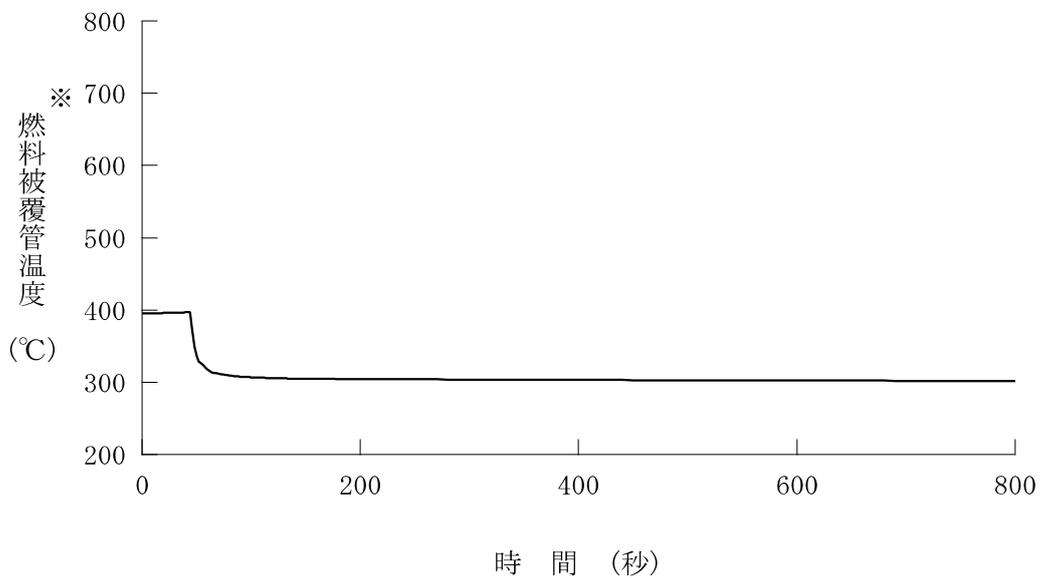


図 4. 4. 1. 2-5 主給水流量喪失+ソフトウェア CCF  
(代表 4 ループプラント、蒸気発生器水位)



※： 3 次元炉心計算によって得られるノード単位の燃料被覆管温度最高点の温度を表示

図 4. 4. 1. 2-6 主給水流量喪失+ソフトウェア CCF  
(代表 4 ループプラント、燃料被覆管温度)

#### 4.5 設計基準事故

##### 4.5.1 原子炉冷却材喪失(ECCS 性能評価)

###### 4.5.1.1 過渡変化の原因及び説明

この事故は、原子炉の出力運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管あるいはこれに付随する機器等の破損等により、1次冷却材が系外に流出し、炉心の冷却能力が低下する事象を想定するものである。

この場合、1次冷却材の流出量が少ない場合には、充てんポンプによる1次冷却材の補給で、加圧器水位を維持しながら、通常の原子炉停止操作をとることができる。また、1次冷却材の流出量が充てんポンプの補給量を上回る場合には、原子炉保護設備により原子炉は自動停止し、ECCSの作動により、事故は炉心に過度の損傷を与えることなく終止できる。

本事故とデジタル安全保護回路のソフトウェア CCF が重畳した場合でも、現行措置及び追加措置の多様化設備により、設置変更許可申請書 添付書類十解析（設計基準事故）と同様の過渡応答になると考えられる。本事故の事象進展を図 4.5.1-1 に示す。

###### 4.5.1.2 解析ケース

添付書類十（設計基準事故）記載のワーストケース（燃料被覆管温度が最も高い破断ケース）を対象に、ソフトウェア CCF 対策の有効性を評価する。解析ケースを表 4.5.1-1～表 4.5.1-2 に示す。

###### 4.5.1.3 判断基準

4.1 節にて述べたとおり、設計基準事故に対して適用される、以下の判断基準を準用する。

炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること。

具体的な判断基準として、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」に基づいて、「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針」<sup>(9)</sup>が定める以下の基準を概ね満足することとする。

- (a) 燃料被覆管の最高温度が 1,200℃以下であること。
- (b) 燃料被覆管の酸化量は、酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの 15%以下であること。

#### 4.5.1.4 解析条件

本事故については、以下に示す現行措置及び追加措置の多様化設備により、添付書類十解析（設計基準事故）と同様の過渡応答になると考えられる。このため、最適評価を適用する必要はないと判断されることから、添付書類十解析と同じ保守的評価条件を適用する。また、4.3 節の基本解析条件に基づく CCF 対策有効性評価の解析条件について、添付書類十解析との主な相違点を表 4.5.1-3 に示す。

<本事故で期待する多様化設備>

- ・ 現行措置：原子炉トリップ（原子炉圧力低）
- ・ 追加措置：高圧／低圧注入系（1 系列）の自動起動  
（原子炉圧力異常低） [代表 3 ループプラント]  
（原子炉圧力低） [代表 4 ループプラント]

表 4.5.1-1 ECCS 性能評価 解析ケース (大破断 LOCA)

	代表 3 ループプラント	代表 4 ループプラント
炉心	55GWd/t ウラン + MOX	55GWd/t ウラン
流出係数 (CD 値)	0.4	0.6
破断位置/体様	低温側配管/両端破断	低温側配管/スプリット破断
SG 伝熱管施栓率	10%	0%

表 4.5.1-2 ECCS 性能評価 解析ケース (小破断 LOCA)

	代表 3 ループプラント	代表 4 ループプラント
炉心	55GWd/t ウラン	55GWd/t ウラン
破断口径	約 25.4cm (10 インチ)	約 25.4cm (10 インチ)
破断位置/体様	低温側配管/スプリット破断	低温側配管/スプリット破断
SG 伝熱管施栓率	10%	0%

表 4.5.1-3 「ECCS 性能評価」添付書類十解析との主な相違点

項目	添付書類十解析 (設計基準事故)	CCF 対策有効性評価
単一故障	あり (大 LOCA : 低圧注入系 1 系列の不作動) (小 LOCA : ディーゼル発電機 1 台の不作動)	なし
外部電源	なし	あり
1 次冷却材ポンプ	外部電源喪失に伴い コストダウン開始	手動停止 <sup>※1、※2</sup> (CCF 発生時は自動停止せず)
高圧注入ポンプ 低圧注入ポンプ	大 LOCA : 高圧×2/2 + 低圧×1/2 小 LOCA : 高圧×1/2 + 低圧×1/2	高圧×1/2 + 低圧×1/2 (1 系列の自動作動 <sup>※3</sup> ) (残り 1 系列の手動起動は仮定せず)
CV スプレーポンプ	大 LOCA : 2/2 台	大 LOCA : 0/2 台 <sup>※4</sup>
	小 LOCA : —	小 LOCA : —
その他	—	多様化設備としての作動限界値、 作動遅れ時間を反映

※1 : 設計基準事故 (外部電源あり) の場合、原子炉トリップ信号と非常用炉心冷却設備作動信号の一致により 1 次冷却材ポンプはコストダウンを開始するが、ソフトウェア CCF 発生時には同ロジックが機能せず自動停止しないため、手動による停止となる。

※2 : 各 LOCA 解析における 1 次冷却材ポンプの取り扱いは以下とする。

- ・大 LOCA : ブローダウン期間/運転継続を仮定、リフィル・再冠水期間/軸固着を仮定
- ・小 LOCA : 事象発生を検知後、運転手順に基づく所定の操作所要時間 (20 分) で手動停止 (コストダウン開始)

※3 : CCF 対策の追加措置。「原子炉圧力 (異常) 低」により、1 系列の高圧/低圧注入系が自動作動。

※4 : 設計基準事故時には、「原子炉格納容器圧力異常高」の原子炉格納容器スプレー作動信号により自動作動するが、ソフトウェア CCF 発生時には作動信号が発信されないため自動作動しない。(事象発生を検知後、運転手順に基づく所定の操作所要時間 (30 分) で手動起動させる。ただし、解析期間内には作動しないため仮定しない。)

