

8. 原子炉注水系に関する確率論的安全評価

8.1. 概要

原子炉格納容器内及び原子炉圧力容器への原子炉注水系は、多様性、多重性が強化されている。1章において原子炉への注水が停止する異常時の評価を行い、過渡相当事象については有意な放射性物質の追加放出はないことを、事故相当事象については周辺の公衆に対して著しい放射線の被曝のリスクを与えないことを確認している。更に、より長期にわたる原子炉注水停止の影響評価を行うため、想定を大きく超えるシビアアクシデント相当事象についても評価を実施し、敷地境界での実効線量が緊急時被ばく状況における放射線防護の基準値下限に比べて小さいことを確認している。それに加え、事故後の原子炉の状況において最も重要な機能である原子炉を冷やす機能である原子炉注水系について、多重故障等の厳しい仮定に基づき、原子炉格納容器内及び原子炉圧力容器への注水機能が喪失した際の相対的な脆弱性を体系的に把握することは、安全性をより一層向上させる上で有用な役割を果たすものである。

ここでは、原子炉注水系に対して影響が大きい事象を選定し、その後の事象進展の確率を、設備構成や故障率を基に推定し、原子炉格納容器内及び原子炉圧力容器内の燃料（以下、炉心という）が再損傷に至る頻度を評価した（添付資料-1, 2）。

評価の結果、3基中1基の炉心が再損傷する頻度（点推定値）の内的事象（ハザード発生箇所が発電所内）の合計値は、約 8.2×10^{-5} /年、外部電源喪失（地震）は、約 5.1×10^{-8} /年、大津波事象は、約 1.3×10^{-4} /年となっている。評価結果の合計値は約 2.2×10^{-4} /年であり、寄与割合は、大津波事象が約60%、注水ライン機能喪失が約40%となった。

なお、今後、重要度評価や不確実さを考慮した評価を実施することを計画している。

8.2. 評価条件

8.2.1. 評価方針

1号機から3号機は、津波襲来後の数日の間にシビアアクシデントに至ったものとみられており、その間で一定量の放射性物質（FP）が環境に放出されたものと考えられる。

このような状況を考慮し、ここでの評価方針としては、原子炉格納容器内及び原子炉圧力容器内に残存しているFPの相当量が環境へ放出（大規模放出）され、作業員や公衆に対して有意に健康影響を与えることとする。

8.2.2. 評価対象

本評価では、原子炉格納容器内及び原子炉圧力容器内に残存しているFPの相当量が環境へ放出（大規模放出）される前兆事象として、炉心再露出及び炉心再損傷に至る頻度を評価対象とする。なお、原子炉注水系が一定時間停止すると、炉心再露出に至ることから、炉心再露出を原子炉注水系機能喪失と呼ぶ。

また、原子炉格納容器の気密性を確保できていないと考えられることから、炉心の再損傷後から大規模放出までの評価は炉心の再損傷頻度と同等として取り扱う。

評価対象とした原子炉への注水系を図 8-1 に、原子炉注水系の電源構成を図 8-2 に示す。

原子炉注水系機能喪失に至る起因事象は、安定的な原子炉への注水を阻害する要因（ハザード）が発電所内、所外どちらに起因するかに分けて選定し、以下のとおりとした。

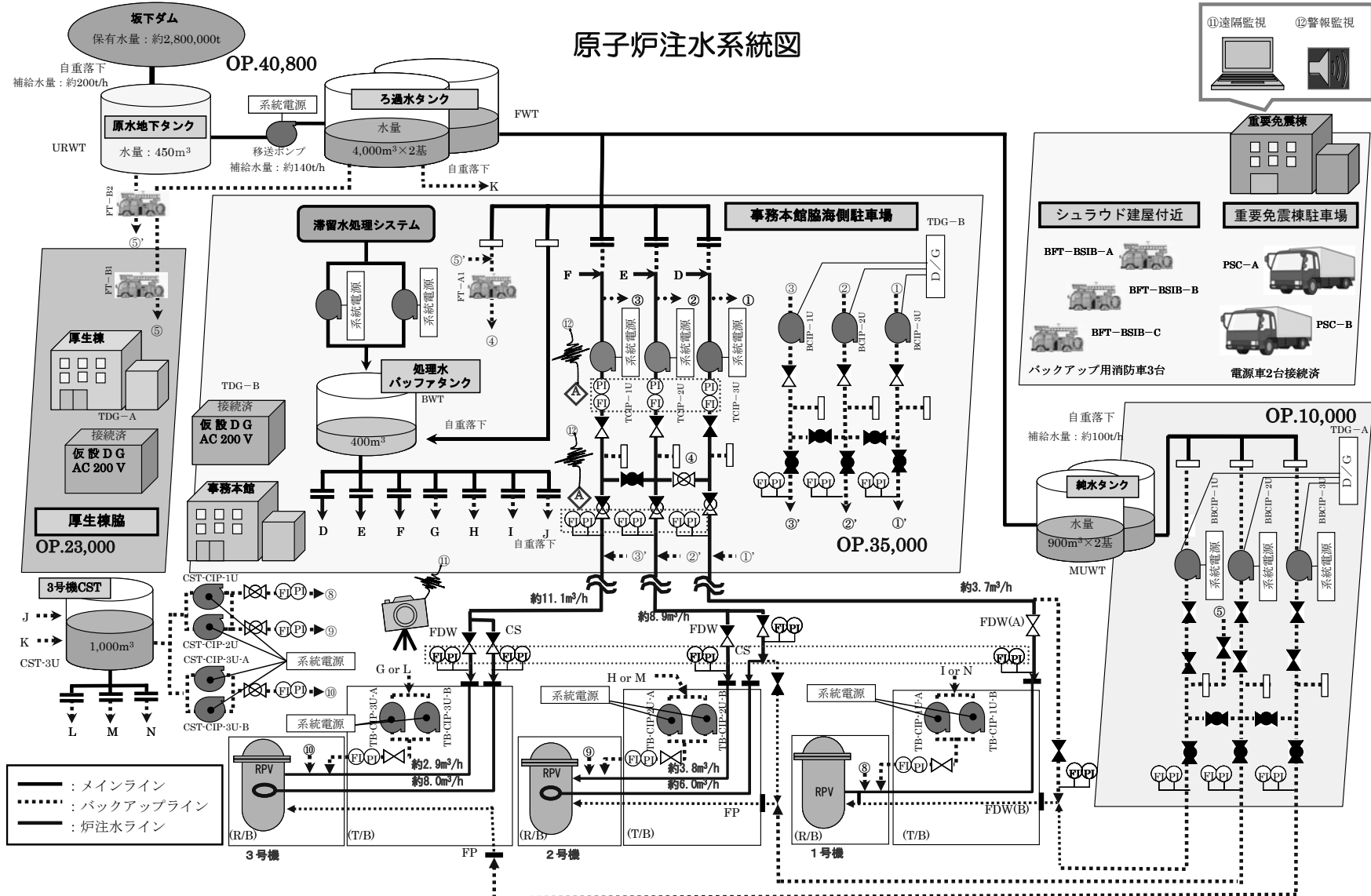
- ハザード発生箇所が発電所内の場合
 - (1) 常用高台炉注水ポンプトリップ
 - (2) 注水ライン機能喪失
 - (3) 一次水源からの供給喪失
 - (4) 外部電源喪失（地震を除く）
 - (5) M/C 火災
- ハザード発生箇所が発電所外の場合
 - (6) 外部電源喪失（地震）
 - (7) 大津波事象

8.2.3. 原子炉注水系機能喪失の判定条件

これまで比較的健全性を維持してきた燃料が露出すると、燃料温度は上昇する。ただし、原子炉停止から時間が経過していることから、炉内の崩壊熱量は大幅に低減しており、燃料が露出しても直ちに燃料が溶融し、FP が環境に放出されることにはならない。