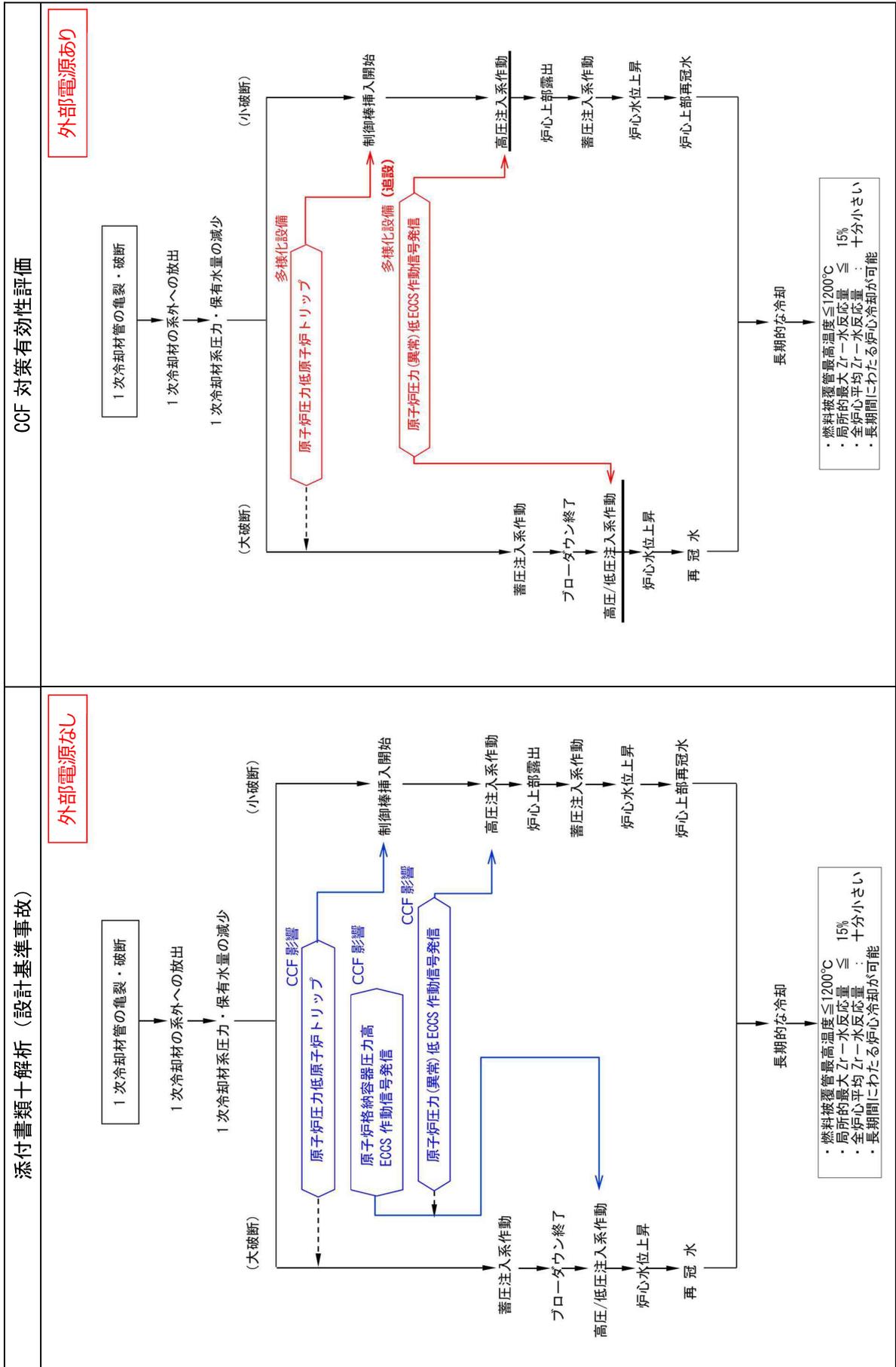


図 4.5.1-1 「原子炉冷却材喪失」の事象過程

#### 4.5.1.5 代表3ループプラント

##### (1) 大破断 LOCA

###### a. 主要解析条件

本解析の主要解析条件を以下に示す。なお、添付書類十解析（以下、「基本ケース」と称す。）からの変更点に下線を引いて示す。

炉心熱出力	: 2,652×1.02 MWt
熱流束熱水路係数 (F <sub>Q</sub> ) (制限値)	: 2.32
炉心崩壊熱	: 日本原子力学会推奨の崩壊熱曲線 <sup>(10)</sup>
1次冷却材圧力	: 15.41+0.21 MPa[gage]
蒸気発生器伝熱管施栓率	: 10%
1次冷却材低温側温度	: 283.6+2.2 °C
1次冷却材高温側温度	: 321.7+2.2 °C
原子炉容器頂部温度	: 321.7+2.2 °C
破断箇所及び破断体様	: 低温側配管の両端破断
E C C S	
E C C S 作動信号	: <u>「原子炉圧力異常低」信号 (多様化設備)</u>
高圧注入ポンプの作動台数	: <u>1台</u>
余熱除去ポンプの作動台数	: 1台
高圧/余熱除去ポンプの作動遅れ	: <u>20秒</u> <sup>※</sup>
蓄圧タンクの作動基数	: 2基
原子炉格納容器スプレイ設備	
格納容器スプレイポンプの作動台数	: <u>0台</u>

その他の解析条件については、添付 1-1 (代表3ループプラント) に示す。

---

※ 基本ケースの作動遅れ : 32 秒

## b. 主要解析結果

主要な解析結果を基本ケースと比較して表 4.5.1-4 に、主要なパラメータの過渡変化を図 4.5.1-2～図 4.5.1-7 に示す。また、事故経過の概要を以下に述べる。

低温側配管の両端破断が生じ、1次冷却材が破断口から流出すると、炉心部の圧力は急速に低下する。ボイドの発生により炉心の核分裂反応は停止するため、燃料の核分裂による発熱はなくなるが、その後も燃料ペレットの蓄積エネルギーの放出及び崩壊熱の発生は続く。

一方、それまで原子炉内を流れていた1次冷却材は、その大部分がブローダウン期間中に破断口から原子炉格納容器内に放出されるが、その間に炉心を通る1次冷却材により炉心の冷却が維持される。

破断発生直後は、炉心の1次冷却材の流れが一時停滞するため、燃料被覆管温度はいったん上昇するが、破断口からの放出が進み炉心部の流れが回復すると、燃料被覆管温度は低下していく。

しかし、さらに1次冷却材の放出が進行すると、しだいに炉心部を通る1次冷却材も少なくなるので、燃料被覆管温度は再び上昇する。

ブローダウンが終了すると、蓄圧タンクからの注入水が下部プレナムにたまり始める。破断発生の約4秒後に多様化設備の「原子炉圧力異常低」信号の非常用炉心冷却設備作動限界値に達し、約24秒後から高压注入系及び低压注入系からの注入も開始され、破断発生の約39秒後に原子炉水位が燃料の下端に達する。ブローダウン終了からこの時までのリフィル期間は、炉心は燃料棒相互間の熱ふく射のみしか考慮していないため、燃料被覆管温度は燃料ペレット温度近くまで上昇する。再冠水開始後は炉心で発生する蒸気及び蒸気に巻き込まれた水滴の混合流により炉心の冷却が行われる。ECCSからの注水により炉心水位が上昇し、冷却も順調に行われるので、燃料被覆管温度は破断発生の約105秒後にはピークに達し、その後低下する。

このようにして、表 4.5.1-4 に示すように PCT は約 903℃にとどまり、ジルコニウム-水反応量も最大となる部分で約 0.9%となり、想定事象にデジタル安全保護回路のソフトウェア CCF が重畳した場合でも基本ケースの結果及び判断基準を十分下回ることから、安全上の問題とはならないことを確認した。

表 4.5.1-4 「ECCS 性能評価」 CCF 対策有効性評価結果（大破断）  
 （低温側配管両端破断 流出係数:0.4/蒸気発生器伝熱管施栓率 10%）

項 目	基本ケース	CCF 対策有効性評価
燃料被覆管最高温度 (°C) (判断基準)	約 1,039 ( ≤ 1,200 )	約 903 同左
燃料被覆管最高温度位置 (m) (炉心下端から)	約 2.13	約 2.13
燃料被覆管最高温度発生時刻 (秒)	約 105	約 105
局所的最大ジルコニウム-水反応量 (%) (判断基準)	約 4.0 ( ≤ 15 )	約 0.9 同左
局所的最大ジルコニウム-水反応発生位置 (m) (炉心下端から)	約 1.83	約 2.59
高温燃料棒のバースト時刻 (秒)	約 37	バーストせず
高温燃料棒のバースト位置 (m)	約 1.83	バーストせず
蓄圧注入開始時刻 (秒)	約 16	約 16
ブローダウン終了時刻 (秒)	約 31	約 29
安全注入開始時刻 (秒)	約 33	約 24
再冠水開始時刻 (秒)	約 41	約 39
蓄圧注入終了時刻 (秒)	約 48	約 47

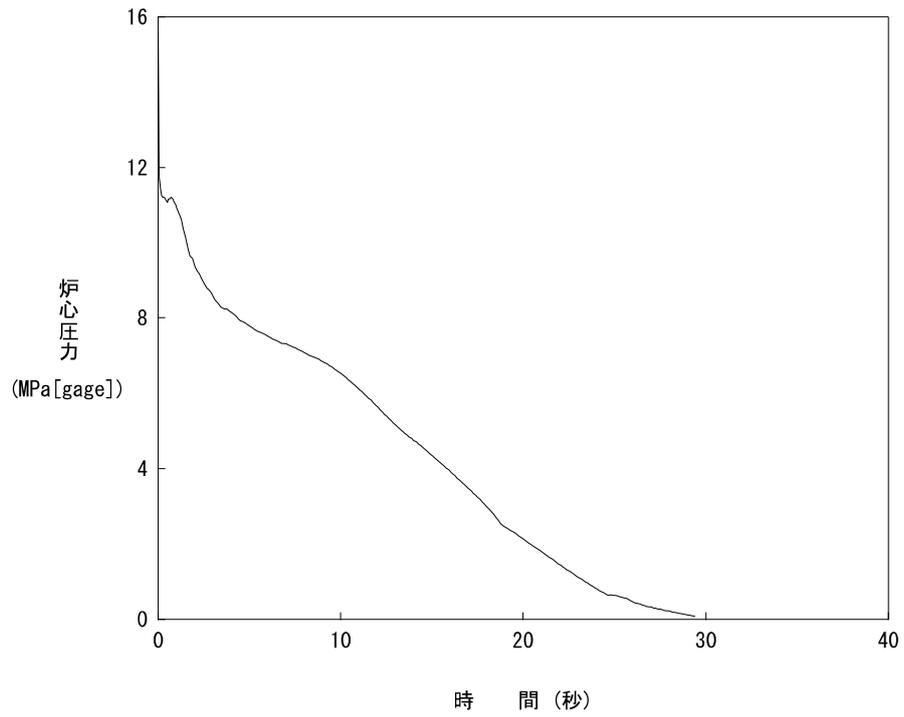


图4.5.1-2 炉心压力 (低温側配管兩端破断 CD=0.4)

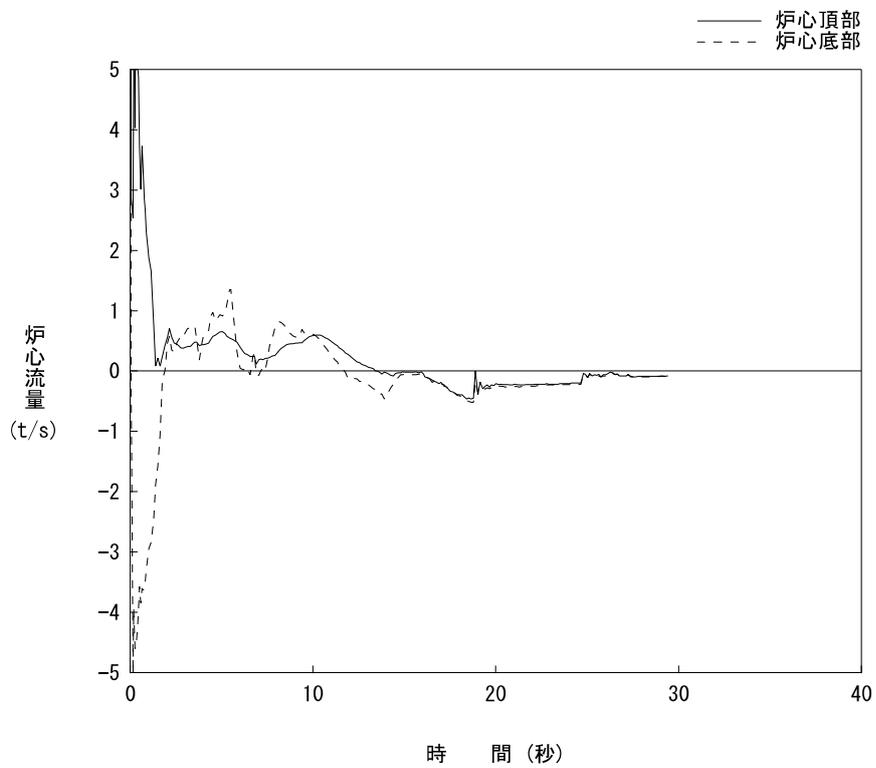


图4.5.1-3 炉心流量 (低温側配管兩端破断 CD=0.4)

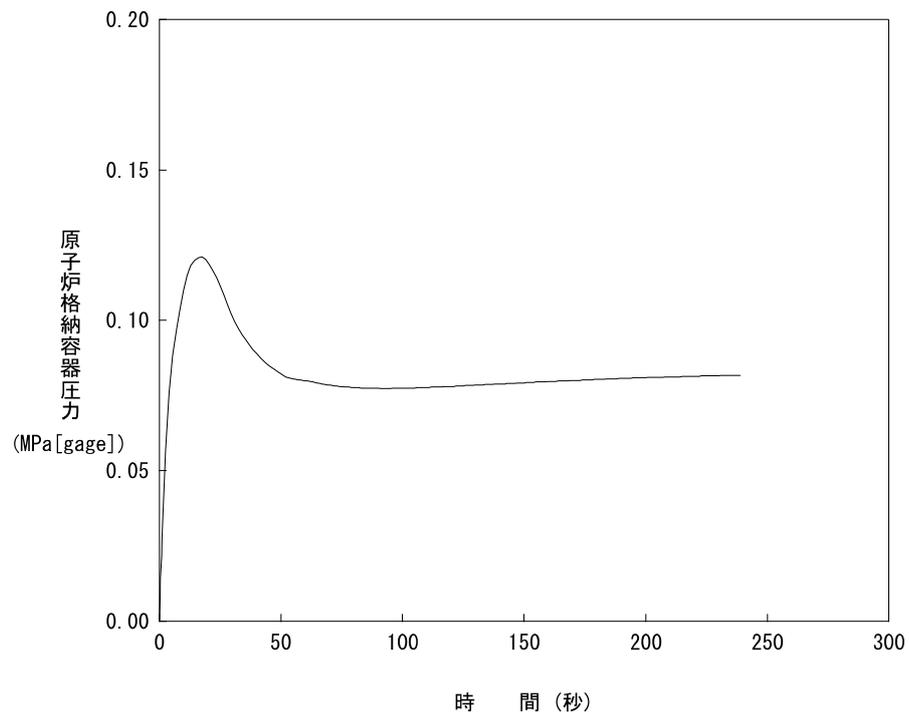


図4.5.1-4 原子炉格納容器圧力 (低温側配管両端破断 CD=0.4)

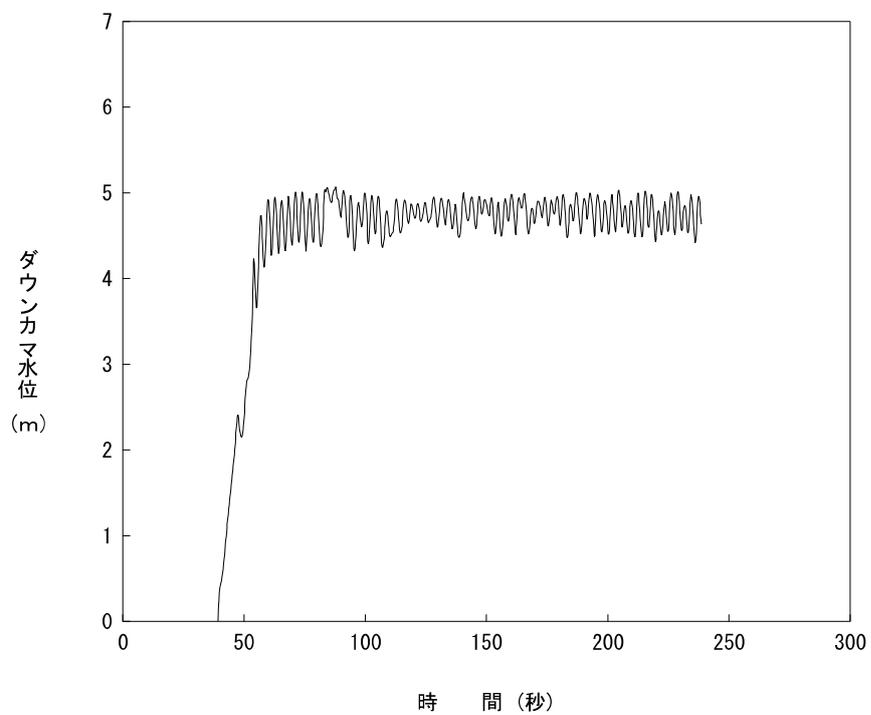


図4.5.1-5 ダウンカマ水位 (低温側配管両端破断 CD=0.4)

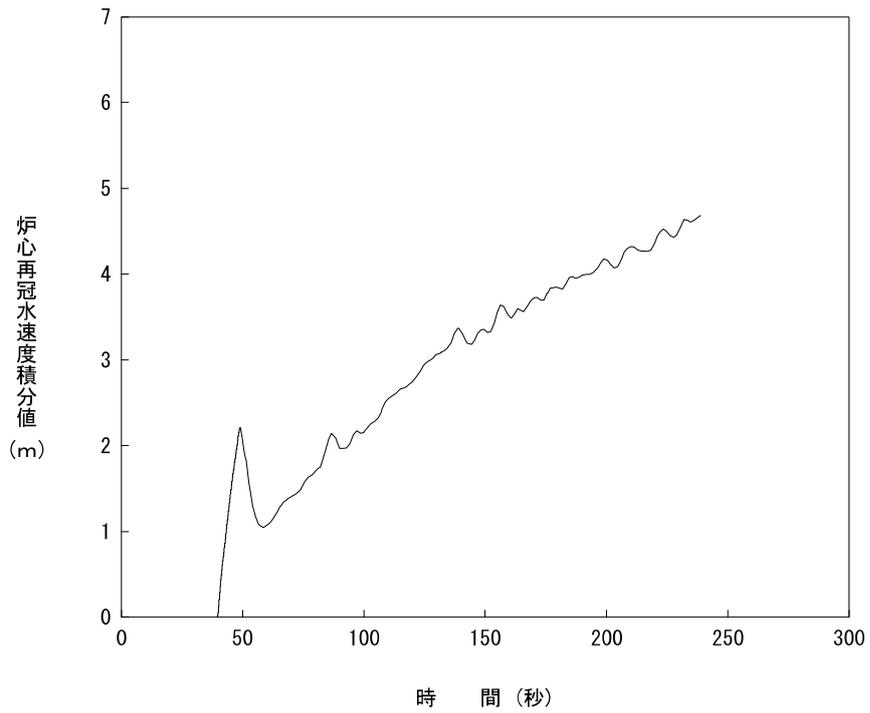


図4.5.1-6 炉心再冠水速度積分値 (低温側配管両端破断  $CD=0.4$ )

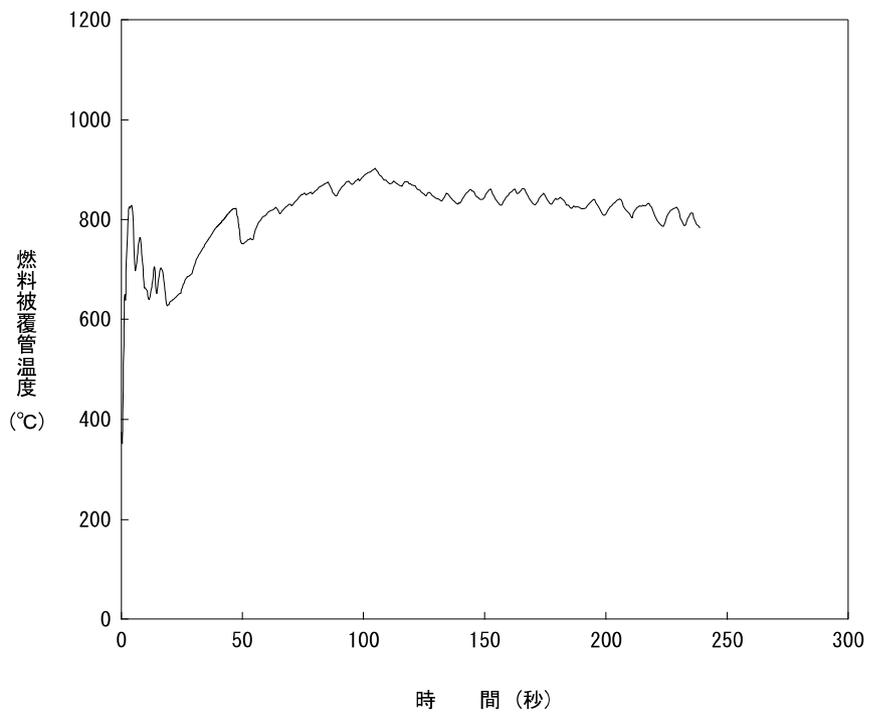


図4.5.1-7 燃料被覆管温度 (低温側配管両端破断  $CD=0.4$ )