ここで、炉心再損傷の判定条件として、「炉心の少なくとも一部の（健全な）燃料の被覆管表面温度が 1,200℃を上回ること」とした。原子炉注水系機能喪失からこの判定条件に至るまでの時間を評価した（添付資料-3）。その評価結果より、原子炉注水系機能喪失から、18 時間後までに原子炉への注水に成功すれば、炉心再損傷を防止できるものとした。

原子炉注水系統図

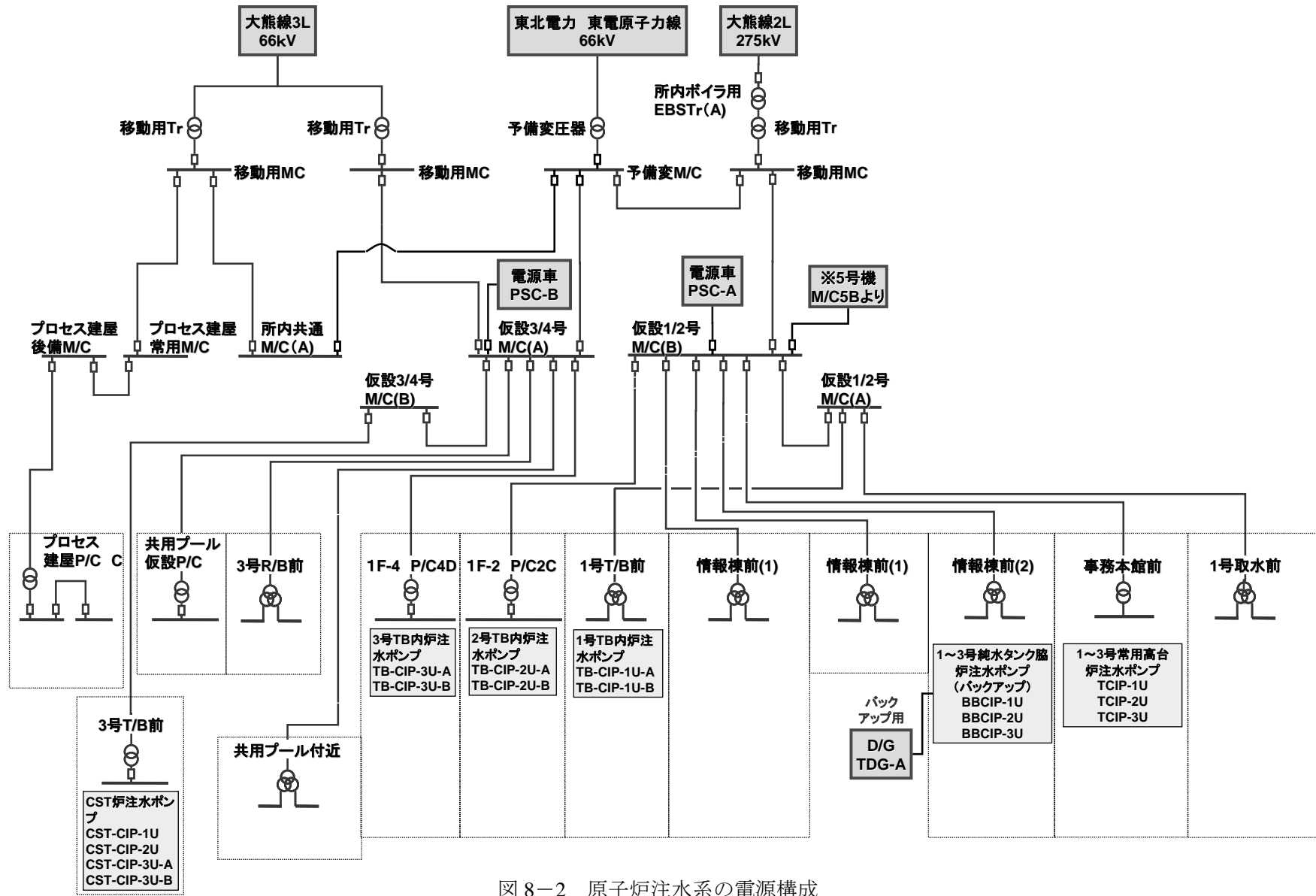


略語 TCIP-1/2/3U : 1号/2号/3号用常用高台炉注水ポンプ
 BCIP-1/2/3U : 1号/2号/3号用非常用高台炉注水ポンプ
 BBCIP-1/2/3U : 1号/2号/3号用純水タンク脇炉注水ポンプ
 TBCIP-1/2/3U-A/B : 1号/2号/3号用タービン建屋内炉注水ポンプ

FT-A1 : 事務本館脇海側駐車場消防ポンプ
 FT-B1 : 厚生棟脇消防ポンプ
 FT-B2 : ろ過水タンク脇消防ポンプ
 CST-CIP-1/2/3U : 1号/2号/3号用 CST 炉注水ポンプ

図 8-1 原子炉注水系の構成

福島第一1~4号用 仮設電源 単線結線図



8-4

図 8-2 原子炉注水系の電源構成

8.3. 評価結果

8.3.1. 炉心再損傷頻度

起回事象発生から炉心再損傷に至るまでの頻度を評価した。

3 基中 1 基の炉心再損傷が発生する頻度（点推定値）は表 8-1 および図 8-3 に示すとおりであった。各起回事象の評価結果の概要について以下に示す。

(1) 常用高台炉注水ポンプトリップ

常用高台炉注水ポンプの共通原因故障による 3 台の機能喪失により、ポンプトリップし、炉注水の再開に失敗することにより炉心が再損傷に至るシナリオである。

本モードの炉心再損傷頻度への寄与割合は 1%未満である。

(2) 注水ライン機能喪失

常用注水ラインの破損により炉注水が中断し、炉注水の再開に失敗することにより炉心が再損傷に至るシナリオである。

屋外の注水ライン（ホース又は配管）が破損し、原子炉への注水機能が喪失した場合、流量計や圧力計により、検知することとしているが、流量計等の故障により異常の検知に失敗する可能性があり、検知失敗が炉注水の再開の失敗に直結する評価としているため、炉心再損傷頻度が大きくなっている。

また、T/B, R/B 内で注水ライン（ホース又は配管）が破損し、原子炉への注水機能が喪失した場合、現時点では流量計や圧力計での検知が困難であり、原子炉圧力容器内および原子炉格納容器内の温度上昇により異常を検知することから、検知性が悪く、復旧作業に着手するまでに時間を要するとともに、復旧チームへの連絡の失敗等が炉注水の再開の失敗に直結するため、炉心再損傷頻度が大きくなっている。

本モードの炉心再損傷頻度への寄与割合は約 40%である。

(3) 一次水源からの供給喪失

一次水源（バッファタンク）への給水が途絶えること等で、一次水源が枯渇することにより炉注水が中断し、炉注水の再開に失敗することにより炉心が再損傷に至るシナリオである。

本モードの炉心再損傷頻度への寄与割合は 1%未満である。

(4) 外部電源喪失（地震を除く）

外部電源喪失（地震を除く）により外部電源の供給が途絶え、炉注水の再開に失敗することにより炉心が再損傷に至るシナリオである。

本モードの炉心再損傷頻度への寄与割合は 1%未満である。

(5) M/C 火災

仮設 1/2 号 M/C-B 盤火災により、常用高台炉注水ポンプへの電源の供給が途絶え、炉注水の再開に失敗することにより炉心が再損傷に至るシナリオである。

本モードの炉心再損傷頻度への寄与割合は 1%未満である。

(6) 外部電源喪失（地震）

地震により外部電源の供給が途絶え、炉注水の再開に失敗することにより炉心が再損傷に至るシナリオである。

本モードの炉心再損傷頻度への寄与割合は1%未満である。

(7) 大津波事象

大津波が襲来したことにより、注水ラインが流され、炉注水が中断し、注水ラインの復旧に失敗し、炉注水の再開に失敗することにより炉心が再損傷に至るシナリオである。大津波事象の発生頻度を700年に一回と見込んだこと、漂流物等により注水ラインが損傷した場合、代替手段が少なくなること、および、注水ライン損傷後の復旧作業が難航（漂流物による作業環境の悪化、滞留水の影響から線量上昇による作業環境の悪化）することにより、注水ラインの復旧に失敗し、炉注水の再開に失敗する割合が大きくなるため、炉心再損傷頻度が大きくなっている。