(2) 小破断 LOCA

a. 主要解析条件

本解析の主要解析条件を以下に示す。なお、添付書類十解析（以下、「基本ケース」と称す。）からの変更点に下線を引いて示す。

炉心熱出力	: 2,652×1.02 MWt
熱流束熱水路係数 (F <sub>Q</sub> ) (制限値)	: 2.32
炉心崩壊熱	: 日本原子力学会推奨の崩壊熱曲線 <sup>(10)</sup>
1次冷却材圧力	: 15.41+0.21 MPa[gage]
蒸気発生器伝熱管施栓率	: 10%
1次冷却材低温側温度	: 283.6+2.2 °C
1次冷却材高温側温度	: 321.7+2.2 °C
原子炉容器頂部温度	: 321.7+2.2 °C
破断箇所及び破断体様	: 低温側配管のスプリット破断
E C C S	
E C C S 作動信号	: 「原子炉圧力異常低」信号 <u>(多様化設備)</u>
高圧注入ポンプの作動台数	: 1台
余熱除去ポンプの作動台数	: 1台
高圧/余熱除去ポンプの作動遅れ	: <u>20秒</u> <sup>*</sup>
蓄圧タンクの作動基数	: 2基

その他の解析条件については、添付 1-1（代表 3 ループプラント）に示す。

---

\* 基本ケースの作動遅れ : 25 秒

b. 主要解析結果

主要な解析結果を基本ケースと比較して表 4.5.1-5 に、主要なパラメータの過渡変化を図 4.5.1-8～図 4.5.1-13 に示す。また、事故経過の概要を以下に述べる。

事故発生後、1次冷却材の流出に伴い炉心部の圧力は急激に低下し、約5秒後に多様化設備の「原子炉圧力低」信号の原子炉トリップ限界値に達し、約17秒後に制御棒クラスタが落下を開始することにより、原子炉は自動停止する。また、約7秒後に多様化設備の「原子炉圧力異常低」信号の非常用炉心冷却設備作動限界値に達し、約27秒後に高圧注入系からの注入が始まる。

炉心は約509秒後に露出し始め、燃料被覆管温度は上昇するが、その後、高圧注入系及び低圧注入系からの注入により炉心水位が再び上昇することにより、燃料被覆管温度は破断発生の約645秒後にはピークに達し、その後低下する。

このようにして、表 4.5.1-5 に示すように PCT は約 567℃にとどまり、ジルコニウム-水反応量も最大となる部分で約 0.1%となり、想定事象にデジタル安全保護回路のソフトウェア CCF が重畳した場合でも基本ケースの結果及び判断基準を十分下回ることから、安全上の問題とはならないことを確認した。

表 4.5.1-5 「ECCS 性能評価」 CCF 対策有効性評価結果 (小破断)

(低温側配管スプリット破断 破断口径約 25.4cm/蒸気発生器伝熱管施栓率 10%)

項 目	基本ケース	CCF 対策有効性評価
燃料被覆管最高温度 (°C) (判断基準)	約 701 ( ≤ 1,200 )	約 567 同左
燃料被覆管最高温度位置 (m) (炉心下端から)	約 3.66	約 3.66
燃料被覆管最高温度発生時刻 (秒)	約 175	約 645
局所的な最大ジルコニウム-水反応量 (%) (判断基準)	約 0.1 ( ≤ 15 )	約 0.1 同左
原子炉圧力低トリップ限界値到達時刻 (秒)	約 4.6	約 5.0
制御棒クラスタ落下開始時刻 (秒)	約 6.6	約 17
1次冷却材ポンプコーストダウン開始 (秒)	約 4.6	約 1209
安全注入開始時刻 (秒)	約 32	約 27
炉心上部露出開始時刻 (秒)	約 49	約 509
蓄圧注入開始時刻 (秒)	約 87	約 112
炉心上部再冠水時刻 (秒)	約 176	約 646