本モードの炉心再損傷頻度への寄与割合は約60%である。

8.4. 今後の計画

8.4.1. 評価結果の活用

原子炉注水系の機能が喪失した際の相対的な脆弱性を評価したところ、大津波事象および注水ライン機能喪失により炉心再損傷に至る寄与割合が大きかった。そこで、以下に示す改善を図り、安全性を向上させることとする。

(1) 大津波事象

大津波により、注水ラインが喪失した際、注水ラインの復旧に失敗することにより、炉心再損傷に至る事象が大きな寄与を占めていることから、以下に示すとおり、注水ラインの再構築に関する事項を改善する。

- 津波により注水ラインが喪失した場合、消防車（事務本館海側駐車場バックアップ消防ポンプ）の配備および注水ラインの再敷設を行い、原子炉注水を再開する計画である。この作業について明文化するとともに、定期的に訓練することにより、注水ラインの復旧に成功する確率を向上させる。

(2) 注水ライン機能喪失

注水ラインの損傷の検知および復旧チームへの連絡の失敗により、炉心再損傷に至る事象が大きな寄与を占めていることから、以下に示すとおり、注水ラインの信頼性を確保するとともに、監視・連絡手順を明文化し、改善する。

- 常用高台炉注水ポンプによる注水ライン、およびタービン建屋内炉注ポンプ又はCST炉注ポンプによる注水ラインの2ラインを併用した炉注水（多重性の確保）を行うことによる屋外注水ラインの信頼性を向上させる。この改善により、屋外の注水ラインが破損した場合は起因事象にならないことから、注水ライン機能喪失による炉心再損傷頻度が約 8.2×10^{-5} /年から約 1.7×10^{-5} /年に改善する見込みである。

- 原子炉格納容器内の監視方法，および異常発見時の連絡体制の明文化による注水ライン復旧作業の着手および復旧に成功する確率を向上させる。

8.4.2. 追加評価の実施

今後，重要度評価や不確実さを考慮した評価を実施し，評価結果を活用していくこととする。

8.5. 添付資料

添付資料－1 確率論的安全評価手法

添付資料－2 事故シーケンスの定量評価

添付資料－3 原子炉注水停止時の燃料温度 1,200℃への上昇時間（時間余裕評価）

表 8-1 炉心再損傷頻度の評価結果

ハザード発生箇所	起回事象	起回事象発生頻度 (／年)	炉心再損傷頻度 (／年)	寄与割合 (%)
発電所内	常用高台炉注水ポンプトリップ	1.5×10^{-2}	1.5×10^{-10}	1%未満
	注水ライン機能喪失	6.6×10^{-2}	8.2×10^{-5}	38%
	一次水源からの供給喪失	6.0×10^{-1}	6.0×10^{-9}	1%未満
	外部電源喪失 (地震を除く)	1.0×10^{-1}	1.0×10^{-9}	1%未満
	仮設1/2号M/C-B盤火災	4.5×10^{-2}	4.5×10^{-10}	1%未満
発電所外	外部電源喪失 (地震)	1.7×10^0	5.1×10^{-8}	1%未満
	大津波事象	1.4×10^{-3}	1.3×10^{-4}	62%
—	合計	—	2.2×10^{-4}	100%

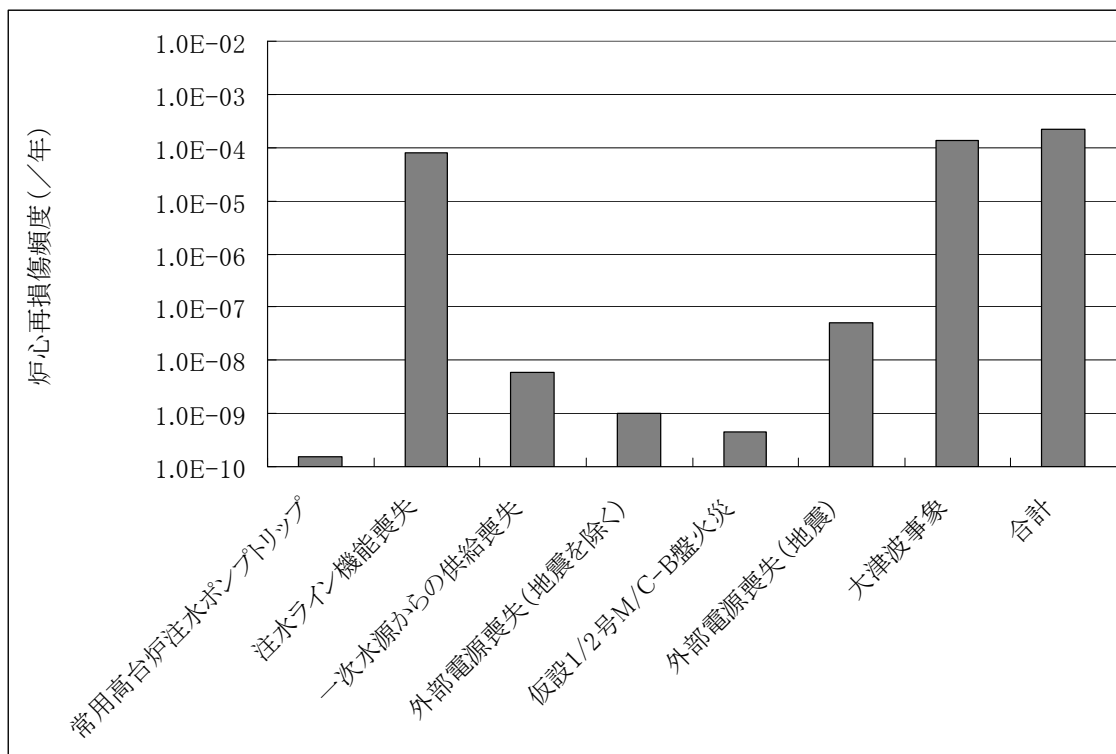


図 8-3 起回事象毎の評価結果

確率論的安全評価手法

1. 評価手法

評価手法ではまず、安定的な原子炉格納容器及び原子炉圧力容器への注水を阻害する起因事象の選定を行い、成功基準を決定し、事象の進展を考慮してイベントツリーを作成した。イベントツリーの各要素（以下、「ヘディング」という。）に対してフォールトツリー等によりシステムをモデル化し、従属故障及び人間信頼性の解析を行うとともに必要なデータベースを作成した後、事故シーケンスを定量化して炉心再損傷頻度を評価した。（図 1 参照）

2. 起因事象の選定と成功基準の設定

2.1. 起因事象

炉心再損傷に至る要因は、燃料の冷却不良によるものであり、原子炉注水系の機能が喪失し、炉心に冷却材が供給されないことにより発生する。原子炉注水系の機能が喪失に至る起因事象および起因事象発生頻度は、表 1 のとおりとする。

なお、今回の評価では、設備の故障、人的過誤等により、システムの信頼性が損なわれることにより炉心が再損傷する事象を選定している。

選定にあたり、安定的な原子炉への注水を阻害する要因（ハザード）が発電所内、所外どちらに起因するかに分類した。ここで、発電所内に起因するものとしては、内的事象、内的溢水、内的火災のハザードグループが考えられ、一方、発電所外に起因するものとしては、地震、強風、外部溢水、その他の外的事象などのハザードグループが考えられる。

発電所内に起因するハザードグループのうち、内的事象としては、常用高台炉注水ポンプによる安定的な原子炉への注水を直接的に阻害する「常用高台炉注水ポンプトリップ」、「注水ライン機能喪失」、「一次水源からの供給喪失」、「外部電源喪失（地震を除く）¹」を代表して選定することとした。なお、「内的溢水」については、発電所内の各機器（ポンプ、電源盤、タンクなど）の配置から、発生可能性が小さいと考え、評価対象外としている。また、「内的火災」として、常用高台炉注水ポンプを始め、比較的多くの炉注水ポンプが仮設 1/2 号 M/C-B 盤より受電されているため、これを代表して選定することとした。

発電所外に起因するハザードグループのうち、実際に東北地方太平洋沖地震によって発生した外部電源喪失及び大津波事象を踏まえ、「外部電源喪失（地震）」、「大津波事象」を選定することとした。なお、上記以外のハザード及びハザード随件事象は、地震による外部電源喪失及び大津波事象に比べれば無視しうるものとして、評価対象外とした。

¹ 発電所外での落雷、台風等のハザードによる発電所内への電源供給喪失も含まれる。

表1 起因事象および起因事象の発生頻度

ハザード発生箇所	起因事象	要因	頻度 (/年)	備考
発電所内	常用高台炉注水ポンプトリップ	共通原因故障による全台ポンプトリップ	1.5×10^{-2}	仮設ポンプの時間故障率（実績と故障件数0.5件（仮定）から算出）と共通要因故障データから算出
	注水ライン機能喪失	屋外（追設）	6.0×10^{-2}	EPRIのTechnical Report 1013141を参考に算出。追設部は、10倍と仮定。
		屋外（既設）	4.3×10^{-3}	
		T/B内（既設）	8.4×10^{-4}	
		R/B内（既設）	9.0×10^{-4}	
	一次水源からの供給喪失	タンクの破損・損傷等による一次水源枯渇等	6.0×10^{-1}	仮設ポンプ（実績と故障件数0.5件（仮定）から算出）、タンク破損及び閉塞の時間故障率（（社）日本原子力技術協会「故障件数の不確実さを考慮した国内一般機器故障率の推定」を参照）から算出
	外部電源喪失（地震を除く）	発電所外での落雷，台風等	1.0×10^{-1}	停止時PSR-PSA（平成20年度実績）での 9.4×10^{-3} /年の10倍程度と仮定
M/C火災	仮設1/2号M/C-B盤火災	4.5×10^{-2}	NUREG/CR-6850を参考に設定	
発電所外	外部電源喪失（地震）	地震	1.7×10^0	外部電源喪失の実績から算出
	大津波事象	大津波	1.4×10^{-3}	「科学」2011年10月号（岩波書店）「東北地方太平洋沖地震の断層モデルと巨大地震発生のスーパーサイクル」（東京大学地震研究所：佐竹健治氏）による700年に1回を適用

2.2 成功基準

原子炉注水系の機能に発生した異常事象を収束させるために必要な安全機能を抽出し、各緩和系の成功基準を設定した。1～3号機全ての炉心の崩壊熱を除去するために必要な注水を行うために必要な最小設備数は表2、水源は表3のとおりとしている。具体的には、平成23年10月17日時点での崩壊熱を、20℃から100℃までの顕熱および蒸発潜熱で冷却可能な注水量となるが、過去に1号機4m³/hr、2号機4m³/hr、3号機7m³/hrで冷却可能であったことから、3基共用のポンプは20m³/hr 1台、1基用のポンプは10m³/hr 1台を成功基準としている。

表 2 各緩和系の成功基準

緩和系	成功基準	備考
常用高台炉注水ポンプ	3 台中 1 台運転	
タービン建屋内炉注水ポンプ	2 台中 1 台運転	1 プラント当たり
CST 炉注水ポンプ	2 台中 1 台運転	1・2 号機共用
	2 台中 1 台運転	3 号機用
非常用高台炉注水ポンプ	3 台中 1 台運転	
事務本館脇海側駐車場消防ポンプ (FT-A1)	1 台中 1 台運転	
ろ過水タンク脇消防ポンプ (FT-B2) 及び厚生棟脇消防ポンプ (FT-B1)	2 台中 2 台運転 (FT-B1, FT-B2)	ろ過水タンクを使用
	2 台中 2 台運転 (FT-A1, FT-B2)	原水地下タンクを使用
純水タンク脇炉注水ポンプ	3 台中 1 台運転	
事務本館脇海側駐車場バックアップ消防ポンプ	3 台中 1 台運転	

表 3 各緩和系とその水源の関連性

緩和系	水源
常用高台炉注水ポンプ	処理水バッファタンク
	ろ過水タンク
タービン建屋内炉注水ポンプ	処理水バッファタンク
	3 号機 CST
CST 炉注水ポンプ	3 号機 CST
非常用高台炉注水ポンプ	処理水バッファタンク
	ろ過水タンク
事務本館海側駐車場消防ポンプ (FT-A1)	ろ過水タンク
	原水地下タンク
ろ過水タンク脇消防ポンプ (FT-B2) 及び厚生棟脇消防ポンプ (FT-B1)	ろ過水タンク
	ろ過水タンク
純水タンク脇炉注水ポンプ	純水タンク
事務本館海側駐車場バックアップ消防ポンプ	－ (海水可)

2.3. イベントツリーの作成

炉心再損傷頻度の評価に際しては、選定した起回事象に対して各緩和系の作動や故障を考慮して、炉心再損傷に至る事象の進展をイベントツリーとして展開し、定量化する方法を採用した。

イベントツリー解析では、まず起回事象の発生から炉心再損傷に至るまでの設備の故障や緩和操作等をヘディングとして列挙した。次に、事象の進展を考慮し個々のヘディングにおける分岐の有無を決定し、さらに各ヘディングの分岐確率を設定した。ヘディングの分岐確率は、成功基準や時間余裕を考慮して実績データ及び後述するフォールトツリー解析を用いて評価した。(図2参照)

2.4. システムのモデル化

イベントツリーの定量化においては、各ヘディングに対して、対象となるシステムの非信頼度を得るために、フォールトツリー手法によりシステムのモデル化を行った。

フォールトツリーは、成功基準に基づき、頂上事象を明確にして系統の機能喪失に至る原因を展開し作成した。フォールトツリー解析では、系統や機器の運転状態や待機状態を考慮して各状態におけるシステムの非信頼度を評価した。

フォールトツリーの作成においては、機器の故障及びその復旧、従属故障、人的過誤等の構成要素を考慮した。

(1) 機器の故障及びその復旧

フォールトツリー解析において、主要な機器故障として待機中の機器の起動失敗、起動後の運転継続失敗を考慮した。

- ・ 起動失敗

デマンド故障確率を用いた。

- ・ 運転継続失敗

系統起動後も引き続き機能が必要な機器については、時間あたりの運転継続失敗率を考慮して、運転継続失敗確率 q' として、下記の式を用いた。

$$q' = \lambda' \times T_M$$

ここで、 T_M は使命時間であり、24時間を使用した。 λ' は故障率である。

使命時間については、3月11日の東北地方太平洋沖地震・大津波において、原子炉注水系機能喪失後、24時間以内に注水を再開できていることから、24時間あれば、多重化等の新たな対応が可能と考え、24時間を設定している。

- ・ 復旧

バックアップ操作や、故障の復旧が期待できる場合には、これらによる機能回復を考慮した。

(2) 従属故障の解析

システム信頼性評価で考慮すべき従属故障は、系統間の従属性と、機器間の従属性である。これらの従属性については、イベントツリー及びフォールトツリーの定量化の過程で考慮した。