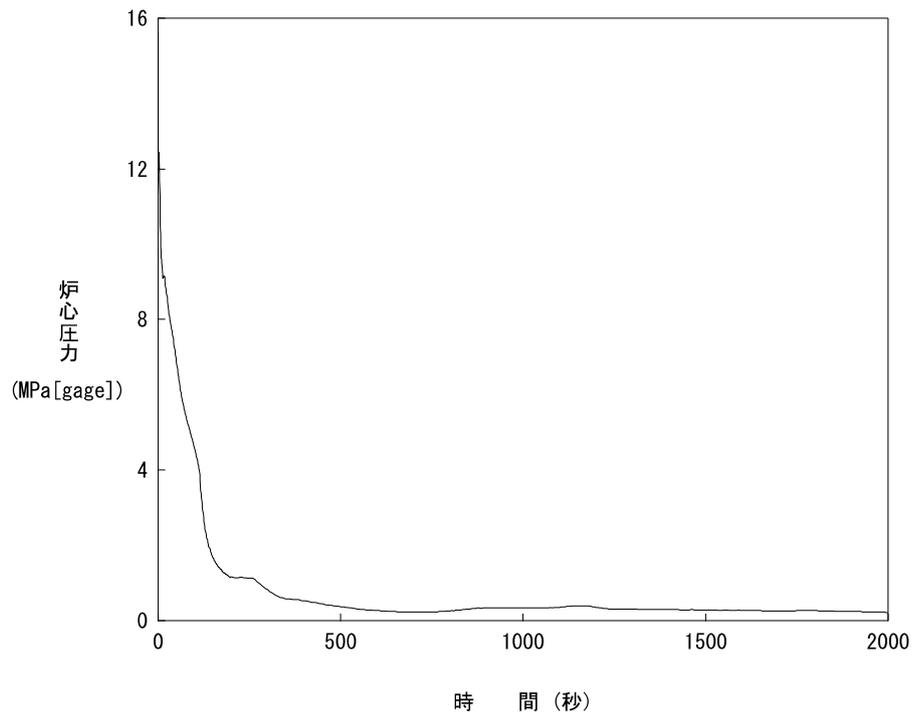


図4.5.1-8 炉心圧力（低温側配管破断 破断口径約25.4cm）

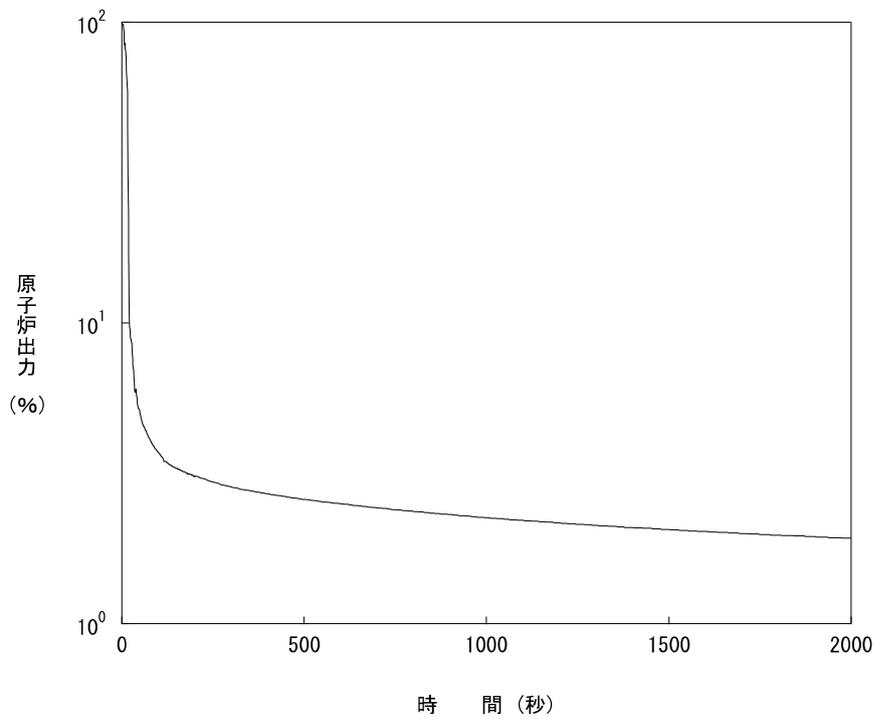


図4.5.1-9 原子炉出力（低温側配管破断 破断口径約25.4cm）

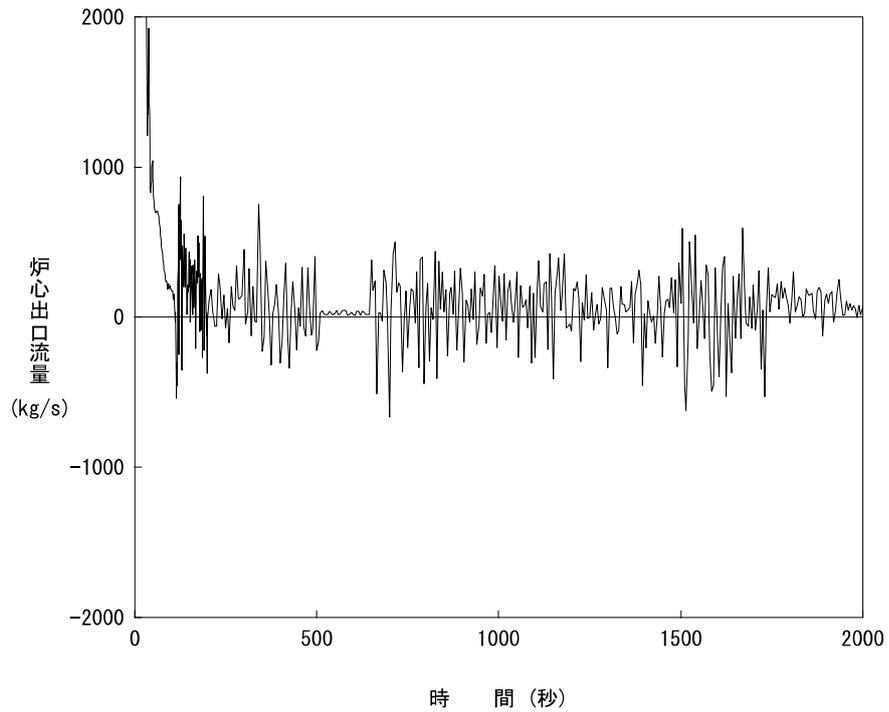


図4.5.1-10 炉心出口流量（低温側配管破断 破断口径約25.4cm）

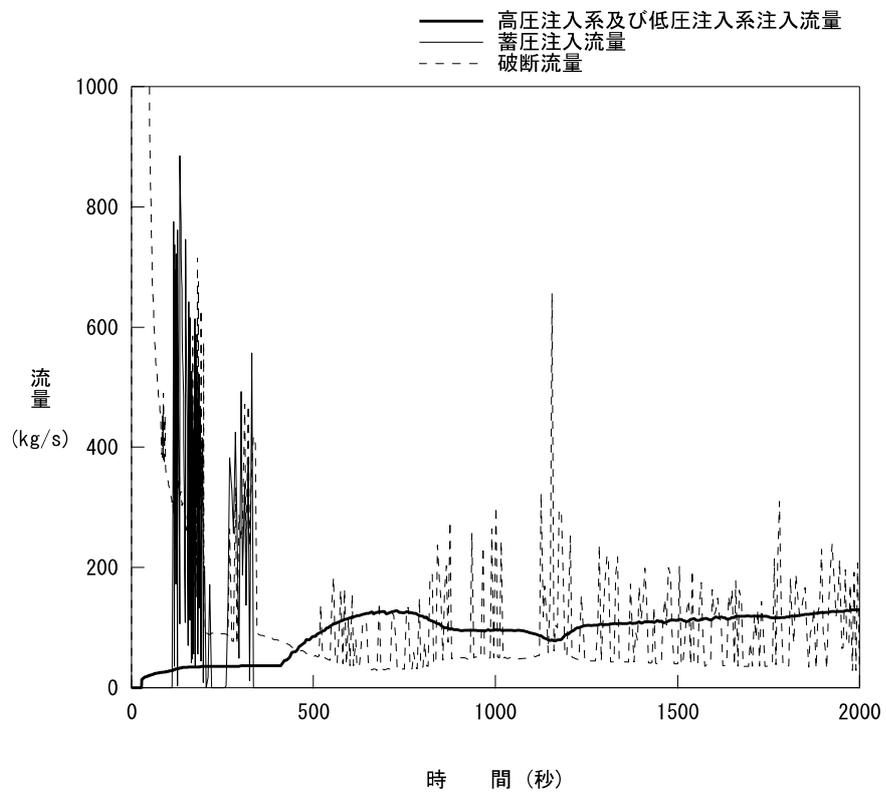


図4.5.1-11 ECCS注入流量および破断流量（低温側配管破断 破断口径約25.4cm）

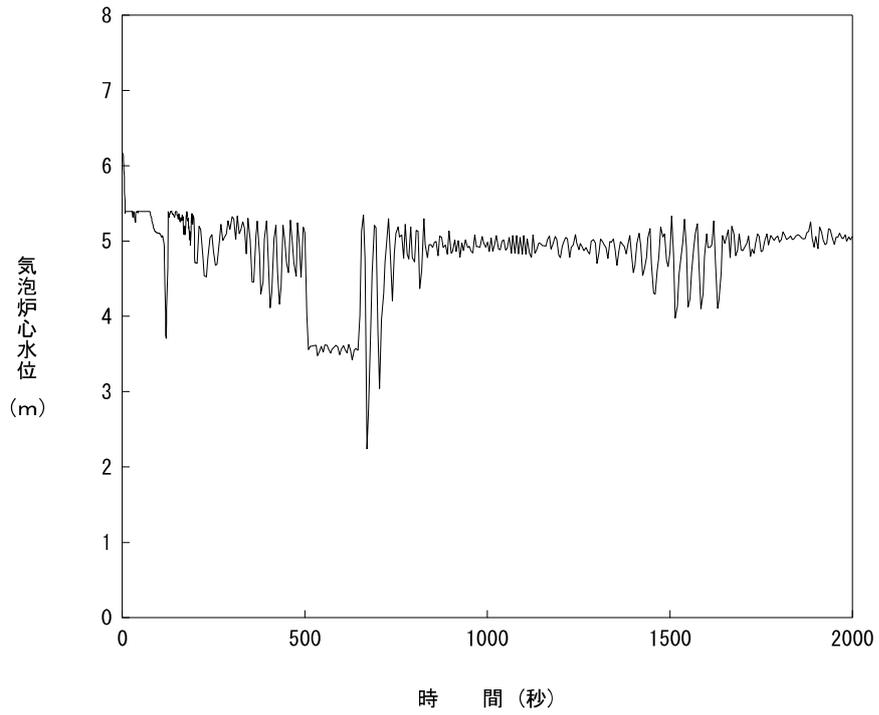


図4.5.1-12 気泡炉心水位（低温側配管破断 破断口径約25.4cm）

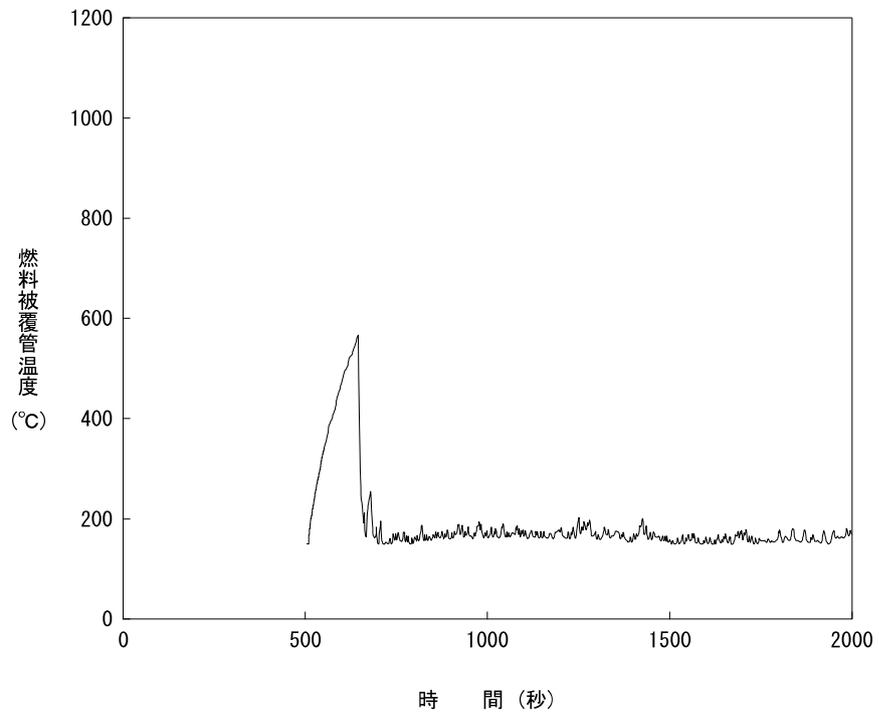


図4.5.1-13 燃料被覆管温度（低温側配管破断 破断口径約25.4cm）

#### 4.5.1.6 代表4ループプラント

##### (1) 大破断 LOCA

###### a. 主要解析条件

本解析の主要解析条件を以下に示す。なお、添付書類十解析（以下、「基本ケース」と称す。）からの変更点に下線を引いて示す。

炉心熱出力	: 3,411×1.02 MWt
熱流束熱水路係数 (F <sub>Q</sub> ) (制限値)	: 2.32
炉心崩壊熱	: 日本原子力学会推奨の崩壊熱曲線 <sup>(10)</sup>
1次冷却材圧力	: 15.41+0.21 MPa[gage]
蒸気発生器伝熱管施栓率	: 0%
1次冷却材低温側温度	: 289.2+2.2 °C
1次冷却材高温側温度	: 325.5+2.2 °C
原子炉容器頂部温度	: 325.5+2.2 °C
破断箇所及び破断体様	: 低温側配管のスプリット破断
E C C S	
E C C S 作動信号	: <u>「原子炉圧力低」信号 (多様化設備)</u>
高圧注入ポンプの作動台数	: <u>1台</u>
余熱除去ポンプの作動台数	: 1台
高圧/余熱除去ポンプの作動遅れ	: <u>20秒</u> <sup>*</sup>
蓄圧タンクの作動基数	: 3基
原子炉格納容器スプレイ設備	
格納容器スプレイポンプの作動台数	: <u>0台</u>

その他の解析条件については、添付 1-2 (代表4ループプラント) に示す。

---

\* 基本ケースの作動遅れ : 34 秒

## b. 主要解析結果

主要な解析結果を基本ケースと比較して表 4.5.1-6 に、主要なパラメータの過渡変化を図 4.5.1-14～図 4.5.1-19 に示す。また、事故経過の概要を以下に述べる。

低温側配管のスプリット破断が生じ、1次冷却材が破断口から流出すると、炉心部の圧力は急速に低下する。ボイドの発生により炉心の核分裂反応は停止するため、燃料の核分裂による発熱はなくなるが、その後も燃料ペレットの蓄積エネルギーの放出及び崩壊熱の発生は続く。

一方、それまで原子炉内を流れていた1次冷却材は、その大部分がブローダウン期間中に破断口から原子炉格納容器内に放出されるが、その間に炉心を通る1次冷却材により炉心の冷却が維持される。

破断発生直後は、炉心の1次冷却材の流れが一時停滞するため、燃料被覆管温度はいったん上昇し、約7秒後にピークに達するが、破断口からの放出が進み炉心部の流れが回復すると、燃料被覆管温度は低下していく。