なお、機器間従属性として共通原因故障を考慮しており、その評価対象は、仮設ポンプ等の2台又は3台起動失敗、2台又は3台継続運転失敗、仮設D/G等の2台起動失敗、および2台継続運転失敗等である。

(3) 人間信頼性解析

人間信頼性解析は、以下のように分類し、ヒューマンエラーハンドブック（NUREG/CR-1278）のTHERP手法に基づき、作業環境を考慮に入れた工学的判断値を含めて失敗確率を算定した。なお、ここでは操作のための時間余裕等を考慮している。また、監視・復旧チームについては、福島第一原子力発電所免震棟にて、24時間体制で十分な能力のあるメンバーが常駐している。

・事象発生後の人的過誤

事象発生後、操作員に対して要求される手動操作や、操作員が対応可能なバックアップ操作について、その操作失敗を考慮した。

2.5. データベースの作成

(1) 起因事象の発生頻度

各起因事象の発生頻度は、原子炉注水系の実績及び文献値等を用いた。（表1参照）

(2) 機器故障率関連データ

機器故障率関連データに関しては、原子炉注水系の実績及び文献値等を基に設定した。

(3) 共通原因故障データ

共通原因故障の評価に用いた β ファクタ値等は、米国LERに基づく分析結果等のデータソースを参考にした。

なお、 β ファクタ値等は、福島第一・1～3号機の様な状況を想定したものでないことから、仮設ポンプ、仮設D/G等に設定した β ファクタ値を一桁大きくして感度解析（点推定値）を実施した。その結果、各起因事象の中で、機器の多重故障による影響が比較的高かった常用高台炉注水ポンプトリップ及び外部電源喪失（地震）時の炉心再損傷頻度に対する感度（常用高台炉注水ポンプトリップ時の炉心再損傷頻度は約 1.5×10^{-10} /年から約 3.0×10^{-9} /年、外部電源喪失（地震）時の炉心再損傷頻度は約 5.1×10^{-8} /年から約 8.5×10^{-7} /年）は認められたが、評価結果の合計値への感度（約 2.2×10^{-4} /年から約 2.2×10^{-4} /年）は小さいことを確認した

(4) 人的過誤確率データ

人的過誤の評価は、ヒューマンエラーハンドブック（NUREG/CR- 1278）の THERP 手法を用いた。従ってこの評価に用いるデータも NUREG/CR-1278 の値、および、炉注水停止後の時間余裕 18 時間を考慮した工学的判断値を用いた。

(5) 時間余裕データ

時間余裕は、燃料の崩壊熱の大きさから評価され、崩壊熱が小さいほど、時間余裕が大きくなる。（添付資料－3 参照）

2.6. イベントツリーの定量化

選定された起因事象ごとに作成したイベントツリーに、起因事象の発生頻度を設定し、イベントツリーの分岐にフォールトツリーを結合することにより、各事故シーケンスを定量化した。（添付資料－2 参照）