しかし、さらに1次冷却材の放出が進行すると、しだいに炉心部を通る1次冷却材も少なくなるので、燃料被覆管温度は再び上昇する。

ブローダウンが終了すると、蓄圧タンクからの注入水が下部プレナムにたまり始める。破断発生の約6秒後に多様化設備の「原子炉圧力低」信号の非常用炉心冷却設備作動限界値に達し、約26秒後から高圧注入系及び低圧注入系からの注入も開始され、破断発生の約37秒後に原子炉水位が燃料の下端に達する。ブローダウン終了からこの時までのリフィル期間は、炉心は燃料棒相互間の熱ふく射のみしか考慮していないため、燃料被覆管温度は燃料ペレット温度近くまで上昇する。再冠水開始後は炉心で発生する蒸気及び蒸気に巻き込まれた水滴の混合流により炉心の冷却が行われる。ECCSからの注水により炉心水位が上昇し、冷却も順調に行われるので、燃料被覆管温度は再冠水初期には上昇するが、その後は低下していく。

このようにして、表 4.5.1-6 に示すように PCT は約 928℃にとどまり、ジルコニウム-水反応量も最大となる部分で約 0.3%となり、想定事象にデジタル安全保護回路のソフトウェア CCF が重畳した場合でも基本ケースの結果及び判断基準を十分下回ることから、安全上の問題とはならないことを確認した。

表 4.5.1-6 「ECCS 性能評価」 CCF 対策有効性評価結果（大破断）  
 （低温側配管スプリット破断 流出係数:0.6/蒸気発生器伝熱管施栓率 0%）

項 目	基本ケース	CCF 対策有効性評価
燃料被覆管最高温度 (°C) (判断基準)	約 984 ( ≤ 1,200 )	約 928 同左
燃料被覆管最高温度位置 (m) (炉心下端から)	約 1.83	約 1.83
燃料被覆管最高温度発生時刻 (秒)	約 6.4	約 7.2
局所的最大ジルコニウム-水反応量 (%) (判断基準)	約 0.4 ( ≤ 15 )	約 0.3 同左
局所的最大ジルコニウム-水反応発生位置 (m) (炉心下端から)	約 1.83	約 2.13
高温燃料棒のバースト時刻 (秒)	バーストせず	バーストせず
高温燃料棒のバースト位置 (m)	バーストせず	バーストせず
蓄圧注入開始時刻 (秒)	約 15	約 15
ブローダウン終了時刻 (秒)	約 25	約 25
安全注入開始時刻 (秒)	約 35	約 26
再冠水開始時刻 (秒)	約 38	約 37
蓄圧注入終了時刻 (秒)	約 51	約 50

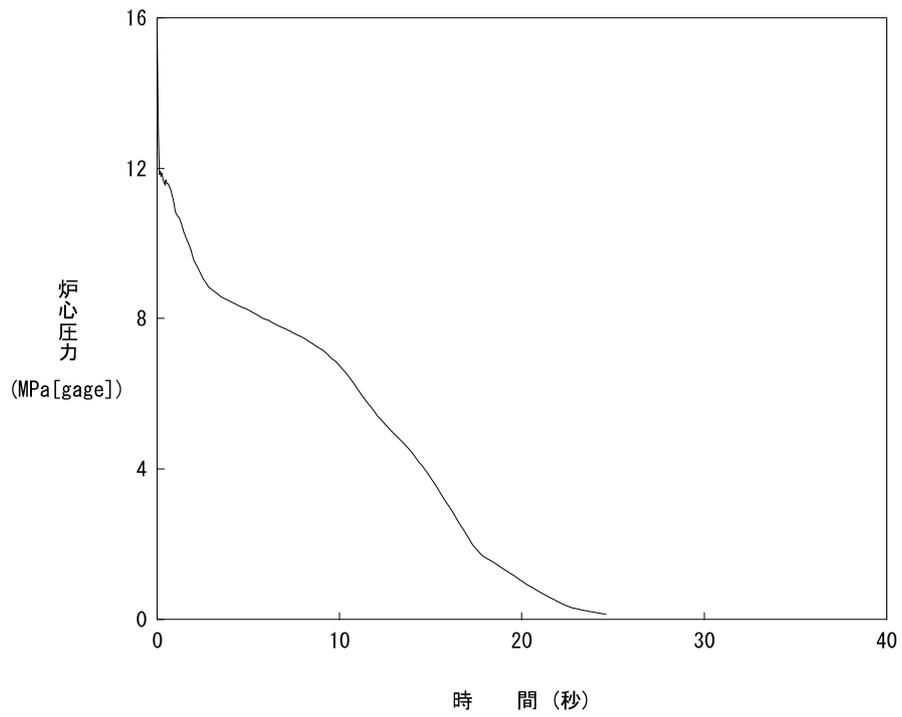


図4.5.1-14 炉心圧力（低温側配管スプリット破断 CD=0.6）

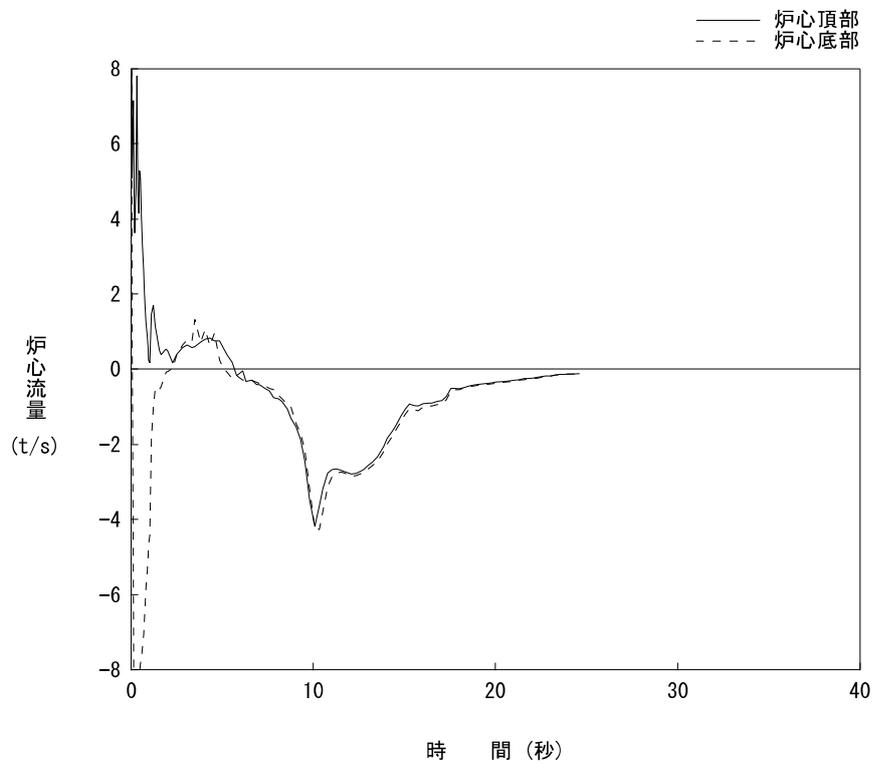


図4.5.1-15 炉心流量（低温側配管スプリット破断 CD=0.6）

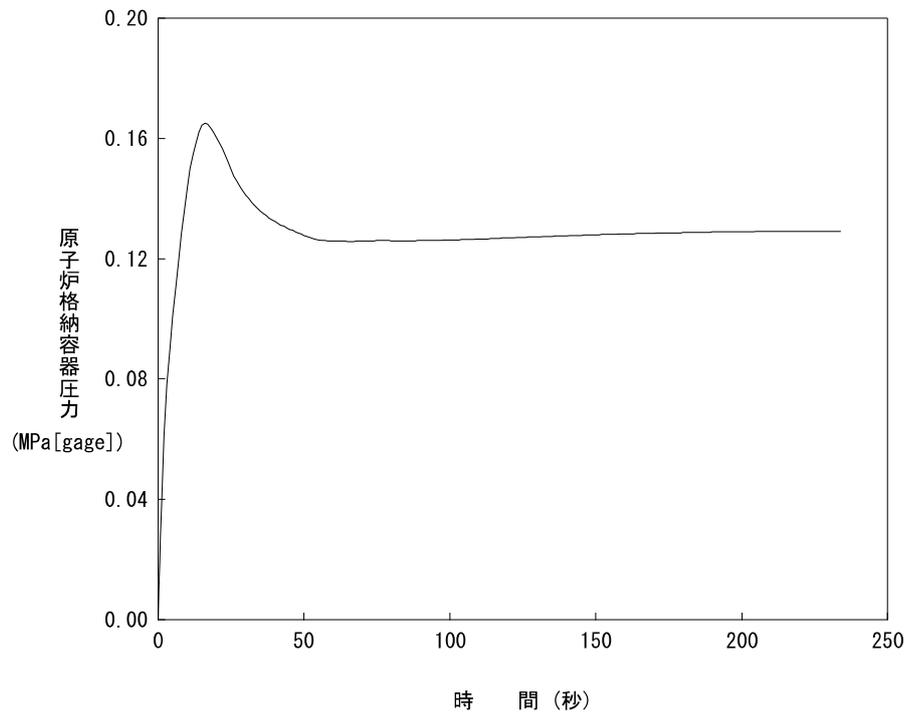


図4.5.1-16 原子炉格納容器圧力 (低温側配管スプリット破断 CD=0.6)