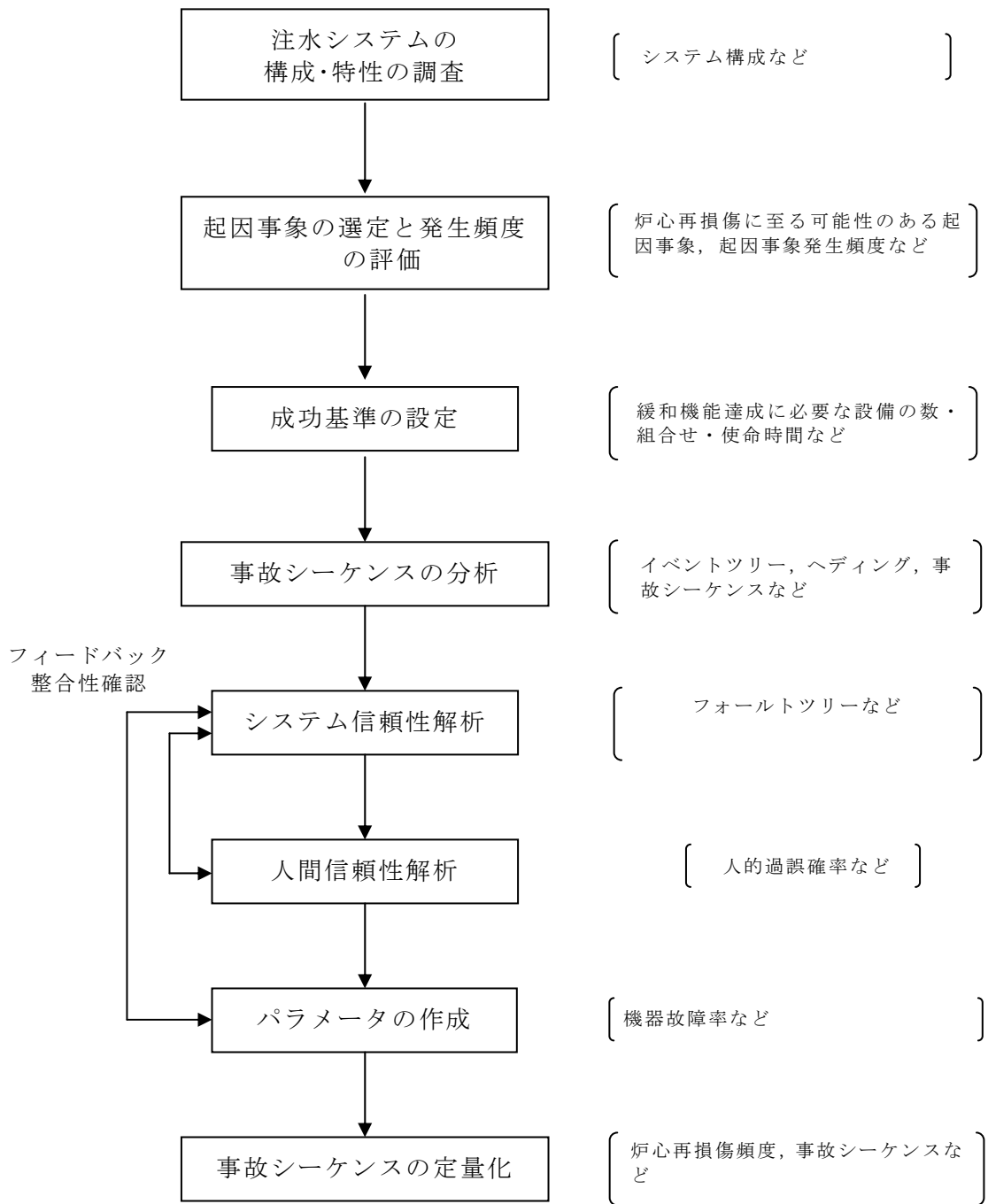


図1 作業フロー

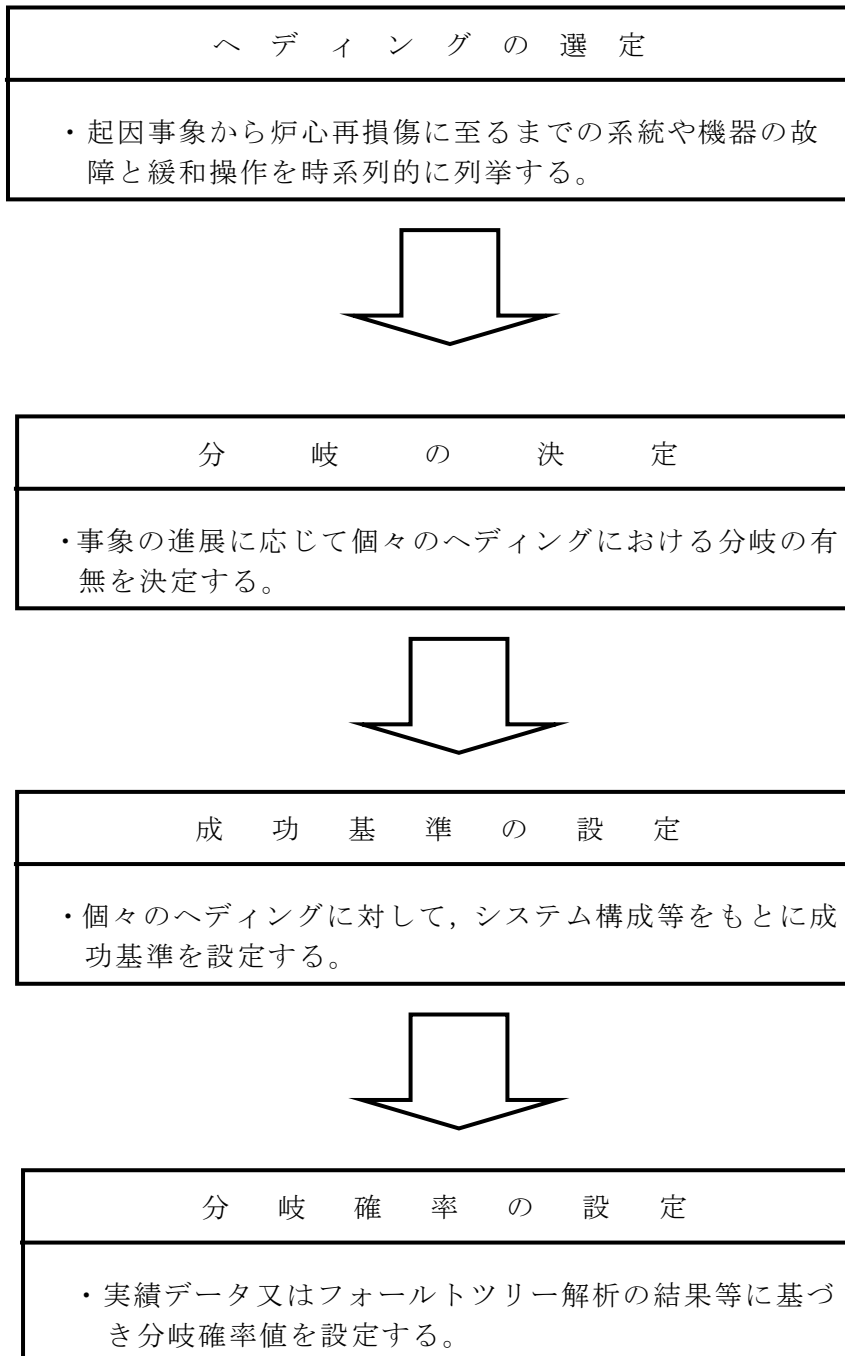


図2 イベントツリー解析の流れ

事故シーケンスの定量評価

(1) 常用高台炉注水ポンプトリップ

常用高台炉注水ポンプトリップ時は，図 1 に示すとおり，十分な能力を有する要員が待機していない場合には，復旧作業の着手失敗により，炉心再損傷に至るシナリオの頻度の寄与は大きい。

一方，図 1 に示すとおり，十分な能力を有する要員が待機していれば，注水設備の多重性は十分に確保されているため，緩和設備の多重故障により炉心再損傷に至るシナリオの頻度の寄与は小さい。

常用高台炉注水ポンプトリップ	復旧作業の着手	タービン建屋内炉注水ポンプ	CST炉注水ポンプ	非常用高台炉注水ポンプ	事務本館海側駐車場消防ポンプ	ろ過水タンク脇及び厚生棟脇消防ポンプ	純水タンク脇炉注水ポンプ	事務本館海側駐車場バックアップ消防ポンプ	No.	終状態	発生頻度(／年)
1.5E-02	1.0E-08	2.5E-03	1.7E-03	1.0E-01	1.4E-02	1.5E-02	2.6E-04	2.5E-04	1	-	1.5E-02
									2	-	3.8E-05
									3	-	5.8E-08
									4	-	6.5E-09
									5	-	9.3E-11
									6	-	1.4E-12
									7	-	3.6E-16
									8	CD	7.7E-17
									9	CD	1.5E-10
									合計値	1.5E-10	

図 1 常用高台炉注水ポンプトリップのイベントツリー

略語（以下，同様）

CD：炉心再損傷

(2) 注水ライン機能喪失

単一箇所の配管等の破損により，常用注水ラインが 3 プラントとも使用不能となる保守的な想定をしており，表 2-1 に示すとおり，破損箇所は原子炉建屋内 (R/B) 内，タービン建屋内 (T/B 内)，屋外に場合分けしている。なお，2，3 号機については，給水系及び CS 系を併用して注水しているが，起回事象発生時には，どちらの系の注水も中断している保守的な仮定を置いている。

起回事象発生を検知など，復旧作業の着手に成功すれば，図 2-1 から図 2-4 に示すとおり，常用注水ラインとは異なる複数の注水ラインが利用可能であるため，緩和設備の多重故障により，炉心再損傷に至るシナリオの頻度の寄与は小さい。

一方，起回事象発生を検知に失敗するなど，復旧作業の着手に失敗した場合に，図 2-1 から図 2-4 に示すとおり，炉心再損傷に至るシナリオの頻度の寄与は大きい。

なお，タービン建屋内 (T/B 内) および原子炉建屋内 (R/B 内) には，炉注水状態を監視する流量計 (FI) や圧力計 (PI) がなく，建屋内の注水ライン機能の喪失時には，少なくとも 6 時間に 1 回監視している原子炉格納容器および原子炉圧力容器内の温度・圧力の上昇により検知するため，屋外注水ラインより検知できる確率は相対的に小さく設定している。

なお，監視頻度を上げることにより，起回事象の検知性を高めることによる一定のリスク低減効果が考えられるが，復旧作業を着手するには，検知のみならず，復旧作業チームへの連絡，復旧作業チームの待機などの要素全てが適切に行われる必要がある。時間余裕を 18 時間としており，復旧作業に必要な時間を考慮しても最低 2 回は温度監視を行えること，および，極端な温度上昇等を検知することから，注水ラインの破損検知のエラー（監視エラー）よりも，復旧作業チームに適切に連絡が入らないことによる復旧作業の着手遅れまたは失敗の影響が大きいと考えられることから，原子炉格納容器内の監視方法，および異常発見時の連絡手順などの明文化による包絡的な対応手順を整備することで，注水ライン機能喪失時のリスク低減を図る必要があると考えている。

表 2-1 注水ライン機能喪失の起回事象発生頻度

事象	発生頻度 [/年]	位置	配管割合 [%]	最終的な 起回事象発生頻度 [/年]
既設	6.0E-03	R/B	15%	9.0E-04
		T/B	14%	8.4E-04
		屋外	71%	4.3E-03
追設	6.0E-02	屋外	100%	6.0E-02

注水ライン機能喪失(既設-R/B内)	復旧作業の着手	アクセス	復旧	タービン建屋内炉注水ポンプ	CST炉注水ポンプ	ろ過水タンク脇及び厚生棟脇消防ポンプ	純水タンク脇炉注水ポンプ	No.	終状態	発生頻度(／年)
9.0E-04			1.0E+00					1	-	0.0E+00
								2	-	0.0E+00
								3	-	0.0E+00
								4	-	0.0E+00
								5	-	0.0E+00
								6	CD	0.0E+00
								7	-	0.0E+00
								8	-	0.0E+00
								9	-	8.7E-04
								10	-	2.5E-05
								11	CD	6.7E-09
								12	-	0.0E+00
								13	-	0.0E+00
								14	-	0.0E+00
								15	-	0.0E+00
								16	CD	9.0E-06
合計値									9.0E-06	

図 2-1 注水ライン機能喪失のイベントツリー (既設-R/B 内) (1/4)