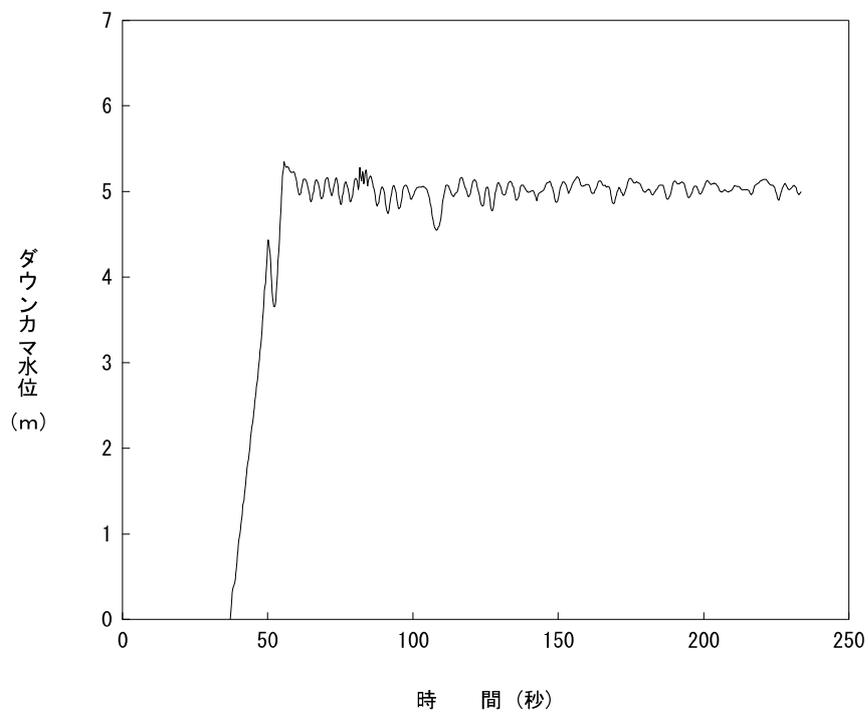


図4.5.1-17 ダウンカマ水位 (低温側配管スプリット破断 CD=0.6)

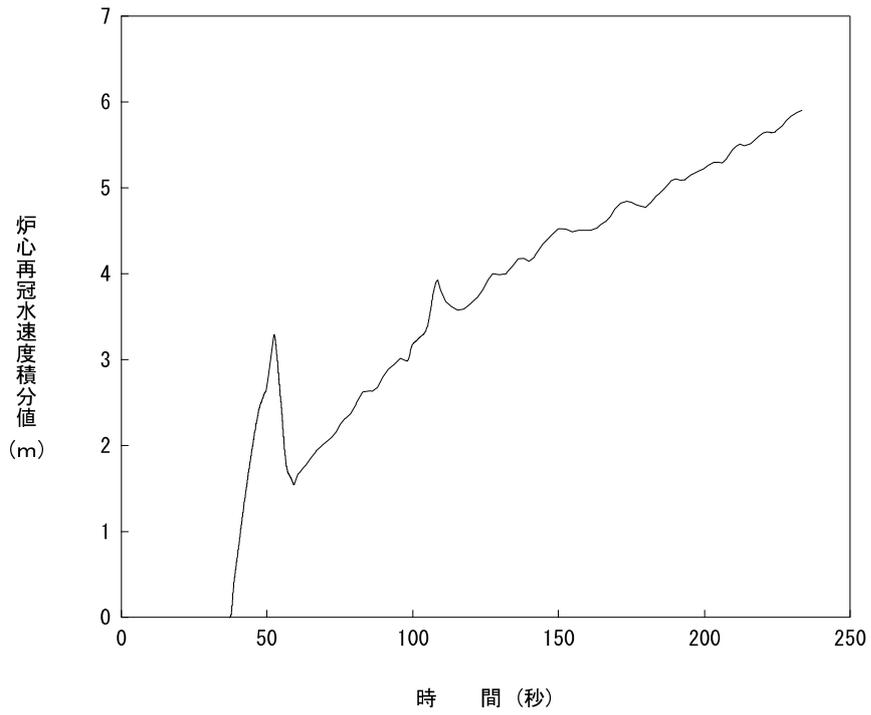


図4.5.1-18 炉心再冠水速度積分値 (低温側配管スプリット破断 CD=0.6)

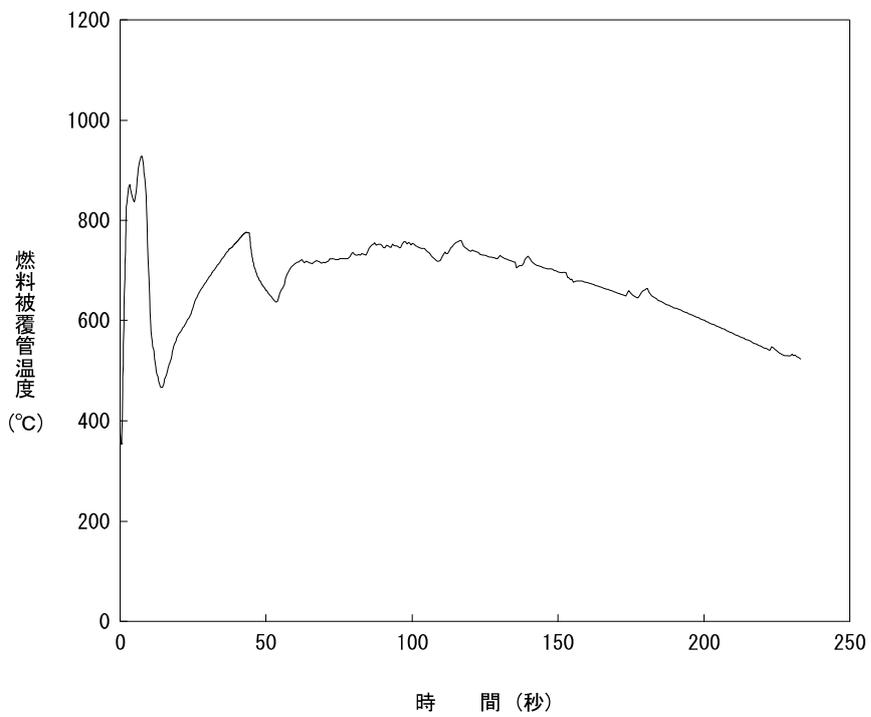


図4.5.1-19 燃料被覆管温度 (低温側配管スプリット破断 CD=0.6)

(2) 小破断 LOCA

a. 主要解析条件

本解析の主要解析条件を以下に示す。なお、添付書類十解析（以下、「基本ケース」と称す。）からの変更点に下線を引いて示す。

炉心熱出力	: 3,411×1.02 MWt
熱流束熱水路係数 (F <sub>Q</sub> ) (制限値)	: 2.32
炉心崩壊熱	: 日本原子力学会推奨の崩壊熱曲線 <sup>(10)</sup>
1次冷却材圧力	: 15.41+0.21 MPa[gage]
蒸気発生器伝熱管施栓率	: 0%
1次冷却材低温側温度	: 289.2+2.2 °C
1次冷却材高温側温度	: 325.5+2.2 °C
原子炉容器頂部温度	: 325.5+2.2 °C
破断箇所及び破断体様	: 低温側配管のスプリット破断
E C C S	
E C C S 作動信号	: 「原子炉圧力低」信号 <u>(多様化設備)</u>
高圧注入ポンプの作動台数	: 1台
余熱除去ポンプの作動台数	: 1台
高圧/余熱除去ポンプの作動遅れ	: <u>20秒</u> <sup>*</sup>
蓄圧タンクの作動基数	: 3基

その他の解析条件については、添付 1-2（代表 4 ループプラント）に示す。

---

\* 基本ケースの作動遅れ : 27 秒

b. 主要解析結果

主要な解析結果を基本ケースと比較して表 4.5.1-7 に、主要なパラメータの過渡変化を図 4.5.1-20～図 4.5.1-24 に示す。また、事故経過の概要を以下に述べる。

事故発生後、1次冷却材の流出に伴い炉心部の圧力は急激に低下し、約7秒後に多様化設備の「原子炉圧力低」信号の原子炉トリップ限界値に達し、約19秒後に制御棒クラスタが落下を開始することにより、原子炉は自動停止する。また、約9秒後に多様化設備の「原子炉圧力低」信号の非常用炉心冷却設備作動限界値に達し、約29秒後に高圧注入系からの注入が始まる。

解析期間中、炉心は冠水状態を維持し露出することはない。燃料被覆管温度は、ほぼ1次冷却材の飽和温度近くにとどまり、ジルコニウム-水反応量も問題とはならない。

このようにして、想定事象にデジタル安全保護回路のソフトウェア CCF が重畳した場合でも基本ケースの結果及び判断基準を十分下回ることから、安全上の問題とはならないことを確認した。

表 4.5.1-7 「ECCS 性能評価」 CCF 対策有効性評価結果 (小破断)

(低温側配管スプリット破断 破断口径約 25.4cm/蒸気発生器伝熱管施栓率 0%)

項 目	基本ケース	CCF 対策有効性評価
燃料被覆管最高温度 (°C) (判断基準)	約 684 ( ≤ 1,200 )	炉心露出せず 同左
燃料被覆管最高温度位置 (炉心下端から) (m)	約 3.20	—
燃料被覆管最高温度発生時刻 (秒)	約 138	—
局所的な最大ジルコニウム-水反応量 (%) (判断基準)	約 0.1 ( ≤ 15 )	— 同左
原子炉圧力低トリップ限界値到達時刻 (秒)	約 6.6	約 7.1
制御棒クラスタ落下開始時刻 (秒)	約 8.6	約 19
1次冷却材ポンプコーストダウン開始 (秒)	約 6.6	約 1211
安全注入開始時刻 (秒)	約 35	約 29
炉心上部露出開始時刻 (秒)	約 71	炉心露出せず
蓄圧注入開始時刻 (秒)	約 115	約 163
炉心上部再冠水時刻 (秒)	約 158	—