注水ライン機能喪失(既設-T/B内)	復旧作業の着手	アクセス	復旧	タービン建屋内炉注水ポンプ	CST炉注水ポンプ	ろ過水タンク脇及び厚生棟脇消防ポンプ	純水タンク脇炉注水ポンプ	No.	終状態	発生頻度(／年)
8.4E-04			2.5E-01					1	-	4.7E-04
								2	-	1.6E-04
								3	-	4.0E-07
								4	-	6.5E-10
								5	-	1.9E-11
								6	CD	7.5E-13
								7	-	2.1E-04
								8	-	5.3E-07
								9	-	8.7E-10
								10	-	2.5E-11
								11	CD	1.0E-12
								12	-	0.0E+00
								13	-	0.0E+00
								14	-	0.0E+00
								15	-	0.0E+00
								16	CD	8.4E-06
合計値									8.4E-06	

図 2-2 注水ライン機能喪失のイベントツリー (既設-T/B 内) (2/4)

注水ライン機能喪失(既設-屋外)	復旧作業の着手	アクセス	復旧	タービン建屋内炉注水ポンプ	CST炉注水ポンプ	ろ過水タンク脇及び厚生棟脇消防ポンプ	純水タンク脇炉注水ポンプ	No.	終状態	発生頻度(／年)
4.3E-03								1	-	4.2E-03
								2	-	4.2E-05
								3	-	1.1E-07
								4	-	1.8E-10
								5	-	5.2E-12
								6	CD	2.0E-13
								7	-	4.2E-07
								8	-	1.1E-09
								9	-	1.8E-12
								10	-	5.2E-14
								11	CD	2.0E-15
								12	-	0.0E+00
								13	-	0.0E+00
								14	-	0.0E+00
								15	-	0.0E+00
								16	CD	4.3E-06
合計値									4.3E-06	

図 2-3 注水ライン機能喪失のイベントツリー (既設-屋外) (3/4)

注水ライン機能喪失(追設-屋外)	復旧作業の着手	アクセス	復旧	タービン建屋内炉注水ポンプ	CST炉注水ポンプ	ろ過水タンク脇及び厚生棟脇消防ポンプ	純水タンク脇炉注水ポンプ	No.	終状態	発生頻度(／年)
6.0E-02								1	-	5.9E-02
								2	-	6.0E-04
								3	-	1.5E-06
								4	-	2.5E-09
								5	-	7.3E-11
								6	CD	2.9E-12
								7	-	6.0E-06
								8	-	1.5E-08
								9	-	2.5E-11
								10	-	7.3E-13
								11	CD	2.9E-14
								12	-	0.0E+00
								13	-	0.0E+00
								14	-	0.0E+00
								15	-	0.0E+00
								16	CD	6.0E-05
合計値									6.0E-05	

図 2-4 注水ライン機能喪失のイベントツリー (追設-屋外) (4/4)

(3) 一次水源からの供給喪失

一次水源からの供給喪失時は、図 3 に示すとおり、十分な能力を有する要員が待機していない場合には、復旧作業の着手失敗により、炉心再損傷に至るシナリオの頻度の寄与は大きい。

一方、図 3 に示すとおり、十分な能力を有する要員が待機していれば、水源の多重性は十分に確保されているため、緩和設備の多重故障により炉心再損傷に至るシナリオの頻度の寄与は小さい。

一次水源からの供給喪失	復旧作業の着手	常用高台炉注水ポンプ	タービン建屋内炉注水ポンプ	CST炉注水ポンプ	非常用高台炉注水ポンプ	事務本館海側駐車場消防ポンプ	ろ過水タンク脇及び厚生棟脇消防ポンプ	純水タンク脇炉注水仮設ポンプ	事務本館海側駐車場バックアップ消防ポンプ	No.	終状態	発生頻度 (／年)
6.0E-01	1.0E-08	2.7E-03	4.9E-03	1.7E-03	1.0E-01	1.4E-02	1.5E-02	2.6E-04	2.5E-04	1	-	6.0E-01
										2	-	1.6E-03
										3	-	8.0E-06
										4	-	1.2E-08
										5	-	1.4E-09
										6	-	2.0E-11
										7	-	2.9E-13
										8	-	7.7E-17
										9	CD	4.2E-15
										10	CD	6.0E-09
合計値											6.0E-09	

図 3 一次水源からの供給機能喪失のイベントツリー

(4) 外部電源喪失（地震を除く）

外部電源喪失（地震を除く）時は、図 4-1 に示すとおり、十分な能力を有する要員が待機していない場合には、復旧作業の着手失敗により、炉心再損傷に至るシナリオの頻度の寄与は大きい。

一方、図 4-2 および図 4-3 に示すとおり、十分な能力を有する要員が待機していれば、非常用D/G、電源車及び消防車のように、代替電源の多重性及び多様性が十分に確保されているため、緩和設備の多重故障により炉心再損傷に至るシナリオの頻度の寄与は小さい。

外部電源喪失(地震を除く)	復旧作業の着手	外電復旧	No.	終状態	発生頻度(／年)
1.0E-01	1.0E-08	1.0E-01	1 - 9	TE1へ	-
			10 - 18	TE2へ	-
			19	CD	1.0E-09
				合計値	1.0E-09

図 4-1 外部電源喪失（地震を除く）時のイベントツリー（1/3）

外電復旧成功	常用高台炉注水ポンプ再起動	タービン建屋内炉注水ポンプ	GST炉注水ポンプ	非常用高台炉注水ポンプ	事務本館海側駐車場消防ポンプ	ろ過水タンク脇及び厚生棟脇消防ポンプ	純水タンク脇炉注水ポンプ	事務本館海側駐車場バックアップ消防ポンプ	No.	終状態	発生頻度(／年)
									1	-	9.0E-02
	2.4E-04								2	-	2.1E-05
		2.5E-03							3	-	5.3E-08
			1.7E-03						4	-	7.9E-11
				1.0E-01					5	-	8.9E-12
					1.4E-02				6	-	1.3E-13
						1.5E-02			7	-	1.9E-15
							2.5E-04		8	-	4.7E-19
								2.5E-04	9	CD	4.6E-15
										合計値	4.6E-15

図 4-2 外部電源喪失（地震を除く）時のイベントツリー（2/3）

(TE1：外電復旧成功時)

外電復旧失敗	常用高台炉注水ポンプ再起動	タービン建屋内炉注水ポンプ	GST炉注水ポンプ	非常用高台炉注水ポンプ	事務本館海側駐車場消防ポンプ	ろ過水タンク脇及び厚生棟脇消防ポンプ	純水タンク脇炉注水ポンプ	事務本館海側駐車場バックアップ消防ポンプ	No.	終状態	発生頻度(／年)
									10	-	9.4E-03
	5.8E-02								11	-	5.1E-04
		1.1E-01							12	-	6.0E-05
			5.9E-02						13	-	3.4E-06
				1.0E-01					14	-	3.8E-07
					1.4E-02				15	-	5.4E-09
						1.5E-02			16	-	7.9E-11
							6.1E-03		17	-	4.8E-13
								2.5E-04	18	CD	5.8E-12
										合計値	5.8E-12

図 4-3 外部電源喪失（地震を除く）時のイベントツリー（3/7）

(TE2：外電復旧失敗時)

(5) M/C 火災

仮設 1/2 号 M/C-B 盤火災時には、図 5 に示すとおり、十分な能力を有する要員が待機していない場合には、復旧作業の失敗により、炉心再損傷に至るシナリオの頻度の寄与は大きい。

一方、図 5 に示すとおり、十分な能力を有する要員が待機していれば、非常用 D/G、電源車及び消防車のように、代替電源の多重性及び多様性は十分に確保されているため、緩和設備の多重故障により炉心再損傷に至るシナリオの頻度の寄与は小さい。