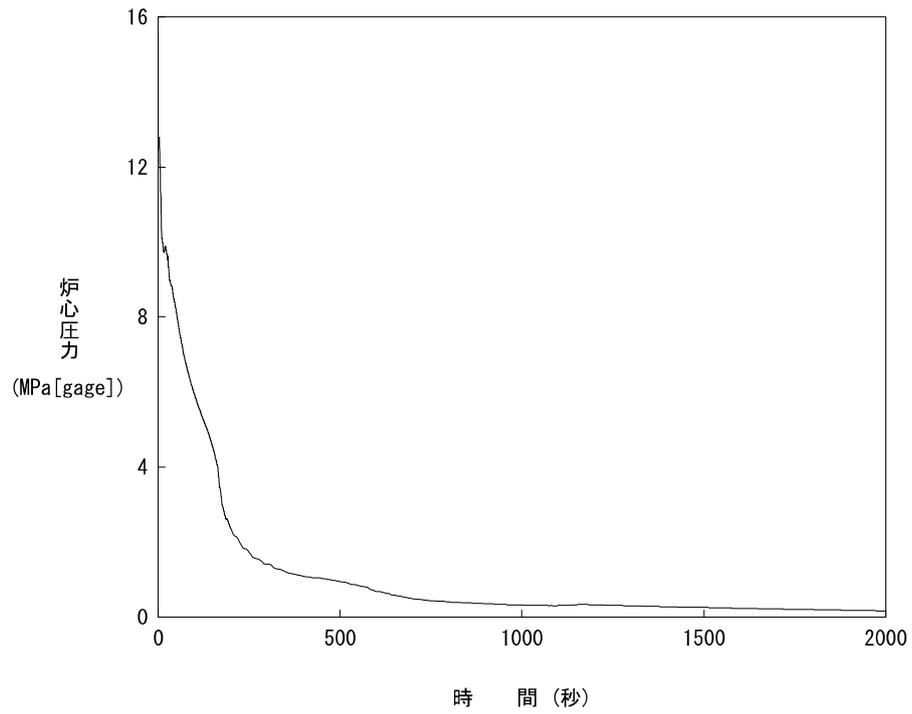


図4.5.1-20 炉心圧力（低温側配管破断 破断口径約25.4cm）

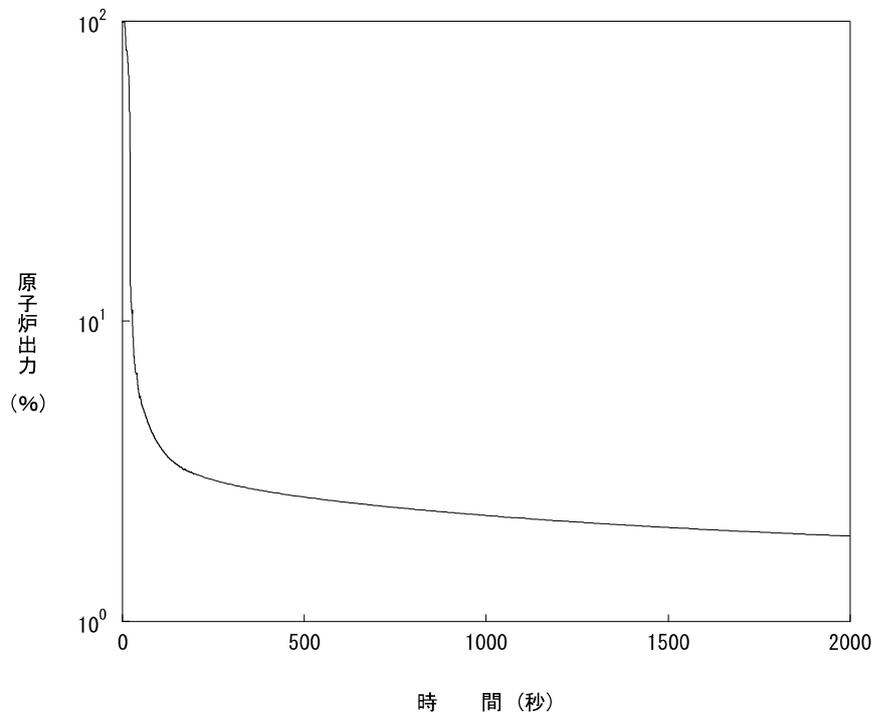


図4.5.1-21 原子炉出力（低温側配管破断 破断口径約25.4cm）

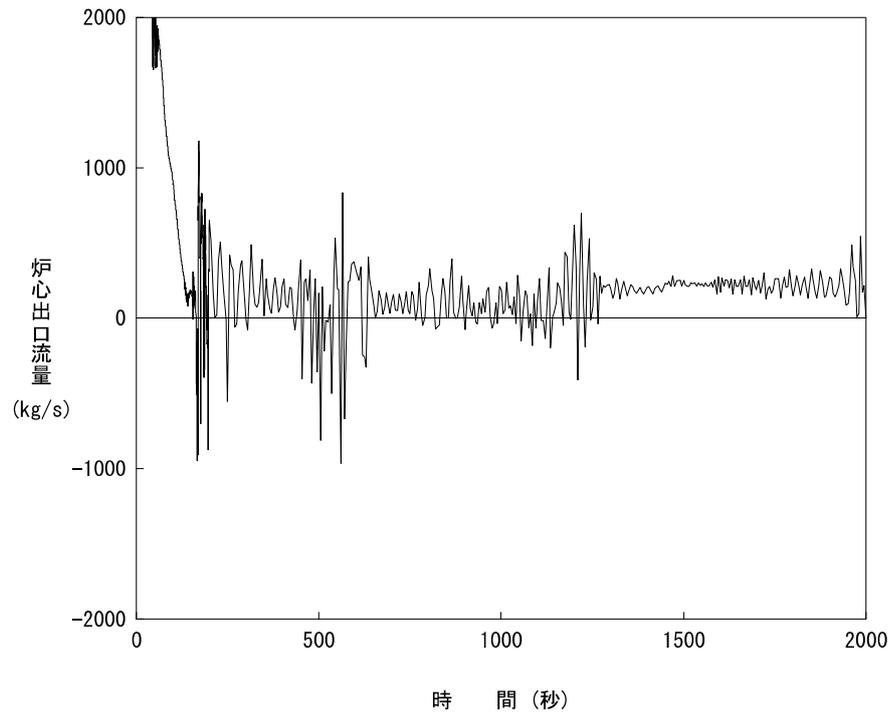


図4.5.1-22 炉心出口流量（低温側配管破断 破断口径約25.4cm）

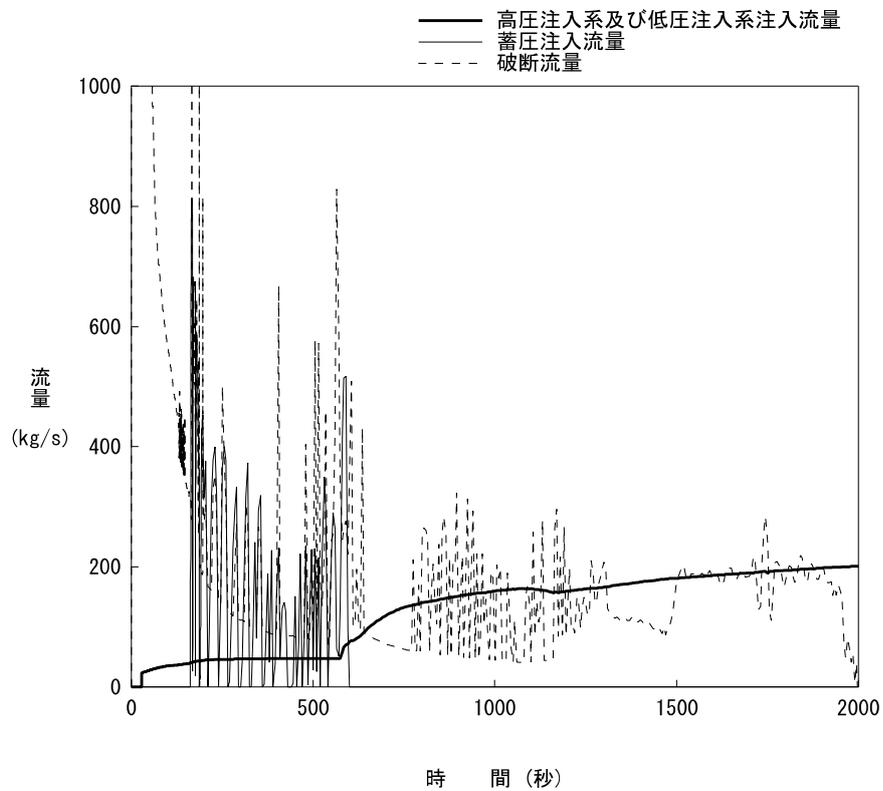


図4.5.1-23 ECCS注入流量および破断流量（低温側配管破断 破断口径約25.4cm）

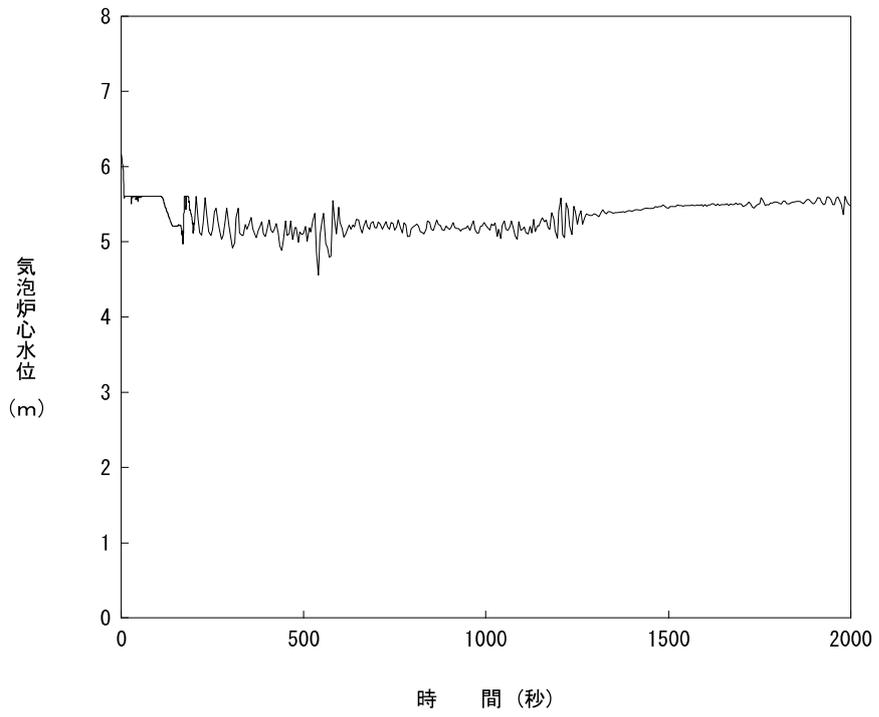


图4. 5. 1-24 气泡炉心水位 (低温侧配管破断 破断口径約25. 4cm)