仮設 1/2 号 M/C-B 盤火災	復旧作業の着手	常用高台炉注水ポンプ再起動	タービン建屋内炉注水ポンプ	CST 炉注水ポンプ	非常用高台炉注水ポンプ	事務本館海側駐車場消防ポンプ	ろ過水タンク脇及び厚生棟脇消防ポンプ	純水タンク脇炉注水ポンプ	事務本館海側駐車場バックアップ消防ポンプ	No.	終状態	発生頻度 (／年)	
4.5E-02	1.0E-08	1.0E+00								1	-	0.0E+00	
			1.0E+00							2	-	0.0E+00	
				1.0E+00							3	-	4.5E-02
					1.7E-03						4	-	6.9E-05
						1.0E-01					5	-	7.7E-06
							1.4E-02				6	-	1.1E-07
								1.5E-02			7	-	1.5E-09
									1.0E-01		8	-	1.6E-10
										2.5E-04	9	CD	8.8E-13
											10	CD	4.5E-10
合計値											4.5E-10		

図 5 仮設 1/2 号 M/C-B 盤火災時のイベントツリー

(6) 外部電源喪失（地震）

地震による外部電源喪失には、図 6-1 に示すとおり、十分な能力を有する要員が待機していない場合には、復旧作業の着手失敗により、図 6-3 に示すとおり、外電復旧が失敗した場合には、地震の影響により、注水設備の再起動が困難になっていることが想定され、炉心再損傷に至るシナリオの頻度の寄与は大きい。

一方、図 6-2 に示すとおり、十分な能力を有する要員が待機している場合で、外電復旧に成功すれば、緩和設備の多重故障により炉心再損傷に至るシナリオの頻度の寄与は小さい。

外部電源喪失(地震)	復旧作業の着手	外電復旧	No.	終状態	発生頻度(／年)
1.7E+00	1.0E-08	5.0E-01	1 - 9	STE1へ	-
			10 - 18	STE2へ	-
			19	CD	1.7E-08
				合計値	1.7E-08

図 6-1 外部電源喪失（地震）時のイベントツリー（1／3）

外電復旧成功	常用高台炉注水ポンプ再起動	タービン建屋内炉注水ポンプ	GST炉注水ポンプ	非常用高台炉注水ポンプ	事務本館海側駐車場消防ポンプ	ろ過水タンク脇及び厚生棟脇消防ポンプ	純水タンク脇炉注水ポンプ	事務本館海側駐車場バックアップ消防ポンプ	No.	終状態	発生頻度(／年)
									1	-	8.5E-01
	1.3E-03								2	-	1.1E-03
		1.8E-02							3	-	2.0E-05
			1.2E-02						4	-	1.3E-07
				4.8E-01					5	-	1.1E-07
					3.8E-02				6	-	4.1E-09
						3.9E-02			7	-	1.7E-10
							1.4E-03		8	-	2.4E-13
								5.4E-04	9	CD	7.2E-12
									合計値		7.2E-12

図 6-2 外部電源喪失（地震）時のイベントツリー（2／3）
(STE1：外電復旧成功時)

外電復旧失敗	常用高台炉注水ポンプ再起動	タービン建屋内炉注水ポンプ	GST炉注水ポンプ	非常用高台炉注水ポンプ	事務本館海側駐車場消防ポンプ	ろ過水タンク脇及び厚生棟脇消防ポンプ	純水タンク脇炉注水ポンプ	事務本館海側駐車場バックアップ消防ポンプ	No.	終状態	発生頻度(／年)
									10	-	6.2E-01
	2.7E-01								11	-	1.2E-01
		4.7E-01							12	-	7.8E-02
			2.8E-01						13	-	1.6E-02
				4.8E-01					14	-	1.4E-02
					3.8E-02				15	-	5.2E-04
						3.9E-02			16	-	1.8E-05
							1.3E-01		17	-	2.7E-06
								5.4E-04	18	CD	3.4E-08
									合計値		3.4E-08

図 6-3 外部電源喪失（地震）時のイベントツリー（3／3）

(STE2：外電復旧失敗時)

(7) 大津波事象

大津波（3/11 に発生した津波規模を想定）が襲来した際には、OP. 10,000 の地上高付近に設置されている、タービン建屋内炉注水ポンプ、CST 炉注水ポンプ、純水タンク脇炉注水ポンプによる注水機能が失われているとした保守的な仮定を置いている。

図 7 に示すとおり、津波対策により強化した OP. 10,000 の地上高にある常用注水ラインに損傷がなければ、高台に設置している注水設備による注水は継続可能である。

一方、図 7 に示すとおり、注水ラインが損傷した場合には、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水が途絶え、津波被害により現場にアクセスすることが困難になることが予想され、事務本館脇海側駐車場バックアップ消防車のための新しい注水ラインの確保に失敗すること、および、平行で作業を進めると想定される常用高台炉注水ポンプ、非常用高台炉注水ポンプ、事務本館海側駐車場消防ポンプおよびろ過水タンク脇及び厚生棟脇消防ポンプからの常用注水ラインの復旧にも失敗することにより、炉心再損傷に至るシナリオの頻度の寄与は大きい。

大津波事象	炉注水ライン機能喪失	復旧作業の着手	常用高台炉注水ポンプ再起動	タービン建屋内炉注水ポンプ	CST炉注水ポンプ	非常用高台炉注水ポンプ	事務本館海側駐車場消防ポンプ	ろ過水タンク脇及び厚生棟脇消防ポンプ	純水タンク脇炉注水ポンプ	事務本館海側駐車場バックアップ消防ポンプ	No.	終状態	発生頻度 (／年)
1.4E-03	5.0E-01		4.4E-01	1.0E+00	1.0E+00	7.1E-01	4.6E-01	4.8E-01	1.0E+00	4.4E-01	1	-	7.0E-04
											2	-	3.9E-04
											3	-	0.0E+00
											4	-	0.0E+00
											5	-	9.1E-05
											6	-	1.2E-04
											7	-	5.2E-05
											8	-	0.0E+00
											9	-	2.7E-05
											10	CD	1.3E-04
											11	CD	0.0E+00
											合計値	1.3E-04	

図 7 大津波事象時のイベントツリー

原子炉注水停止時の燃料温度 1,200℃への上昇時間（時間余裕評価）

炉心再損傷の判定条件として、「炉心の少なくとも一部の（健全な）燃料の被覆管表面温度が 1,200℃を上回ること」とした。原子炉注水系機能喪失からこの判定条件に至るまでの時間を評価した結果、現時点（10月17日現在）では以下に示すとおり約 19～20 時間となったため、保守的に 18 時間後までに原子炉への注水に成功すれば、炉心再損傷を防止できるものとした。

【注水停止時の燃料温度上昇評価】

1. 評価前提

保守的に断熱状態を仮定し、崩壊熱は全て燃料のヒートアップに寄与するものとする。

2. 評価条件

- (a) 崩壊熱：0.61 MW（1号）、0.86 MW（2号）、0.88 MW（3号）、10/17 時点 ORIGEN 評価
- (b) 全燃料量：120t（1号）、164t（2号、3号）
- (c) 燃料比熱：0.4kJ/kg・℃
- (d) 原子炉圧力容器内水量：0m³
- (e) 水-ジルコニウム反応が急激に進展する温度：1,200℃
- (f) 燃料温度：300℃

3. 評価式

$$\text{温度上昇時間}[h] = \frac{\text{全燃料量}[t] \times 10^3 \times \text{燃料比熱}[kJ/kg \cdot ^\circ C]}{\text{崩壊熱}[MW] \times 10^3 \times 3,600[sec/h]} \times (1,200 - 300)[^\circ C]$$

4. 評価結果

1,200℃までの温度上昇時間は下表のとおりである。

	1号	2号	3号
1,200℃までの温度上昇時間	約 20 時間	約 19 時間	約 19 時間

以上